

第 2 図 ペDESTAL内の計器設置図

手順のリンク先について

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ついて、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.8.2.1(1) b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）
 - ・水源から接続口までの格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順
 - <リンク先> 1.13.2.1(2) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
 - 1.13.2.1(4) a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水
2. 1.8.2.1(1) d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）
 - ・水源から接続口までの低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順
 - <リンク先> 1.13.2.1(2) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
 - 1.13.2.1(4) a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水
3. 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. 手動による原子炉減圧
 - ・残留熱除去系海水系，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による

冷却水確保手順

<リンク先> 1.5.2.1(1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

1.5.2.3(1) a . 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

1.5.2.3(1) b . 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

・ サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順

<リンク先> 1.13.2.3(1) a . 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切替え

・ 水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

<リンク先> 1.13.2.1(2) a . 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1.13.2.1(4) a . 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水

・ 西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽に補給する手順

<リンク先> 1.13.2.2(1) a . 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

1.13.2.2(2) a . 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）

・ 常設低圧代替注水系ポンプ，復水移送ポンプ，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系，代替循環冷却系ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順

<リンク先> 1.14.2.2(1) a . 常設代替交流電源設備による非常用所内電

気設備への給電

1.14.2.2(1) b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内
電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内
電気設備への給電

1.14.2.4(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気
設備への給電

1.14.2.4(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電
気設備への給電

1.14.2.4(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気
設備への給電

1.14.2.4(2) b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電
気設備への給電

- ・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順

<リンク先> 1.14.2.5(1) a. 可搬型設備用軽油貯蔵タンクから各機器への給油

1.14.2.5(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

- ・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 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

< 目 次 >

1.9.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

(c) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

(d) 代替電源設備により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) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

a. 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化

b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

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

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

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

b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

1.9.2.2 代替電源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ための設備への給電手順

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.9.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.9.2 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. 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

(1) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

添付資料 1.9.5 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 1.9.6 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。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

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

(1) BWR

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

(2) PWRのうち必要な原子炉

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

(3) BWR及びPWR共通

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

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

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

1.9.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

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

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十二条及び技術基準規則第六十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備

が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

i) 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス（窒素）により不活性化した状態としている。

不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 不活性ガス系

ii) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

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

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

- ・可搬型窒素供給装置

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

i) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により発生する水素、水の放射線分解により発生する水素と酸素を格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにより、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。

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

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器圧力逃がし装置

ii) 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

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

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

- ・可燃性ガス濃度制御系ブロワ

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

(c) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

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

i) 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A)

による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

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

- ・格納容器内水素濃度 (S A)
- ・格納容器内酸素濃度 (S A)

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

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

- ・格納容器内水素濃度
- ・格納容器内酸素濃度
- ・緊急用海水ポンプ
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ (代替残留熱除去系海水系として使

用)

- (d) 代替電源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ための設備への給電

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

代替電源設備により給電する設備は以下のとおり。

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

- (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

「1.9.1(2) a. (b) i) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止」で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置は重大事故等対処設備として位置づける。

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

「1.9.1(2) a. (c) ii) 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視」で使用する設備のうち、残留熱除去系海水ポンプ及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位

位置づける。

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

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.9.1）

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

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

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

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

運転が可能となれば、中長期的な原子炉格納容器内水素対策として有効である。

- ・格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度

重大事故等時における原子炉格納容器内の圧力では格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度を使用できない場合があるが、原子炉格納容器内の圧力が最高使用圧力以下の状態においては、水素及び酸素濃度を監視する手段として有効である。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

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

なお，「1.9.1(2) a. (a) i) 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化」として使用する設備である不活性ガス系は，原子炉運転中に原子炉格納容器内雰囲気を常時不活性化する手段として使用する設計基準対象施設であり，重大事故等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づけない。

(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。

この手順は，運転員等^{※2}及び重大事故等対応要員の対応として，

「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「非常時運転手順書Ⅲ（シビア

アクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.9-1表）。

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

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

（添付資料1.9.3）

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) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

a. 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により発生する水素，水の放射線分解により発生する水素と酸素の反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため，原子炉格納容器内を不活性ガス系にて不活性化する。

なお，原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換し，原子炉運転中は原子炉格納容器内を常時不活性化した状態としている。この操作は，重大事故等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1.9-1図に示す。

b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱時に，原子炉格納容器内で発生する水素と酸素の反応による水素爆発により原子炉格納容器が

破損することを防止するため、原子炉格納容器内を可搬型窒素供給装置により不活性化する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱時に、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol%に到達した場合。

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

(b) 操作手順

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

概要図を第1.9-2図に、タイムチャートを第1.9-3図に示す。

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

②災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内（S/C側）への不活性ガス（窒素）注入をするための接続口を連絡する。

③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）内へ不活性ガス（窒素）を注入するための準備を指示する。

- ④重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋東側屋外に配備し、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。また、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋西側屋外に配備した場合は、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- ⑤重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）内へ不活性ガス（窒素）を注入するための準備が完了したことを報告する。
- ⑥災害対策本部長は、発電長に原子炉格納容器（S/C側）内へ不活性ガス（窒素）を注入するための準備が完了したことを連絡する。
- ⑦発電長は、格納容器内酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度が、原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入基準である4.0vol%に到達したことを確認し、災害対策本部長に原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入を依頼する。
- ⑧災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入開始を指示する。
- ⑨重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側）を開とし、原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを、災害対策本部長に報告する。なお、原子炉格納容器内の酸素濃度を低下させることを目的として、水の放射線分解によって発生する酸素量の多い原子炉格納容器（S/C側）から窒素を注入する。また、原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒

素) 注入により原子炉格納容器内の酸素濃度の上昇を抑制できない場合は、可搬型窒素供給装置を1個追加し、原子炉格納容器(D/W側)内への不活性ガス(窒素)注入を開始することで原子炉格納容器内の酸素濃度上昇を抑制する。

⑩災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器(S/C側)内へ不活性ガス(窒素)の注入を開始したことを連絡する。

⑪発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度及び原子炉格納容器内の圧力の確認を指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて、原子炉格納容器内の酸素濃度上昇が抑制され格納容器内酸素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度指示値が4.3vol%未満であること、及びドライウエル圧力又はサブレーション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage] (1Pd) に到達したことを確認し、発電長に報告する。なお、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合は、⑭から実施する。

⑬発電長は、災害対策本部長に原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) に到達したことを連絡する。

⑭災害対策本部長は、重大事故等対応要員に原子炉格納容器(S/C側)内への不活性ガス(窒素)注入停止を指示する。

⑮重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁(S/C側)を閉とし、原子炉格納容器(S/C側)内への不活性ガス(窒素)注入を停止する。

⑯重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器(S/C側)内への不活性ガス(窒素)注入を停止したことを報告する。

⑰災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入の停止を連絡する。

⑱発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて、格納容器内酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度指示値が4.3vol%に到達したことを確認し、発電長に報告する。

⑳発電長は、運転員等にサプレッション・プール水温度の確認を指示する。

㉑運転員等は中央制御室にて、サプレッション・プール水温度指示値が100℃未満であることを確認し、発電長に報告する。

㉒発電長は、サプレッション・プール水温度が100℃未満であることを確認し、災害対策本部長に原子炉格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）による注入を依頼する。なお、サプレッション・プール水温度指示値が100℃以上の場合、格納容器ベント時にサプレッション・プール水が減圧沸騰する恐れがあるため、運転員等に外部水源である低圧代替注水系（常設）等の起動及び内部水源である残留熱除去系又は代替循環冷却系の停止を指示し、災害対策本部長に原子炉格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）による注入を依頼する。

㉓災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）注入開始を指示する。

㉔重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側

屋外にて、窒素ガス補給弁（D/W側）を開とし、原子炉格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑳ 災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（D/W側）内へ不活性ガス（窒素）の注入を開始したことを連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の操作において、作業開始を判断してから原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入の場合】

・現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合、135分以内と想定する。

【格納容器窒素供給ライン東側接続口を使用した原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入の場合】

・現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合、115分以内と想定する。

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

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

(添付資料1.9.4)

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにより、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。

中央制御室から格納容器圧力逃がし装置の遠隔操作ができない場合は、遠隔人力操作機構を使用した現場（二次格納施設外）での操作を実施する。また、第二弁及び第二弁バイパス弁を操作する第二弁操作室は必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ポンプユニットにて正圧化することにより、外気の流入を一定時間遮断することで、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する。また、格納容器ベントを実施した際のプルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避及び第二弁操作室にて待機する。なお、プラントパラメータについては、中央制御室待避室内でデータ表示装置（待避室）により継続して監視する。

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止手順の

概要は以下のとおり。

概要図を第1.9-4図に、タイムチャートを第1.9-5図に示す（S/C側ベント及びD/W側ベントの手順は、手順⑫以外は同様。）。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を依頼する。
- ②災害対策本部長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、第二弁操作室に重大事故等対応要員を派遣し、発電長に連絡する。
- ③発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁及び原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号が発生している場合には、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑩運転員等は、発電長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成が完了したことを報告する。

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

⑫^a S／C側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止のため、第一弁（S／C側）を開とし、発電長に報告する。

⑫^b D／W側ベントの場合

第一弁（S／C側）が開できない場合、運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止のため、第一弁（D／W側）を開とし、発電長に報告する。

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

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

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

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

⑰発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の水素濃度が格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度にて可燃限界未満になったこと、及び可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御が可能となったことを確認し、第一弁（S / C側又はD / W側）を閉にするように指示する。

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

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

(c) 操作の成立性

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

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

b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

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

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

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。

- ①残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱時に、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇した場合。
- ②可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の注入を実施しており、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントを実施した場合。

(b) 操作手順

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

概要図を第1.9-6図に、タイムチャートを第1.9-7図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御のための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、加熱器、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に可燃性ガス濃度制御系A系のウォームアップ運転を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系A系の起動操

作を実施し、可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量、可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量及び可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力の上昇を確認する。

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

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

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

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

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

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

⑪運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系A系による原

原子炉格納容器内の水素濃度制御が行われていることを原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の低下により確認する。

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

(c) 操作の成立性

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

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

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

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

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

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合。

(b) 操作手順

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

概要図を第1.9-8図に、タイムチャートを第1.9-9図に示す。

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

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

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

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

※2：通常時から緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）は外部電源系にて受電され暖気しており、交流電源の喪失時は代替交流電源設備により緊急用MCCを受電した後、暖気が自動的に開始される。

※3：格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S

A) によるD/W側，S/C側の雰囲気ガスのサンプリングは自動で切り替わる。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，作業開始を判断した後，交流電源を確保してから格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）による測定開始まで38分以内と想定する。

なお，交流電源の喪失時には代替交流電源設備により緊急用MCCを受電した後，暖気が自動的に開始され，最長38分で計測が可能である。また，中央制御室に設置されている制御盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

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

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合。

(b) 操作手順

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

概要図を第1.9-10図に，タイムチャートを第1.9-11図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に格納容器雰

囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視のための準備を指示する。

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

③発電長は、運転員等に格納容器雰囲気モニタ（A）の起動を指示する。

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

(c) 操作の成立性

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

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

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

(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1.9-12図に示す。

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

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

残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱時において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇した場合に、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度制御を実施する。また、可燃性ガス濃度制御系が使用できない場合で、原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器内酸素濃度にて3.5vol%に到達した場合は、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する準備をする。原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器内酸素濃度にて4.0vol%に到達した場合は、可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。

原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器内酸素濃度にて4.3vol%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにより、原子炉格納容器水素爆発の発生を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントをする際には、ス

クラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるS/C側の第一弁開操作を第一優先とする。S/C側の第一弁開操作が実施できない場合には、D/W側の第一弁開操作を実施する。その後、第二弁を開操作し、格納容器ベントを実施する。第二弁開操作が実施できない場合には、第二弁バイパス弁を開操作し、格納容器ベントを実施する。

(添付資料1.9.5)

1.9.2.2 代替電源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ための設備への給電手順

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

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

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

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

第二弁操作室の正圧化手順については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

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

窒素供給装置用電源車、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車、非常用交流電源設備及び可搬型代替注水大型

ポンプへの燃料給油手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第1.9-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/9)

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

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

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

※3: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等^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づけない。

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

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

※6: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/9）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	主要設備	可搬型窒素供給装置 ・窒素供給装置 ・窒素供給装置用電源車	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」 重大事故等対策要領
			関連設備	不活性ガス系配管・弁 原子炉格納容器 燃料給油設備※6 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備	

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

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

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等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づけない。

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

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

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/9）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止	主要設備	格納容器圧力逃がし装置※5	重大事故等対処設備
			関連設備	フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 常設代替交流電源設備※6 ・常設代替高压電源装置 可搬型代替交流電源設備※6 ・可搬型代替低压電源車 常設代替直流電源設備※6 ・緊急用 125V 系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※6 ・可搬型代替低压電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※6 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高压電源装置 燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 重大事故等対策要領

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

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

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等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づけけない。

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

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

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/9）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	主要設備	可燃性ガス濃度制御系ブロワ 可燃性ガス濃度制御系加熱器 可燃性ガス濃度制御系再結合器 可燃性ガス濃度制御系冷却器	自主対策設備
			関連設備	非常用交流電源設備※6 ・ 2C 非常用ディーゼル発電機 ・ 2D 非常用ディーゼル発電機 ・ 2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・ 2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※6 ・ 常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※6 ・ 軽油貯蔵タンク ・ 2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 軽油貯蔵タンク ・ 常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱-1」， 「除熱-3」， 「放出」 重大事故等対策要領
				可燃性ガス濃度制御系配管・弁	自主対策設備

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

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

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等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づけない。

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

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

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5/9）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	格納容器内水素濃度（S A）及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度（S A）	主要設備	格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内酸素濃度（S A）	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「AM設備別操作手順書」
			関連設備	常設代替交流電源設備※6 ・常設代替高压電源装置 可搬型代替交流電源設備※6 ・可搬型代替低压電源車 燃料給油設備※6 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高压電源装置 燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 重大事故等対策要領

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

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

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等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づけない。

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

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

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6/9）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視①	主要設備	残留熱除去系海水ポンプ※4 残留熱除去系海水ストレーナ※4	重大事故等対処設備
				格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度	自主対策設備
			関連設備	非常用交流電源設備※6 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※6 ・ 常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※6 ・ 軽油貯蔵タンク ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 軽油貯蔵タンク ・ 常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備

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

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

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等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づけない。

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

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

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7/9）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視②	主要設備	緊急用海水ポンプ※4 緊急用海水ストレーナ※4	重大事故等対処設備
			関連設備	格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度	自主対策設備
			非常用交流電源設備※6 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※6 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※6 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」 重大事故等対策要領

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

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

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等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づけない。

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

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

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8/9）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	一	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視③	主要設備	格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 可搬型代替注水大型ポンプ※4	自主対策設備
			関連設備	非常用交流電源設備※6 <ul style="list-style-type: none"> ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※6 <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※6 <ul style="list-style-type: none"> ・ 軽油貯蔵タンク ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 軽油貯蔵タンク ・ 常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ 	重大事故等対処設備

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

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

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等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づけない。

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

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

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (9/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	代替電源設備により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への給電	主要設備	格納容器圧力逃がし装置※5 格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A)	重大事故等対処設備
			関連設備	常設代替交流電源設備※6 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※6 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※6 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備

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

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

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等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づけない。

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

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

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.9-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止			
b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器内酸素濃度※ ²
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 可燃性ガス濃度制御系プロワ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系プロワ吸込ガス圧力
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・プール水温度※ ¹
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器内酸素濃度※ ²
		原子炉格納容器への注水量	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ※ ¹ 低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) ※ ¹ 残留熱除去系系統流量※ ¹ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※ ¹ 残留熱除去系熱交換器出口温度※ ¹
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※ ¹ サブプレッション・プール水位※ ¹ ろ過水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンク水位
補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力		

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

監視計器一覧 (2/5)

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

※¹: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※²: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

監視計器一覧 (3/5)

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

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

監視計器一覧 (4/5)

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

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

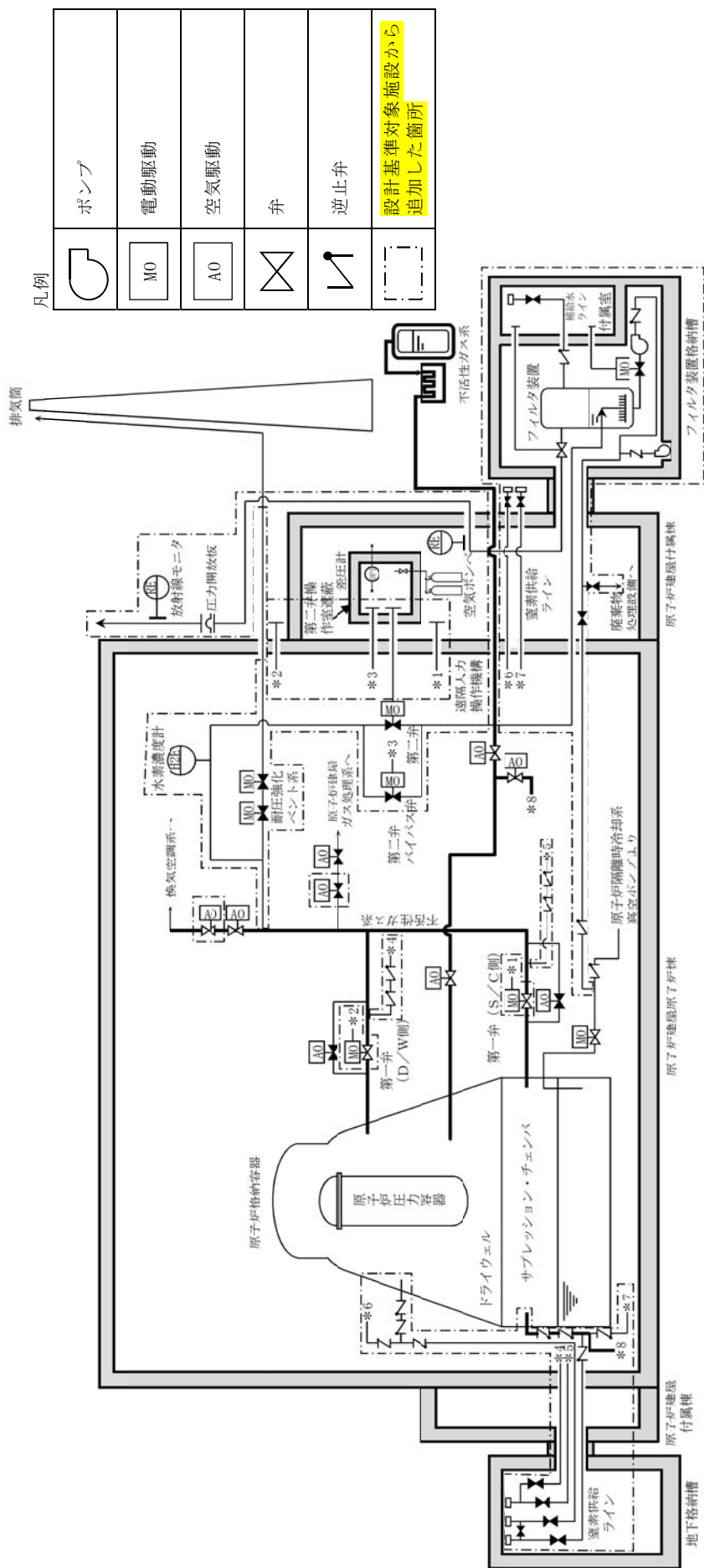
監視計器一覧 (5/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視			
b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度※2
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度※2
		補機監視機能	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

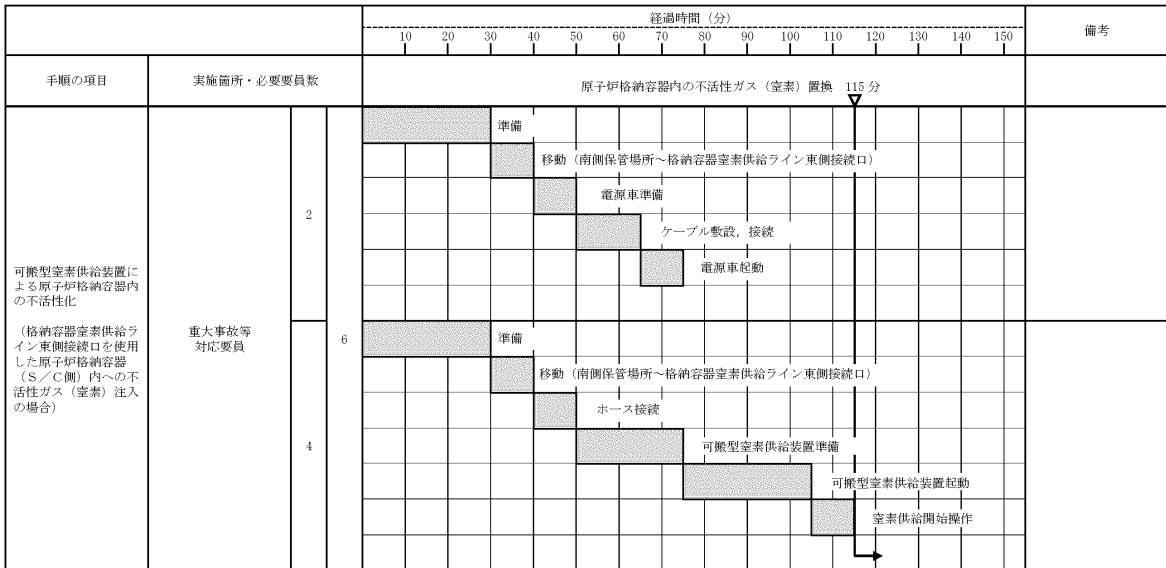
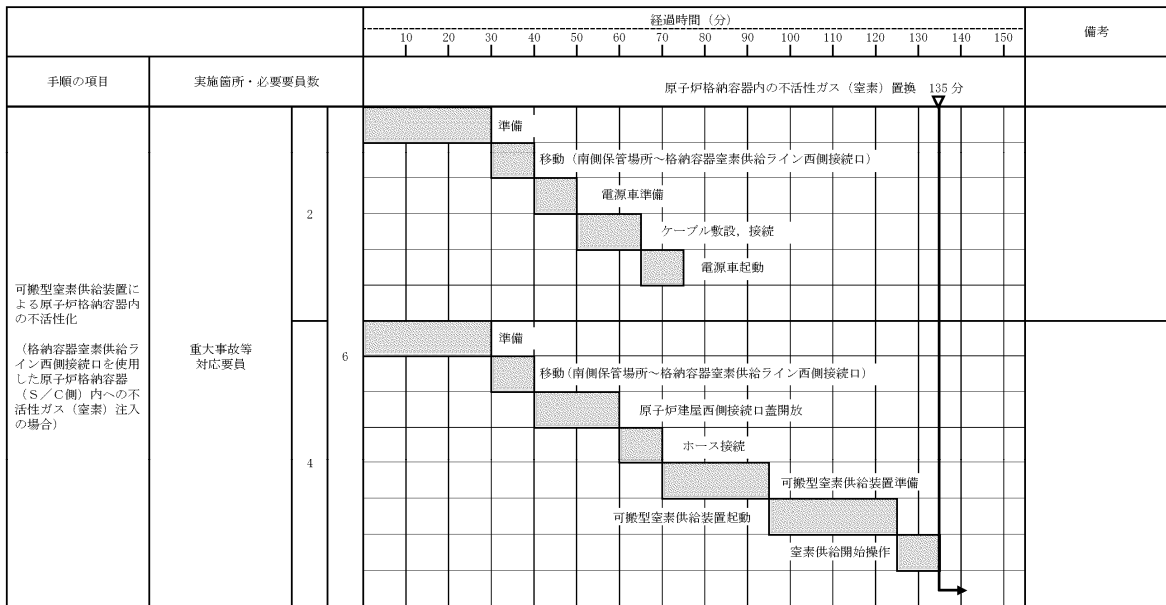
※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

第1.9-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>	第一弁（S/C側）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	第一弁（D/W側）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	第二弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	第二弁バイパス弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	格納容器内水素濃度（SA）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC
	格納容器内酸素濃度（SA）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤

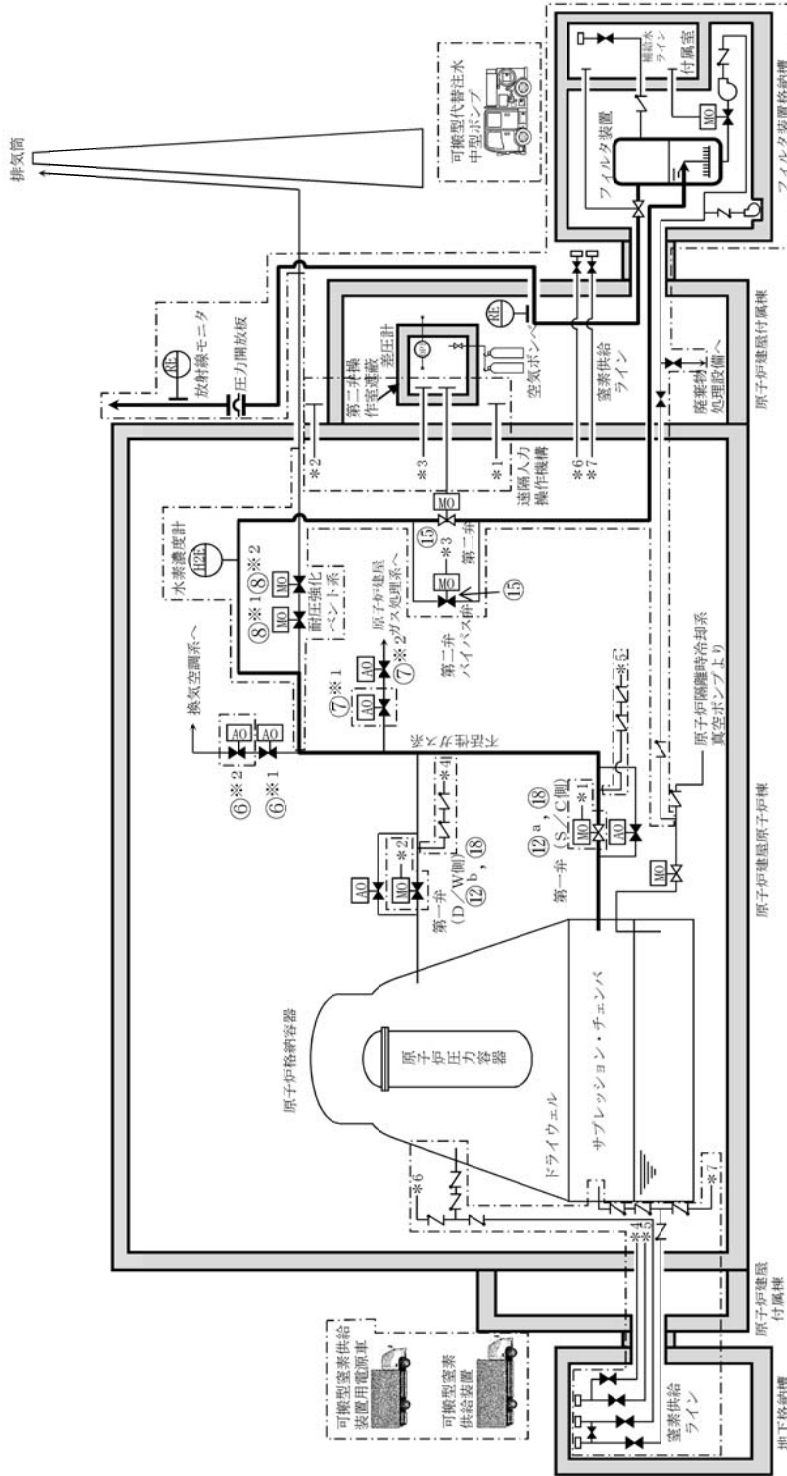


第 1.9-1 図 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 概要図



第 1.9-3 図 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化 タイムチャート

凡例		ポンプ
		電動駆動
		空気駆動
		弁
		逆止弁
		設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※1	換気空調系一次隔離弁	⑦※2	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁
⑥※2	換気空調系二次隔離弁	⑧※1	耐圧強化ベント系一次隔離弁
⑦※1	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑮	第二弁 第二弁 バイパス弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

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

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

第1.9-4図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 概要図

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





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

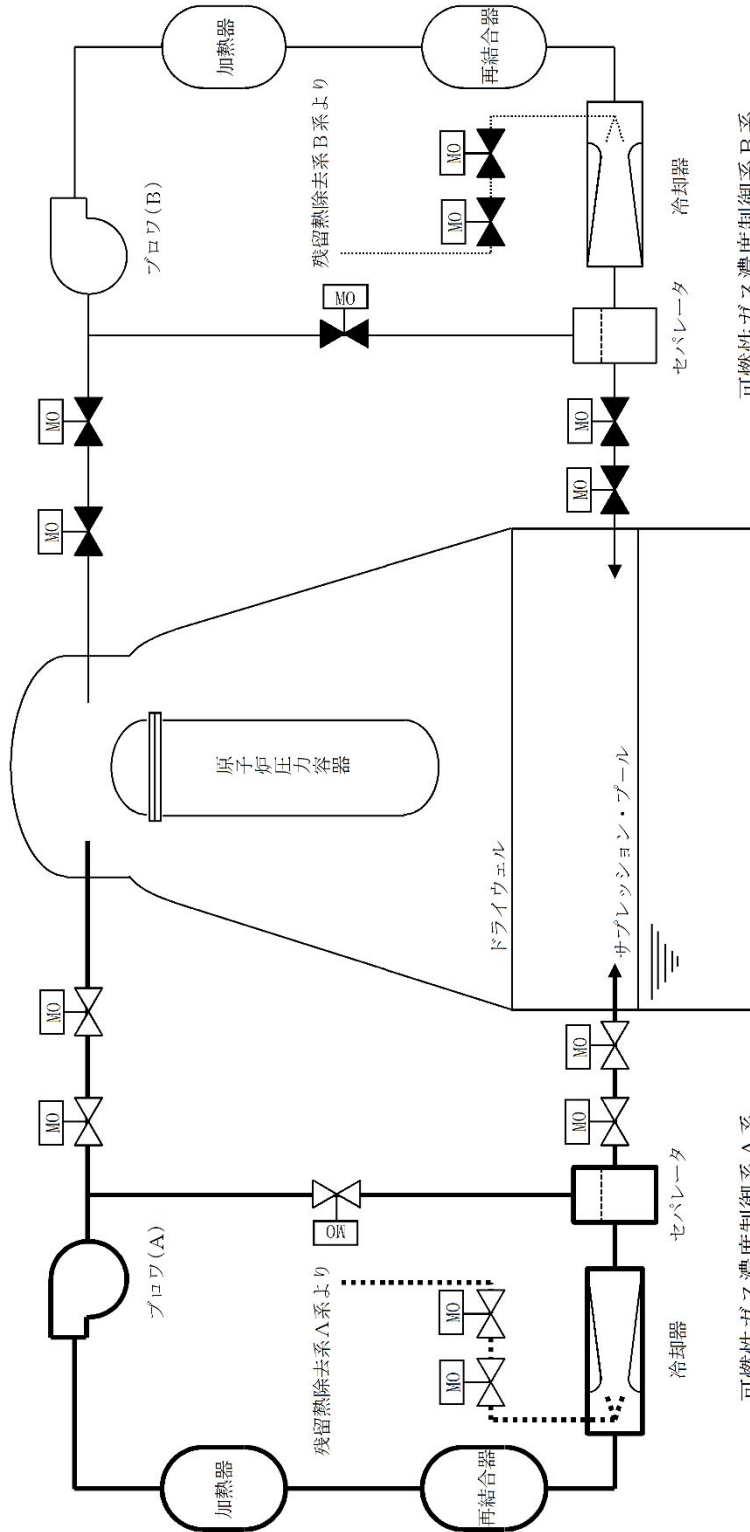
		経過時間(分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	格納容器ベント準備完了										
		5分 格納容器ベント										
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1					格納容器ベント開始操作					

第 1.9-5 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

タイムチャート

凡例

	プロワ
	電動駆動
	弁
	冷却水



可燃性ガス濃度制御系B系

可燃性ガス濃度制御系A系

第1.9-6図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 概要図

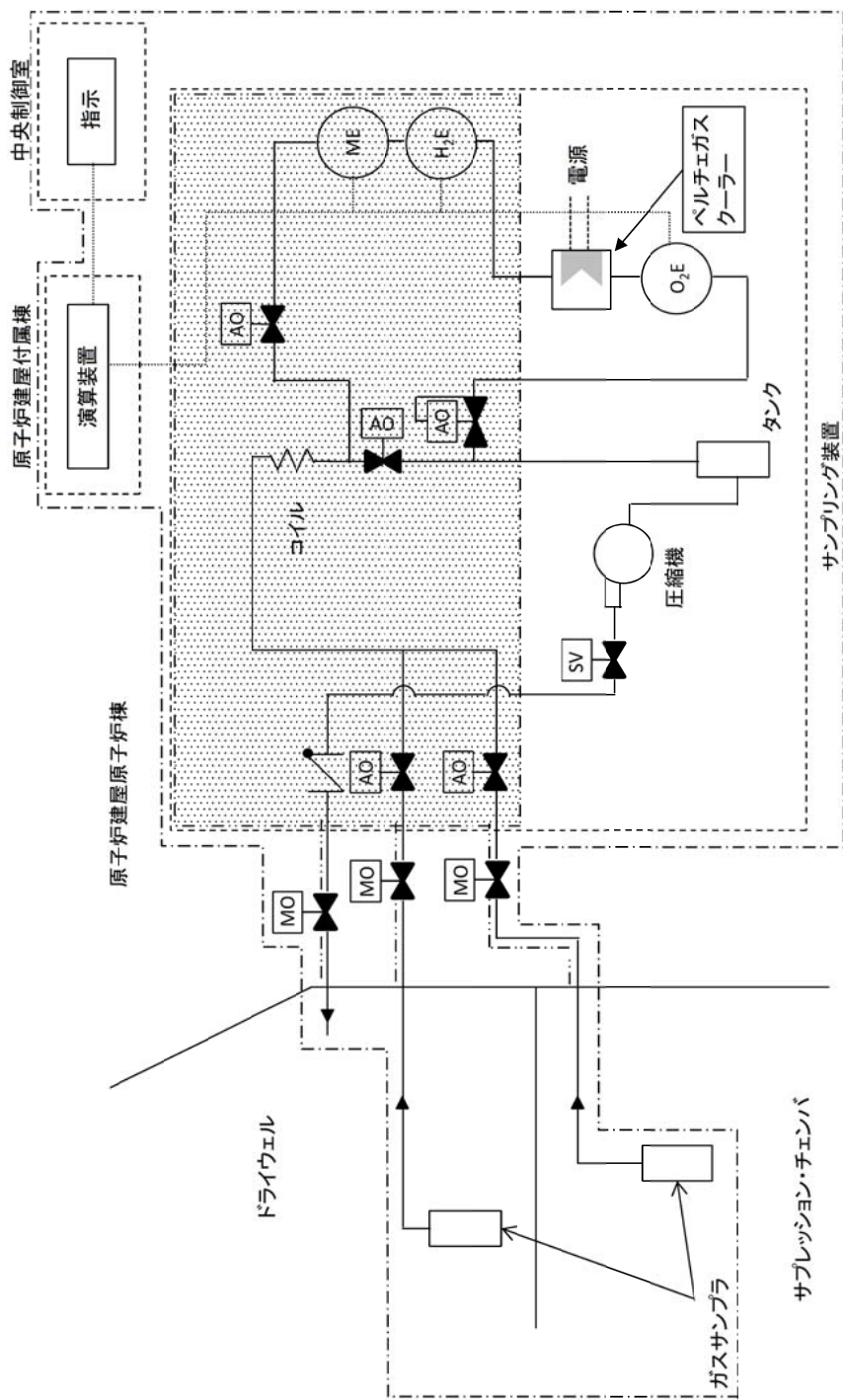
手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)																	備考	
			5	10	15	165	170	175	180	185	190										
			<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 6分 可燃性ガス濃度制御系プロロ起動 再結合 (プロロ起動後, 約180分以内) </div>																		
可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御		運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 系統構成, 起動操作 ウォームアップ運転 </div>																	※1

※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, 可燃性ガス濃度制御系プロロ起動まで 6 分以内, 起動後水素濃度制御開始まで約 180 分以内と想定する。

第1.9-7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		圧縮機
	MO	電動駆動
	AO	空気駆動
	SV	電磁駆動
		弁
		逆止弁
	ME	湿度検出器
	H ₂ E	水素検出器
	O ₂ E	酸素検出器
	---	トレースヒーター
		キャビネット ヒータ範囲
		設計基準対象施設から 追加した箇所



第1.9-8図 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃






度監視 概要図

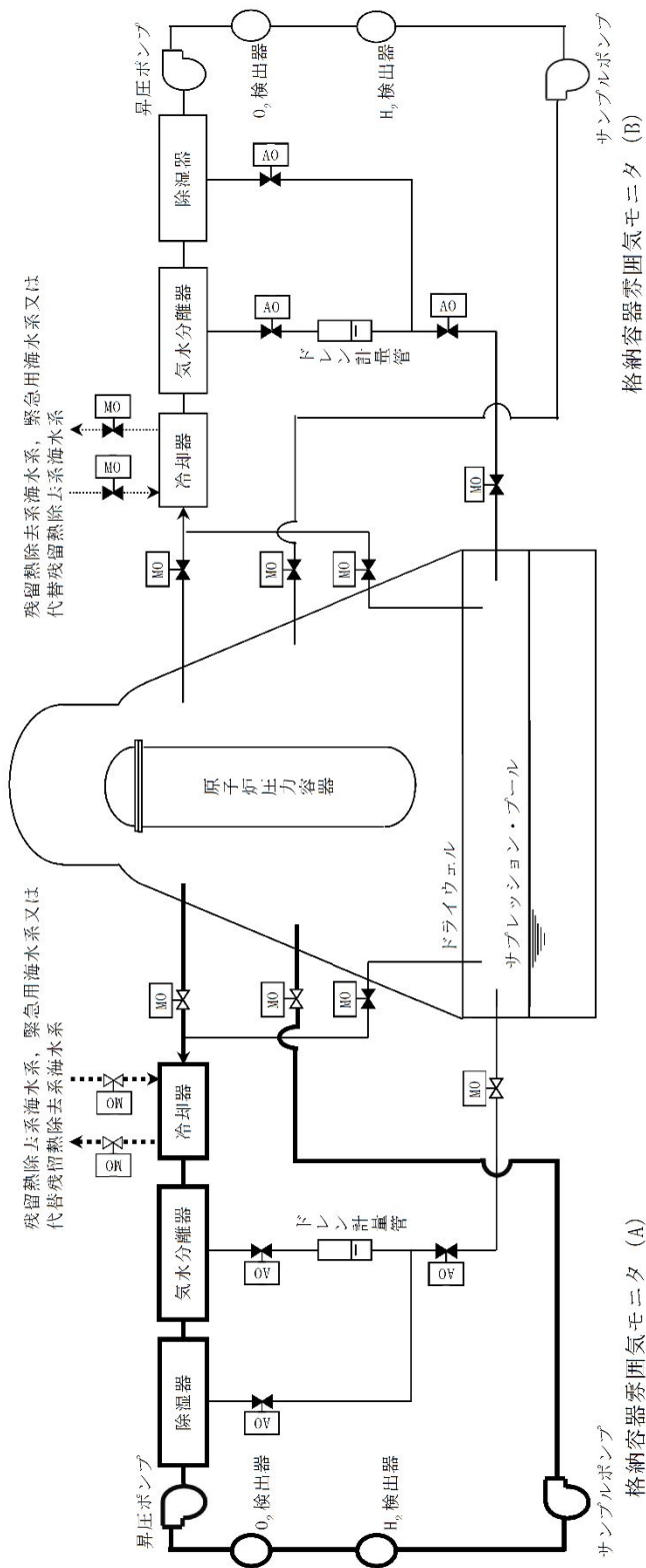
手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)												備考				
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60					
		交流電源確保																
		格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による測定開始 38分																
格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																

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

第1.9-9 図 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	弁
	冷却水



格納容器雰囲気モニタ (A)

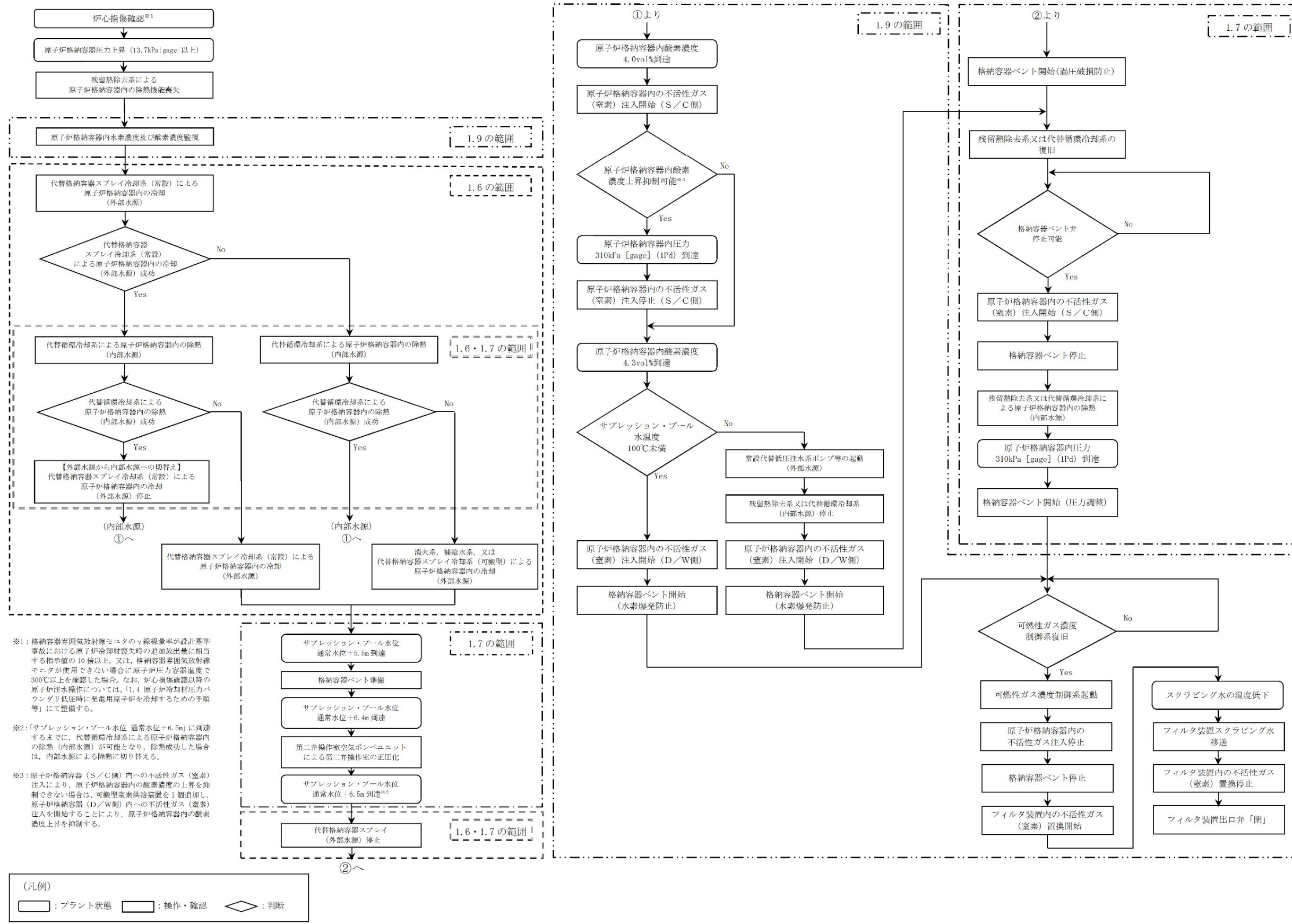
格納容器雰囲気モニタ (B)

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

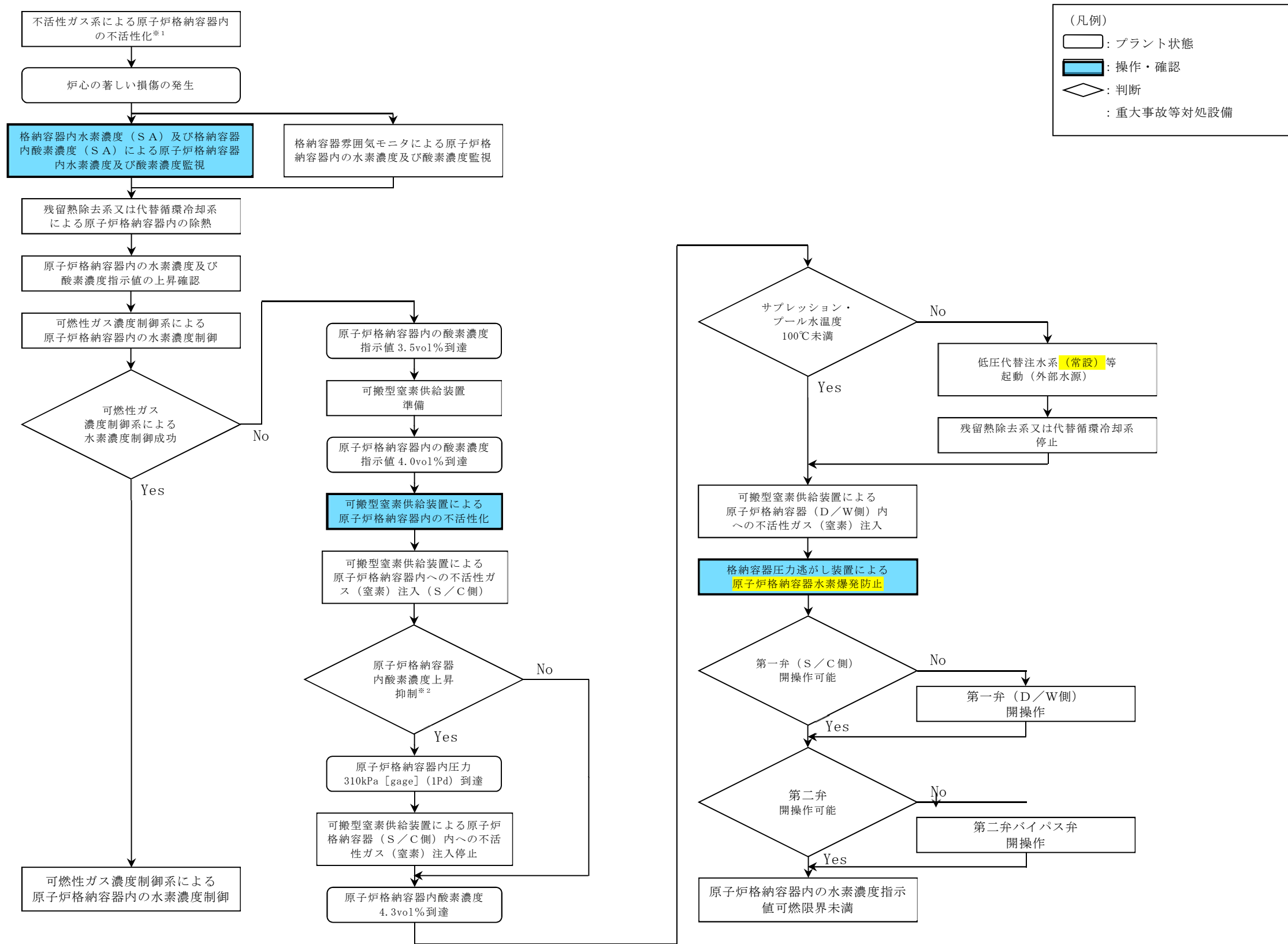
手順の項目		実施箇所・必要員数		経過時間(分)									備考		
				1	2	3	4	5	6	7	8	9			
				格納容器雰囲気モニタ起動 5分											
格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視		運転員等 (当直運転員) (中央制御室)		1											※1

※1：格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視を示す。また、格納容器雰囲気モニタ（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視については、起動まで5分以内と想定する。

第1.9-11図 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート



第 1.9-12 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)



※1: 原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態としている。
 ※2: 原子炉格納容器(S/C側)内への不活性ガス(窒素)注入により、原子炉格納容器内の酸素濃度の上昇を抑制できない場合は、可搬型窒素供給装置を1個追加し、原子炉格納容器(D/W側)内への不活性ガス(窒素)注入を開始することにより、原子炉格納容器内の酸素濃度上昇を抑制する。

第1.9-12図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/5）

技術的能力審査基準（1.9）	番号	設置許可基準規則（第52条）	技術基準規則（第67条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】 1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1)BWR a)原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p><BWR> a)原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	<p><BWR> a)原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	⑥
<p>(2)PWRのうち必要な原子炉 a)水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	—	<p><PWRのうち必要な原子炉> b)水素濃度制御設備を設置すること。</p>	<p><PWRのうち必要な原子炉> b)水素濃度制御設備を設置すること。</p>	—
<p>(3)BWR及びPWR共通 a)原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源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> c)水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	<p><BWR及びPWR共通> c)水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	⑦
<p>b)炉心の著しい損傷後、水—ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素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：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等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づけない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
原子炉格納容器内の不活性化	不活性ガス系 ^{*1}	既設	① ② ⑤ ⑥	-	-	-
	原子炉格納容器	既設				
可搬型窒素供給装置による 原子炉格納容器内の不活性化	可搬型窒素供給装置	新設	① ② ⑤ ⑥	-	-	-
	不活性ガス系配管・弁	既設				
	原子炉格納容器	既設				
	燃料給油設備	新設				
格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内水素爆発防止	格納容器圧力逃がし装置	新設	① ④ ⑤ ⑦	-	-	-
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
-	-	-	-	-	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	可燃性ガス濃度制御系プロロ
						可燃性ガス濃度制御系加熱器
						可燃性ガス濃度制御系再結合器
						可燃性ガス濃度制御系冷却器
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
						可燃性ガス濃度制御系配管・弁
						燃料給油設備

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等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づけない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	格納容器内水素濃度 (SA)	新設	① ③ ⑤ ⑧ ⑨	-	格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視①	残留熱除去系海水ポンプ
	格納容器内酸素濃度 (SA)	新設				残留熱除去系海水ストレーナ
	常設代替交流電源設備	新設				格納容器内水素濃度
	可搬型代替交流電源設備	新設				格納容器内酸素濃度
	燃料給油設備	新設				非常用交流電源設備
	-	-				常設代替交流電源設備
-	-	-	-	-	格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視②	緊急用海水ポンプ
						緊急用海水ストレーナ
						格納容器内水素濃度
						格納容器内酸素濃度
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
-	-	-	-	-	格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視③	可搬型代替注水大型ポンプ
						格納容器内水素濃度
						格納容器内酸素濃度
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
						燃料給油設備
格納容器の破損を防止するための設備への給電	格納容器圧力逃がし装置	新設	① ③ ⑤ ⑨	-	-	-
	格納容器内水素濃度 (SA)	新設				
	格納容器内酸素濃度 (SA)	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等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づけない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/5)

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

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等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づけない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/5)

技術的能力審査基準 (1.9)	適合方針
<p>(3) BWR及びPWR共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源が喪失した場合においても、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備（格納容器圧力逃がし装置，格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA））へ代替電源設備（常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車）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、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）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、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止を実施するために必要な手順等を整備する。</p>

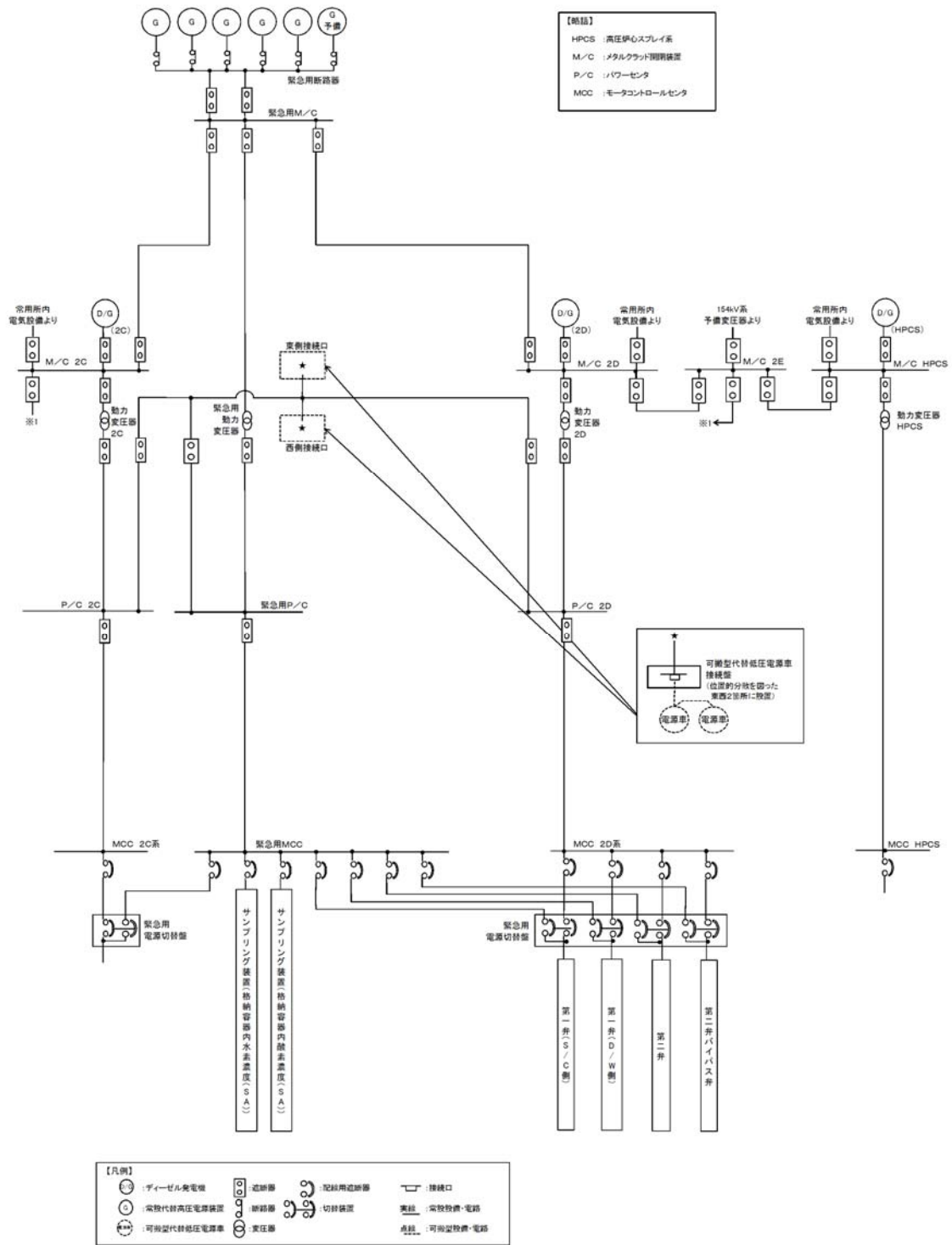
※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置づけない。

自主対策設備仕様

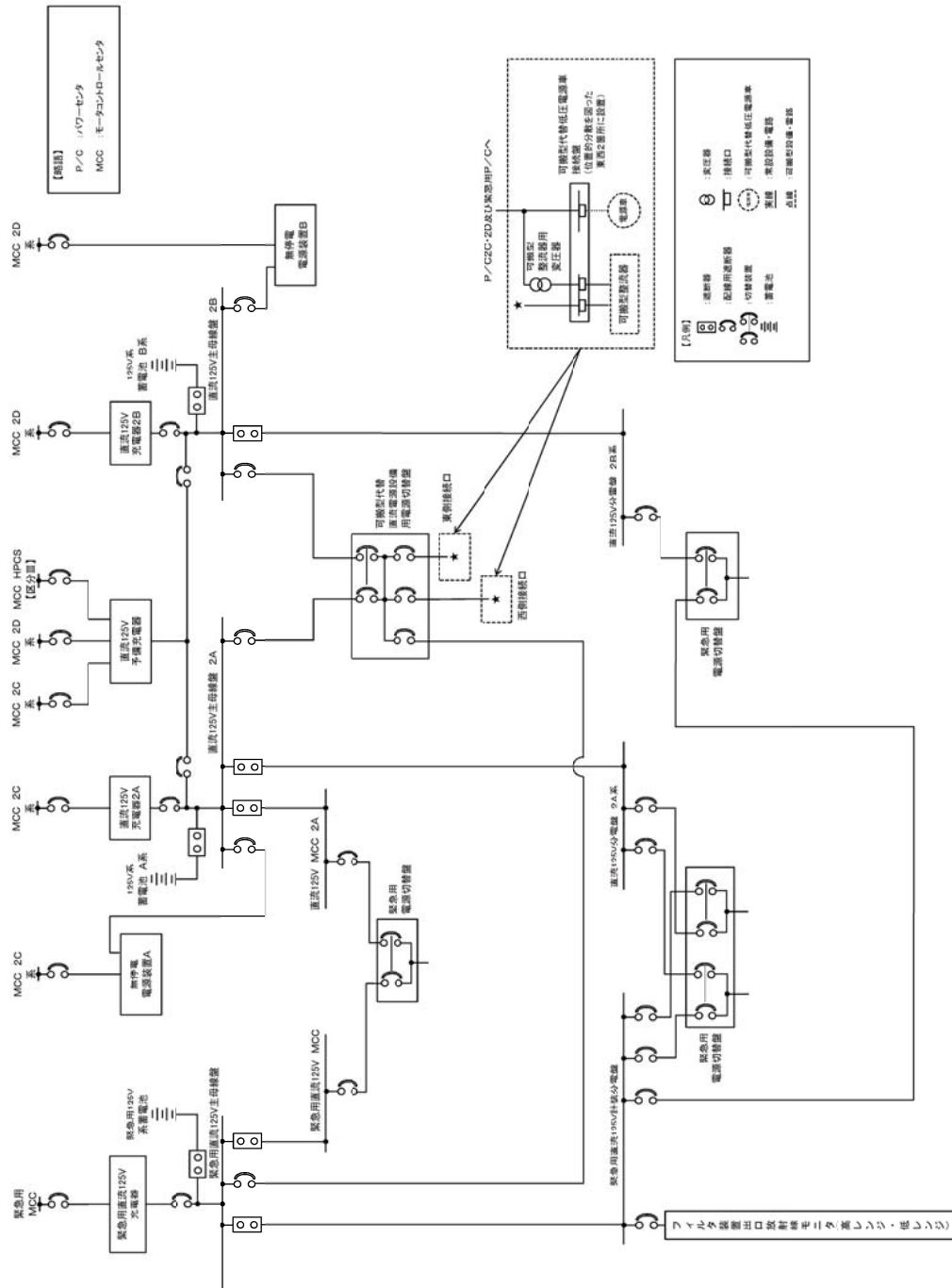
機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
可燃性ガス濃度制御系ブロウ	常設	Sクラス	340m ³ [N] /h/個	—	2個
可燃性ガス濃度制御系加熱器	常設	Sクラス	100kW/個	—	2個
可搬型代替注水大型ポンプ (代替残留熱除去系海水系として使用)	可搬	Sクラス※1	約 1,320m ³ /h/個	約 140m	2個 (予備 2個)

※1：Sクラスの機能維持

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	検出方法	計測範囲	個数
格納容器内水素濃度	常設	Sクラス	イオンチェンバ	10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h	2個 (検出器個数： D/W1個， S/C1個)
格納容器内酸素濃度	常設	Sクラス	イオンチェンバ	10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h	2個 (検出器個数： D/W1個， S/C1個)



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. 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

(1) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

a. 操作概要

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

b. 作業場所

原子炉建屋東側屋外（非管理区域）又は原子炉建屋西側屋外（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換として、最長時間を要する格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した窒素供給に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安※：135分以内

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

所要時間内訳

準備：30分（放射線防護具着用を含む）

移動：10分（移動経路：南側保管場所から格納容器窒素供給ライン
西側接続口）

系統構成：85分（対象作業：ホース接続，可搬型窒素供給装置起動
等）

窒素供給開始操作：10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LEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用して作業を行う。

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

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

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

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

炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方を以下に示す。

1. 期待する重大事故等対処設備について

非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失し炉心損傷に至った場合、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器下部注水系（常設）及び代替循環冷却系の機能に期待し、炉心損傷の進展防止及び格納容器破損防止を図る手順としている。これらの系統の主な特徴を第1表に示す。

第1表 注水及び除熱手段の特徴（重大事故等対処設備）

系統	注水先	ポンプ	水源
低圧代替注水系（常設）	原子炉圧力容器	常設低圧代替注水系ポンプ	代替淡水貯槽
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	ドライウエル		
格納容器下部注水系（常設）	ペDESTAL（ドライウエル部）		
代替循環冷却系	原子炉圧力容器	代替循環冷却系ポンプ	サブプレッション・プール
	ドライウエル		
	サブプレッション・プール		

常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は、補機系を持たない独立した系統であり事故後早期に使用可能であるが、代替淡水貯槽を水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むため、継続して使用するとサブプレッション・プール水位が上昇し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の実施時期を早めることとなる*。

一方、代替循環冷却系は補機系の起動を要するため、常設低圧代替注水系

ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要するが、サブプレッション・プールを水源としており外部からの水の持ち込みは生じない。

上記の特徴を踏まえ、事象発生初期の原子炉への注水は常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし、その後、外部からの水の持ち込みを抑制し、サブプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減するため、代替循環冷却系が使用可能となった段階で代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系の運転時において、格納容器圧力・温度の上昇により追加の格納容器の冷却が必要な場合には、一時的に常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用する手順とする。

※：格納容器圧力逃がし装置におけるサブプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で、外部水源による水の持ち込みを制限した上で、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する手順としている。

2. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方

(1) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統

a. 炉心損傷後の対応について

炉心損傷を判断した後は、補機系が不要であり短時間で注水が可能な低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する手順としている。また、原子炉注水ができない場合においても、注水手段の確保に努めることとしている。したがって、炉心損傷前後ともに原子炉注水を実施する対応方針に違いはないが、事象進展の違いによって以下の異なる手順となる。

① L O C A時に炉心が損傷した場合は、ヒートアップした炉心へ原子炉注水を実施することにより、炉内で発生する過熱蒸気がドライウェルに直接放出されドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで、格納容器の健全性を確保するために、L O C Aの判断（ドライウェル圧力 13.7kPa [gage] 以上）及び炉心損傷の判断（格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は（S/C）の指示値が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上）により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を同時に実施する。この場合、原子炉注水により過熱蒸気が発生することから、先行して常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施し、その後常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで、ドライウェルスプレイを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。

② L O C A時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない場合は、いずれは熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行に伴う原子炉圧力容器下部プレナム水との接触による発生蒸気がドライウェルに放出され、ドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。ただし、実際の操作としては、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施後に常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することから、

炉心損傷の判断後にドライウェルスプレイをする手順は①と同様である。

b. 原子炉圧力容器破損前の対応について

③通常運転時からペDESTAL（ドライウェル部）水位を約1mに維持する構造としているが、炉心損傷判断後は、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冷却を考慮し、格納容器下部水位を確実に約1m確保するために常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作を実施する手順とする。

c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について

④原子炉圧力容器破損を検知した後は、溶融炉心とペDESTAL（ドライウェル部）に存在する水との相互作用により、ドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇するため、原子炉圧力容器破損を判断した場合は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。

⑤ドライウェルスプレイを開始した後は、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心の冷却維持のため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作を実施する手順とする。

d. 本システムの停止及び一時的な運転について

⑥本システムは外部水源を用いた手段であり、本システムの運転継続によりサブレーション・プール水位が上昇する。そこで、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を遅延させる観点から、本システムによる原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を停止し、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウ

ェルスプレイ)を実施する。

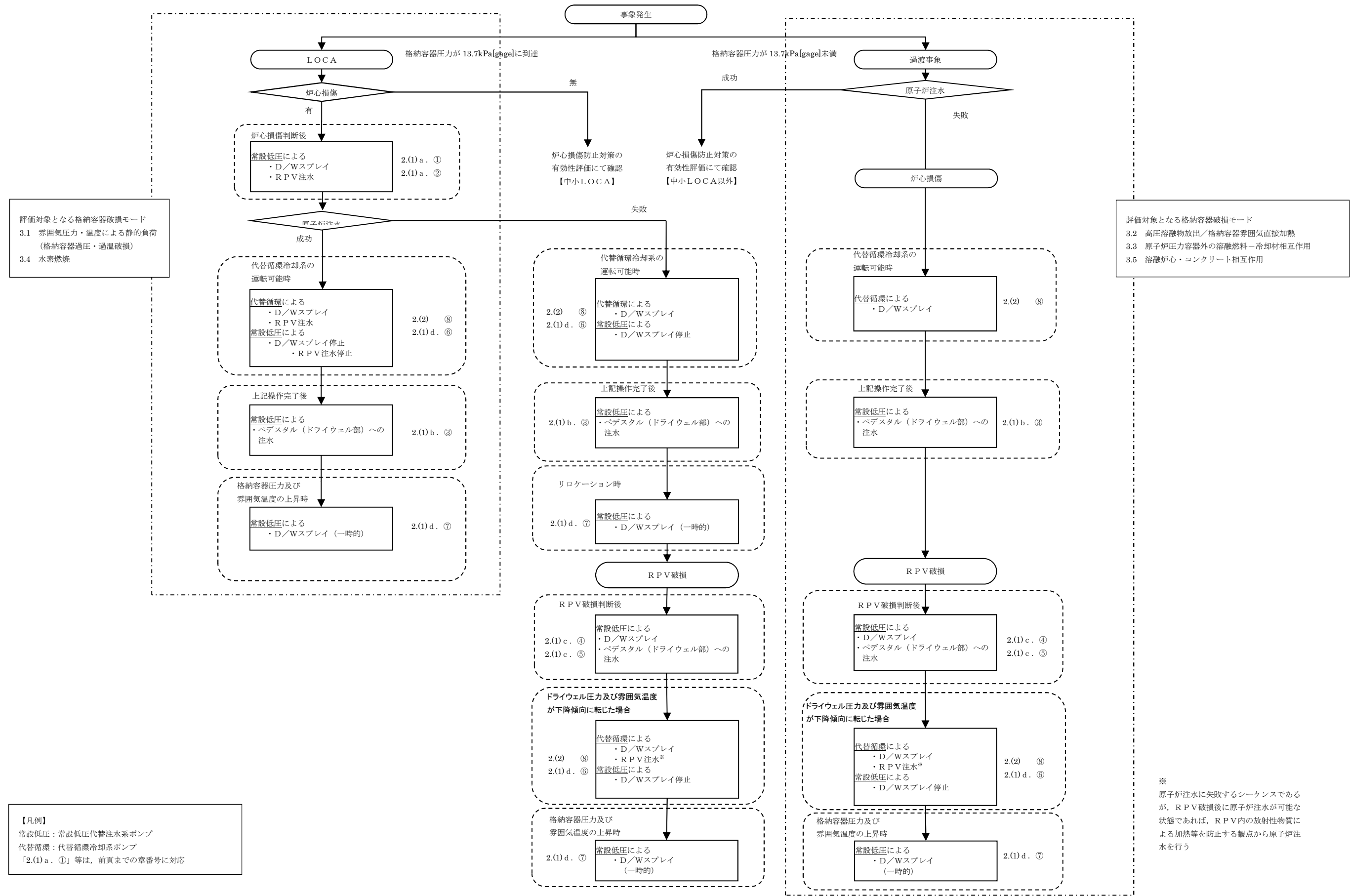
- ⑦ただし、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

(2) 代替循環冷却系

- ⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の補機系の起動後に期待できる系統であり運転開始までに一定の時間を要するが、内部水源であるため本系統の運転継続によりサプレッション・プール水位は上昇しない。したがって、起動が可能となった時点で本系統を運転開始する手順とし、サプレッション・プール水位の上昇を抑制しつつ、原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施することで、損傷炉心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施することとする。

3. 各事象の対応の流れについて

炉心損傷に至る事象としては、起因事象がL O C Aの場合と過渡事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。また、初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合においても、事象進展が異なることが考えられる。以上の事象進展の違いを踏まえ、事故対応の流れを第1図に示す。



第1図 事故対応の流れ

4. 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、代替循環冷却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酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、格納容器圧力逃がし装置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格納容器温度・圧力の判断基準（評価項目）は200℃、2Pdと設定しており、200℃、2Pdの状態が継続することを考慮した評価が必要な部位はシール部である。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がないことを確認することで、限界温度・圧力における格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

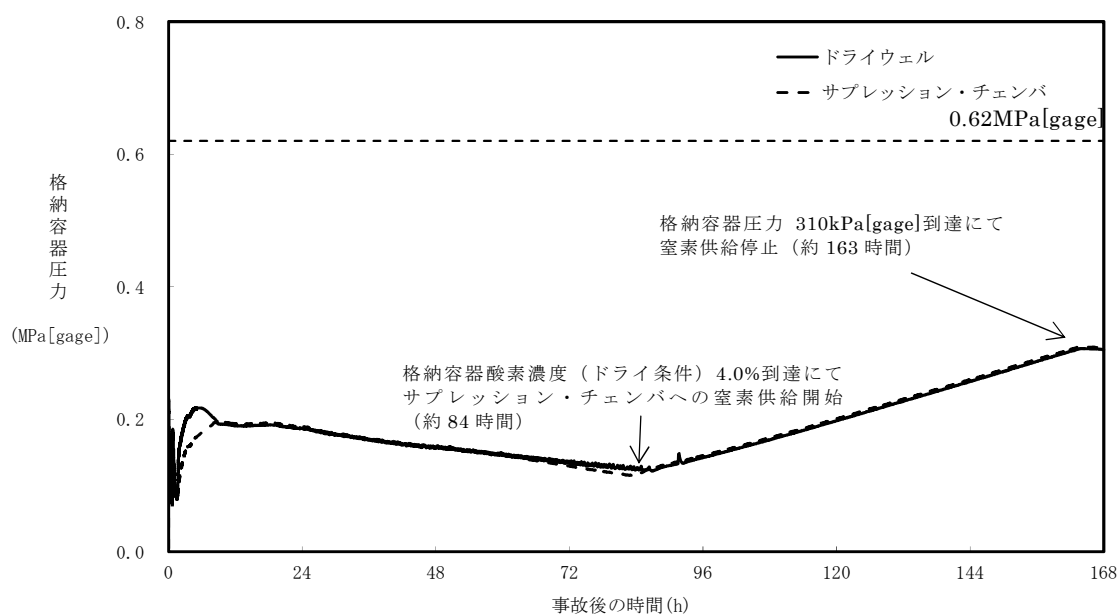
ここでは、200℃、2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。

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、格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。

(2) 7日間（168時間）以降の圧力、温度の条件

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）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格

「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、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で、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、310kPa[gage]までサブプレッション・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310kPa[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）」において代替循環冷却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1図に示す。

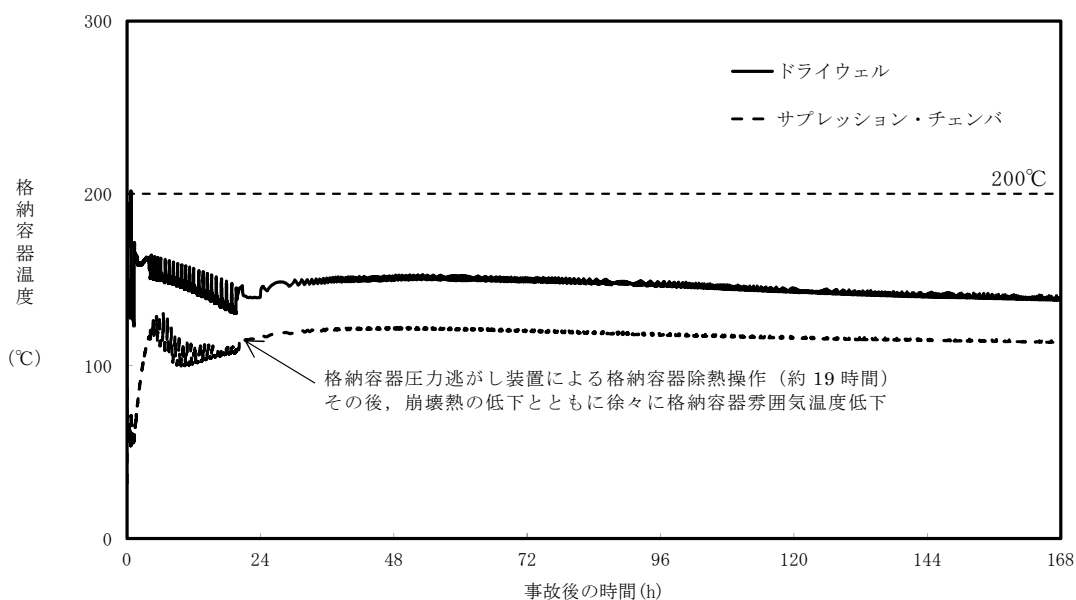


第1図 格納容器圧力（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合）

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）」において代替循環冷却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2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、第1表で示すとおり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3.9時間後に生じる最高値は157℃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。



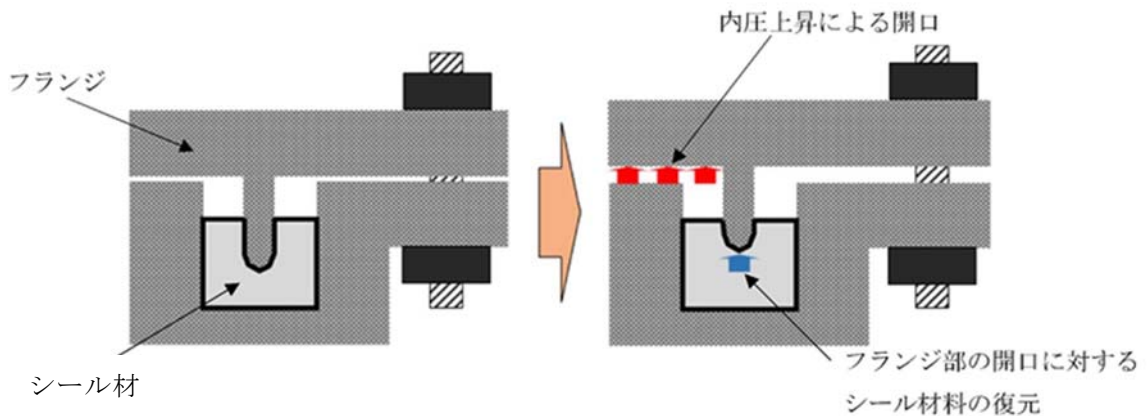
第2図 格納容器雰囲気温度（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合）

第1表 事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度，累積放射線照射量
の関係

事故発生後の経過時間	0～168 時間	168 時間以降
格納容器圧力	評価項目として 2Pd(620kPa[gage])を設定	有効性評価シナリオで 最大310kPa[gage]となる (MAAP解析結果)
格納容器温度	評価項目として 200℃を設定	有効性評価シナリオで 150℃を下回る (MAAP解析結果)

(3) 7日間（168時間）以降の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，格納容器の健全性に影響を及ぼす部位はシール部のシール材である。シール部の機能維持は，第3図の模式図に示すとおり，格納容器内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，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168時間時の格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても，格納容器圧力は約0.31MPaであり開口量は小さい（第2表参照）。なお，復元量の具体的な評価は，格納容器温度に関係することから3.2で示す。



第3図 シール部の機能維持確認の模式図

第2表 格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	168時間時 1Pd(0.31MPa)	2Pd(0.62MPa)
トップヘッド フランジ	内側		
	外側		
機器搬入用ハッチ	内側		
	外側		
サブプレッション・ チェンバアクセス ハッチ	内側		
	外側		

(4) 7日間（168時間）以降な格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

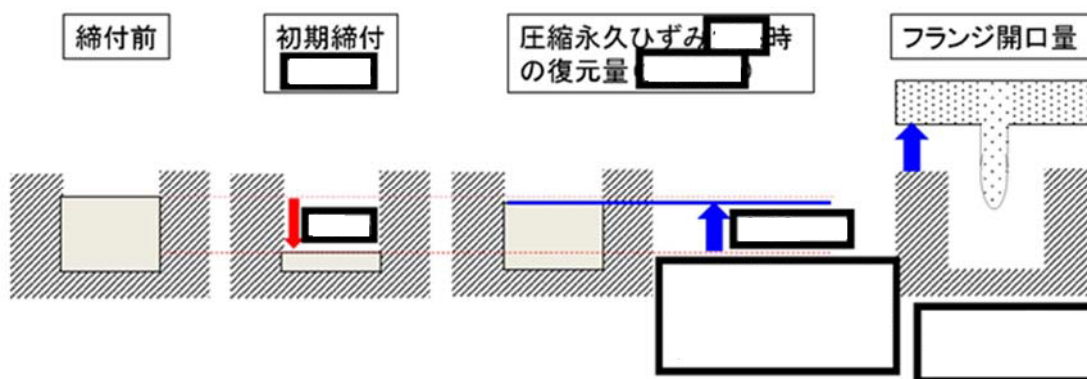
格納容器温度の上昇に伴う，時間経過によるシール材の長期的（格納容器温度が150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて，168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため，シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

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	0～7日	7日～14日	14日～30日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率 [%]			
硬さ			
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製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがって、重大事故後168時間以降における格納容器の温度を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材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られる。また、第3表の結果から圧縮永久ひずみ 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4図に示しており、第2表で示す168時間以降の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。



第4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

(5) 7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能について

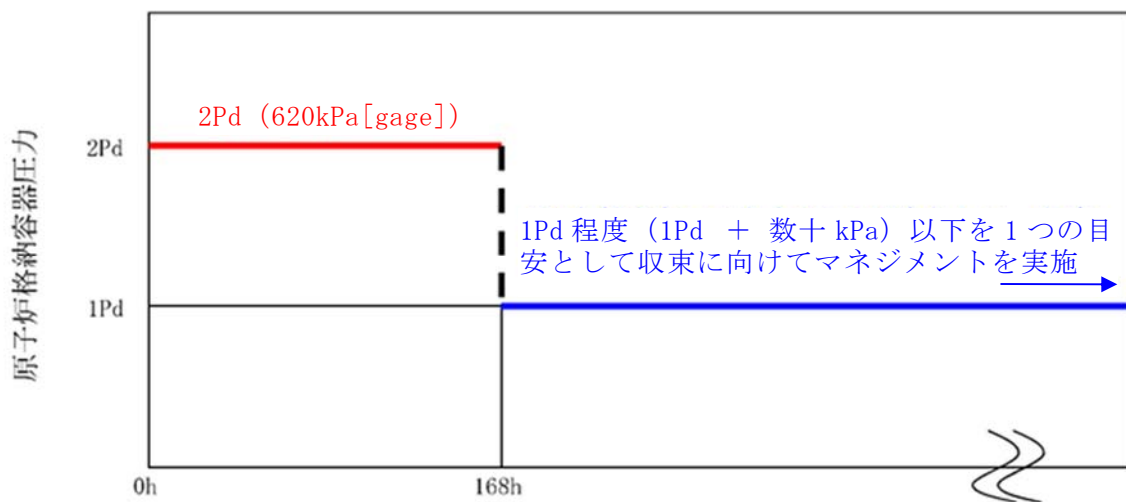
(2)で示したように有効性評価結果からも、7日間（168時間）以降は格納容器温度が改良E P D M製シール材の一般特性としての耐熱温度である150°Cを下回ることが判っている。また、格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており、開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお、代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.3vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

よって、格納容器温度・圧力が評価項目（200°C・2Pd）にて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、長期の格納容器閉じ込め機能を確保できる。

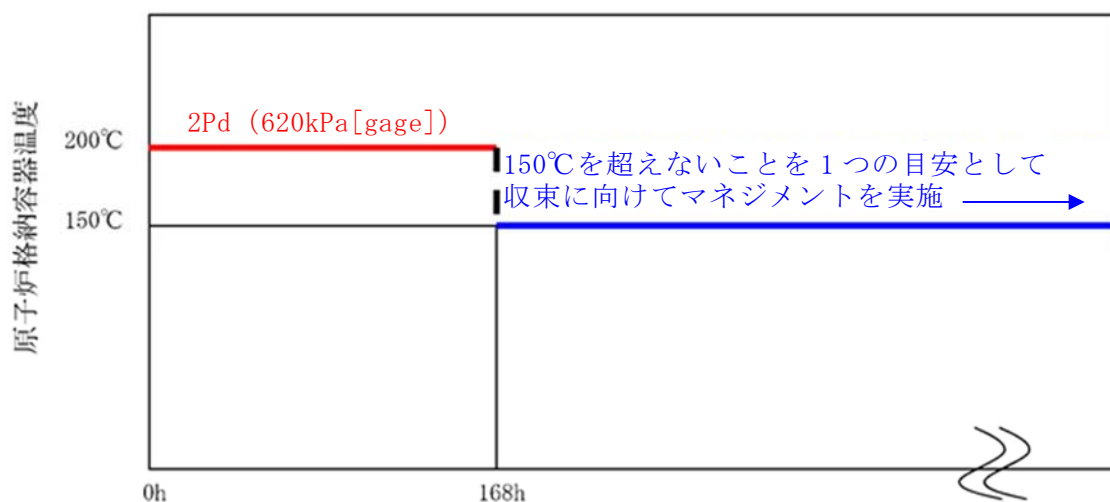
7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能については、格納容器圧力・温度は低下していること、及び代替循環冷却系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生に寄与も大

きくないことから、最初の7日間（168時間）に対して200℃・2Pd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。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、7日間（168時間）以降の領域においては、格納容器温度が150℃を超えない範囲で、また、格納容器圧力は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4.3vol%以下とする運用の範囲



第5図 格納容器圧力の168時間以降の考え方



第6図 格納容器温度の168時間以降の考え方

(6) 7日間（168時間）以降な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、トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ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

(7) 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応

炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、酸素濃度4.3vol%（ドライ条件）到達で格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施することで、可燃性ガスを排出する手順としている。一方で、環境への影響を考慮すると、格納容器ベントを可能な限り遅延する必要があるため、格納容器ベントの実施基準である酸素濃度4.3vol%の到達時間を遅らせる目的から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素供給（以下「窒素供給」という。）を実施することになっている。ここでは、有効性評価の事象進展を参照し、窒素供給操作及び格納容器ベントに係る判断基準の妥当性について示す。

a. 窒素供給操作の判断基準と作業時間について

窒素供給操作に係る判断基準は以下のとおり設定している。

- (a) 可搬窒素供給装置の起動準備操作の開始基準：酸素濃度 3.5vol%
- (b) 窒素供給操作の開始基準：酸素濃度 4.0vol%

有効性評価「3.4 水素燃焼」において、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値により感度解析を実施しており、水素及び酸素濃度の上昇が早い感度解析においても、第5表のとおり、可搬型窒素供給装置の起動準備時間が6時間確保できるため、起動準備時間の115分（約2時間）に対して十分余裕があることが確認できる。

第5表 設計基準事故のG値を用いた場合の評価結果

酸素濃度	到達時間	窒素供給準備の余裕時間
3.5vol%	約15時間	約6時間
4.0vol%	約21時間	

b. 窒素供給操作及び格納容器除熱操作の実施基準について

窒素供給操作及び格納容器ベント操作に係る実施基準，実施基準の設定根拠を第6表に示す。操作時間や水素濃度及び酸素濃度監視設備の計装誤差（約0.6vol%）を考慮しても，可燃限界領域（酸素濃度5.0vol%以上）に到達することなく，窒素供給操作及び格納容器ベント操作が実施可能である。

第6表 窒素供給操作及び格納容器除熱操作の実施基準について

操作	実施基準 ：計装の読み取り値	実施基準の設定根拠
可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準	酸素濃度3.5vol% (2.9vol%～ 4.1vol%)※	可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定
窒素供給開始基準	酸素濃度4.0vol% (3.4vol%～ 4.6vol%)※	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の開始基準の到達前を設定
格納容器ベント開始基準	酸素濃度4.3vol% (3.7vol%～ 4.9vol%)※	計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定

※括弧内は，計装の読み取り値に対して計装誤差を考慮した範囲であり，実機の酸素濃度として想定される範囲

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. 1.9.2.2 代替電源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ための設備への給電手順

- ・代替電源設備により給電する手順

<リンク先> 1.14.2.2(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

2. 1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

- ・残留熱除去系海水系，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の手順

<リンク先> 1.5.2.1(1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

1.5.2.3(1) a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

1.5.2.3(1) b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

・第二弁操作室の正圧化手順

<リンク先> 1.7.2.1(1) b. 第二弁操作室の正圧化

・可燃性ガス濃度制御系ブロワ，可燃性ガス濃度制御系加熱器，電動弁及び監視計器への電源供給の手順

<リンク先> 1.14.2.1(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

- ・窒素供給装置用電源車，常設代替交流電源設備として使用する常設代替
高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備と
して使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備及び可搬型代
替注水大型ポンプへの燃料給油手順

- <リンク先> 1.14.2.5(1) a. 可搬型設備用軽油貯蔵タンクから各機器へ
の給油
- 1.14.2.5(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置
への給油
- 1.14.2.5(1) c. 軽油貯蔵タンクから2C・2D 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 監視機能喪失時の手順
- 1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

< 目 次 >

1.10.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備

(a) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

(b) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

(c) 代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電

(d) 重大事故等対処設備

b. 手順等

1.10.2 重大事故等時の手順

1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手順

(1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出

a. 交流動力電源が健全である場合の操作手順

b. 全交流動力電源が喪失した場合の操作手順

(2) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.10.2.2 代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電手順

1.10.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.10.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.10.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.10.3 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、原子炉格納容器内に水素が放出され、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋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が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建屋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。

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

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十三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屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備

(a) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

i) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、原子炉建屋ガス処理系により水素を排出し、原子炉建屋原子炉棟内での水素の滞留を防止する手段がある。

原子炉建屋ガス処理系による水素排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・非常用ガス処理系排風機
- ・非常用ガス再循環系排風機
- ・非常用ガス処理系フィルタユニット
- ・非常用ガス再循環系フィルタユニット

(b) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

i) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、水素爆発を防止するため、静的触媒式水素再結合器により漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させる手段がある。

なお、静的触媒式水素再結合器は運転員等による起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応により再結合させる設備である。

静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・静的触媒式水素再結合器
- ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置

ii) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

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

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建屋水素濃度

上記設備は原子炉建屋原子炉棟内に5個（そのうち、原子炉建屋原子炉棟の最上階である地上6階に2個）設置する。

(c) 代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電

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

代替電源設備により給電する設備は以下のとおり。

- ・非常用ガス処理系排風機
- ・非常用ガス再循環系排風機
- ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ・原子炉建屋水素濃度

(d) 重大事故等対処設備

「1.10.1(2) a. (a) i) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出」で使用する設備のうち、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系フィルタユニット及び非常用ガス再循環系フィルタユニットは重大事故等対処設備として位置づける。

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

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

「1.10.1(2) a. (c) 代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電」で使用する設備のうち、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.10.1)

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

b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉建屋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。

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

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第1.10-2表、第1.10-3表）。

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

（添付資料1.10.2）

1.10.2 重大事故等時の手順

1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手順

(1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に、原子炉建屋ガス処理系により水素を排出し、原子炉建屋原子炉棟内での水素の滞留を防止する。

非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機を起動し、原子炉建屋原子炉棟内の水素等を含む気体について放射線物質低減機能を有するよう素用チャコールフィルタを通して排気する。

なお、常設低圧代替注水系ポンプと使用する系統を共有しない代替循環冷却系A系へ電源を給電することが可能となるメタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）2Cを優先し、緊急用M/Cから受電するため、M/C 2Cの供給対象である原子炉建屋ガス処理系A系を優先して使用する。

a. 交流動力電源が健全である場合の操作手順

(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、外部電源又は非常用ディーゼル発電機により給電が可能な場合。

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

(b) 操作手順

原子炉建屋ガス処理系による水素の排出手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.10-1図に、タイムチャートを第1.10-2図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉建屋ガス処理系A系及び原子炉建屋ガス処理系B系の自動起動の確認を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、自動起動信号（原子炉水位低（レベル3）、ドライウェル圧力高、原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高又は原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ放射能高信号）により非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス処理系排風機（B）並びに非常用ガス再循環系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（B）が起動したことを確認するとともに、非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁の閉を確認するとともに、非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系トレイン入口弁、非常用ガス再循環系トレイン出口弁、非常用ガス処理系トレイン入口弁、非常用ガ

ス処理系トレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。

④運転員等は、発電長に原子炉建屋ガス処理系A系及び原子炉建屋ガス処理系B系が自動起動したことを報告する。

⑤発電長は、環境へのガス放出量の増大、フィルタトレインに湿分を含んだ空気が流入すること等を考慮し、運転員等に原子炉建屋ガス処理系A系又は原子炉建屋ガス処理系B系の停止を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（A）又は非常用ガス処理系排風機（B）及び非常用ガス再循環系排風機（B）を停止し、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に原子炉建屋換気系が隔離していることを確認するように指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋換気系が隔離されていることを確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建屋ガス処理系による水素排出開始まで6分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 全交流動力電源が喪失した場合の操作手順

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合において、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M

／Cが受電され、緊急用M／Cからモータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。） 2C又はMCC 2Dの受電が完了した場合。

(b) 操作手順

原子炉建屋ガス処理系A系による水素の排出手順の概要は以下のとおり（原子炉建屋ガス処理系B系による水素の排出手順も同様。）。

概要図を第1.10-1図に、タイムチャートを第1.10-2図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出に必要な排風機及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁の閉を確認するとともに、非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系トレイン入口弁、非常用ガス再循環系トレイン出口弁、非常用ガス処理系トレイン入口弁、非常用ガス処理系トレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。なお、非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁が閉でない場合、又は非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系トレイン入口弁、非常用ガス再循環系トレイン出口弁、非常用ガス処理系トレイン入口弁、非常用ガス処理系トレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁が開でない場合は、中央制御室にて系統構成を実施する。
- ④運転員等は、発電長に原子炉建屋ガス処理系による水素排出の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に原子炉建屋ガス処理系の起動を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（A）を起動し、非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認した後、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建屋ガス処理系による水素排出開始まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に、原子炉建屋水素濃度にて原子炉建屋原子炉棟地上6階、原子炉建屋原子炉棟地上2階及び原子炉建屋原子炉棟地下1階の水素濃度を監視する。また、静的触媒式水素再結合器の作動状況を確認するため、静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度を監視する。

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

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

況を監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合。

(b) 操作手順

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.10-3図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の作動状況の監視を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の作動状況を監視し、発電長に報告する。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した後、原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器の作動状況を監視する。

③発電長は、運転員等に原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇し、原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%以上の場合に、原子炉建屋ガス処理系の停止を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇し、原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%以上を確認した後、非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（A）並びに非常用ガス処理系排風機（B）及び非常用ガス再循環系排風機（B）を停止し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%以上であることを確認してから原子炉建屋ガス処理系の停止まで6分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(3) 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1.10-4図に示す。

a. 原子炉建屋ガス処理系による水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を原子炉建屋水素濃度により監視し、原子炉建屋ガス処理系による水素排出を実施する。なお、全交流動力電源喪失により原子炉建屋ガス処理系が使用できない場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により交流電源を確保し、原子炉建屋ガス処理系による水素排出を実施する。

b. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を原子炉建屋水素濃度により監視し、静的触媒式水素再結合器の作動状況を静的触媒式水素再結合器動作監視装置により監視する。また、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇し、原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%以上となった場合に、原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、原子炉建屋ガス処理系を停止する。

1.10.2.2 代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への

給電手順

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屋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。

なお、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。

1.10.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び非常用交流電源設備への燃料給油手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第1.10-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止	-	原子炉建屋ガス処理系による水素排出	主要設備	非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系フィルタユニット 非常用ガス再循環系フィルタユニット	重大事故等対処設備
			関連設備	非常用ガス処理系排気筒 非常用ガス処理系配管・弁 非常用ガス再循環系配管・弁 非常用交流電源設備 ^{※3} <ul style="list-style-type: none"> ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ <ul style="list-style-type: none"> ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 ^{※3} <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 ^{※3} <ul style="list-style-type: none"> ・ 軽油貯蔵タンク ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ <ul style="list-style-type: none"> ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ 	

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

※2: 静的触媒式水素再結合器は、運転員等による操作不要の水素濃度制御設備である。

※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※ ¹	
水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止	—	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	主要設備	静的触媒式水素再結合器※ ² 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉建屋原子炉棟 常設代替交流電源設備※ ³ ・常設代替高压電源装置 可搬型代替交流電源設備※ ³ ・可搬型代替低压電源車 常設代替直流電源設備※ ³ ・緊急用 125V 蓄電池 可搬型代替直流電源設備※ ³ ・可搬型代替低压電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※ ³ ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高压電源設備燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備	

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

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止	—	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	主要設備	原子炉建屋水素濃度	重大事故等対処設備
			関連設備	常設代替交流電源設備※3 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※3 ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備※3 ・緊急用 125V 系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※3 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※3 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備

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

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止	—	代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電	主要設備	非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋水素濃度	重大事故等対処設備
			関連設備	常設代替交流電源設備※3 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※3 ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備※3 ・緊急用 125V 系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※3 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※3 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備

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

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.10-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手順 (1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出			
a. 交流動力電源が健全である場合の操作手順	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※ ² パワーセンタ (以下「パワーセンタ」を「P/C」という。) 2 C 電圧※ ² M/C 2 D 電圧※ ² P/C 2 D 電圧※ ²
	操作	補機監視機能	非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量

※¹: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※²: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (2/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手順 (1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出			
b. 全交流動力電源が喪失した場合の操作手順	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
	電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ※2 P/C 2 C 電圧 ※2 M/C 2 D 電圧 ※2 P/C 2 D 電圧 ※2	
	操作	補機監視機能	非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (3/3)

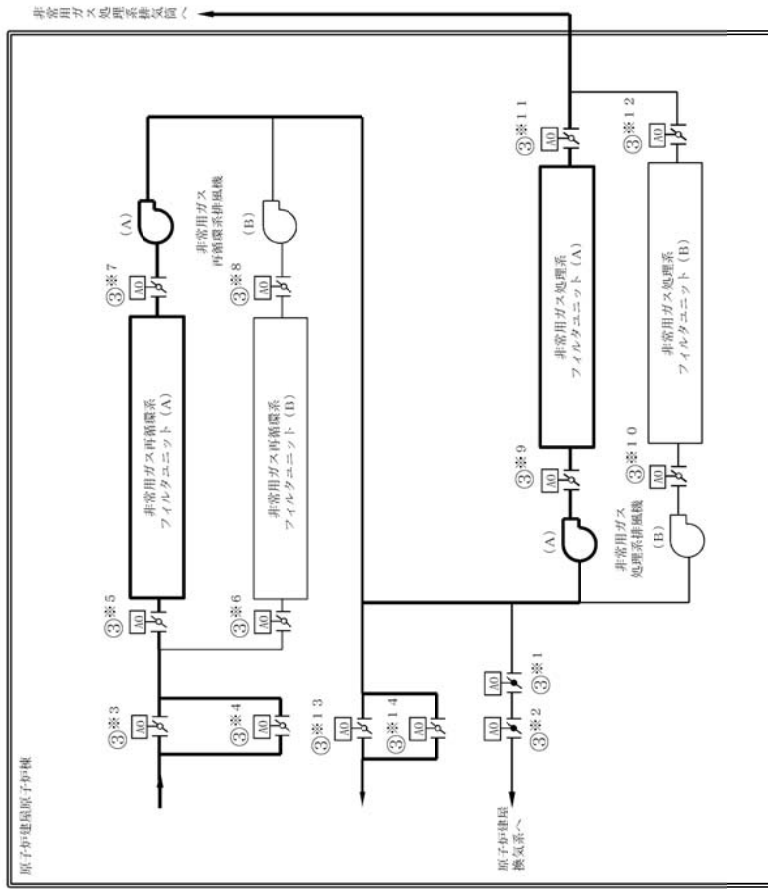
対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手順 (2) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止			
a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度※ ¹ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置※ ¹
		補機監視機能	非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処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

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

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

第1.10-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	<p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流 125V 主母線盤</p>
	<p>原子炉建屋水素濃度</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用MCC 緊急用直流 125V 主母線盤</p>
	<p>非常用ガス処理系排風機</p>	<p>常設代替交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系</p>
	<p>非常用ガス処理系 弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B</p>
	<p>非常用ガス再循環系排風機</p>	<p>常設代替交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系</p>
	<p>非常用ガス再循環系 弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B</p>



凡例

	排風機
	空気駆動
	バタフライ弁

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
③※1, ③※2	非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁	③※9, ③※10	非常用ガス処理系トレイン入口弁
③※3, ③※4	非常用ガス再循環系系統入口弁	③※11, ③※12	非常用ガス処理系トレイン出口弁
③※5, ③※6	非常用ガス再循環系トレイン入口弁	③※13, ③※14	非常用ガス再循環系系統再循環弁
③※7, ③※8	非常用ガス再循環系トレイン出口弁		

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は、その実施順を示す。

第1.10-1図 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 概要図

		経過時間 (分)												備考						
		2		4		6		8		10		12		14		16		18		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	6分 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 12分 原子炉建屋ガス処理系1系統停止																		
原子炉建屋ガス処理系による水素排出 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (中央制御室)	自動起動確認 1系統停止操作																		
	1																			

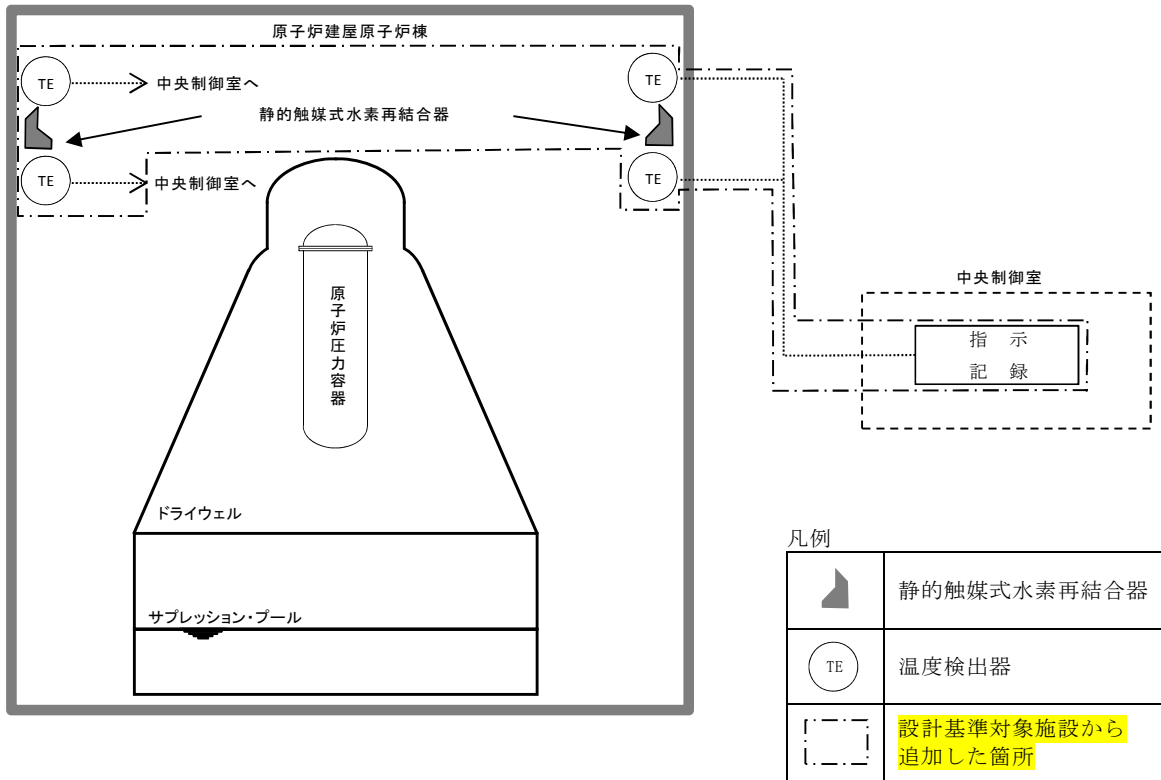
【交流動力電源が健全である場合】

		経過時間 (分)									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	交流電源確保 5分 原子炉建屋ガス処理系による水素排出									
原子炉建屋ガス処理系による水素排出 (手動起動の場合)	運転員等 (中央制御室)	手動起動操作									
	1										

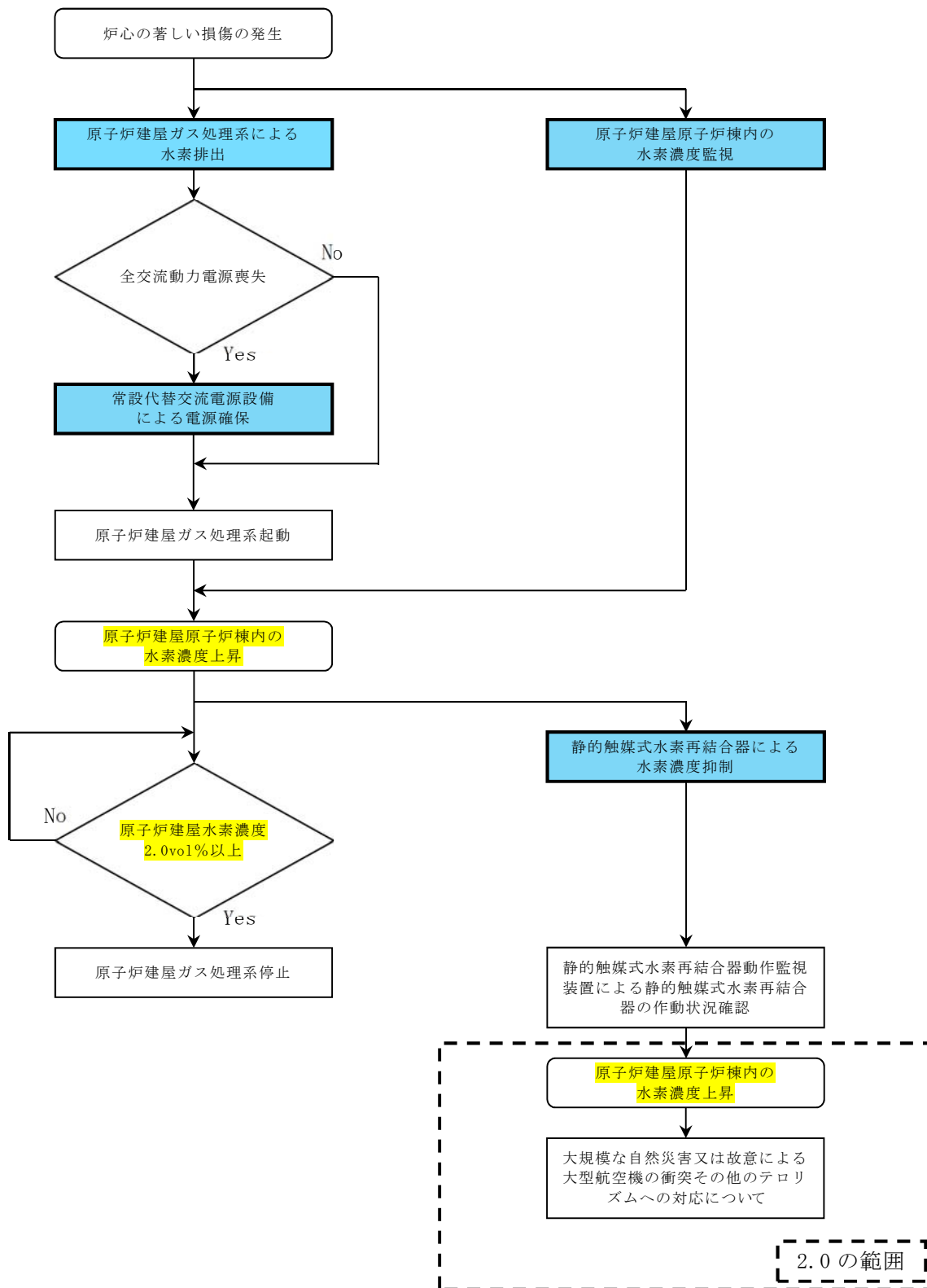
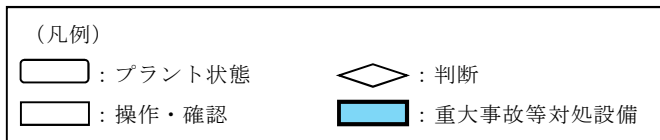
※1：原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出を示す。また、原子炉建屋ガス処理系B系による水素排出については、水素排出開始まで5分以内と想定する。

【全交流動力電源が喪失した場合】

第1.10-2図 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 タイムチャート



第1.10-3図 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視手順 概要図



第1.10-4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 (1/5)

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
原子炉建屋ガス処理系による水素排出	非常用ガス処理系排風機	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑦	-		
	非常用ガス再循環系排風機	既設				
	非常用ガス処理系フィルタユニット	既設				
	非常用ガス再循環系フィルタユニット	既設				
	非常用ガス処理系排気筒	既設				
	非常用ガス処理系配管・弁	既設				
	非常用ガス再循環系配管・弁	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	既設 新設				
静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑦	-		
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	新設				
	原子炉建屋原子炉棟	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				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	新設	① ② ③ ④ ⑥ ⑦	-		
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

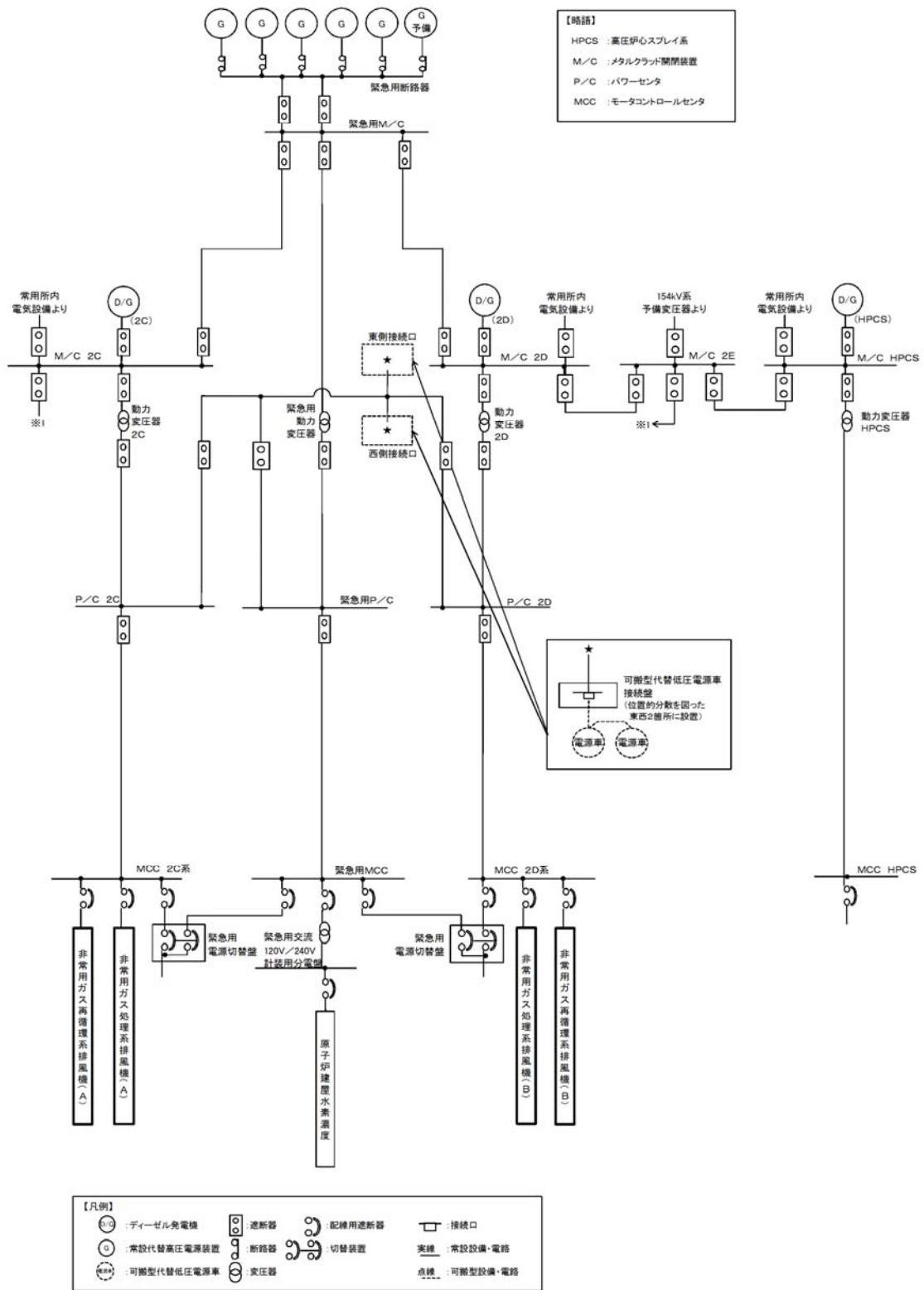
重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替電源設備 するための 設備への給電 による 損傷を防止	非常用ガス処理系排風機	既設	① ③ ④ ⑦	-	-	-
	非常用ガス再循環系排風機	既設				
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	新設				
	原子炉建屋水素濃度	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/5)

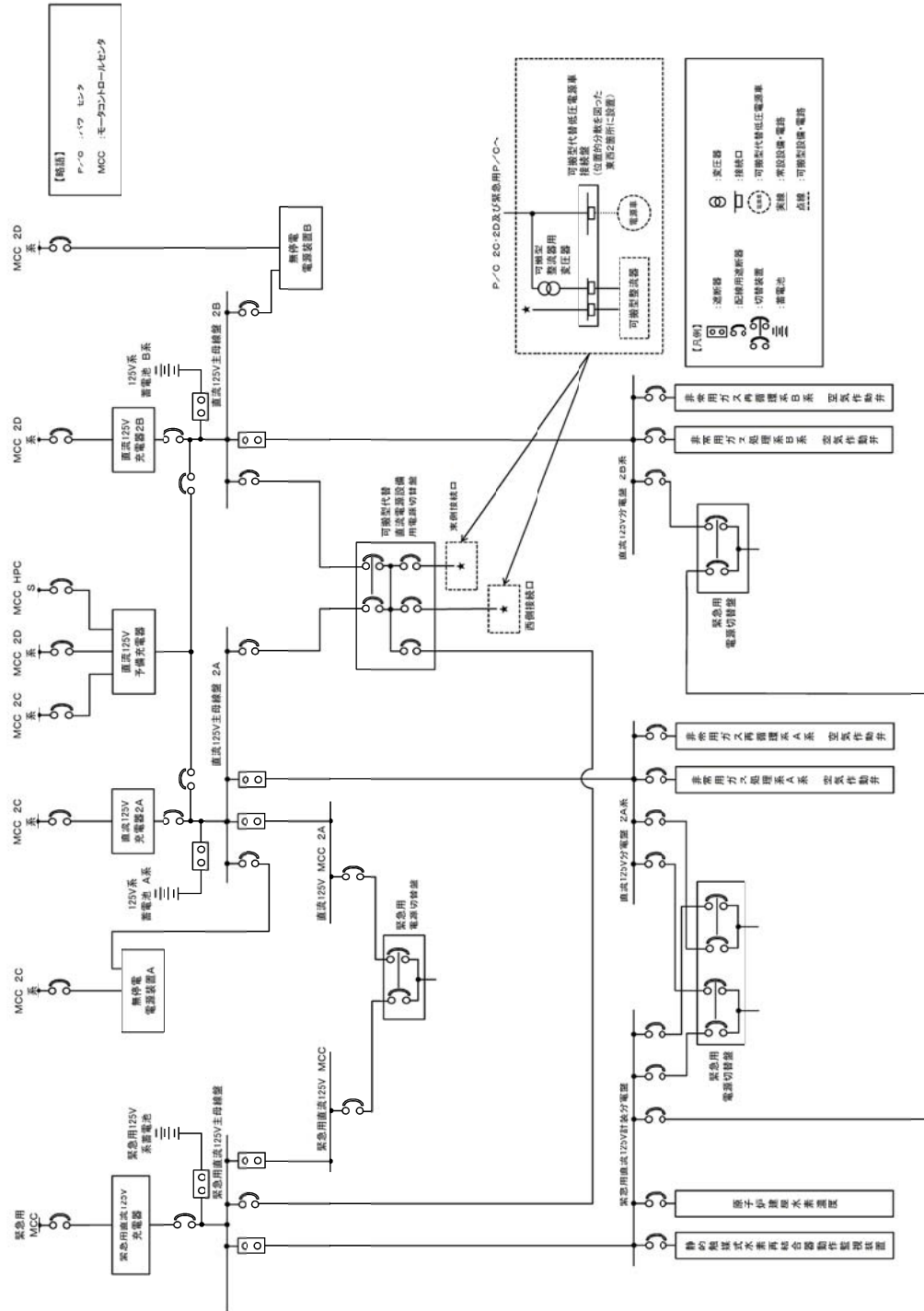
技術的能力審査基準 (1.10)	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する手段として、原子炉建屋水素濃度により水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機による水素排出に必要な手順等を整備する。また、静的触媒式水素再結合器による水素濃度制御に必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する手段として、原子炉建屋水素濃度により水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機により水素を排出し、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器により水素濃度の上昇を抑制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 (1.10)	適合方針
<p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合においても、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止するために必要な設備（非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機，静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度）へ代替電源設備（常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池及び可搬型代替直流電源として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）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>



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)

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 代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電手順

- ・代替電源設備により給電する手順

<リンク先> 1.14.2.2(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

2. 1.10.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

- ・非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機及び監視計器への電源供給手順

<リンク先> 1.14.2.1(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

- ・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び非常用交流電源設備への燃料給油手順

<リンク先> 1.14.2.5(1) a. 可搬型設備用軽油貯蔵タンクから各機器への給油

1.14.2.5(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

1.14.2.5(1) c. 軽油貯蔵タンクから2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系デ

イーゼル発電機への給油

- ・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 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

< 目 次 >

1.11.1 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. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プール代替注水

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールのスプレイ

(b) 漏えい緩和

(c) 大気への拡散抑制

(d) 重大事故等対処設備

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

(b) 代替電源による給電

(c) 重大事故等対処設備

d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手段及び設備

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

e. 手順等

1.11.2 重大事故等時の手順

1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プール代替注水

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
- b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
- c. 補給水系による使用済燃料プール注水
- d. 消火系による使用済燃料プール注水

(2) 重大事故等時の対処手段の選択

1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プールのスプレイ

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ
- b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）
- c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）

(2) 漏えい緩和

- a. 使用済燃料プール漏えい緩和

(3) 大気への拡散抑制

- a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

(4) 重大事故等時の対処手段の選択

1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

(1) 使用済燃料プールの状態監視

- a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動
- b. 代替電源による給電

1. 11. 2. 4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順

(1) 使用済燃料プール冷却

- a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却
 - (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却
 - (b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保
 - (c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

(2) 重大事故等時の対処手段の選択

1. 11. 2. 5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1. 11. 1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1. 11. 2 自主対策設備仕様

添付資料1. 11. 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. 11. 4 重大事故対策の成立性

1. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
 - (1) 代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）
 - (2) 系統構成
2. 補給水系による使用済燃料プール注水

3. 消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水
4. 消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水
5. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）
6. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）
7. 使用済燃料プール漏えい緩和
8. 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

添付資料1.11.5 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(1)

添付資料1.11.6 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(2)

添付資料1.11.7 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）におけるホース敷設について

添付資料 1.11.8 手順のリンク先について

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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。
- 2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。
- 2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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) 想定事故 1 及び想定事故 2 が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
- 3 第 2 項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレー設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。
- 4 第 1 項及び第 2 項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。
 - a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。
 - b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備を整備する。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使

用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための対処設備を整備する。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.11.1 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

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を有する設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）を設置している。

また、使用済燃料プールの注水機能を有する設備として、補給水系を設置している。

これらの冷却機能又は注水機能が故障等により機能喪失した場合、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合は、その機能を代替するために、設計基準対象施設が有する機能、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1.11-1図）。

使用済燃料プールから大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定し、使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和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。なお、使用済燃料プール内の燃料体等をボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵することにより、臨界未満に維持される。

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料

プールからの小規模な水の漏えい若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

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

また、資機材※²による使用済燃料プール水の漏えいを緩和する対応手段を選定する。

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

※² 資機材：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるシール材、接着剤、ステンレス鋼板及び吊り降ろしロープを示す。

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五十四条及び技術基準規則第六十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が故障等により機能喪失した場合、使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合、又は使用済燃料プールからの大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない

場合を想定する。

設計基準対象施設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対象施設、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1.11-1表に整理する。

a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プール代替注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時に、使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段がある。なお、使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プール水戻り配管からサイフォン現象による使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料プールのサイフォン防止機能を有するサイフオンブレイク用配管によりサイフォン現象の継続を停止する。また、サイフオンブレイク用配管は作動機構を有さない設備であり、電源及び操作を必要としない。

i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水で使用する設備は以下のとおり。

・常設低圧代替注水系ポンプ

- ・代替淡水貯槽
- ii) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
- 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ（代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用）
- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用）
- ・西側淡水貯水設備

- ・代替淡水貯槽

なお、注水ラインを使用した使用済燃料プールへの注水は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。

- iii) 補給水系による使用済燃料プール注水

補給水系による使用済燃料プール注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

- iv) 消火系による使用済燃料プール注水

消火系による使用済燃料プール注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・電動駆動消火ポンプ

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・多目的タンク

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.11.1(2) a. (a) i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) a. (a) ii) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」で使用する設備のうち、代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ、代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができる。

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

- ・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可

能であれば、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効である。

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

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効である。

(添付資料1.11.2)

b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時、使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する手段がある。

- i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ・代替淡水貯槽
- ・常設スプレイヘッド

- ii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設ス

プレイヘッド) を使用した使用済燃料プールスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ (代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) として使用)
- ・代替淡水貯槽
- ・常設スプレイヘッド

なお、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイは、代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。

iii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイ

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ (代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) として使用)
- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型スプレイノズル

なお、可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへのスプレイは、代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(b) 漏えい緩和

使用済燃料プール内側から漏えいしている場合に、シール材を接着したステンレス鋼板に吊り降ろしロープを取り付け、漏えい箇所まで吊り下げることにより、使用済燃料プール水の漏えいを緩和するとともに、使用済燃料プールの水位低下を緩和する手段がある。

この手段では漏えいを緩和できない場合があること、重いステンレ

ス鋼板を使用するため作業効率が悪いことから、今後得られた知見を参考に、より効果的な漏えい緩和策を取り入れていく。

漏えい緩和で使用する資機材は以下のとおり。

- ・シール材
- ・接着剤
- ・ステンレス鋼板
- ・吊り降ろしロープ

(c) 大気への拡散抑制

重大事故等により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気へ放射性物質が拡散するおそれがある場合に、放水設備により大気への拡散を抑制する手段がある。

大気への拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）（大気への拡散抑制として使用）
- ・放水砲

なお、大気への拡散抑制の対応手段及び設備は、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整理する。

(d) 重大事故等対処設備

「1.11.1(2) b. (a) i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽及び常設スプレイヘッドは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) b. (a) ii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール

スプレイ」で使用する設備のうち、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ、代替淡水貯槽及び常設スプレイヘッドは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) b. (a) iii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ」で使用する設備のうち、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ、代替淡水貯槽及び可搬型スプレイノズルは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) b. (c) 大気への拡散抑制」で使用する設備のうち、大気への拡散抑制として使用する可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減することができる。

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

重大事故等時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための手段がある。

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）は以下のとお

り。

- ・使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
- ・使用済燃料プール温度（S A）
- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

(b) 代替電源による給電

上記「1.11.1(2) c. (a) 使用済燃料プールの監視」で使用する設備について、交流又は直流電源の喪失時に代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備により給電する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
- ・使用済燃料プール温度（S A）
- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

(c) 重大事故等対処設備

「1.11.1(2) c. (a) 使用済燃料プールの監視」で使用する設備のうち、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) c. (b) 代替電源による給電」で使用する設備のうち、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レ

ンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) は重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定することができる。

d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手段及び設備

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合に、緊急用海水ポンプ又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、代替燃料プール冷却系にて使用済燃料プールを冷却する手段がある。

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替燃料プール冷却系ポンプ
- ・代替燃料プール冷却系熱交換器
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ (代替燃料プール冷却系として使用)

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.11.1(2) d. (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却」で使用する設備のうち、代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設

備として位置づける。

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

(添付資料1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、使用済燃料プールを冷却することができる。

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ (代替燃料プール冷却系として使用)

車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、代替燃料プール冷却系が使用可能であれば、使用済燃料プールを冷却する手段として有効である。

(添付資料1.11.2)

e. 手順等

上記「a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手段及び設備」、「b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備」、「c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員等^{*3}及び重大事故等対応要員の対応とし

て、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.11-1表）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第1.11-2表、第1.11-3表）。

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

（添付資料1.11.3）

1.11.2 重大事故等時の手順

1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プール代替注水

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいが発生した場合に、代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

また、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）は、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設、原子炉建屋原子炉棟地上6階での可搬型スプレイノズル設置、可搬型スプレイノズルとのホース接続等の準備を常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用し

た使用済燃料プール注水と同時並行で実施する。なお、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合で、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

- ①使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合。
- ②使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合において、緊急用海水系による冷却水確保ができない場合、又は使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近に維持ができない場合。

(b) 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-2図に、タイムチャートを第1.11-3図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること^{*1}、及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール

注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

④運転員等は，発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプを起動し，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.40MPa [gage] 以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑦発電長は，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の開始を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系系統分離弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし，使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ，使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認した後，発電長に報告する。

⑨発電長は，運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位—142mm）以上に維持するように指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位—142mm）以上に維持し，発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置

起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで15分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

（添付資料1.11.5、添付資料1.11.6）

b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいが発生した場合に、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源とし、代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、補給水系及び消火系にて使用済燃料プールに注水ができない場合において、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代

替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。なお、水源から接続口までの代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第1.11-4図に、タイムチャートを第1.11-5図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）の接続を依頼する。
- ②災害対策本部長は、発電長に代替燃料プール注水系（注水ライン）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。
- ③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること、及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライ

ン) を使用した使用済燃料プール注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

⑦運転員等は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。

⑧発電長は、運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開にする。なお、電源が確保できない場合、運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作により使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開にする。

⑩運転員等は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑪発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑫重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。

⑬災害対策本部長は、発電長に代替燃料プール注水系（注水ライ

ン)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑭災害対策本部長は、重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑮重大事故等対応要員は、代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、原子炉建屋東側接続口、高所東側接続口又は高所西側接続口の弁を開とし、送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑯災害対策本部長は、発電長に代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑰発電長は、運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水が開始されたことの確認を指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認し、発電長に報告する。

⑲発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水が開始されたことを連絡す

る。

⑩発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位－142mm）以上に維持するように指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位－142mm）以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、215分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、140分以内と想定する。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、215分以内と想定する。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，140分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】（水源：西側淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，195分以内と想定する。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】（水源：西側淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，195分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業

ができるように、代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

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

（添付資料1.11.4，添付資料1.11.5，添付資料1.11.6）

c. 補給水系による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいが発生した場合に，復水貯蔵タンクを水源として復水移送ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満でない場合において，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）にて使用済燃料プールに注水ができず，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。ただし，原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

(b) 操作手順

補給水系による使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.11-6図に，タイムチャートを第1.11-7図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に補給水系による使用済燃料プール注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール監視カメラ用空冷

装置が起動していること，及び使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，補給水系による使用済燃料プール注水に必要な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等により確認する。

④運転員等は，発電長に補給水系による使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は，運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，復水移送ポンプを起動し，復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑦発電長は，運転員等に補給水系による使用済燃料プール注水の開始を指示する。

⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて，燃料プール周り補給水元弁を開とし，使用済燃料プールへの注水を開始する。

⑨運転員等は中央制御室にて，補給水系により使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ，使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認し，発電長に報告する。

⑩発電長は，運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位—142mm）以上に維持するように指示する。

⑪運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて，燃料プール周り補給水元弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位—142mm）以上に維持し，発電長に報告す

る。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による使用済燃料プール注水開始まで55分以内と想定する。

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

（添付資料1.11.4，添付資料1.11.5，添付資料1.11.6）

d. 消火系による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水からの小規模な水の漏えいが発生した場合に，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とし，電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより消火栓ホース又は残留熱除去系B系ラインを經由して，使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満でない場合において，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）及び補給水系にて使用済燃料プールに注水ができず，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし，重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合，

及び原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満でない場合において，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）及び補給水系にて使用済燃料プールに注水ができず，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし，重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合，及び原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス **ができない** 場合。

(b) 操作手順

消火系による使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-8図に，タイムチャートを第1.11-9図に示す。

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること，及び使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水に必要な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等により確認する。

④運転員等は，発電長に消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。

- ⑤発電長は、運転員等に消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上5階又は原子炉建屋原子炉棟地上6階の消火栓から使用済燃料プールまでホースの敷設を行い、手すり等に固縛・固定する。
- ⑦運転員等は、発電長に消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プールへ注水するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に電動駆動消火ポンプ^{*2}又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑩発電長は、消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プールへの注水の開始を指示する。
- ⑪運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上5階又は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プールへの注水を開始する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認し、発電長に報告する。
- ⑬発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位—142mm）以上に維持するように指

示する。

- ⑭運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上5階又は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、消火栓により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位—142mm）以上に維持し、発電長に報告する。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること、及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ④運転員等は、発電長に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。
- ⑦運転員等は、発電長に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

- ⑨運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑩発電長は、運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水の開始を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系消火系ライン弁を開にする。
- ⑫運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上3階にて、残留熱除去系B系燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁を開にする。
- ⑬運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上4階にて、残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁を開とし、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水を開始する。
- ⑭運転員等は中央制御室にて、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認し、発電長に報告する。
- ⑮発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位—142mm）以上に維持するように指示する。
- ⑯運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上4階にて、残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位—142mm）以上に維持し、発電長に報告する。

※2：常用電源が使用できる場合に、電動駆動消火ポンプを使用

する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、消火系による使用済燃料プール注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名にて実施した場合，60分以内と想定する。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合，105分以内と想定する。

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

（添付資料1.11.4，添付資料1.11.5，添付資料1.11.6）

(2) 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1.11-25図に示す。

使用済燃料プール冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）又は使用済燃料プール水位低警報により使用済燃料プールの水位低下を確認した場合は、事象を把握し使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を起動するとともに、使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて状態の監視を行う。

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発

生し、使用済燃料プールの水位低下が確認された場合は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を**実施**する。

なお、使用済燃料プール水位が遮蔽維持水位の判断基準とする線量率（10mSv/h）によりアクセス可否を判断し、**可搬型代替注水中型ポンプ若しくは可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水又は可搬型代替注水中型ポンプ若しくは可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールの準備を常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水と同時並行で実施する。**

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）にて使用済燃料プールへ注水ができず、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端**未満でない**場合、補給水系、消火系、**可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施する。**

また、消火系による使用済燃料プール注水は、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合に実施する。

1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プールのスプレイ

a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、常設低圧代替注水系ポンプによる代替

燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プール
スプレイを実施することにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい
損傷の進行を緩和し，臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減
する。

また，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬
型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海
水）は，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上6
階までのホース敷設，原子炉建屋原子炉棟地上6階での可搬型スプレイ
ノズル設置及び可搬型スプレイノズルとのホース接続等の準備を常設低
圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料
プール注水又は使用済燃料プールスプレイと同時並行で実施する。な
お，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋
原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設
を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料
プール水の漏えいが発生した場合で，以下のいずれかの状況に至った
場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

①使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上に
維持できない場合。

②使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上の
場合で，「1.11.2.1(1) 使用済燃料プール代替注水」による注水
ができない場合。

(b) 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプ

レイヘッド) を使用した使用済燃料プールスプレイ手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-10図に、タイムチャートを第1.11-11図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること、及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ④運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を**使用した**使用済燃料プール注水又は**可搬型代替注水中型ポンプ若しくは**可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施している場合は、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁及び使用済燃料プール注水ライン元弁を閉と

する。

⑦運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.40MPa

[gage] 以上であることを確認する。

⑧運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系系統分離弁及び使用済燃料プールスプレイライン元弁を開にする。

⑨運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成が完了したことを報告する。

⑩発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし、使用済燃料プールスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認した後、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始まで15分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）
使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プール

の水位が異常に低下した場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施することにより、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイが実施できず、以下のいずれかの状況に至った場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。ただし、原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセスができない場合。

①使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上に維持ができない場合

②使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上の場合で、「1.11.2.1(1) 使用済燃料プール代替注水」による注水ができない場合

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。

なお、水源から接続口までの代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第1.11-12図に、タイムチャートを第1.11-13図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの接続を依頼する。
- ②災害対策本部長は、発電長に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。
- ③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること、及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ⑦運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料

プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施している場合は，使用済燃料プール注水ライン元弁を閉とする。

⑩運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールスプレイライン元弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開にする。

⑪運転員等は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成が完了したことを報告する。

⑫発電長は，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑬重大事故等対応要員は，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑭災害対策本部長は，発電長に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑮災害対策本部長は，重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポン

プの起動を指示する。

⑯重大事故等対応要員は、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口又は原子炉建屋東側接続口の弁を開とし、送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑰災害対策本部長は、発電長に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑱発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことの確認を指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【高所東側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、215分以内と想定する。

【原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，165分以内と想定する。

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，205分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

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

（添付資料1.11.4）

- c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）
- 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プー

ルスプレイを実施することにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイが実施できず，以下のいずれかの状況に至った場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。ただし，原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

- ①使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上に維持ができない場合。
- ②使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上の場合で，「1.11.2.1(1) 使用済燃料プール代替注水」による注水ができない場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-14図に，タイムチャートを第1.11-15図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイを依頼する。
- ②災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使

用した使用済燃料プールスプレいの準備として、可搬型代替注水大型ポンプの配置、及び原子炉建屋原子炉棟地上6階に可搬型スプレイノズルの設置を指示する。

③発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレいの準備を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること、及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

⑥運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレいの準備が完了したことを報告する。

⑦発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレいの準備が完了したことを連絡する。

⑧重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレいの準備として、可搬型代替注水大型ポンプを配置するとともに、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上6階までホースの敷設を行い、原子炉建屋原子炉棟地上6階にて可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は、原子炉建屋

原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設を実施する。

⑨重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑩災害対策本部長は、発電長に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑪災害対策本部長は、重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑫重大事故等対応要員は、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホース内の水張りを実施した後、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑬災害対策本部長は、発電長に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑭発電長は、運転員等に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことの確認を指示する。

⑮運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始された

ことを使用済燃料プール監視カメラ，使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，435分以内と想定する。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，370分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるように，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

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

（添付資料1.11.4，添付資料1.11.7）

(2) 漏えい緩和

a. 使用済燃料プール漏えい緩和

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材を用いて、使用済燃料プール内側からの漏えいを緩和するとともに、使用済燃料プールの水位低下を緩和する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。ただし、原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

①使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上に維持できない場合。

②使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上の場合で、「1.11.2.1(1) 使用済燃料プール代替注水」による注水ができない場合。

(b) 操作手順

使用済燃料プール漏えい緩和手順の概要は以下のとおり。

タイムチャートを第1.11-16図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に資機材（シール材、接着剤、ステンレス鋼板及び吊り降ろしロープ）を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置を依頼する。

②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置を指示する。

③発電長は、運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置のための準備を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷

装置が起動していること，及び使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて，資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

⑥運転員等は，発電長に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置のための準備が完了したことを報告する。

⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて，ステンレス鋼板にシール材を接着させ，吊り降ろしロープを取り付けた後，貫通穴付近まで吊り下げ，手すり等に固縛・固定する。

⑧重大事故等対応要員は，災害対策本部長に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことを報告する。

⑨災害対策本部長は，発電長に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことを連絡する。

⑩発電長は，運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことの確認を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プールからの漏えい量が減少したことを使用済燃料プール監視カメラ，使用済燃料プール水位にて確認し，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員4名にて実施した場合，作業開始を判断してから使用済燃料プール漏えい緩和措置完了まで150分以内と想定する。

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

(3) 大気への拡散抑制

a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1. 11. 2. 2(1) 使用済燃料プールスプレイ」によるスプレイを実施しても使用済燃料プールの水位が上昇しない場合、又は「1. 11. 2. 2(1) 使用済燃料プールスプレイ」によるスプレイが実施できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。なお、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制に関する手順については、「1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(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. 11-25図に示す。

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位低下が確認された場合において、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上で、

「1. 11. 1(2) a. (a) 使用済燃料プール代替注水」による注水ができない場合、又は「1. 11. 1(2) a. (a) 使用済燃料プール代替注水」による注水を実施している場合で、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上に維持ができない場合に、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施するとともに資機材を用いた使用済燃料プール漏えい緩

和を行う。

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイにて使用済燃料プールヘスプレイができない場合は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施する。

なお、「1.11.1(2) b. (a) 使用済燃料プールスプレイ」によるスプレイを実施しても使用済燃料プールの水位が上昇しない場合、又は

「1.11.1(2) b. (a) 使用済燃料プールスプレイ」によるスプレイが実施できない場合に、大気への拡散抑制を実施する。

1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合、使用済燃料プール監視設備の環境条件は、使用済燃料プール水の沸騰による蒸散が継続し、高温（大気圧下のため100℃を超えることはない。）、高湿度の環境が考えられるが、使用済燃料プール監視設備の構造及び設置位置により、事故時環境下においても使用できる。

なお、使用済燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置にて空気を供給する設計とする。

使用済燃料プール監視設備は、重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視することが可能であり、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測範囲を把握した上で使用済燃料プールの水位、水温及び上部空間線量率の監視を行う。

また、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラは常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電され、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車から給電することにより、使用済燃料プールの監視を実施する。

(1) 使用済燃料プールの状態監視

通常時は、設計基準対象施設である使用済燃料プール水位、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料プール温度、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタにより状態監視を実施する。

重大事故等時においては、重大事故等対処設備である使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む）により、使用済燃料プールの水位、水温及び上部空間線量率の状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備である監視設備は、常設設備であり可搬型設備を必要としない。また、通常時より常時監視が可能な設備であり、継続的に監視を実施する。

燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価（使用済燃料配置変更ごとに行う空間線量率評価）し把握

した水位と放射線線量率の相関（減衰率）関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。

a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合

②使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合

(b) 操作手順

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-17図に、タイムチャートを第1.11-18図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プール水位が視認できること、及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動に必要なコンプレッサ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

③運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁を開とし、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を起動する。

④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラの状態

に異常がないことを確認する。

⑤運転員等は、発電長に使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動まで7分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 代替電源による給電

交流又は直流電源が喪失した場合、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源により使用済燃料プール監視設備へ給電する手順を整備する。

なお、代替電源により使用済燃料プール監視設備へ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。

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順

(1) 使用済燃料プール冷却

a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）による使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合は、緊急用海水系又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プール冷却を実施する。なお、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近でない場合は、「1.11.2.1(1) 使用済燃料プール代替注水」又は「1.11.2.2(1) 使用済燃料プールのプレイ」により使用済燃料プール水位をオーバーフロー水位付近とし、代替

燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却を実施する。

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合で、代替燃料プール冷却系に必要な冷却水が確保されている場合において、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近に維持可能な場合。

ii) 操作手順

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-19図に、タイムチャートを第1.11-20図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること、及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認する。
- ④運転員等は、発電長に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の系統構成を指示する。

- ⑥運転員等は中央制御室にて、燃料プール冷却浄化系入口隔離弁を閉とする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁及び代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁を開とする。
- ⑧運転員等は、発電長に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系ポンプ^{※3}を起動し、使用済燃料プール冷却が開始されたことを使用済燃料プール温度の低下により確認した後、発電長に報告する。

※3：代替燃料プール冷却系は、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が復旧した場合に、代替燃料プール冷却系を停止し、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）により使用済燃料プールの冷却を実施する。なお、使用済燃料プール内の燃料体等から発生する崩壊熱により、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）を選択し、使用済燃料プールの冷却を実施する。ただし、燃料プール冷却浄化系は非常用電源設備が復旧した場合に、使用済燃料プールの冷却に使用する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替燃料プ

ール冷却系による使用済燃料プール冷却開始まで15分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(添付資料1.11.5, 添付資料1.11.6)

(b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度上昇が確認された場合。

ii) 操作手順

緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-21図に、タイムチャートを第1.11-22図に示す。

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

②運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系による冷却水の確保に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

③運転員等は中央制御室にて、緊急用海水ポンプ室空調機を起動する。

④運転員等は、発電長に緊急用海水系による冷却水確保の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷

却水出口ライン切替え弁（A）又は代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）を開にする。

⑦運転員等は、発電長に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成が完了したことを報告する。

⑧発電長は、運転員等に緊急用海水ポンプ（A）又は緊急用海水ポンプ（B）の起動を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、緊急用海水ポンプ（A）又は緊急用海水ポンプ（B）を起動し、発電長に報告する。

⑩発電長は、運転員等に緊急用海水系による冷却水の供給を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁を調整開とし、緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇を確認した後、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水の供給開始まで20分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合で、緊急用海水系が使用できない場合。

ii) 操作手順

代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保手順の概要は以下のとおり（代替燃料プール冷却系東側接続口，代替燃料プール冷却系西側接続口，代替残留熱除去系海水系西側接続口を使用した手順は，手順⑨以外は同様。）。

概要図を第1.11-23図に，タイムチャートを第1.11-24図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備を依頼する。
- ②災害対策本部長は，プラントの被災状況に応じて代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保のため，水源からの接続口を決定し，発電長に使用する代替燃料プール冷却系の接続口を連絡する。なお，代替燃料プール冷却系の接続口は，各作業時間（出動準備，移動，代替淡水貯槽蓋開放，ポンプ設置，ホース敷設，西側接続口蓋開放，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる代替燃料プール冷却系東側接続口を優先する。
- ③災害対策本部長は，重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保のため，使用する水源から代替燃料プール冷却系の接続口を指示する。

- ④重大事故等対応要員は、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプを海に配置し、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを設置する。
- ⑤重大事故等対応要員は、海から代替燃料プール冷却系の接続口までホースの敷設を実施する。
- ⑥発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の系統構成を指示する。
- ⑨^a 代替燃料プール冷却系東側接続口又は代替燃料プール冷却系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合
運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁が閉していることを確認する。
- ⑨^b 代替残留熱除去系海水系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合
運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁を開とする。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）又は代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）を開にする。

- ⑪運転員等は，発電長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑫重大事故等対応要員は，災害対策本部長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備が完了したことを報告する。
- ⑬災害対策本部長は，発電長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を連絡する。
- ⑭災害対策本部長は，重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を指示する。
- ⑮重大事故等対応要員は，代替燃料プール冷却系西側接続口，代替燃料プール冷却系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁が閉していることを確認した後，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホース内の水張り及び空気抜きを実施する。
- ⑯重大事故等対応要員は，ホース内の水張り及び空気抜きが完了した後，代替燃料プール冷却系西側接続口，代替燃料プール冷却系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁を開とし，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑰災害対策本部長は，発電長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の送水を開始した

ことを連絡する。

⑱発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを確認するように指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇により確認し、発電長に報告する。

⑳発電長は、災害対策本部長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを連絡する。

㉑災害対策本部長は、重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御するように指示する。

㉒重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計にて圧力指示値を確認し、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御し、災害対策本部長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重

大事故等対応要員8名にて実施した場合、370分以内と想定する。

【代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合】

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

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

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

（添付資料1.11.4）

(2) 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1.11-25図に示す。

使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生し、使用済燃料プールの温度上昇が確認された場合に、緊急用海水系による冷却水の確保を実施し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールを冷却する。

緊急用海水系が使用できない場合は、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の確保を実施し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールを冷却するが、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの運転開始までに使用済燃料プールの水位低下が確認された場合、又は冷却水を確保した後に使用済燃料

プール水位をオーバーフロー水位付近に維持できない場合は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）等により使用済燃料プールへ注水を実施する。

1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽に補給する手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール冷却系ポンプ、復水移送ポンプ、緊急用海水ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車、非常用交流電源設備、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第1.11-1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/14)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時, 又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処設備
			関連設備	サイフォン防止機能※5 代替淡水貯槽※3 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備

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

※2: 手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5: サイフォン防止機能は, 操作及び確認を必要としないため, 手順書として整備しない。

※6: 使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／14）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 （注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	主要設備	可搬型代替注水中型ポンプ※3 可搬型代替注水大型ポンプ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	サイフォン防止機能※5 西側淡水貯水設備※3 代替淡水貯槽※3 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 ホース 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	

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

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：サイフォン防止機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (3/14)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時, 又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)	補給水系による使用済燃料プール注水	主要設備	復水移送ポンプ	自主対策設備
			関連設備	サイフォン防止機能 ^{※5} 使用済燃料プール 非常用交流電源設備 ^{※4} ・ 2C 非常用ディーゼル発電機 ・ 2D 非常用ディーゼル発電機 ・ 2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・ 2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・ 常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・ 可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 ^{※4} ・ 軽油貯蔵タンク ・ 2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・ 可搬型設備用軽油タンク ・ タンクローリ	重大事故等対処設備
				復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁	自主対策設備

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

※2: 手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5: サイフォン防止機能は, 操作及び確認を必要としないため, 手順書として整備しない。

※6: 使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／14）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
又は使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時， 又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	消火系による使用済燃料プール注水 （消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合）	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」等
			関連設備	サイフォン防止機能※5 使用済燃料プール	重大事故等対処設備	
				ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁・ホース	自主対策設備	

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

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：サイフォン防止機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (5/14)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}	
<p style="background-color: yellow;">使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時, 又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時</p>	<p>燃料プール冷却浄化系</p> <p>残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)</p>	<p style="background-color: yellow;">消火系による使用済燃料プール注水(残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合)</p>	<p>主要設備</p>	<p>電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ</p>	<p>自主対策設備</p>	
			<p>関連設備</p>	<p>サイフォン防止機能^{※5} 残留熱除去系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 非常用交流電源設備^{※4} ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備^{※4} ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ</p>	<p>重大事故等対処設備</p>	<p>非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」等 重大事故等対策要領</p>
				<p>る過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁</p>	<p>自主対策設備</p>	

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

※2: 手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5: サイフォン防止機能は, 操作及び確認を必要としないため, 手順書として整備しない。

※6: 使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／14）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1	
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 常設スプレイヘッダ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	サイフォン防止機能※5 代替淡水貯槽※3 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備	

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

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：サイフォン防止機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (7/14)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	-	(常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プール注水系 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 常設スプレイヘッダ	重大事故等対処設備
			関連設備	サイフォン防止機能※5 代替淡水貯槽※3 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 ホース 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備

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

※2: 手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5: サイフォン防止機能は、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。

※6: 使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／14）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1	
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレインノズル)を使用した使用済燃料プールスプレイ	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 可搬型スプレインノズル	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	サイフォン防止機能※5 代替淡水貯槽※3 ホース 使用済燃料プール燃料給油設備※4 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備	

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

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：サイフォン防止機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9／14）

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備		整備する手順書※1
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	漏えい緩和	主要設備	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	—※6 重大事故等対策要領

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

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：サイフォン防止機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10／14）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	大気への拡散抑制	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）※2 放水砲※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			関連設備	ホース 燃料給油設備※4 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備	

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

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：サイフォン防止機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11／14）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料プール温度 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	使用済燃料プールの監視	主要設備	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	重大事故等対処設備
			関連設備	常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備※4 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備

非常時運転手順書Ⅱ
（徴候ベース）
「使用済燃料プール制御」等

重大事故等対策要領

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

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：サイフォン防止機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（12／14）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1	
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	—	代替電源による給電	主要設備	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「AM設備別操作手順書」 重大事故等対策要領
			関連設備	常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備※4 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備	

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

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：サイフォン防止機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13／14）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
重大事故等時における使用済燃料プールの冷却	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却①	主要設備	代替燃料プール冷却系ポンプ 代替燃料プール冷却系熱交換器 使用済燃料プール 緊急用海水ポンプ	重大事故等対処設備
			関連設備	緊急用海水ストレータ 代替燃料プール冷却系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 スキマサージタンク 緊急用海水系配管・弁 残留熱除去系海水系配管・弁 非常用取水設備 ・ SA用海水ピット ・ 海水引込み管 ・ SA用海水ピット取水塔 ・ 緊急用海水ポンプピット ・ 緊急用海水取水管 常設代替交流電源設備※4 ・ 常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・ 軽油貯蔵タンク ・ 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備

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

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：サイフォン防止機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (14/14)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
重大事故等時における使用済燃料プールの冷却	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却②	主要設備	代替燃料プール冷却系ポンプ 代替燃料プール冷却系熱交換器 使用済燃料プール	重大事故等対処設備
				可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策設備
			関連設備	代替燃料プール冷却系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 スキマサージタンク 緊急用海水系配管・弁 残留熱除去系海水系配管・弁 ホース 非常用取水設備 ・SA用海水ピット ・海水引込み管 ・SA用海水ピット取水塔 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備
					非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」等 重大事故等対策要領

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

※2: 手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5: サイフォン防止機能は, 操作及び確認を必要としないため, 手順書として整備しない。

※6: 使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

第1.11-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プール代替注水			
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※ ¹
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※ ¹
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※ ¹ 使用済燃料プール温度 (S A) ※ ¹ 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※ ¹ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ ¹ 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※ ¹

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

監視計器一覧 (2/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時, 又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プール代替注水			
b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水 (淡水/海水)	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位※1 代替淡水貯槽水位※1
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※1 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位※1 代替淡水貯槽水位※1

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

監視計器一覧 (3/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プール代替注水			
c. 補給水系による使用済燃料プール注水	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※ ¹ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ ¹ 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低压代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※ ¹ 使用済燃料プール温度 (S A) ※ ¹ 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※ ¹ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ ¹ 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

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

監視計器一覧 (4/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プール代替注水			
d. 消火系による使用済燃料プール注水	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※ ¹ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ ¹ 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低压代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※ ¹ 使用済燃料プール温度 (S A) ※ ¹ 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ ※ ¹ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ ¹ 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位

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

監視計器一覧 (5/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プールのスプレイ			
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールのスプレイ	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※1 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

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

監視計器一覧 (6/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プールのスプレイ			
b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイ (淡水/海水)	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低压代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※1 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 低压代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

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

監視計器一覧 (7/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プールのスプレイ			
c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールのスプレイ (淡水/海水)	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低压代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※1 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

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

監視計器一覧 (8/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2) 漏えい緩和			
a. 使用済燃料プール漏えい緩和	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) ※ ¹ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ ¹ 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) ※ ¹ 使用済燃料プール監視カメラ※ ¹ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ ¹ 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報

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

監視計器一覧 (9/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順 (1) 使用済燃料プールの状態監視			
a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※ ¹ 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (S A) ※ ¹
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 スキマサージタンク水位 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系海水系系統流量
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール監視カメラ※ ¹

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

監視計器一覧 (10/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順 (1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却			
(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) ※1
		補機監視機能	使用済燃料プール温度高 警報 スキマサージタンク水位 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系海水系系統流量
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) ※1 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※1 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位低 警報

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

監視計器一覧 (11/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順 (1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却			
(b) 緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) ※1
		補機監視機能	使用済燃料プール温度高 警報 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系海水系系統流量
	操作	補機監視機能	緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)

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

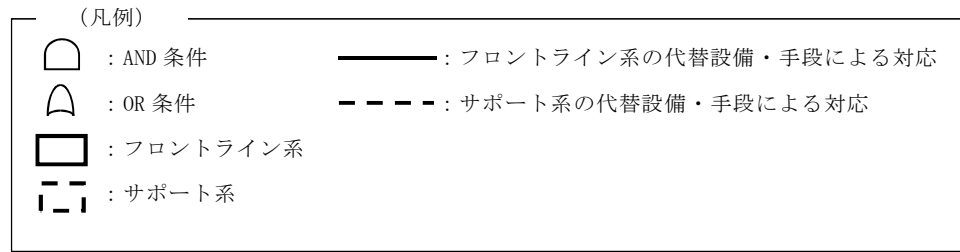
監視計器一覧 (12/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順 (1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却			
(c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水(海水)の確保	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1
		補機監視機能	使用済燃料プール温度高 警報 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)
	操作	補機監視機能	代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度

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

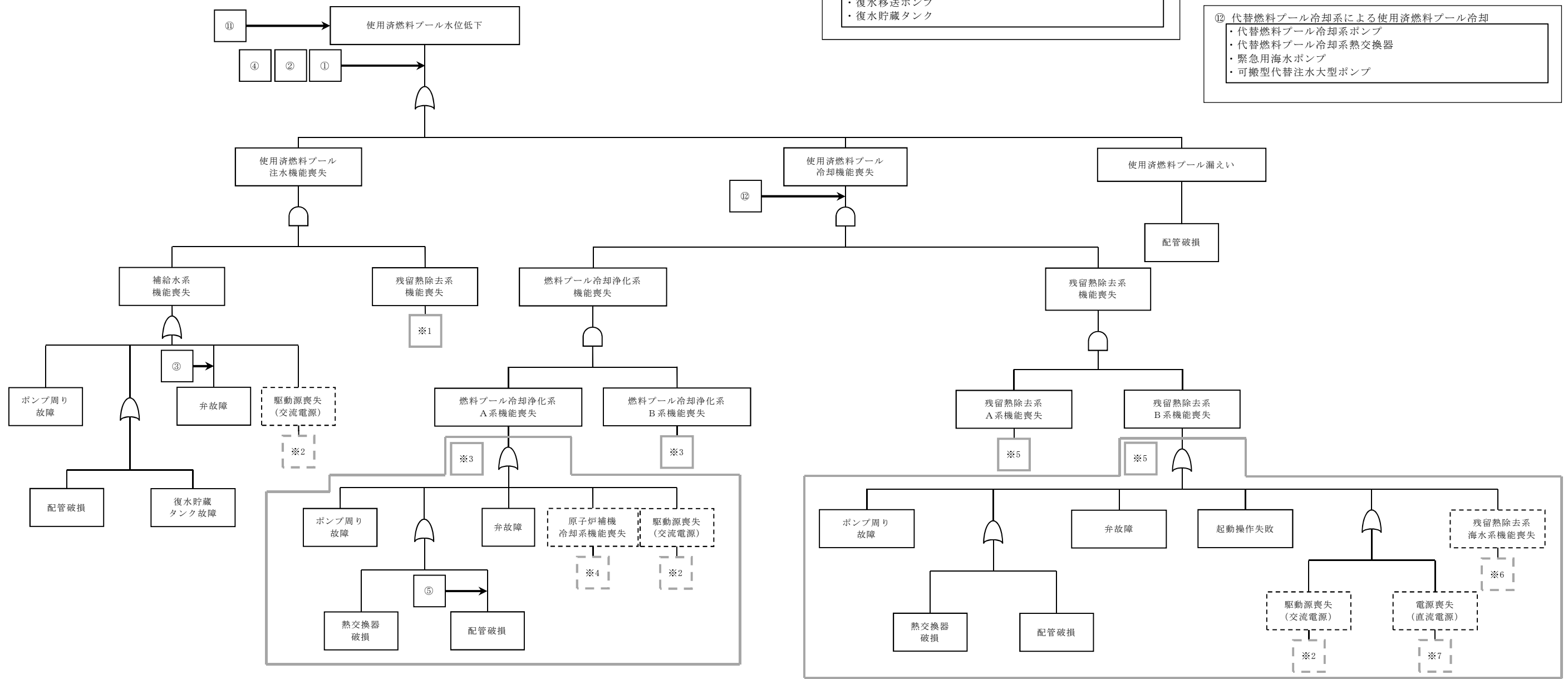
第1.11-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却 等のための手順等</p>	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）
	代替燃料プール注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC
	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用MCC
	代替燃料プール冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC
	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤 2B
	使用済燃料プール温度（SA）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（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 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤
使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用MCC 緊急用直流125V主母線盤	

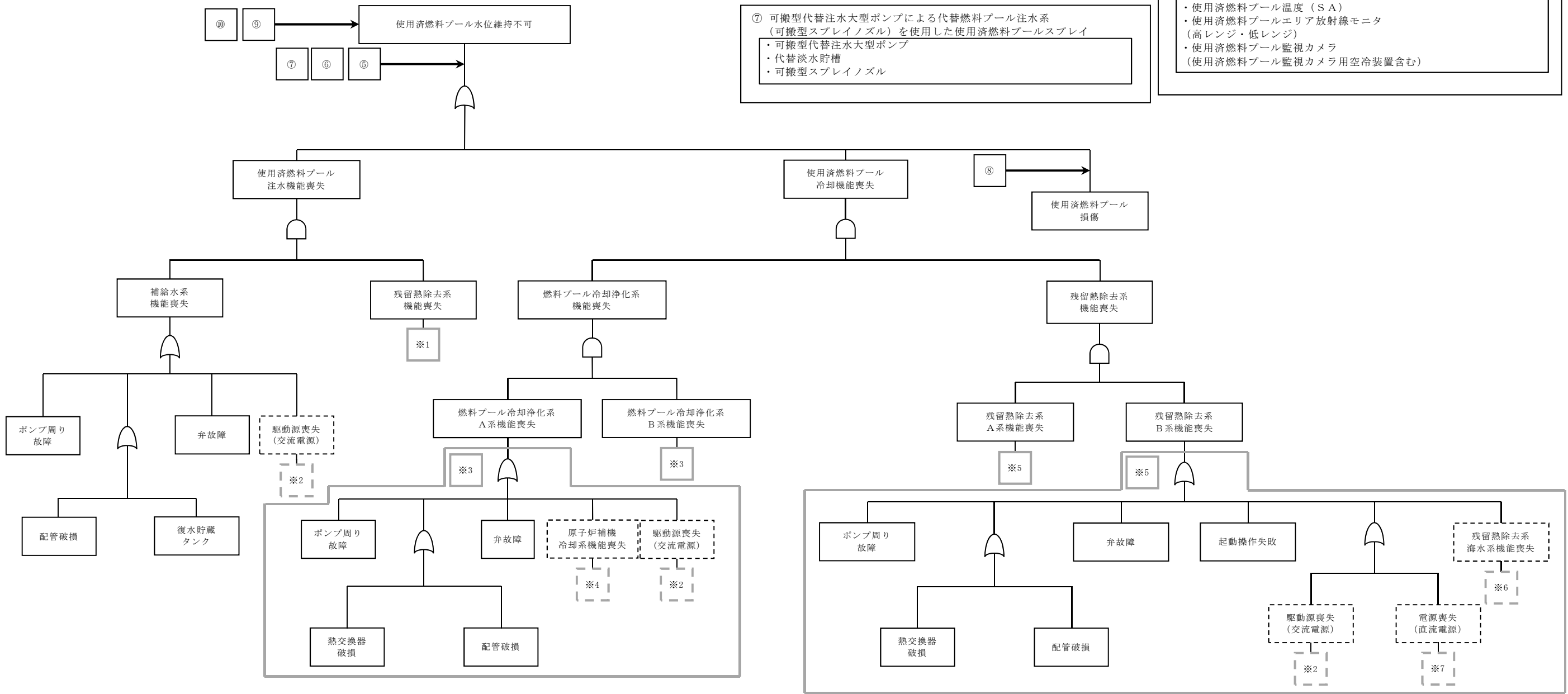
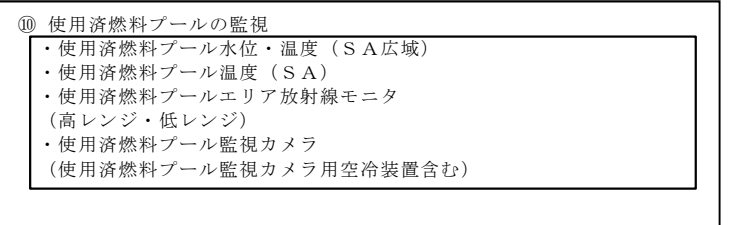
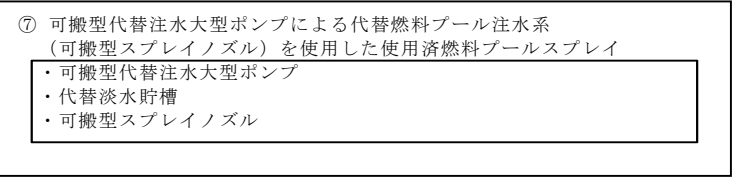
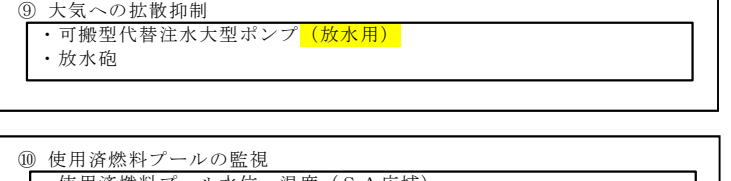
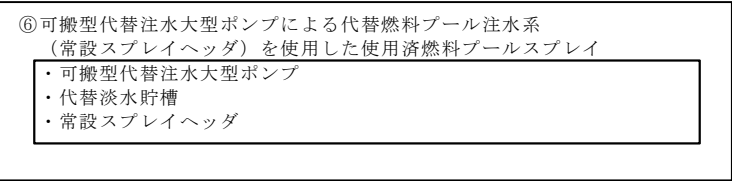
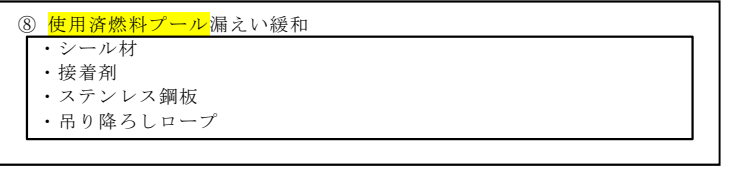
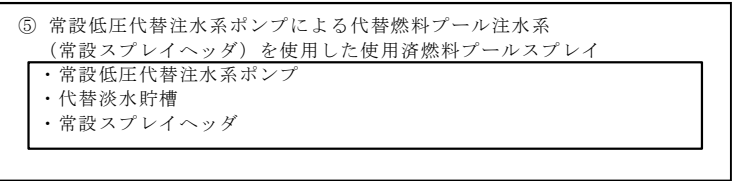
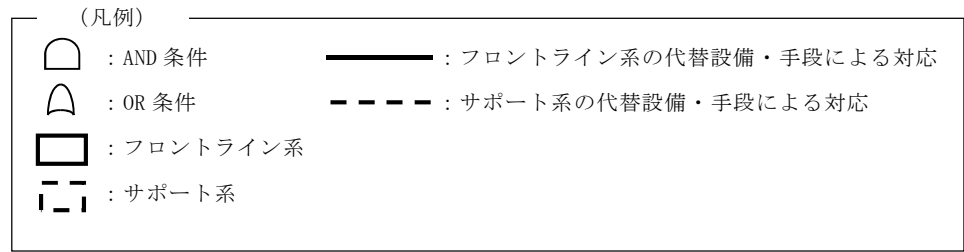


- ① 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
 - 常設低圧代替注水系ポンプ
 - 代替淡水貯槽
- ② 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
 - 可搬型代替注水中型ポンプ
 - 可搬型代替注水大型ポンプ
 - 西側淡水貯水設備
 - 代替淡水貯槽
- ③ 補給水系による使用済燃料プール注水
 - 復水移送ポンプ
 - 復水貯蔵タンク

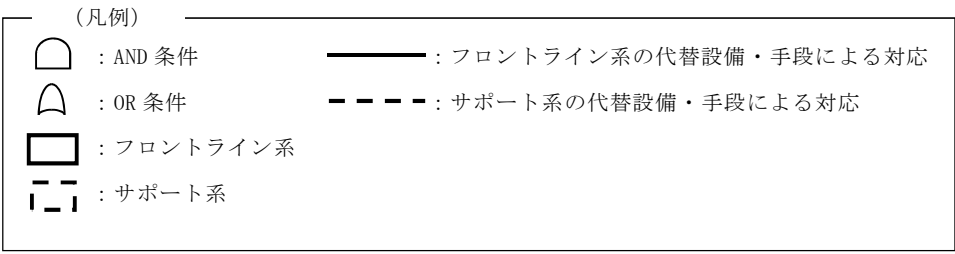
- ④ 消火系による使用済燃料プール注水
 - 電動駆動消火ポンプ
 - ディーゼル駆動消火ポンプ
 - ろ過水貯蔵タンク
 - 多目的タンク
- ⑪ 使用済燃料プールの監視
 - 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）
 - 使用済燃料プール温度（SA）
 - 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
 - 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む）
- ⑫ 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却
 - 代替燃料プール冷却系ポンプ
 - 代替燃料プール冷却系熱交換器
 - 緊急用海水ポンプ
 - 可搬型代替注水大型ポンプ



第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (1/3)



第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (2/3)



(略語)

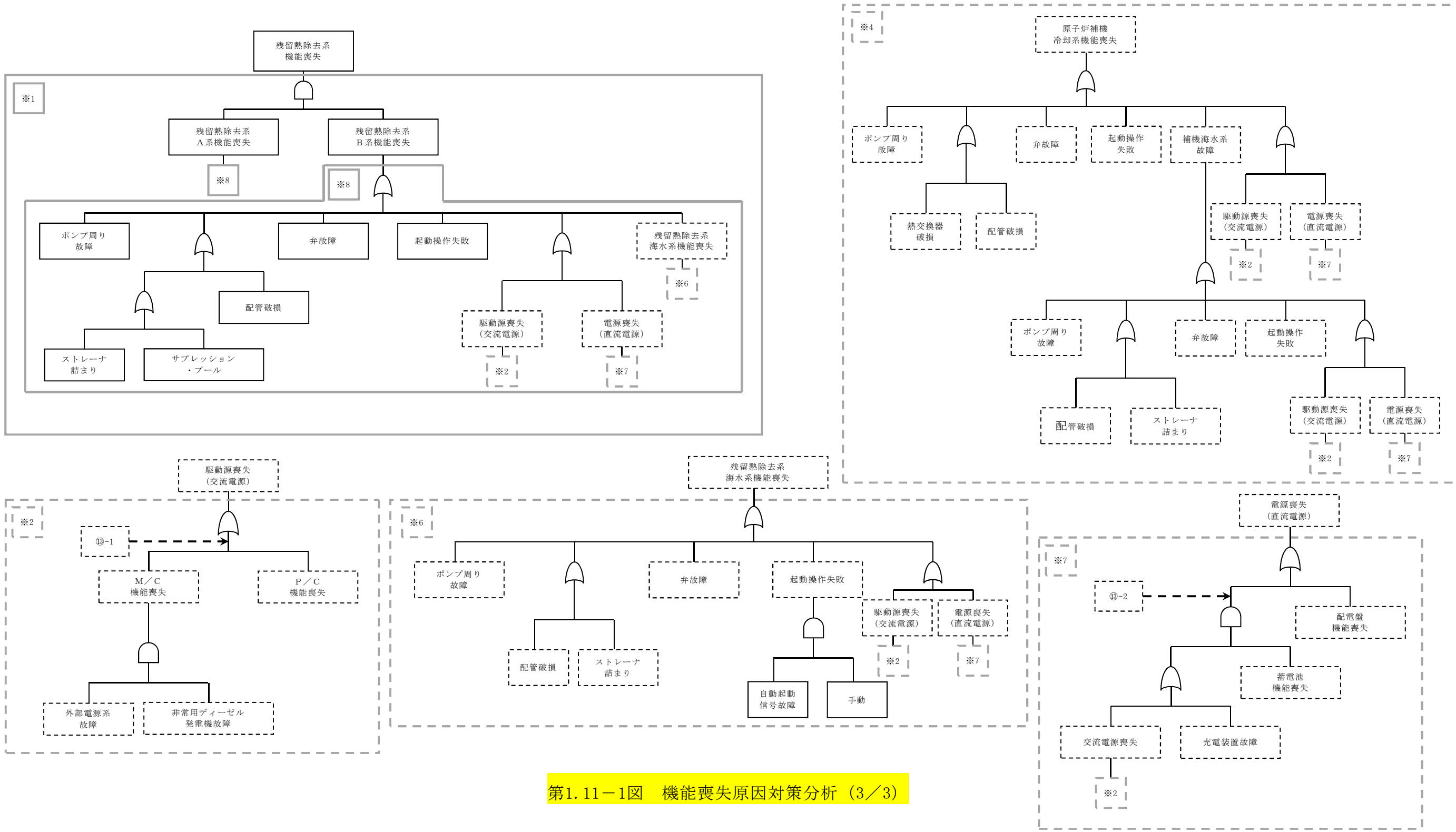
M/C: メタルクラッド開閉装置
P/C: パワーセンタ

⑬-1 代替電源による給電【交流】

- ・使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)
- ・使用済燃料プール温度 (SA)
- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ・使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む)

⑬-2 代替電源による給電【直流】

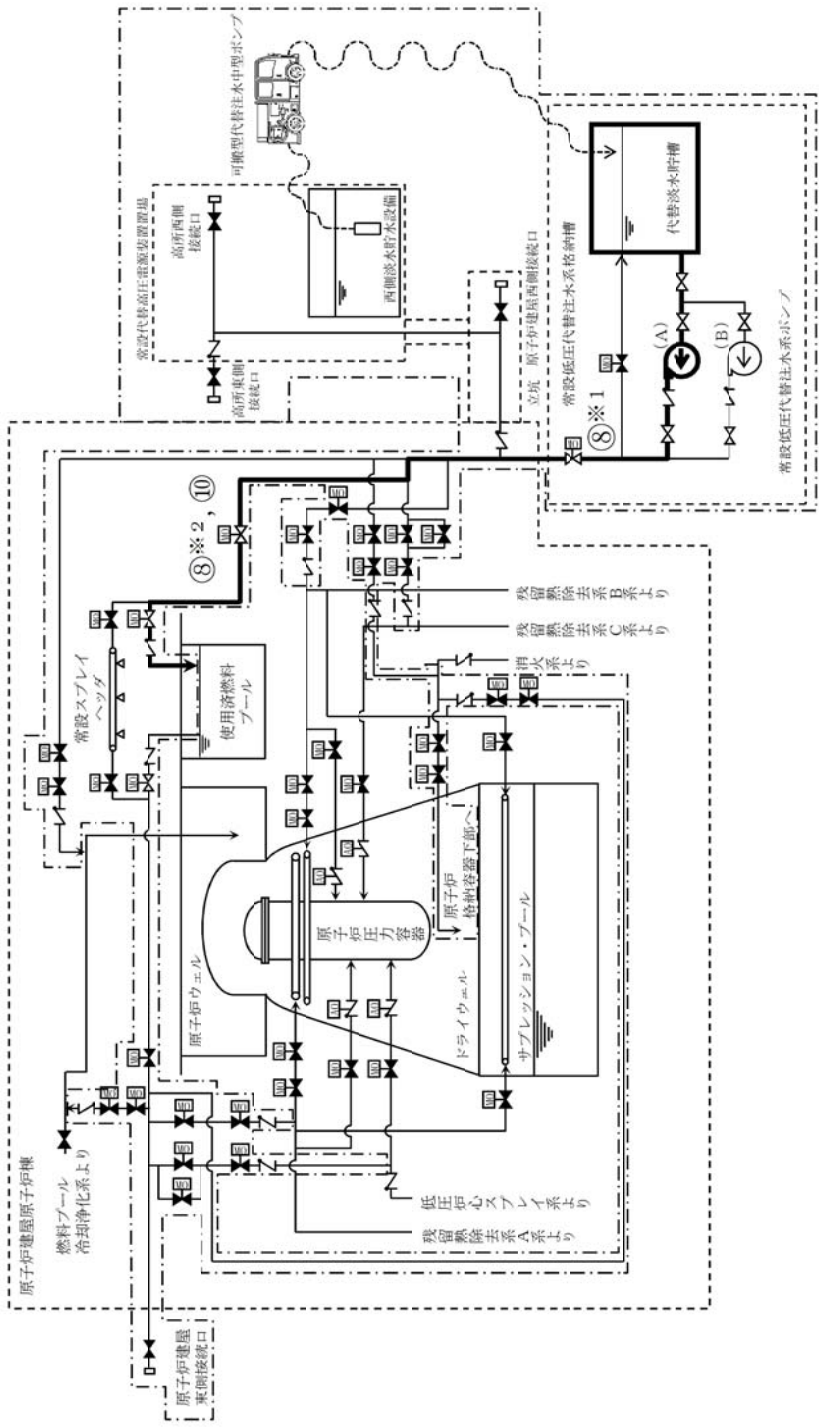
- ・使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)
- ・使用済燃料プール温度 (SA)
- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ・使用済燃料プール監視カメラ



第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (3/3)

凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	弁
	逆止弁
	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	操作手順	弁名称
⑧※1	常設低圧代替注水系統分離弁	⑧※2, ⑩	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

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

第1.11-2図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 概

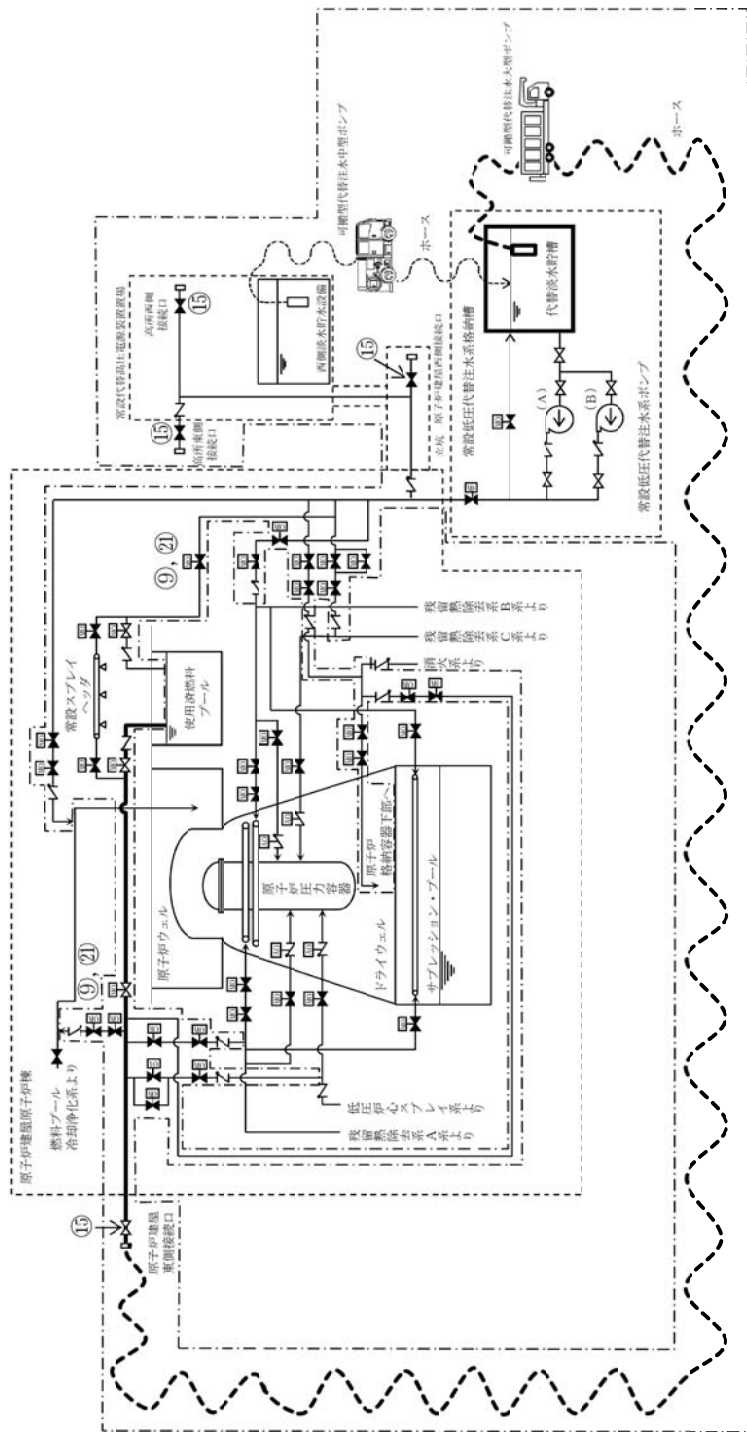
要図

		経過時間 (分)												備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18					
手順の項目	実施箇所・必要員数	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水													
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動					系統構成		注水開始操作					

第1.11-3図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	弁
	逆止弁
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

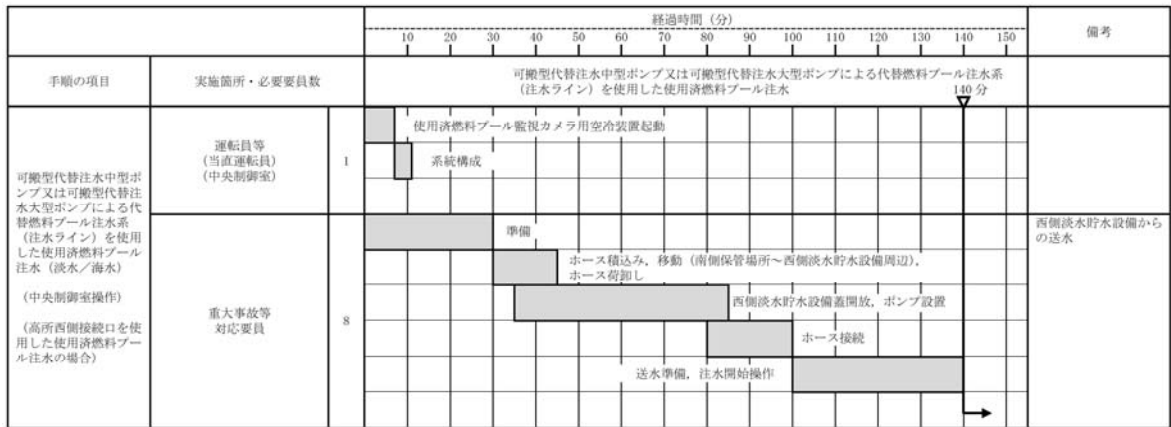
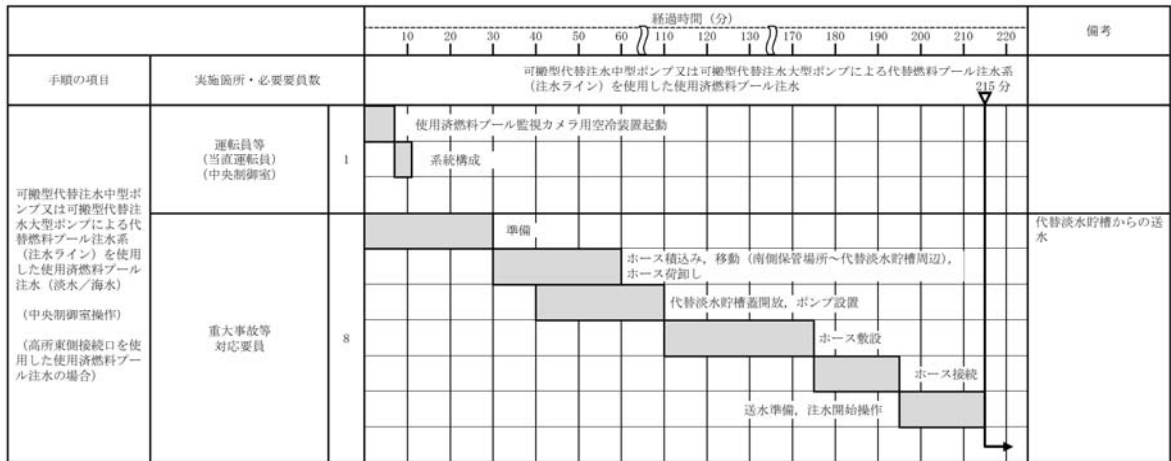


操作手順	弁名称
⑨, ⑳	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
⑮	原子炉建屋西側接続口の弁, 高所東側接続口の弁, 高所西側接続口の弁

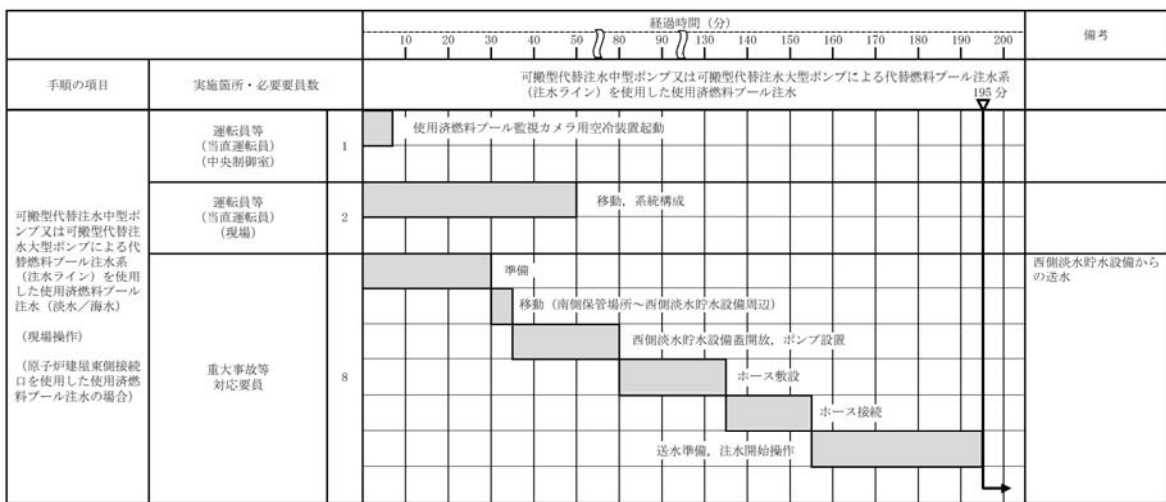
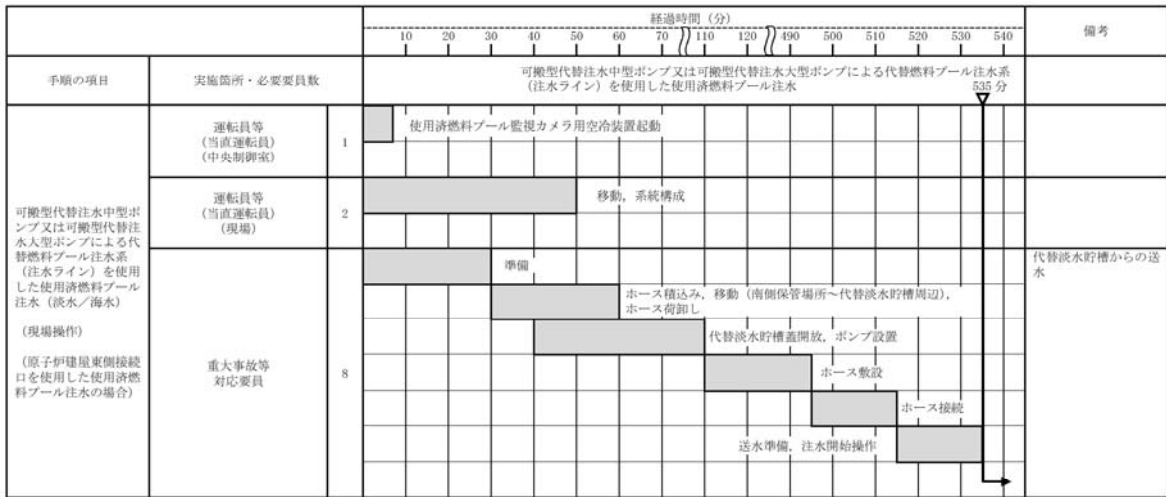
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.11-4図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用

した使用済燃料プール注水（淡水／海水） 概要図

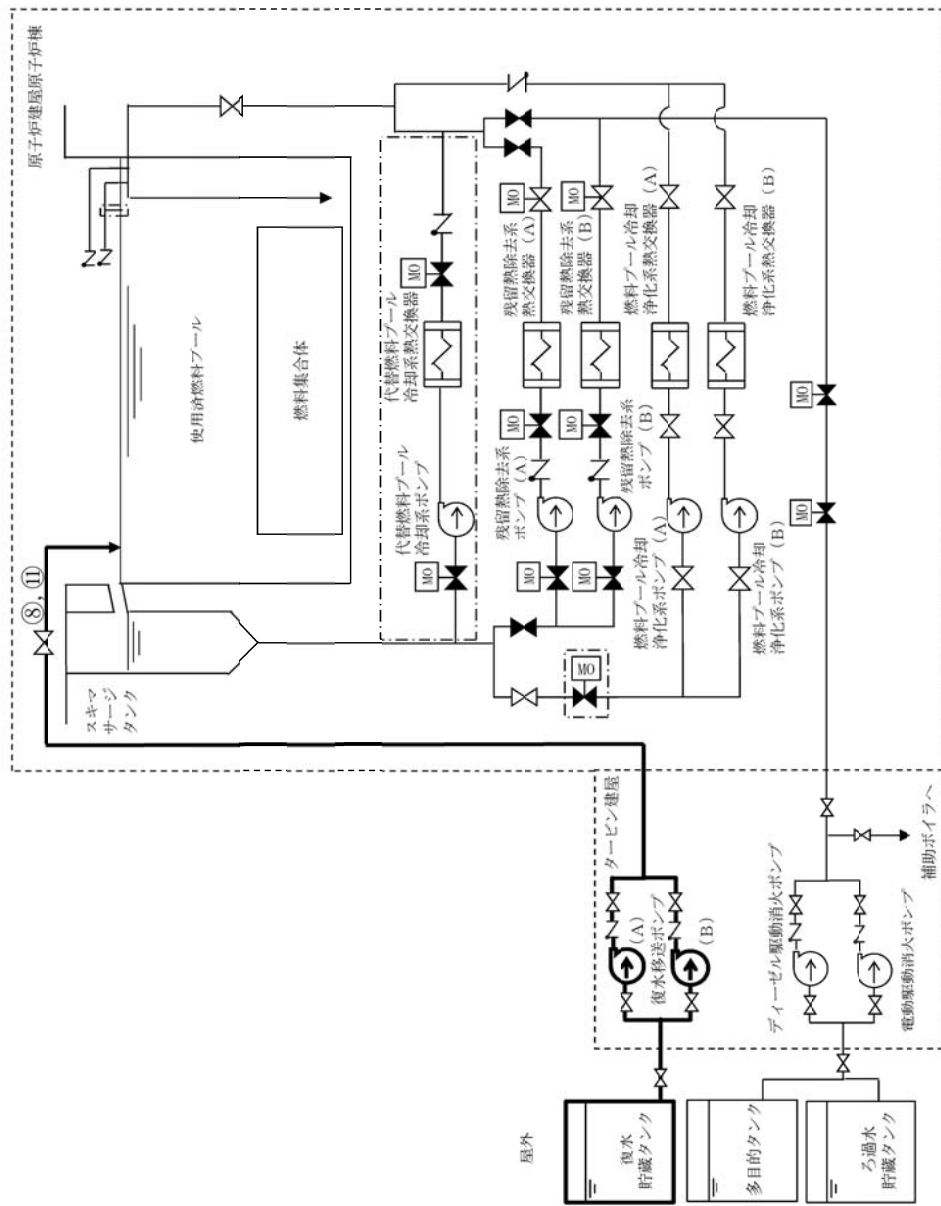


第1.11-5図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水 (淡水/海水) タイムチャート (1/4)



第1.11-5図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水 (淡水/海水) タイムチャート (4/4)

凡例		ポンプ
		電動駆動
		弁
		逆止弁
		設計基準対象施設から追加した箇所



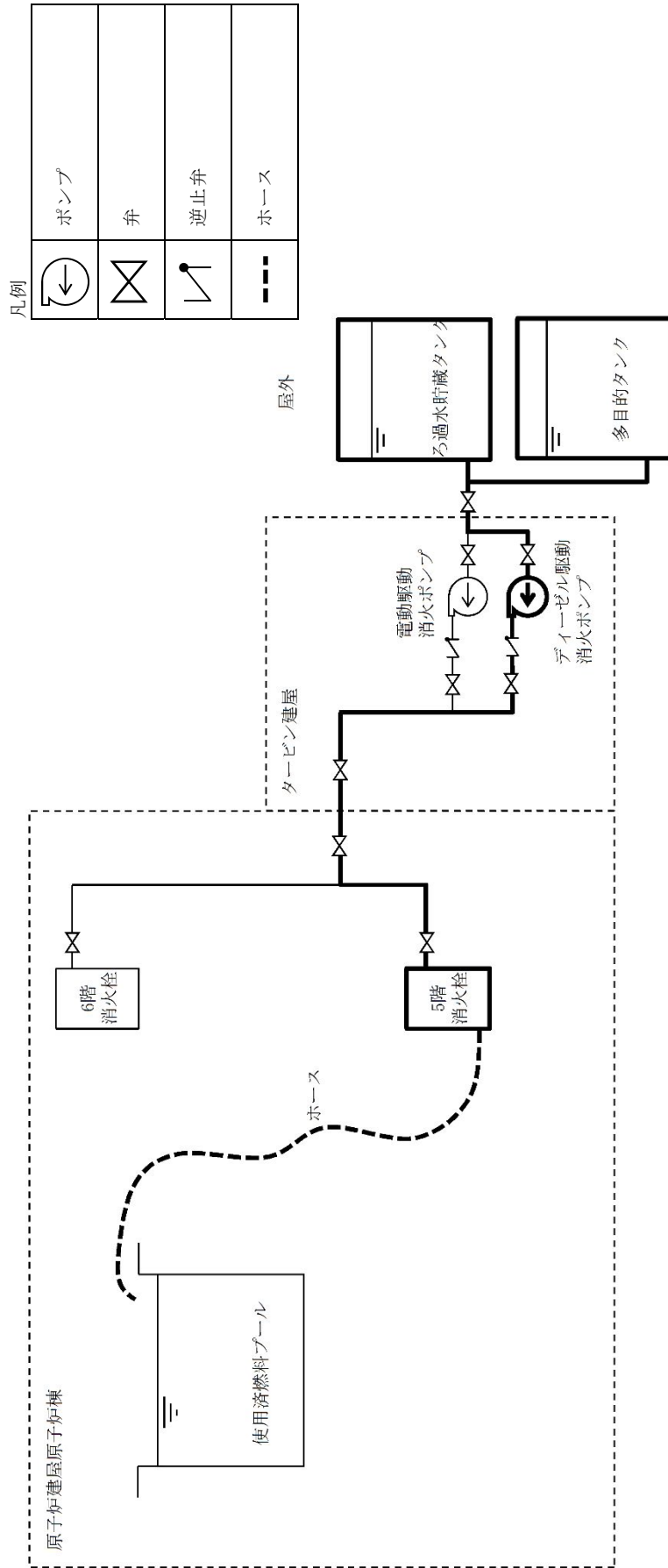
操作手順	弁名称
⑧, ⑩	燃料プール周り補給水元弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.11-6図 補給水系による使用済燃料プール注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間 (分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
			補給水系による使用済燃料プール注水 55分										
補給水系による使用済燃料プール注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動										
			準備										
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2	移動										
			系統構成, 注水開始操作										

第1.11-7図 補給水系による使用済燃料プール注水 タイムチャート

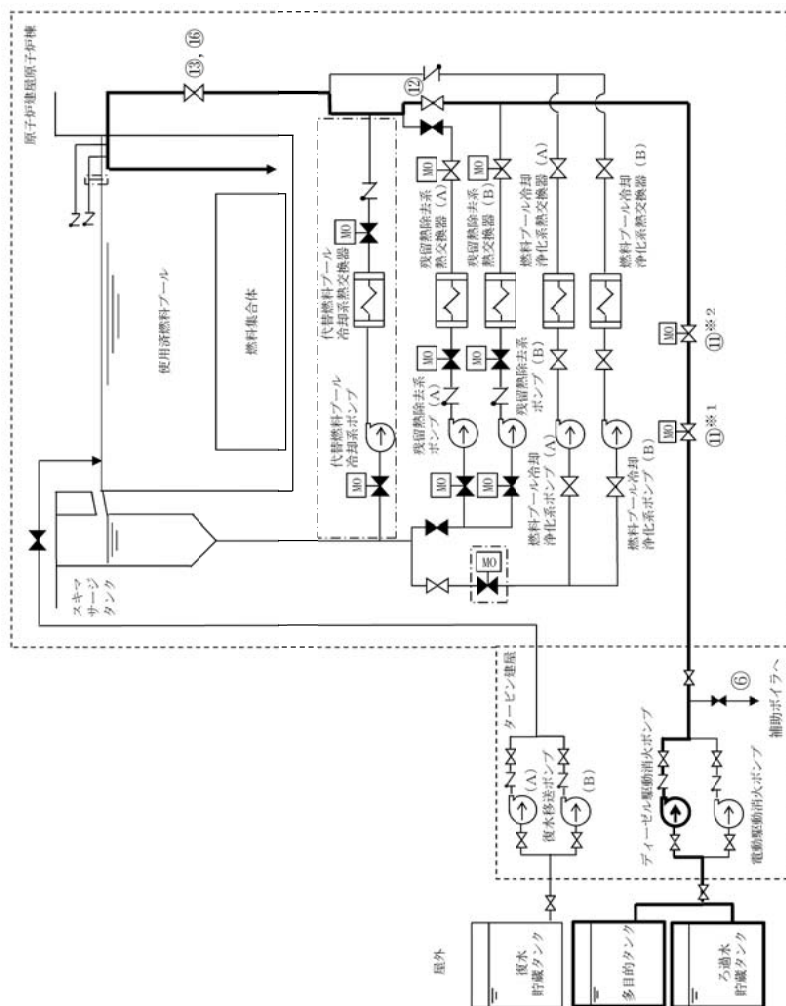


【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

第 1.11-8 図 消火系による使用済燃料プール注水 (1/2) 概要図

凡例

	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	設計基準対象施設から追加した箇所



【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥	補助ボイラ冷却水元弁	⑫	残留熱除去系B系燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁
⑪※1, ⑪※2	残留熱除去系B系消火系ライン弁	⑬, ⑯	残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁

記載例 ○※1, ⑪※2 : 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1.11-8図 消火系による使用済燃料プール注水 (2/2) 概要図

		経過時間 (分)															備考				
手順の項目	実施箇所・必要要員数	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75					
		消火系による使用済燃料プール注水 60分																			
消火系による使用済燃料プール注水 (消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																			
	運転員等 (当直運転員) (現場)	3																			
		4																			
	運転員等 (重大事故等 対応要員) (現場)	1																			

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

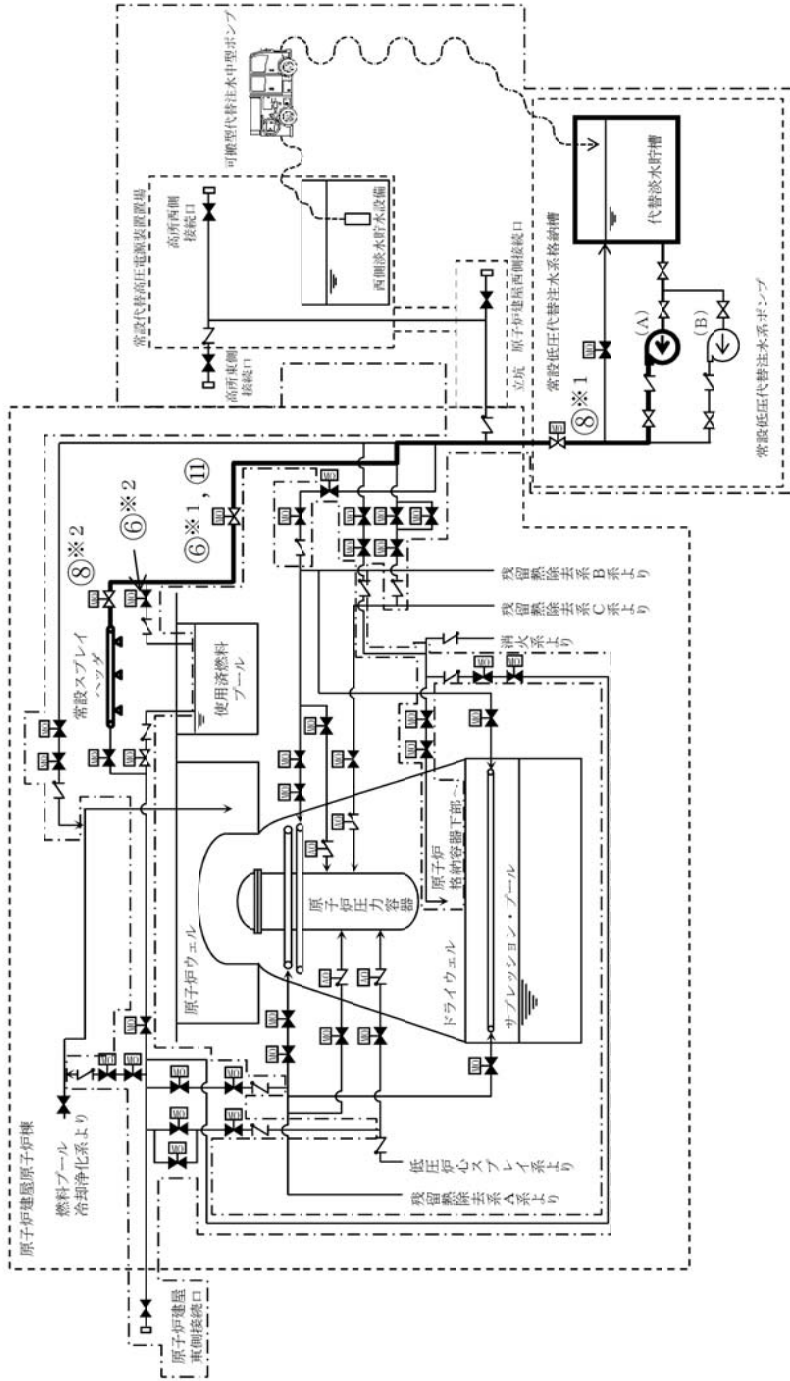
		経過時間 (分)												備考								
手順の項目	実施箇所・必要要員数	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120									
		消火系による使用済燃料プール注水 105分																				
消火系による使用済燃料プール注水 (残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																				
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2																				
		2																				

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

第1.11-9図 消火系による使用済燃料プール注水 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	弁
	逆止弁
	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	操作手順	弁名称
⑥※1, ⑩	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	⑧※1	常設低圧代替注水系統分離弁
⑥※2	使用済燃料プール注水ライン元弁	⑧※2	使用済燃料プールスプレィライン元弁

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1.11-10図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレィヘッド) を使用した使用済燃料プー

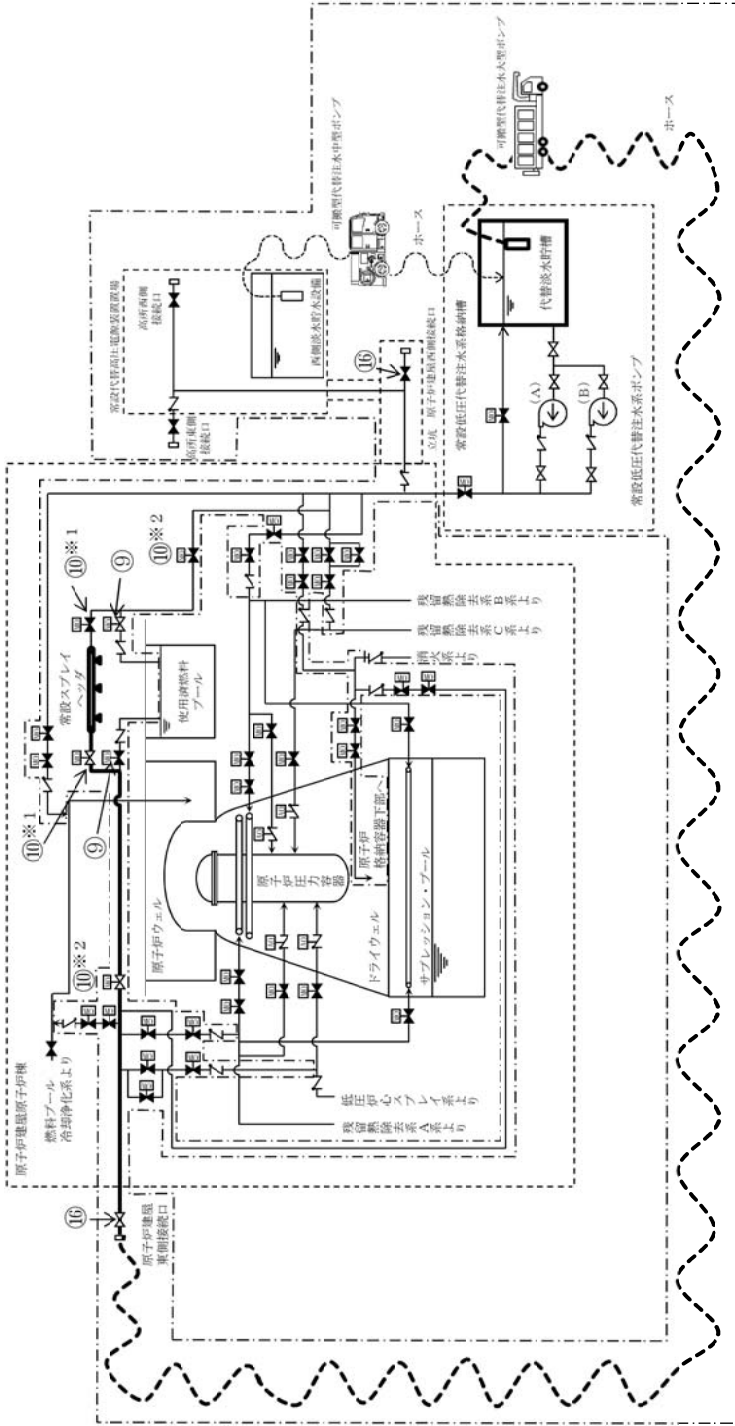
ルスプレィ 概要図

		経過時間 (分)																備考	
		常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイ																	
手順の項目	実施箇所・必要員数																		
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイ	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイ																
			使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																
			系統構成																
			スプレイ開始操作																

第1.11-11図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイ タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	弁
	逆止弁
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所



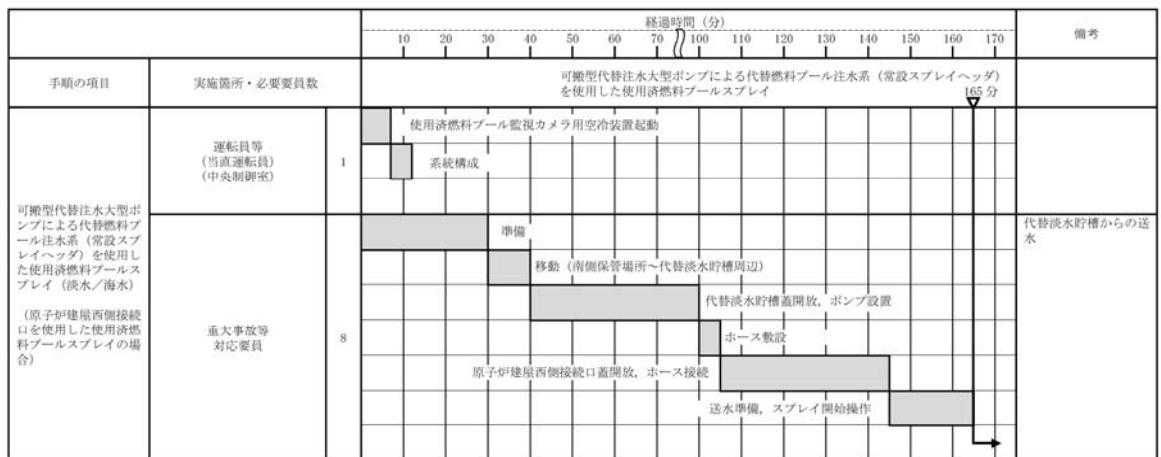
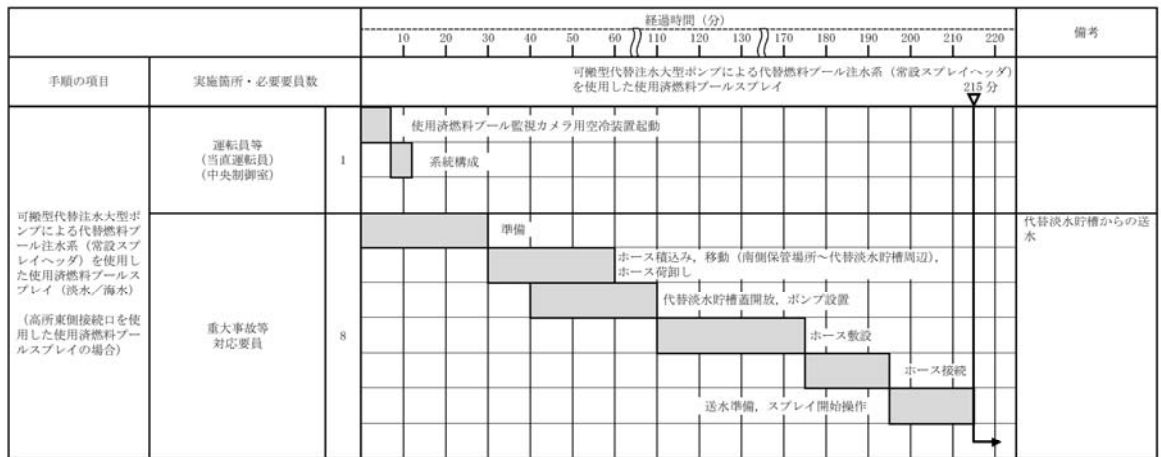
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨	使用済燃料プール注水ライイン元弁	⑩※2	使用済燃料プール注水ライイン流量調整弁
⑩※1	使用済燃料プールのスプレイライイン元弁	⑩	原子炉建屋 西側接続口の弁, 原子炉建屋 東側接続口の弁

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1.11-12図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プー

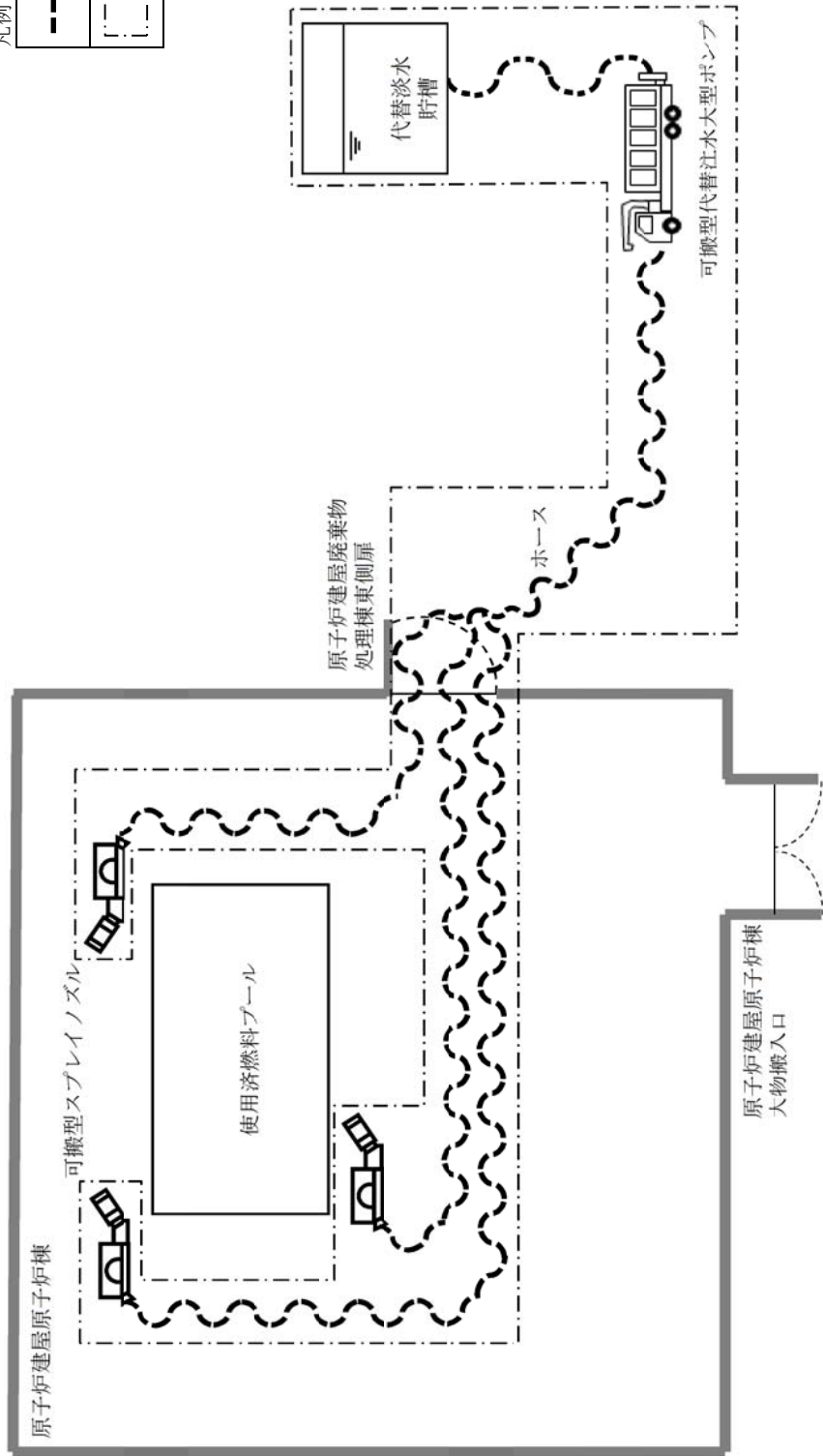
ルスプレイ（淡水/海水） 概要図



第1.11-13図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水) タイムチャート(1/2)

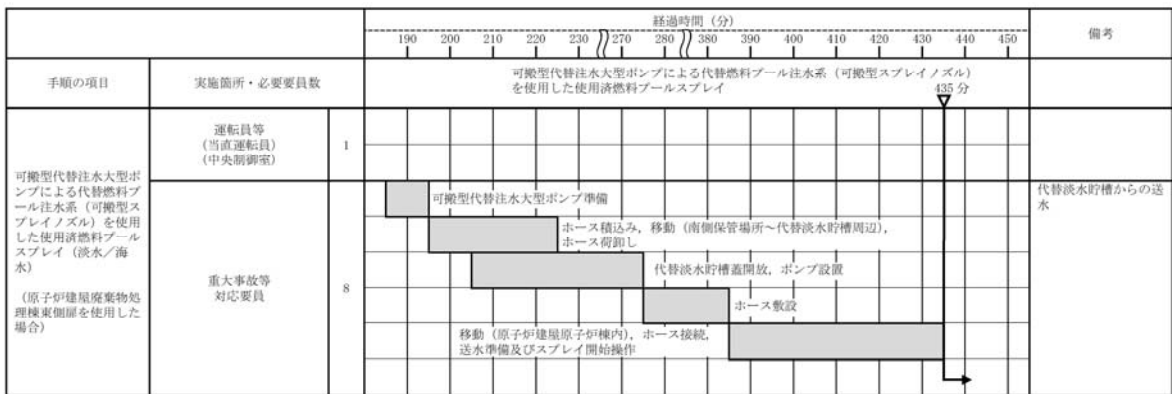
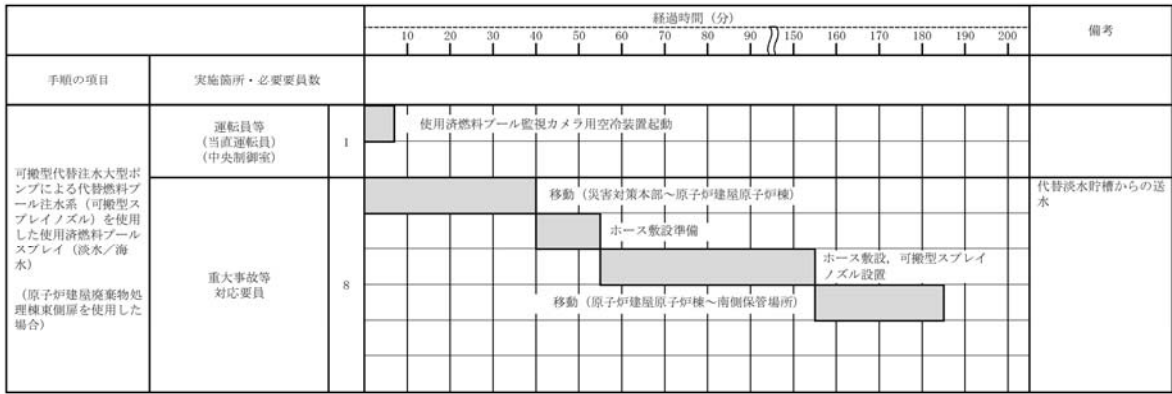
凡例

---	ホース
---	ホース
---	設計基準対象施設から追加した箇所



第1.11-14図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プ

ールスプレイン（淡水／海水） 概要図



【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

第1.11-15図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水/海水） タイムチャート（1/2）

		経過時間 (分)																			備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190		200	
手順の項目	実施箇所・必要員数																						
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水/海水） （原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合）	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	1																					
	重大事故等対応要員	8																					代替淡水貯槽からの送水

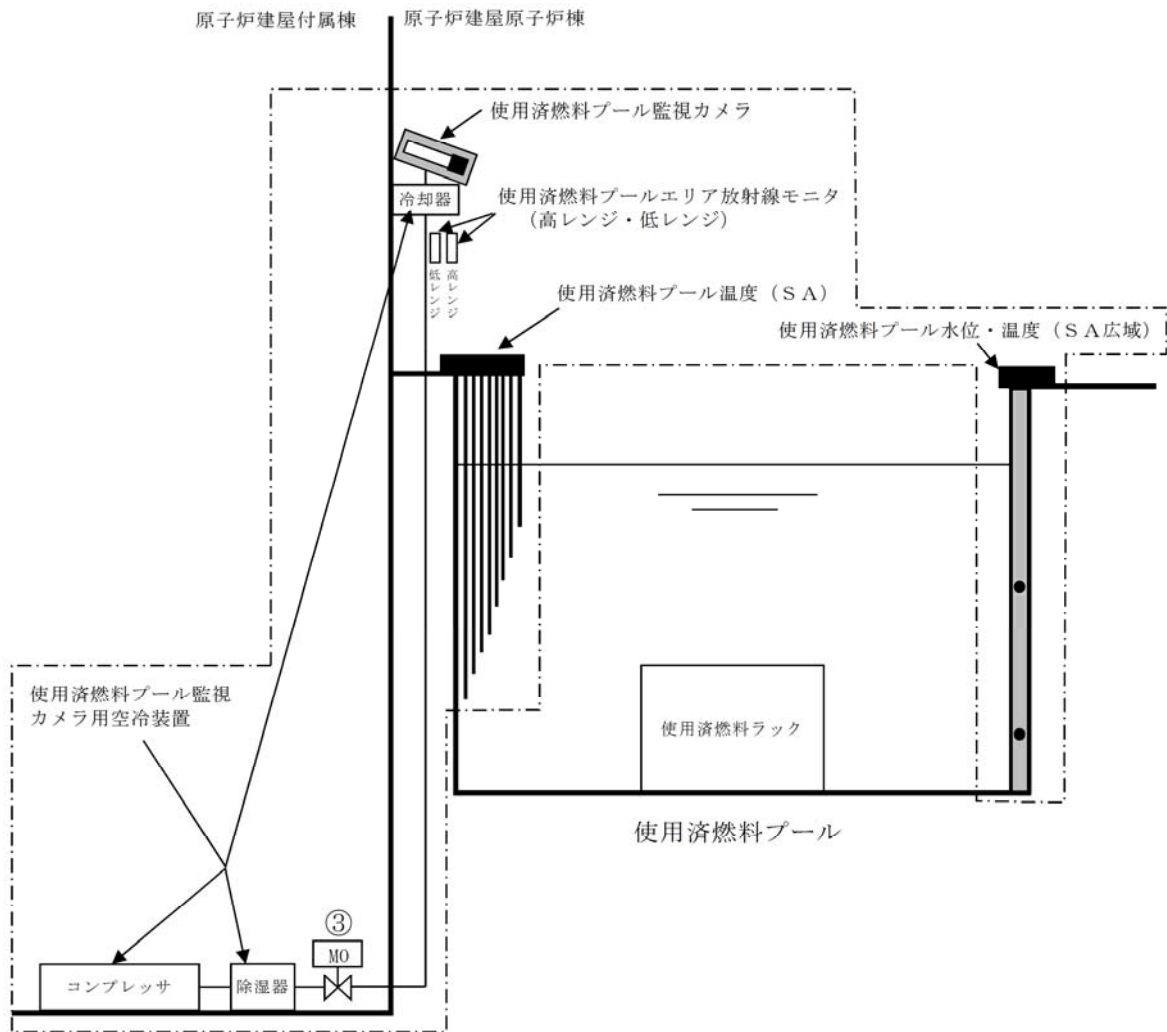
		経過時間 (分)																			備考		
		200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	310	320	330	340	350	360	370	380			
手順の項目	実施箇所・必要員数	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ																					
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水/海水） （原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合）	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	1																					
	重大事故等対応要員	8																					代替淡水貯槽からの送水

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

第1.11-15図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水/海水） タイムチャート（2/2）

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間 (分)															備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
			使用済燃料プール漏えい緩和措置完了 150分															
使用済燃料プール漏えい緩和	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動															
	重大事故等 対応要員	4	移動、緩和措置															

第1.11-16図 使用済燃料プール漏えい緩和 タイムチャート



操作手順	弁名称
③	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

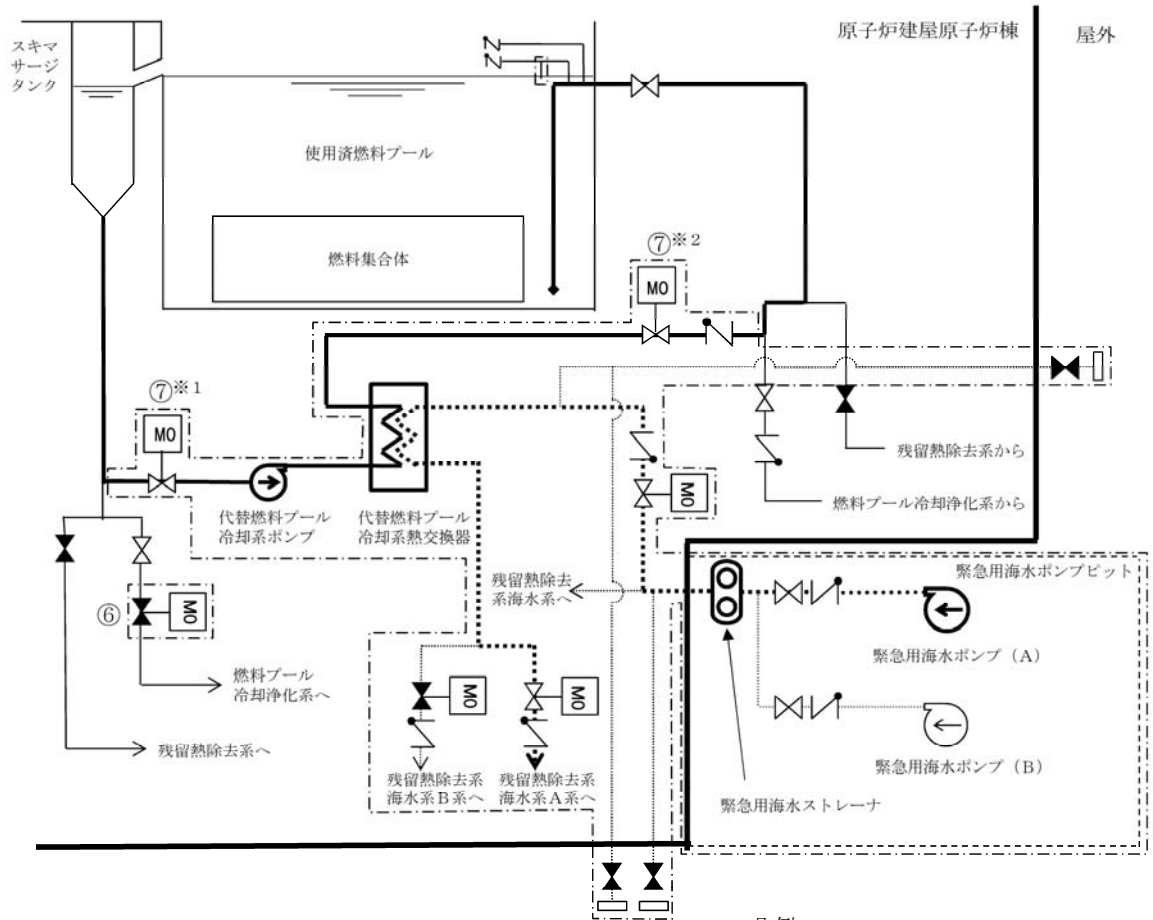
凡例

	電動駆動
	弁
	設計基準対象施設から追加した箇所

第1.11-17図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間(分)									備考			
			1	2	3	4	5	6	7	8	9				
			使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 7分												
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動		運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1												

第1.11-18図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	冷却水
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
⑥	燃料プール冷却浄化系入口隔離弁
⑦※1	代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁
⑦※2	代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁

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1.11-19図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 概要図

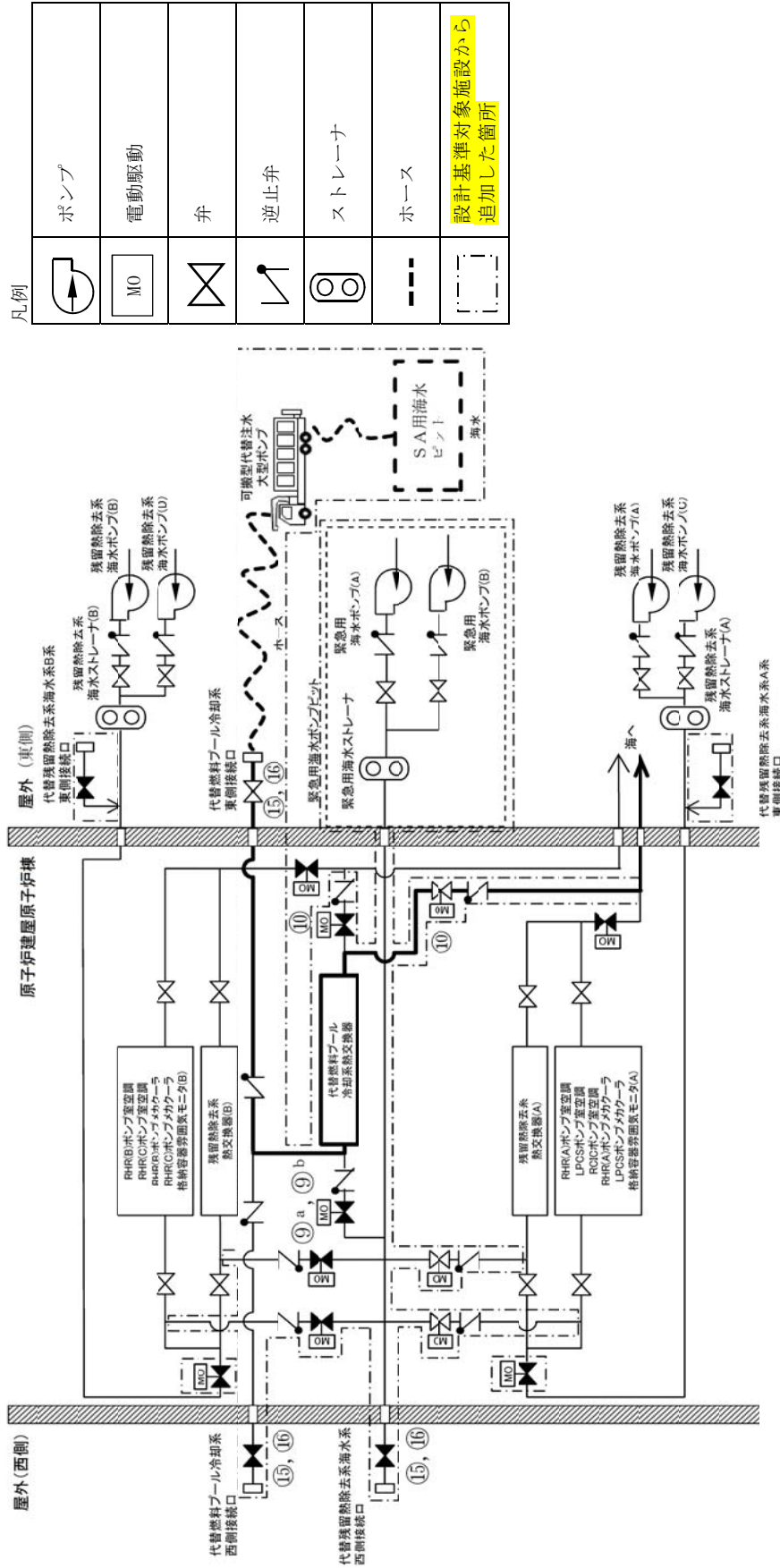
手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)												備考
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
			代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 15分												
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却												
			使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動												
			系統構成、冷却開始操作												

第1.11-20図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 タイムチャート

		経過時間 (分)												備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
手順の項目	実施箇所・必要員数	緊急用海水系による冷却水の確保 20分												
緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	準備											※1
			冷却水供給開始操作											

※1：緊急用海水系 A 系による冷却水の確保を示す。また、緊急用海水系 B 系による冷却水の確保については、冷却水の供給開始まで 20 分以内と想定する。

第1.11-22図 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 タイムチャート



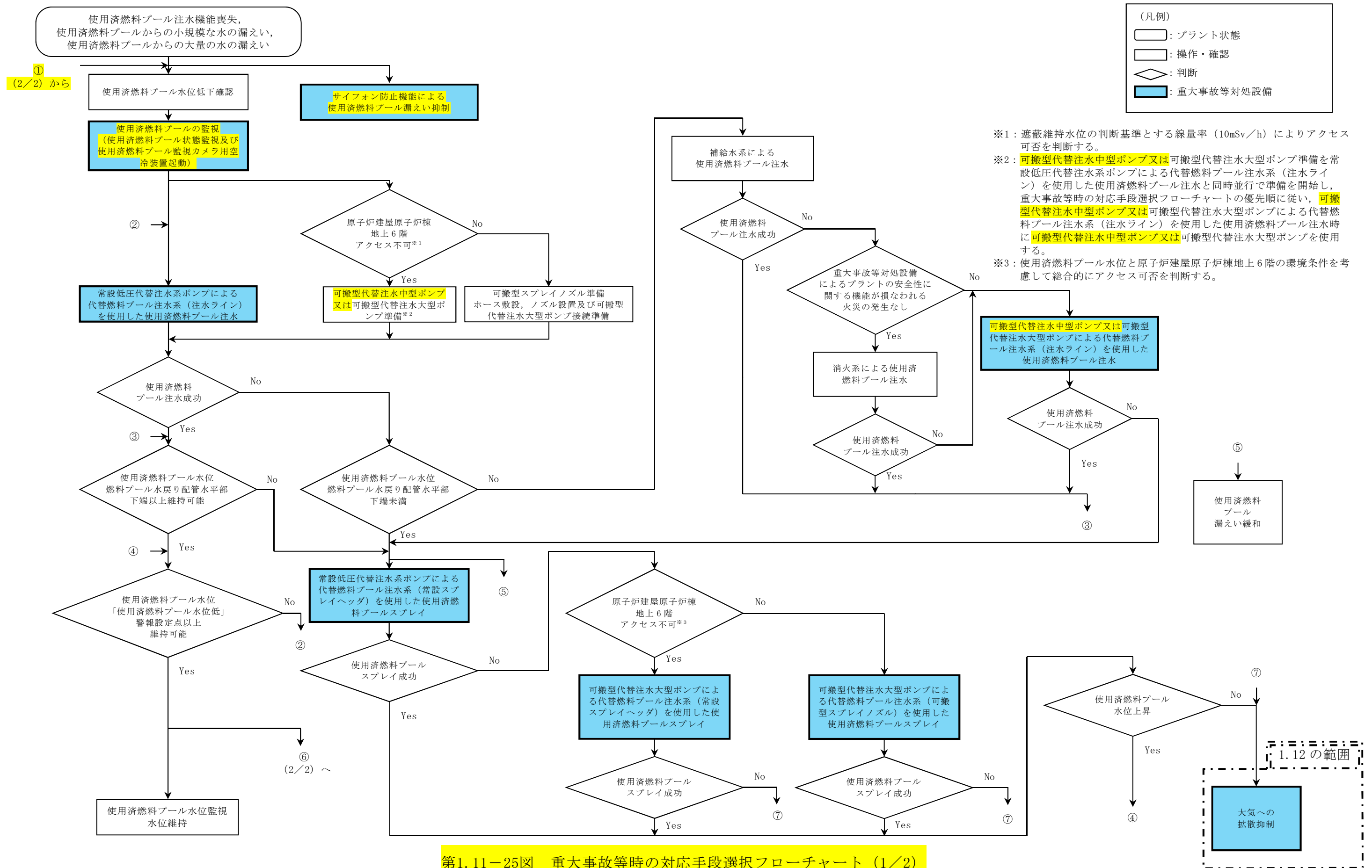
凡例

	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナー
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

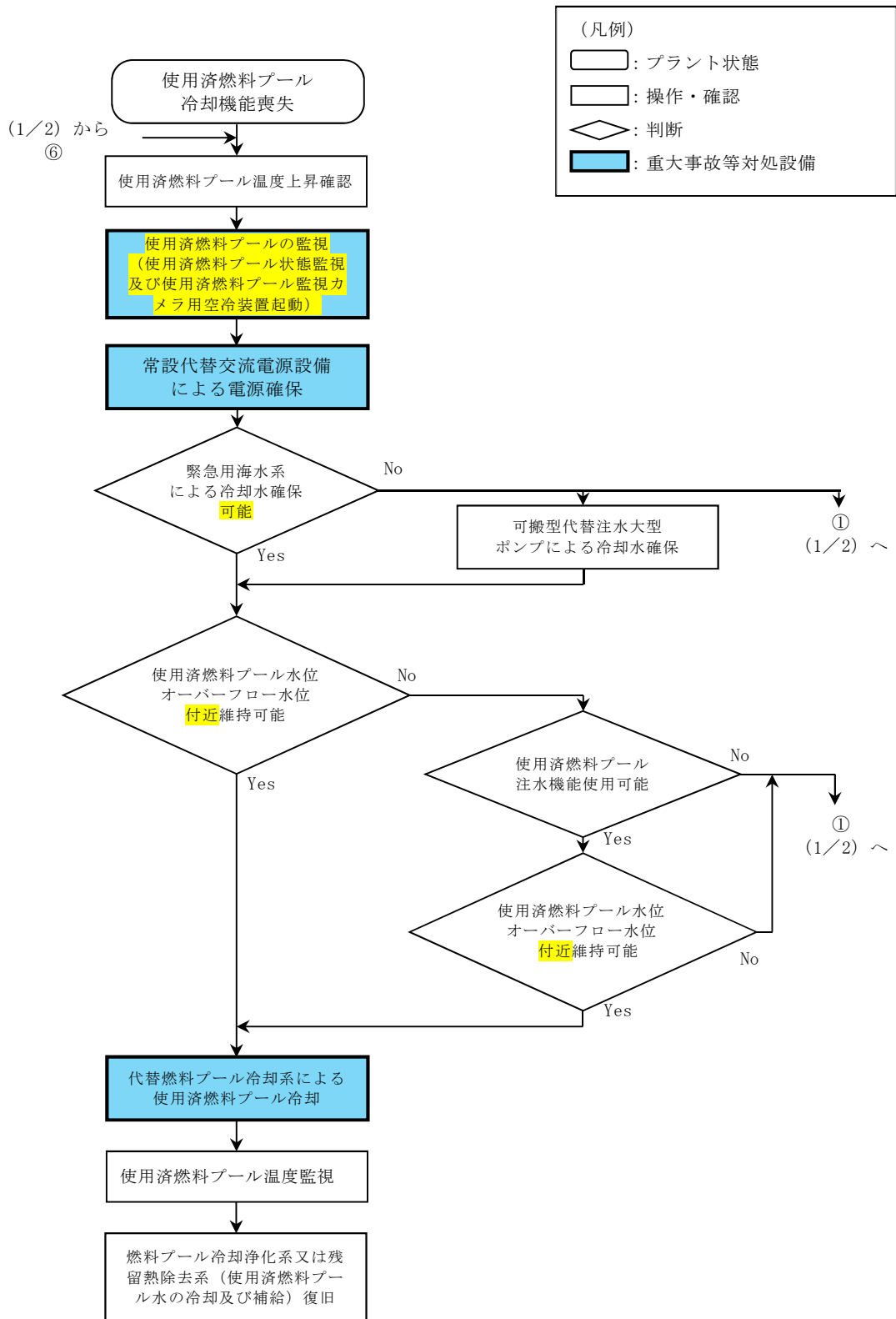
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨, ⑨b	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	⑯, ⑰	代替燃料プール冷却系西側接続口の弁, 代替燃料プール冷却系東側接続口の弁, 代替残留熱除去系海水系西側接続口
⑩	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (A), 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (B)		

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.11-23図 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保 概要図



第1.11-25図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1/2)



第1.11-25図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/11)

技術的能力審査基準 (1.11)	番号	設置許可基準規則 (第54条)	技術基準規則 (第69条)	番号
<p>【本文】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水が漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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>1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水が漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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>1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水が漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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>	⑦
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、設置許可基準規則解釈第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	—
<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	⑧
<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p>	<p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p>	⑨
<p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p>	④	<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	⑩
<p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p>	⑤	<p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p>	<p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p>	⑪
<p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑥	<p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p>	<p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p>	⑫
<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p>	⑬	<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p>	<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p>	⑬
<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑭	<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑭
<p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	⑮	<p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	<p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	⑮

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/11）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ⑦ ⑧ ⑨	-	補給水系による使用済燃料プール注水	復水移送ポンプ
	サイフォン防止機能	新設				サイフォン防止機能
	代替淡水貯槽	新設				使用済燃料プール
	低圧代替注水系配管・弁	新設				非常用交流電源設備
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				常設代替交流電源設備
	使用済燃料プール	既設				可搬型代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料給油設備
	燃料給油設備	新設				復水貯蔵タンク
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	可搬型代替注水中型ポンプ	新設	① ② ⑦ ⑧ ⑨	-	消火系による使用済燃料プール注水（消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合）	補給水系配管・弁
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				電動駆動消火ポンプ
	サイフォン防止機能	新設				ディーゼル駆動消火ポンプ
	西側淡水貯水設備	新設				サイフォン防止機能
	代替淡水貯槽	新設				使用済燃料プール
	低圧代替注水系配管・弁	新設				ろ過水貯蔵タンク
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				多目的タンク
	ホース	新設				消火系配管・弁・ホース
	使用済燃料プール	既設			-	
	常設代替交流電源設備	新設			-	
	可搬型代替交流電源設備	新設			-	
	燃料給油設備	新設			-	

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/11)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
-	-	-	-	-	消火系による使用済燃料プール注水（残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合）	電動駆動消火ポンプ
						ディーゼル駆動消火ポンプ
						サイフォン防止機能
						残留熱除去系配管・弁
						残留熱除去系B系配管・弁
						燃料プール冷却浄化系配管・弁
						使用済燃料プール
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
						可搬型代替交流電源設備
						燃料給油設備
						ろ過水貯蔵タンク
						多目的タンク
消火系配管・弁						

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/11）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
常設 スプレイ ヘッド （常設 スプレイ ヘッド） を使用 した使 用済燃 料プー ル注水 系	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④ ⑦ ⑩ ⑪ ⑫	-		
	常設スプレイヘッド	新設				
	サイフォン防止機能	新設				
	代替淡水貯槽	新設				
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				
	使用済燃料プール	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
可搬型 代替注 水中 型ポン プ又は 可搬型 代替注 水大型 ポンプ （常設 スプレイ ヘッド） を使用 した使 用済燃 料プー ル注水 系	可搬型代替注水中型ポンプ	新設	① ③ ④ ⑦ ⑩ ⑪ ⑫	-		
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	常設スプレイヘッド	新設				
	サイフォン防止機能	新設				
	西側淡水貯水設備	新設				
	代替淡水貯槽	新設				
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				
	ホース	新設				
	使用済燃料プール	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
燃料給油設備	新設					

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/11）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
(可搬型スプレインゾル) (可搬型代替注水大型ポンプ)による代替燃料プール注水系 (可搬型代替注水大型ポンプ)を使用した使用済燃料プール注水系 (可搬型代替注水大型ポンプ)	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ③ ④ ⑦ ⑩ ⑪ ⑫	-	-	-
	可搬型スプレインゾル	新設				
	サイフォン防止機能	新設				
	代替淡水貯槽	新設				
	ホース	新設				
	使用済燃料プール	既設				
	燃料給油設備	新設				
-	-	-	-	-	漏えい緩和 ※1	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ
大気への拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)	新設	① ④ ⑦ ⑫	-	-	-
	放水砲	新設				
	燃料給油設備	新設				

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6/11）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）	新設	① ⑤ ⑥ ⑦ ⑬ ⑭ ⑮	-		
	使用済燃料プール温度（S A）	新設				
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	新設				
	使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
代替電源による給電	使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）	新設	① ⑥ ⑦ ⑭	-		
	使用済燃料プール温度（S A）	新設				
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	新設				
	使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/11)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却①	代替燃料プール冷却系ポンプ	新設	① ⑦	-	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却②	代替燃料プール冷却系ポンプ
	代替燃料プール冷却系熱交換器	新設				代替燃料プール冷却系熱交換器
	使用済燃料プール	既設				使用済燃料プール
	緊急用海水ポンプ	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	緊急用海水ストレーナ	新設				代替燃料プール冷却系配管・弁
	代替燃料プール冷却系配管・弁	新設				燃料プール冷却浄化系配管・弁
	燃料プール冷却浄化系配管・弁	既設				スキマサージタンク
	スキマサージタンク	既設				緊急用海水系配管・弁
	緊急用海水系配管・弁	新設				残留熱除去系海水系配管・弁
	残留熱除去系海水系配管・弁	既設				ホース
	非常用取水設備	新設				非常用取水設備
	常設代替交流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	燃料給油設備	新設				可搬型代替交流電源設備
-	-	-	-	-	燃料給油設備	

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8/11）

技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ並びに代替燃料プール冷却系ポンプによる使用済燃料プール内の燃料体等を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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>使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ並びに代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するために必要な手順等を整備する。</p>

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (9/11)

技術的能力審査基準 (1.11)	適合方針
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	<p>—</p>
<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として、代替注水設備である常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール内の燃料体等を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（10／11）

技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>使用済燃料プールの水位が維持できない場合において、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する手段として、スプレイ設備である常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ並びに代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる燃料損傷を緩和するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p>	<p>燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール注水系として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ並びに代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる放射性物質の放出を低減するために必要な手順等及び可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）による大気への拡散を抑制するために必要な手順等を整備する。</p> <p>なお、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）による大気への拡散抑制に関する手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。</p>

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（11／11）

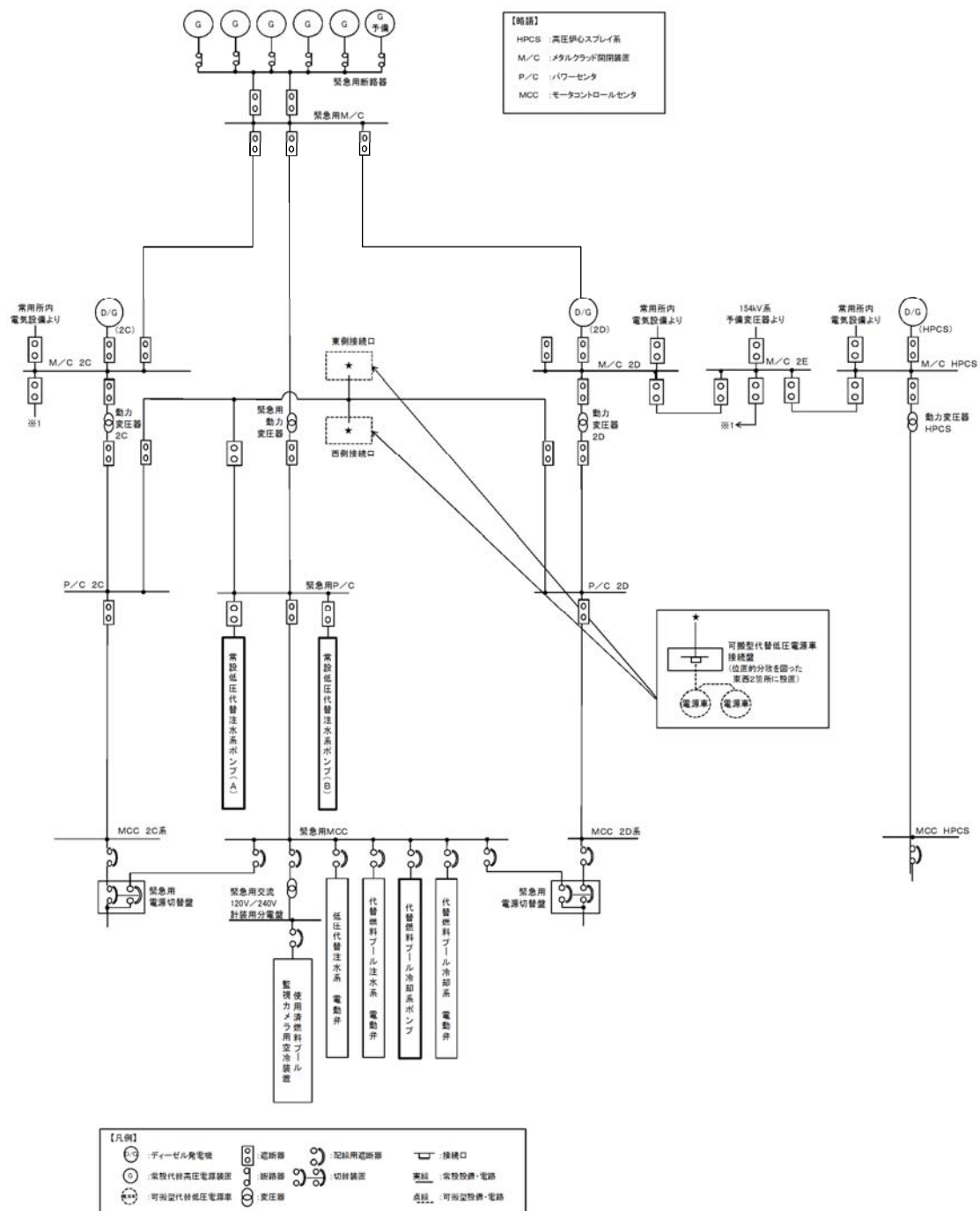
技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。	—
a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。	<p>重大事故等時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定する手段として、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）による使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率を監視するために必要な手順等を整備する。</p>
b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	<p>交流又は直流電源が喪失した場合において、使用済燃料プールの計測に必要な設備（使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む））へ代替電源設備（常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池及び可搬型代替直流電源として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）により給電する手順等を整備する。</p> <p>なお，電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

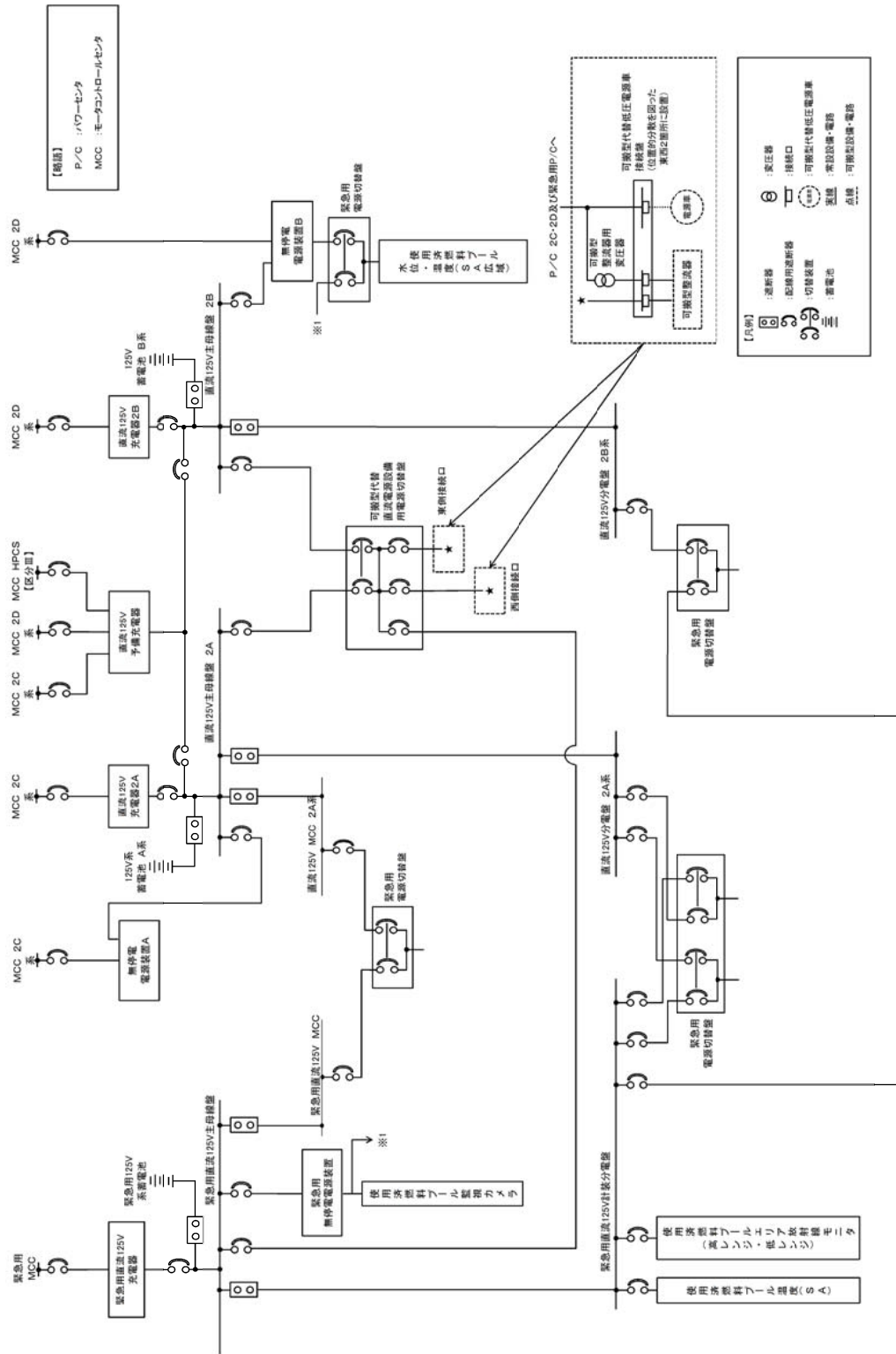
自主対策設備仕様

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
復水移送ポンプ	常設	Bクラス	145.4m ³ /h/個	85.4m	2個
復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	2,000m ³ /個	—	2個
電動駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約 3.7m ³ /min	89m	1個
ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約 4.3m ³ /min	90m	1個
ろ過水貯蔵タンク	常設	Cクラス	1,500m ³	—	1個
多目的タンク	常設	Cクラス	1,500m ³	—	1個
可搬型代替注水大型ポンプ (代替残留熱除去系海水系として使用)	可搬	Sクラス※1	約 1,320m ³ /h/個	約 140m	2個 (予備 2個)

※1：Sクラスの機能維持



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. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

- (1) 代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

a. 操作概要

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水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、代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールに送水を実施する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺、原子炉建屋西側周辺、常設代替高圧電源装置置場東側周辺、常設代替高圧電源装置置場西側周辺、取水箇所（西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水として、最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安^{※1}：535分以内

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

所要時間内訳

準備：30分（放射線防護具着用を含む）

移動：30分^{※2}（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺
（ホース積込み及び荷卸しを含む））

系統構成：475分^{※2}（対象作業：ポンプ設置、ホース敷設等）

送水準備：20分

※2：移動及び系統構成は並行して行う。

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LEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質の放出が予想されることから，放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

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

操作性：代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に操作可能である。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），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，P

HS 端末), 送受話器のうち, 使用可能な設備により, 災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース接続訓練



車両操作訓練 (ポンプ起動)



可搬型代替注水中型ポンプ



ホース敷設訓練



夜間での送水訓練（ポンプ設置）



放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(2) 系統構成

a. 操作概要

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水が必要な状況で、中央制御室からの操作により電動弁が操作できない場合において、原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による使用済燃料プール注水の場合は、原子炉建屋原子炉棟地上4階まで移動するとともに、現場での人力による操作により系統構成を実施した後、使用済燃料プールに注水を実施する。原子炉建屋東側接続口による使用済燃料プール注水の場合は、原子炉建屋原子炉棟地上5階まで移動するとともに、現場での人力による操作により系統構成を実施した後、使用済燃料プールに送水を実施する。

b. 作業場所

【原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による使用済燃料プール注水の場合】

原子炉建屋原子炉棟地上4階（管理区域）

【原子炉建屋東側接続口による使用済燃料プール注水の場合】

原子炉建屋原子炉棟地上5階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールに送水として、最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した送水での現場の系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安※：50分以内

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

所要時間内訳

移動：47分（移動経路：中央制御室から原子炉建屋原子炉棟地上5階（放射線防護具着用を含む））

系統構成：3分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟地上5階）

d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：手動ハンドルにて操作を実施する。なお、設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

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

2. 補給水系による使用済燃料プール注水

(1) 操作概要

補給水系による使用済燃料プール注水が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地上6階まで移動するとともに、系統構成を実施し、使用済燃料プールに注水を実施する。

(2) 操作場所

原子炉建屋原子炉棟地上6階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

補給水系による使用済燃料プール注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：55分以内

所要時間内訳

移動：45分（移動経路：中央制御室から原子炉建屋原子炉棟地上6階（放射線防護具着用を含む））

系統構成：7分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟地上6階）

注水開始操作：3分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟地上6階）

(4) 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性 : 通常の弁操作であり, 操作性に支障はない。

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

3. 消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水

(1) 操作概要

消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地上5階及び原子炉建屋原子炉棟地上6階まで移動するとともに、ホースを敷設及び接続し使用済燃料プールへの注水を実施する。

(2) 操作場所

原子炉建屋原子炉棟地上5階（管理区域）及び原子炉建屋原子炉棟地上6階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名）

所要時間目安：60分以内

所要時間内訳

【原子炉建屋原子炉棟地上5階消火栓の場合】

移動：45分（移動経路：中央制御室から原子炉建屋原子炉棟地上6階（放射線防護具着用を含む））

系統構成：11分（対象作業：ホース敷設）

注水開始操作：4分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟地上5階）

【原子炉建屋原子炉棟地上6階消火栓の場合】

移動：45分（移動経路：中央制御室から原子炉建屋原子炉棟地上6階（放射線防護具着用を含む））

系統構成：11分（対象作業：ホース敷設）

注水開始操作：4分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟地上6階）

(4) 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：通常の弁操作であり、操作性に支障はない。

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

4. 消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水

(1) 操作概要

消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水として、タービン建屋地上1階、原子炉建屋原子炉棟地上3階及び原子炉建屋原子炉棟地上4階まで移動するとともに、系統構成を実施し、使用済燃料プールに注水を実施する。

(2) 操作場所

タービン建屋地上1階（管理区域）、原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）及び原子炉建屋原子炉棟地上4階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：105分以内

所要時間内訳

移動：40分（移動経路：中央制御室からタービン建屋地上1階（放射線防護具着用を含む））

系統構成：45分（操作対象2弁：タービン建屋地上1階及び原子炉建屋原子炉棟地上3階）

注水開始操作：20分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟地上4階）

(4) 操作の成立性について

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

作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携帯していることから、アクセスは可能である。

操作性：通常の弁操作であり、操作性に支障はない。

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

5. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）

(1) 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

a. 操作概要

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ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、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールに送水を実施する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺、原子炉建屋西側周辺、常設代替高圧電源装置置場東側周辺、常設代替高圧電源装置置場西側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイとして、最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安^{※1}：535分以内

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

所要時間内訳

準備：30分（放射線防護具着用を含む）

移動：30分^{※2}（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺
（ホース積込み及び荷卸しを含む））

系統構成：475分^{※2}（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等）

送水準備：20分

※2：移動及び系統構成は並行して行う。

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LEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質の放出が予想されることから，放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

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

操作性：代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に操作可能である。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），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース接続訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



ホース敷設訓練



夜間での送水訓練（ポンプ設置）



放射線防護具着用による送水訓練
(交代要員参集)



放射線防護具着用による送水訓練
(水中ポンプユニット設置)

6. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

(1) 操作概要

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイとして、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉又は原子炉建屋原子炉棟大物搬入口からホースを敷設するとともに、可搬型スプレイノズルを所定の場所へ運搬、設置及び接続し、使用済燃料プールにスプレイを実施する。

(2) 作業場所

原子炉建屋内、屋外（原子炉建屋東側周辺、原子炉建屋南側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽）周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイとして、最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合のホース敷設に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安^{※1}：435分以内

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

所要時間内訳

移動：40分（移動経路：災害対策本部から原子炉建屋原子炉棟（放射線防護具着用を含む））

30分（移動経路：原子炉建屋原子炉棟から南側保管場所）

30分^{※2}（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺（ホ

ース積込み及び荷卸しを含む))

準備：115分（対象作業：ホース敷設，可搬型スプレイノズル設置）

10分（対象作業：可搬型代替注水大型ポンプ準備）

系統構成：180分^{※2}（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等）

送水準備：50分（移動経路：原子炉建屋原子炉棟内（ホース接続を含む））

※2：移動及び系統構成は並行して行う。

(4) 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質の放出が予想されることから，放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用して作業を行う。

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

操作性：代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に操作可能である。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），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

7. 使用済燃料プール漏えい緩和

(1) 操作概要

使用済燃料プール漏えい緩和が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地上6階まで移動し、シール材を接着したステンレス鋼板に吊り降ろしロープを取り付け、使用済燃料プールに吊り下ろすことにより、使用済燃料プールの漏えいを緩和する。

(2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上6階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

使用済燃料プール漏えい緩和における、現場での使用済燃料プールの漏えい緩和措置に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安※：150分以内（放射線防護具着用及び移動：85分）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

(4) 操作の成立性について

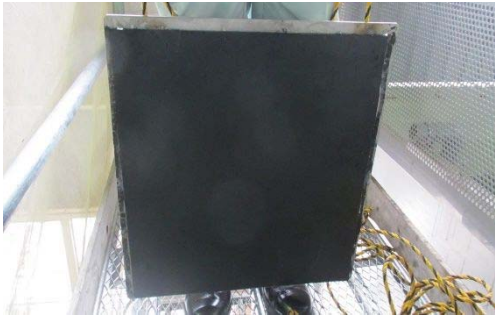
作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携帯していることから、アクセスは可能である。

操作性：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話

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



ステンレス鋼板



模擬装置による吊り下ろし訓練

8. 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

(1) 操作概要

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの冷却が必要な状況において、外部接続口を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール冷却系に冷却水を送水する。

(2) 作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺、原子炉建屋西側周辺、取水箇所（S A用海水ピット）周辺）

(3) 必要要員数及び操作時間

代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保として、最長時間を要する代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安^{※1}：370分以内

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

所要時間内訳

準備：30分（放射線防護具着用を含む）

移動：30分^{※2}（移動経路：南側保管場所からS A用海水ピット周辺（ホース積込み及び荷卸しを含む））

系統構成：310分^{※2}（対象作業：ポンプ設置、ホース敷設等）

送水準備：20分

※2：移動及び系統構成は並行して行う。

(4) 操作の成立性について

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

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

操作性：代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に操作可能である。作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

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



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース接続訓練



東海港での送水訓練
(ホース敷設)



東海港での送水訓練
(水中ポンプユニット設置)



車両操作訓練 (ポンプ起動)



ホース敷設訓練



夜間での送水訓練 (ポンプ設置)



放射線防護具着用による送水訓練
(交代要員参集)



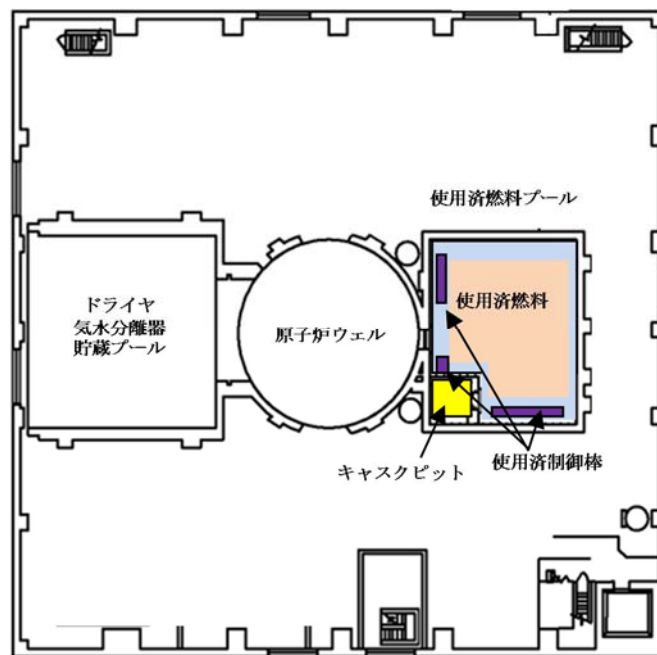
放射線防護具着用による送水訓練
(水中ポンプユニット設置)

使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(1)

1. 使用済燃料プールの概要

使用済燃料プール周辺の概要図を第1図に示す。

施設定期検査時において、多くの場合はプールゲートが開放され、使用済燃料プールは原子炉ウェル，ドライヤ気水分離器貯蔵プール，キャスクピットとつながっているが，有効性評価においてはプールゲートを閉鎖している場合を想定し，原子炉ウェル，ドライヤ気水分離器貯蔵プール及びキャスクピットの保有水量は考慮しない。

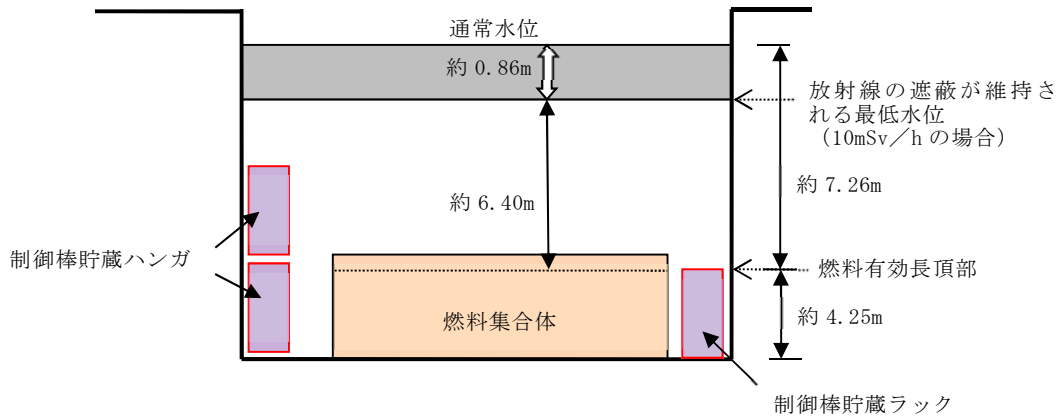


第1図 使用済燃料プール周辺の概要図

2. 放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について

第2図に放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について示す。

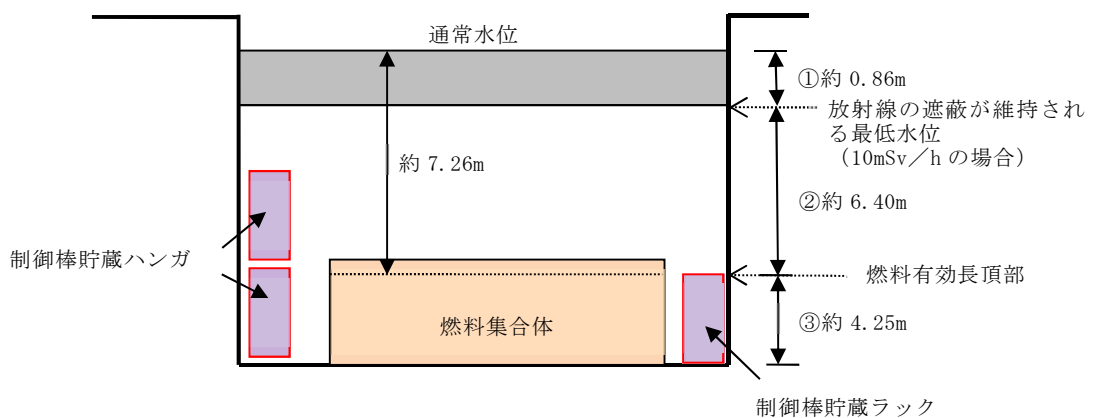
放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位は、その状況（必要となる現場及び操作する時間）によって異なる。重大事故であることを考慮し、例えば原子炉建屋最上階において 10mSv/h の場合は、通常水位から約 0.86m 下の位置より高い遮蔽水位が必要となる。



第 2 図 放射線の遮蔽に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位

3. 使用済燃料プールの高さと断面積について

使用済燃料プールの高さを第 3 図に、使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積を第 1 表に示す。



第 3 図 東海第二発電所 使用済燃料プールの構造高さ

第 1 表 使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積

項目	断面積 (m ²)	保有水の容積 (m ³)
①	約 116	約 100
②	約 115	約 737
③	約 83	約 352
合計		約 1,189

第 3 図に示す各領域①～③の保有水の容積は、使用済燃料プール容積から機器の容積を除くことで算出し、各領域の断面積については、①の領域では使用済燃料プールの寸法より求めた断面積を使用し、②、③の領域では求めた各領域の容積から高さを除して求めた。なお、断面積については各領域での平均的な値を示しているが、プール内に設置されている機器の多くは②、③の底部又は壁面下部にあるため、平均化によって上部の断面積が実際より狭く評価される。保有水量に対する水位の低下という観点では断面積が小さいほど水位低下速度は速くなることから、保守的な評価となっている。

4. 想定事故 1 における時間余裕

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失時における、崩壊熱による使用済燃料プール水の沸騰までの時間、沸騰開始後の水位低下時間及び沸騰による水位低下平均速度について、以下の式を用いて算定した。事象を厳しく評価するため、使用済燃料プールの初期水温は、保安規定の運転上の制限における上限値である 65℃とする。また、発生する崩壊熱は全て水温上昇及び蒸発に寄与するものとし、使用済燃料プールの水面及び壁面等からの放熱を考慮しない。さらに、注水時においては顕熱を考慮せず注水流量から崩壊熱相当の蒸発量を差し引いた分の水が注水されることを想定した。

(1) 算定方法、算定条件

a. 冷却機能停止から沸騰までの時間

$$\text{沸騰までの時間}(h) = \frac{(100(\text{°C}) - 40(\text{°C})) \times \text{水の比熱}(kJ/kg/\text{°C}) \times \text{使用済燃料プールの水量}(m^3) \times \text{水の密度}(kg/m^3)}{\text{燃料の崩壊熱}(MW) \times 10^3 \times 3600}$$

b. 沸騰開始からの水位低下時間

$$1\text{時間当たりの沸騰による蒸発量}(m^3/h) = \frac{\text{燃料の崩壊熱}(MW) \times 10^3 \times 3600}{\text{水の密度}(kg/m^3) \times \text{蒸発潜熱}(kJ/kg)}$$

$$\text{水位低下時間}(h) = \frac{\text{通常水位から燃料有効長頂部までの水量}(m^3) \times \text{水の密度}(kg/m^3)^{\ast 2} \times \text{蒸発潜熱}(kJ/kg)^{\ast 3}}{\text{燃料の崩壊熱}(MW) \times 10^3 \times 3600}$$

c. 沸騰による水位低下平均速度

$$\text{水位低下速度}(m/h) = \frac{\text{通常水位から燃料有効長頂部までの高低差}(m)}{\text{通常水位から燃料有効長頂部まで水位低下にかかる時間}(h)}$$

使用済燃料プールの下部は機器等が設置されており、保有水が少ないため、使用済燃料プールの下部では水位低下速度は早く、使用済燃料プール上部では水位低下速度は遅い。ここでは、上記3. のとおり、下部から上部までの平均的な断面積により水位低下速度の平均値を求め、一律適用する。これは、遮蔽が維持されるまでの水位の評価において保守的な想定である。

上記計算式を用いて、以下の条件にて算定した。

水の比熱 ^{※1} (kJ/kg/°C)	使用済燃料プールの水量 (m ³)	水の密度 ^{※2} (kg/m ³)	燃料の崩壊熱 (MW)
4.185	1,189.9	958	9.058

蒸発潜熱 ^{※3} (kJ/kg)	通常水位から燃料有効長頂部までの水量 (m ³)	通常水位から燃料有効長頂部までの高低差 (m)	通常水位から約0.86mまでの水量 (m ³)
2,256.47	837.6	7.26	100

※1 65°Cから100°Cまでの飽和水の比熱のうち、最小となる65°Cの値を使用（1999年蒸気表より）

※2 65°Cから100°Cまでの飽和水の密度のうち、最小となる100°Cの値を使用（1999年蒸気表より）

※3 100°Cの飽和水のエンタルピと100°C飽和蒸気のエンタルピの差より算出（1999年蒸気表より）

なお、a. ～ c. の算出においては以下の保守的な仮定と非保守的な仮定

があるが、使用済燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮していないことの影響が大きいと考えられ、総合的に保守的な評価になっていると考えられる。

【保守的な仮定】

- ・温度変化に対する比熱及び密度の計算にて最も厳しくなる値を想定している。
- ・使用済燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮していない。

【非保守的な仮定】

- ・簡易的な評価とするため、プール水は全て均一の温度と仮定し、プール全体が 100°C に到達した時間を沸騰開始としている。

なお、注水等の操作時間余裕は十分に大きいことからこれらの評価の仮定による影響は無視できる程度だと考える。

(2) 算定結果

項目	算定結果
使用済燃料プール水温 100°C 到達までの時間 (h)	約 5.1
燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量 (m ³ /h)	約 15.1
使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.86m 低下するまでの時間 ^{※4} (h)	約 11.7
燃料有効長頂部まで使用済燃料プール水位が低下するまでの時間 ^{※4} (h)	約 60.6
使用済燃料プール水位の低下速度 (m/h)	約 0.13

※4 事象発生から沸騰開始までの時間を含む

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、燃料の崩壊熱により使用済燃料プール温度が上昇し、約 5.1 時間後に沸騰開始となり、蒸発により水位低下が始まる。この時の蒸発量は約 15.1 m³/h である。

よって、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位（通常水位より約 0.86m 下）まで低下するのは約 11.7 時間後であり、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した注水操作の時間余裕は十分にある。

使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(2)

1. 使用済燃料プールの概要

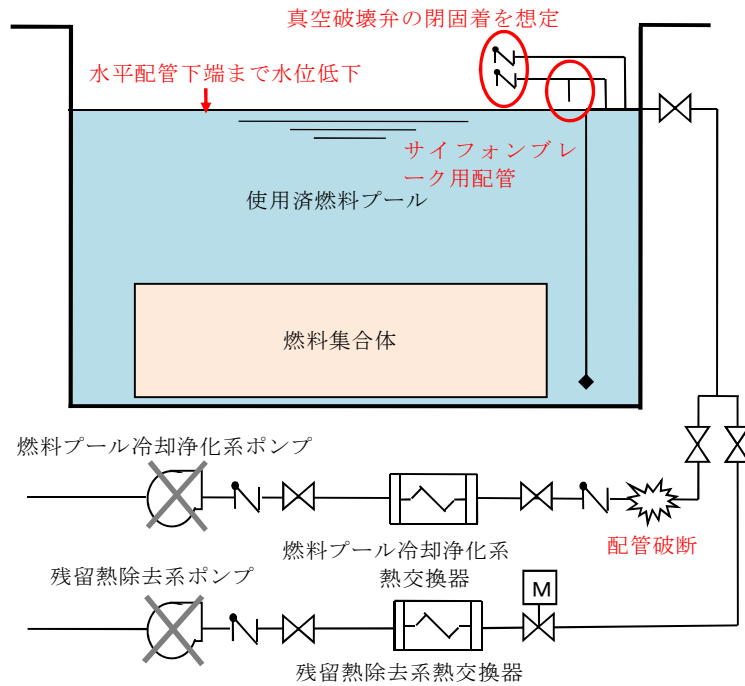
添付資料 1.11.5 と同様である。

2. 放射線の遮蔽の維持に必要な水位

添付資料 1.11.5 と同様である。

3. 想定事故 2 における時間余裕

第 1 図に示すように、想定事故 2 では使用済燃料プールに入る配管に設置されている真空破壊弁については閉固着を仮定する。サイフォンブレイク用配管により、サイフォン現象による流出を防止するため、使用済燃料プール水位は燃料プール浄化冷却系のプール内設置配管のうち最も高所に設置されている水平配管の配管下端部（通常水位から約 0.23m 下）までの低下にとどまり、保守的にこの水位まで瞬時に低下するものとする。



第1図 想定事故2の想定

配管破断により保有水が漏えいし、水平配管の配管下端部（通常水位から約0.23m下）まで水位が低下した場合、崩壊熱除去機能喪失に伴い、事象発生から約5.0時間後に沸騰の開始により水位が低下する。

プールの水位が放射線の遮蔽維持水位（通常水位より約0.86m下）まで低下するのは事象発生から約9.8時間後であり、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）による注水操作の時間余裕はある。

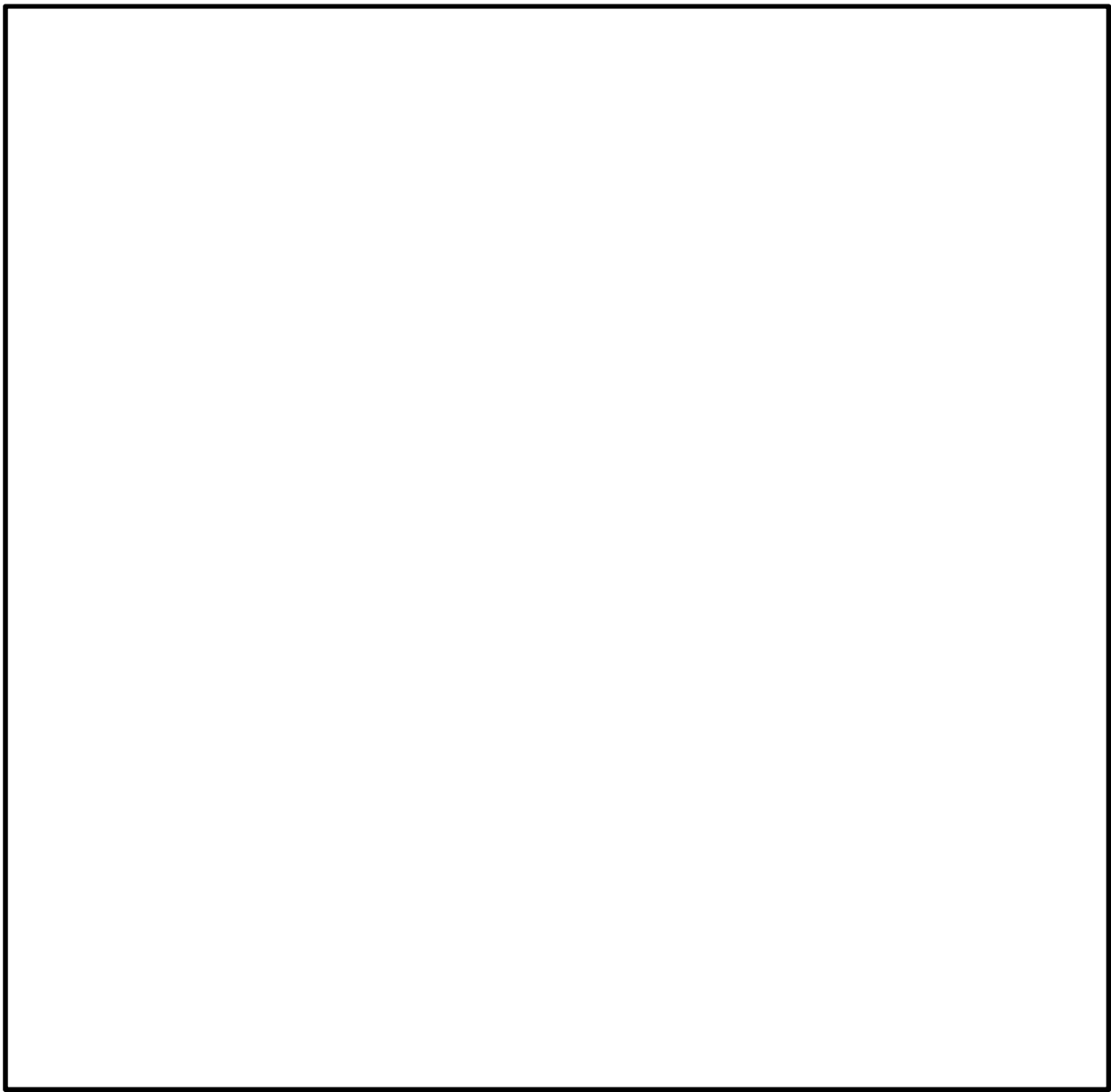
項目	算出結果
使用済燃料プール水温100°C到達までの時間(h)	約5.0
燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸散量(m ³ /h)	約15.1
使用済燃料プール水位が通常水位から約0.86m低下するまでの時間* (h)	約9.8
燃料有効長頂部まで使用済燃料プール水位が低下するまでの時間* (h)	約58.7
使用済燃料プール水位の低下速度 (m/h)	約0.13

※ 事象発生から沸騰開始までの時間を含む

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）におけるホース敷設について









原子炉建屋原子炉棟 6FL

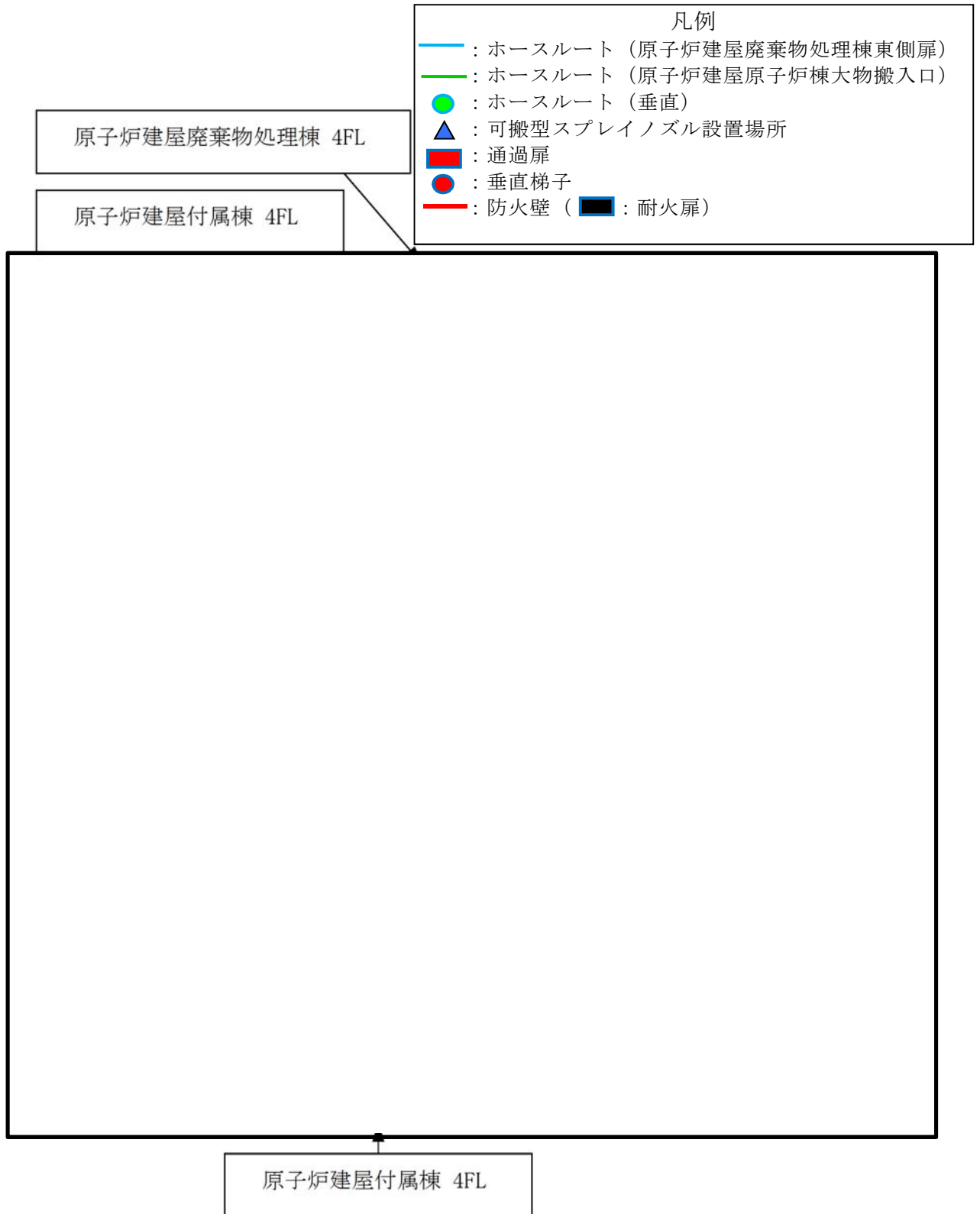
- 凡例
- : ホースルート（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉）
 - : ホースルート（原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）
 - : ホースルート（垂直）
 - ▲ : 可搬型スプレイノズル設置場所
 - : 通過扉
 - : 垂直梯子
 - : 防火壁（■: 耐火扉）



原子炉建屋原子炉棟 5FL

凡例

-  : ホースルート (原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉)
-  : ホースルート (原子炉建屋原子炉棟大物搬入口)
-  : ホースルート (垂直)
-  : 可搬型スプレイノズル設置場所
-  : 通過扉
-  : 垂直梯子
-  : 防火壁 ( : 耐火扉)



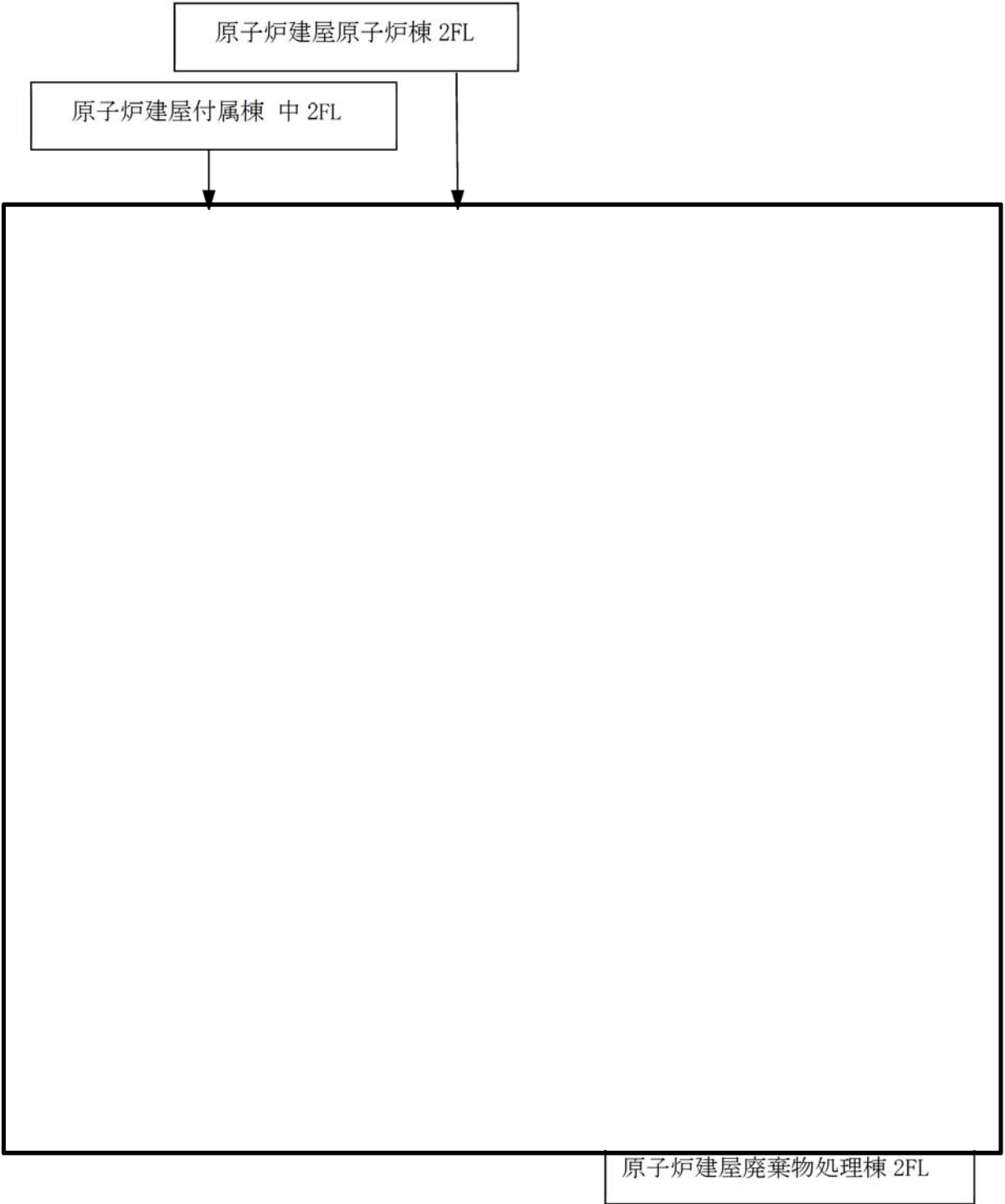
凡例

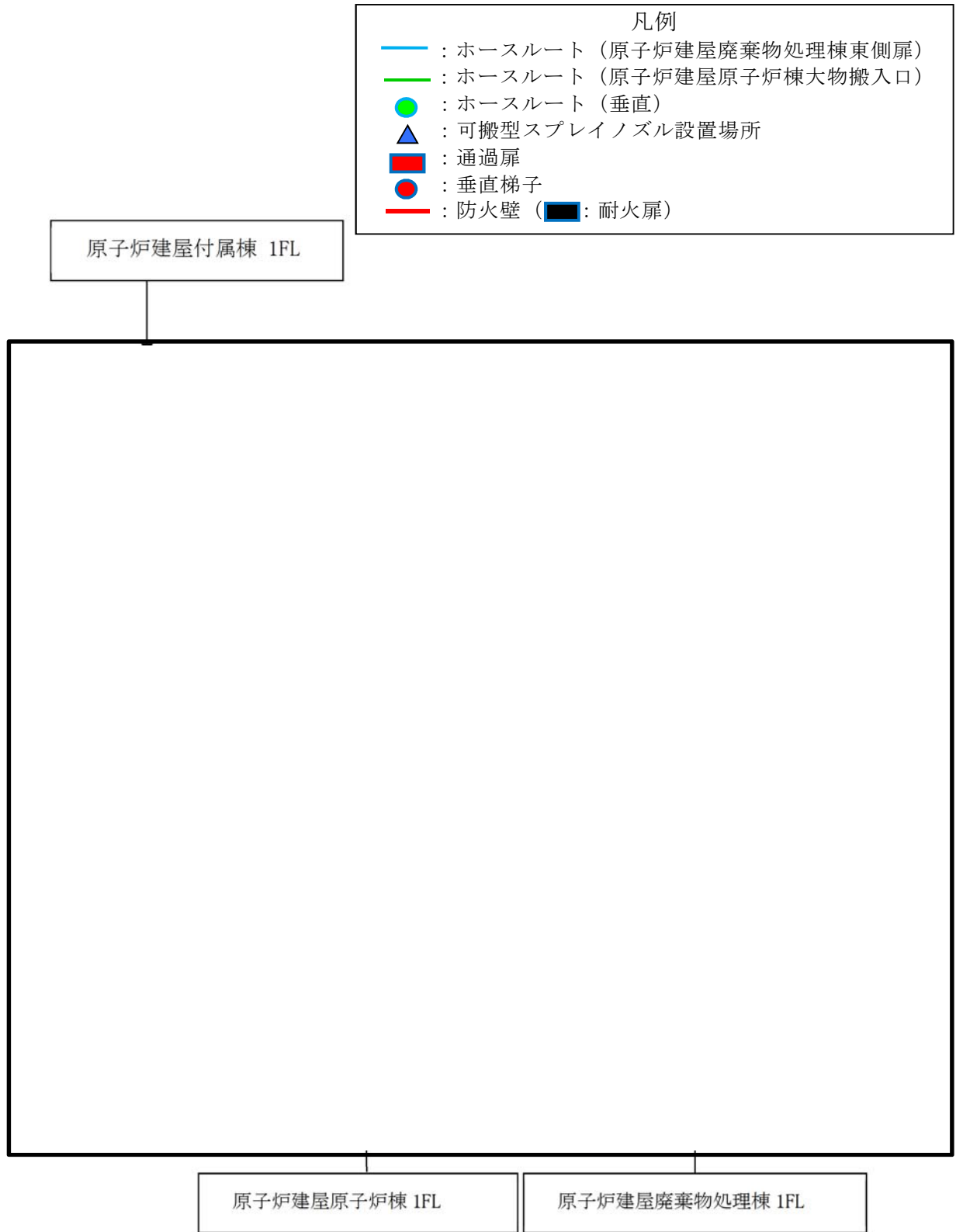
- : ホースルート (原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉)
- : ホースルート (原子炉建屋原子炉棟大物搬入口)
- : ホースルート (垂直)
- ▲ : 可搬型スプレイノズル設置場所
- : 通過扉
- : 垂直梯子
- : 防火壁 (■: 耐火扉)



原子炉建屋廃棄物処理棟 3FL

- 凡例
- (blue) : ホースルート (原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉)
 - (green) : ホースルート (原子炉建屋原子炉棟大物搬入口)
 - (green) : ホースルート (垂直)
 - ▲ (blue) : 可搬型スプレインゾル設置場所
 - (red) : 通過扉
 - (red) : 垂直梯子
 - (red) : 防火壁 (■ (black) : 耐火扉)





手順のリンク先について

使用済燃料貯蔵槽の冷却等の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. 11. 2. 1(1) b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

- ・水源から接続口までの代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

<リンク先> 1. 13. 2. 1(2) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1. 13. 2. 1(4) a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水

2. 1. 11. 2. 2(1) b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

- ・水源から接続口までの代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

<リンク先> 1. 13. 2. 1(2) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

3. 1. 11. 2. 2(3) a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制に関する手順

<リンク先> 1.12.2.1(1) a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

4. 1.11.2.3(1) b. 代替電源による給電

- ・代替電源により使用済燃料プール監視設備へ給電する手順

<リンク先> 1.14.2.2(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

5. 1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への拡散抑制手順

<リンク先> 1.12.2.1(1) a . 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

- ・ 水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

<リンク先> 1.13.2.1(2) a . 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1.13.2.1(4) a . 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水

1.13.2.1(8) a . 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

- ・ 西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽に補給する手順

<リンク先> 1.13.2.2(1) a . 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

1.13.2.2(2) a . 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ，代替燃料プール冷却系ポンプ，復水移送ポンプ，緊急用海水ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順

<リンク先> 1.14.2.1(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) a . 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) b . 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内
電気設備への給電

1.14.2.4(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気
設備への給電

1.14.2.4(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電
気設備への給電

1.14.2.4(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気
設備への給電

1.14.2.4(2) b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電
気設備への給電

- ・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順

<リンク先> 1.14.2.5(1) a. 可搬型設備用軽油貯蔵タンクから各機器へ
の給油

1.14.2.5(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置
への給油

1.14.2.5(1) c. 軽油貯蔵タンクから2C・2D 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 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

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

<目次>

1.12.1 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. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備

(a) 大気への放射性物質の拡散抑制

(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備

(a) 初期対応における延焼防止処置

(b) 航空機燃料火災への泡消火

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 手順等

1.12.2 重大事故等発生時の手順

1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等

(1) 大気への放射性物質の拡散抑制

a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

b. ガンマカメラ又はサーモカメラによる大気への放射性物質の拡散抑制

効果の確認

(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

- a. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制
- b. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

(3) 重大事故等発生時の対応手段の選択

1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1) 初期対応における延焼防止処置

- a. 化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置

(2) 航空機燃料火災への対応

- a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火

(3) 重大事故等発生時の対応手段の選択

1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順

添付資料1.12.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.12.2 自主対策設備仕様

添付資料1.12.3 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

添付資料1.12.4 放射性物質拡散抑制手順の作業時間について

添付資料1.12.5 放水砲の設置位置及び使用方法等について

添付資料1.12.6 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による放水開始の判断基準のうち「プラントの異常によるモニタリング・ポスト等の指示値の有意な変動の確認により，原子炉格納容器及び原子炉建屋の破損があると判断した場合」につい

て

- 添付資料1.12.7 ガンマカメラ又はサーモカメラによる大気への放射性物質の
拡散抑制効果の確認
- 添付資料1.12.8 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制
- 添付資料1.12.9 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制
- 添付資料1.12.10 化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤
容器（消防車用）による延焼防止処置
- 添付資料1.12.11 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡混合器及
び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災
への泡消火
- 添付資料1.12.12 放水設備における泡消火薬剤の設定根拠について
- 添付資料1.12.13 消火設備の消火性能について
- 添付資料1.12.14 手順のリンク先について

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

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制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 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定す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) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備を整備しており、ここでは、この設備を活用した手順等について説明する。

1.12.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉建屋から発電所外へ放射性物質が拡散するおそれがある。原子炉建屋から発電所外へ放射性物質の拡散を抑制するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また、原子炉建屋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において、消火対応するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

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

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

選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第五十五条及び「技術基準規則」第七十条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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1.12-1表に整理する。

a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備

重大事故等により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は、大気への放射性物質の拡散抑制、放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、海洋への放射性物質の拡散抑制を図る。

(a) 大気への放射性物質の拡散抑制

重大事故等により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は、原子炉建屋放水設備により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。

大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）
- ・ 放水砲
- ・ ガンマカメラ
- ・ サーモカメラ

(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制

重大事故等により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至っ

た場合において、原子炉建屋への放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。

海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備は以下のとおり。

- ・汚濁防止膜
- ・放射性物質吸着材

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「(a) 大気への放射性物質の拡散抑制」に使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は、重大事故等対処設備と位置づける。

「(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制」に使用する設備のうち、汚濁防止膜は重大事故等対処設備と位置づける。

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

(添付資料1.12.1)

以上の重大事故等対処設備により発電所外への放射性物質の拡散抑制が可能である。

また、ガンマカメラ、サーモカメラ及び放射性物質吸着材は、プラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。以下にその理由を示す。

- ・ガンマカメラ，サーモカメラ

これらの設備は、大気への放射性物質の拡散を直接抑制する手段ではなく、ガンマカメラにおいては測定結果の可視化処理に時間を要し、測定と同時に放射性物質の放出状況を視認する

ことはできないが、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水する際に、原子炉建屋から放射性物質が漏えいする箇所を絞り込み、大気への放射性物質の拡散抑制効果を確認する手段としては有効である。

なお、サーモカメラについては、測定と同時に結果を視認することが可能である。

・放射性物質吸着材

放射性物質吸着材を設置するためには、地震発生後のアクセスルートの液状化による影響（一部のアクセスルートで車両通行不可）を踏まえると最短でも、作業開始を判断してから15時間程度要することになるが、放射性物質の吸着効果が期待され、海洋への放射性物質の拡散抑制及び放出量の低減を図る手段として有効である。

なお、アクセスルートに液状化の影響が無い場合は、作業開始を判断してから約6.5時間と想定する。

b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備

(a) 初期対応における延焼防止処置

原子炉建屋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、初期対応における延焼防止処置により火災に対応する手段がある。

初期対応における延焼防止処置に使用する設備は以下のとおり。

- ・化学消防自動車
- ・水槽付消防ポンプ自動車

- ・ 泡消火薬剤容器（消防車用）
- ・ 消火栓（原水タンク）
- ・ 防火水槽

(b) 航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋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、航空機燃料火災への泡消火により火災に対応する手段がある。

航空機燃料火災への泡消火に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）
- ・ 放水砲
- ・ 泡混合器
- ・ 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

航空機燃料火災への泡消火に使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）は、重大事故等対処設備と位置づける。

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

（添付資料1.12.1）

以上の重大事故等対処設備により原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応が可能である。

また、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、泡消火薬剤容器（消防車用）、消火栓（原水タンク）及び防火水槽は、プラント状況

によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。以下にその理由を示す。

- ・化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）

航空機燃料火災への対応手段として放水量が少ない^{※1}ため，十分な放水効果は得られにくい，早期に消火活動が可能となる化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による初期対応を，航空機燃料の飛散によるアクセスルート及び建屋への延焼防止に使用する手段としては有効である。

- ・消火栓（原水タンク），防火水槽

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，初期対応における延焼防止処置の水源として使用する手段としては有効である。

※1 空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている，国際民間航空機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下，「空港業務マニュアル」という。）では，離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められている。航空機燃料火災への対応としては，空港業務マニュアルで最大となるカテゴリー10を適用する。また，使用する泡消火薬剤が性能レベルBであることから，必要放水流量は $672\text{m}^3/\text{h}$ である。これに対し，化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による初期対応での放水流量は $40.2\text{m}^3/\text{h}$ である。

c. 手順等

上記の「a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備」及び「b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、重大事故等対応要員の対応として、「重大事故等対策要領」及び自衛消防隊の対応として、「防火管理要領」に定める（第1.12-1表）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する（第1.12-2表，第1.12-3表）。

1. 12. 2 重大事故等発生時の手順

1. 12. 2. 1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等

(1) 大気への放射性物質の拡散抑制

a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）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圧力逃がし装置及び代替循環冷却による原子炉格納容器内の減圧及び除熱させる手段がある。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プールの水位が維持できない場合は、可搬型又は常設スプレイヘッドから使用済燃料プールにスプレイすることで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、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

(a) 判断基準

i) 手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合

- ・炉心損傷を判断^{*1}した場合において、原子炉注水を高压代替注水系系統流量、低压代替注水系原子炉注水流量等により確認できない場合

- ・使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プールスプレイが実施できない場合、又は使用済燃料プールスプレイを実施しても水位が維持できない場合
- ・大型航空機の衝突等により、原子炉建屋の放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような建屋損壊を確認した場合

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

ii) 放水開始の判断基準

以下のいずれかが該当する場合

- ・原子炉格納容器への注水及びスプレイが低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量により確認できず、ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力の上昇が確認され、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合
- ・原子炉建屋水素濃度が2vol%に到達した場合、原子炉格納容器内の水素排出のため格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントによる水素排出ができず、原子炉建屋水素濃度の上昇が継続することにより、ブローアウトパネルを開放する場合
- ・代替燃料プール注水系による使用済燃料プールスプレイが実施できない場合、又は使用済燃料プールスプレイを実施しても水位

が維持できない場合

- ・プラントの異常によるモニタリング・ポスト等の指示値の有意な変動の確認により，原子炉格納容器及び原子炉建屋の破損があると判断した場合

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。手順の概要図を第1.12-1図に，タイムチャートを第1.12-2図に，ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置を第1.12-3図に示す。

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備を災害対策本部長に依頼する。
- ② 災害対策本部長は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備開始を重大事故等対応要員に指示する。
- ③ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を海水取水箇所（SA用海水ピット）周辺に設置する。
- ④ 重大事故等対応要員は，ホースを水中ポンプに接続後，水中ポンプを海水取水箇所へ設置し，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）吸込口にホースを接続する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は，放水砲を設置し，ホースの運搬，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）から放水砲までのホース敷設を行い，放水砲にホースを接続する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

を起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行った後に、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を待機状態（アイドリング状態）にする。

- ⑦ 重大事故等対応要員は、放水砲の噴射ノズルを原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所に向けて調整し、準備完了を災害対策本部長に報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備完了について発電長に報告する。
- ⑨ 発電長は、放水開始の判断基準に基づき、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の開始を災害対策本部長に依頼する。
- ⑩ 災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の開始を重大事故等対応要員に指示する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を操作（昇圧）し、放水砲により原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所へ海水の放水を開始し、災害対策本部長に報告する。
- ⑫ 災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始について発電長に報告する。
- ⑬ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型

代替注水大型ポンプ（放水用）は約3.5時間の運転が可能）

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は準備段階では重大事故等対応要員8名（可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の起動，ホースの水張り及び空気抜きは4名）にて実施する。

作業は災害対策本部長の指示に従い対応することとしており，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備完了まで210分以内（ホース敷設距離が最長となるルートでホースを敷設した場合）と想定する。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し，防護具，可搬型照明，通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

大気への放射性物質の拡散抑制は，災害対策本部長からの指示を受けた，重大事故等対応要員4名にて実施し，作業開始を判断してから210分以内（ホース敷設距離が最長となるルートでホースを敷設した場合）に放水可能と想定する。

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屋破損口等の放射性物質放出箇所に向けて放水を実施する。原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所が確認できない場合は，原子炉建屋の中心に向けて放水する。

放水砲の放射方法としては、噴射ノズルを調整することで直状放射と噴霧放射の切替えが可能であり、直状放射はより遠くまで放水できるが、噴霧放射は直状放射よりも、より細かい水滴径が期待できる。

微粒子状の放射性物質の粒子径は、 $0.1\mu\text{m}\sim 0.5\mu\text{m}$ と考えられ、この粒子径の微粒子の水滴による除去機構は、水滴と微粒子の慣性衝突作用（水滴径 $0.3\text{mm}\phi$ 前後で最も衝突作用が大きくなる）によるものであり、噴霧放射を活用することで、その衝突作用に期待できることから、直状放射よりも噴霧放射のほうが放射性物質の抑制効果がある。従って、なるべく噴霧放射を使用する。

ただし、直状放射の場合も、到達点では霧状になっているため放射性物質の抑制効果はある。

また、水滴と微粒子の相対速度を大きくし、水の流量を大きくすることでも、除去効果の増大が期待できる。

なお、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）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、ホースの敷設時間などを考慮し、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。

また、大気への放射性物質の拡散抑制手順着手は、炉心損傷又は使用済燃料プールの水位低下の兆候を確認している。重大事故等対応要員は、過剰被ばく防止の観点から現場環境を考慮し、適切な放射線防護具を装備する。

(添付資料1.12.3, 1.12.4, 1.12.5, 1.12.6)

- b. ガンマカメラ又はサーモカメラによる大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制にて原子炉建屋に海水を放水するが、原子炉建屋から放出される放射性物質の漏えい程度を把握することにより、大気への放射性物質の拡散抑制効果を確認するため、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質を検出し、大気への放射性物質の拡散抑制効果を確認する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合（可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を開始した後に実施する）

(b) 操作手順

ガンマカメラ又はサーモカメラによる大気への放射性物質の拡散抑制効果を確認する手順の概要は以下の通り。また、手順の概要図を第1.12-4図に、タイムチャートを第1.12-2図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員へガンマカメラ又はサーモカメラによる大気への放射性物質の拡散抑制効果を確認する作業の開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、ガンマカメラ又はサーモカメラを原子炉建屋が視認できる場所に設置する。
- ③ 重大事故等対応要員は、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質の漏えい程度を確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は、放射性物質の漏えいに対して有効な放水

箇所を特定し、放水砲の噴射ノズルの向きを調整する。

- ⑤ 重大事故等対応要員は、大気への放射性物質の拡散抑制効果を災害対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制にて放水作業に対応している重大事故等対応要員2名にて実施する。

作業は、災害対策本部長の指示に従い対応することとしており、作業開始を判断してからガンマカメラ又はサーモカメラによる大気への放射性物質の拡散抑制効果を確認する準備完了まで225分以内（大気への放射性物質の拡散抑制開始から15分以内）と想定する。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。

（添付資料1.12.7）

(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

a. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するが、放水することで放射性物質を含む汚染水が発生する。

放射性物質を含む汚染水は原子炉建屋周辺を取り囲む地上部の一般排

水路で集水され、地下埋設の一般排水路を通過して雨水排水路集水桝又は放水路から海へ流れ込むため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

汚濁防止膜は、雨水排水路集水桝－1～9及び放水路－A～Cの計12箇所に設置するが、放水した汚染水が直接流れ込む雨水排水路集水桝－8及び放水路－A～Cの4箇所を優先的に設置し、その後、残り8箇所の雨水排水路集水桝に設置する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合

(b) 操作手順

汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。また、汚濁防止膜の設置位置図を第1.12-5図に、タイムチャートを第1.12-2図に、汚濁防止膜設置手順の概要図を第1.12-6図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員へ汚濁防止膜設置開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、汚濁防止膜を設置箇所付近へ運搬する。
- ③ 重大事故等対応要員は、汚濁防止膜の両端部に固定用ロープを取り付け、他端を所定の箇所に固定する。合わせて、汚濁防止膜のフロート部を設置位置上部のグレーチング等にロープで固縛し、雨水排水路集水桝等内に吊り下げる。

- ④ 重大事故等対応要員は、汚濁防止膜のカーテン部を結束していたロープを外し、カーテン部を開放する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、汚濁防止膜両端部の固定用ロープを保持しながらフロート部を固縛していたロープを解き、その後、固定用ロープを繰り出すことにより雨水排水路集水枡等の所定の箇所へ設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、同作業完了後、引き続き、同様の手順により2重目の汚濁防止膜を設置する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、次の設置箇所付近へ汚濁防止膜を運搬し、上記②～⑥の作業を繰り返すことにより、雨水排水路集水枡－1～9及び放水路－A～Cの計12箇所について、汚濁防止膜を2重に設置する。

(放水した汚染水が直接流れ込む雨水排水路集水枡－8及び放水路－A～Cの4箇所を優先的に設置する。)
- ⑧ 重大事故等対応要員は、汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制開始について、災害対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の12箇所における現場対応のうち、優先的に設置する4箇所については、最初の1箇所（雨水排水路集水枡－8）を重大事故等対応要員5名にて実施し、残りの3箇所（放水路－A～C）については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の現場対応にて、放水砲設置、ホース敷設準備作業完了後に重大事故等対応要員2名が合流し、重大事故等対応要員7名にて実施する。

また、現場対応のうち残る8箇所（雨水排水路集水桝－1～7，9）については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の現場対応にて、ホース敷設作業完了後に重大事故等対応要員2名が合流し、重大事故等対応要員9名にて実施する。

作業は災害対策本部長の指示に従い対応することとしており、優先的に設置する4箇所の汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制は、作業開始を判断してから190分以内に開始されると想定する。

また、優先的に設置する4箇所を含む12箇所の汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制は、作業開始を判断してから6時間以内に開始されると想定する。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。

更に、運搬に車両を使用することで、複数の汚濁防止膜を効率的に運搬できる。

（添付資料1.12.8）

b. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するが、放水することで放射性物質を含む汚染水が発生する。

放射性物質を含む汚染水は原子炉建屋周辺を取り囲む地上部の一般排水路で集水され、地下埋設の一般排水路を通過して雨水排水路集水柵から海へ流れ込むため、放射性物質吸着材を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

放射性物質吸着材は、雨水排水路集水柵－1～10の計10箇所に設置する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合（汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制を開始した後）に実施する。）

(b) 操作手順

放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。また、放射性物質吸着材の設置位置図を第1.12-7図に、タイムチャートを第1.12-2図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員へ放射性物質吸着材の設置開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、放射性物質吸着材を車両に積載し、設置箇所付近へ運搬する。
- ③ 重大事故等対応要員は、放射性物質吸着材を所定の箇所に設置する。
- ④ 重大事故等対応要員は、次の設置箇所付近へ放射性物質吸着材を運搬し、同様の手順にて放射性物質吸着材を設置する。（雨水

排水路集水桝－ 1 ～ 1 0 の計10箇所に設置する。)

- ⑤ 重大事故等対応要員は、放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制開始について、災害対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は、重大事故等対応要員9名にて実施する。

作業は災害対策本部長の指示に従い対応することとしており、放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制は、作業開始を判断してから21時間以内に開始されると想定する。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。

更に、運搬に車両を使用することで、重量物である放射性物質吸着材を効率的に運搬できる。

(添付資料1.12.9)

(3) 重大事故等発生時の対応手段の選択

発電所外への放射性物質の拡散抑制の対応では、大気への放射性物質の拡散を抑制するために、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋へ放水することにより、放射性物質を含む汚染水が発生するため、放水が必要と判断すれば、汚濁防止膜及び放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制を開始する。

海洋への放射性物質の拡散抑制の手順の流れを第1.12-8図に示す。

汚濁防止膜は原子炉建屋に放水した汚染水が直接流れ込む雨水排水路集水桝－ 8 及び放水路－ A ～ C の4箇所を優先的に設置するが、最終的に合

計12箇所を設置することで、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

その後、放射性物質吸着材を設置することで、更なる海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1) 初期対応における延焼防止処置

- a. 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置

原子炉建屋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において、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）により初期対応における延焼防止処置を行う手順を整備する。水源は、消火栓（原水タンク）又は防火水槽を使用する。

(a) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合

(b) 操作手順

化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置を行う手順の概要は以下のとおり。また、初期対応における延焼防止処置の概要図を第1.12-9図に、タイムチャートを第1.12-10図に、水利の配置図を第1.12-11図に示す。

① 自衛消防隊の現場指揮者は、手順着手の判断基準に基づき、自衛消防隊員へ化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置の開始を指示する。

② 自衛消防隊は、放射線管理要員によるサーベイ結果、けが人の

有無，水源の水量が確保され使用できることを確認し，現場火災状況を災害対策本部長へ報告する。

- ③ 自衛消防隊は，水源近傍に水槽付消防ポンプ自動車を設置し，吸管を消火栓（原水タンク）に接続又は防火水槽に投入し，吸水する。
- ④ 自衛消防隊は，初期消火（延焼防止）活動場所へ化学消防自動車を設置し，水槽付消防ポンプ自動車から化学消防自動車へのホース敷設，接続及び準備作業を行う。
- ⑤ 自衛消防隊は，化学消防自動車にて延焼防止処置を実施する。
- ⑥ 自衛消防隊は，適宜，泡消火薬剤容器（消防車用）を運搬して泡消火薬剤の補給を実施するとともに延焼防止処置の実施状況を災害対策本部長へ報告する。

（添付資料1.12.10，1.12.13）

（c） 操作の成立性

上記の現場対応は，自衛消防隊9名で実施する。

作業は，現場指揮者の指示に従い対応することとしており，化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置は，作業開始を判断してから20分以内に開始されると想定する。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し，防護具，可搬型照明，通信設備等を整備する。

（2） 航空機燃料火災への対応

- a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡混合器及び泡消火

薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋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において、海水を水源として可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火手順の概要は以下のとおり。航空機燃料火災への泡消火の概要図を第1.12-12図に、タイムチャートを第1.12-10図に、水利の配置及び可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火に関するホース敷設ルートの例を第1.12-13図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員へ可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火の開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を海水取水箇所（SA用海水ピット）周辺に設置する。
- ③ 重大事故等対応要員は、ホースを水中ポンプに接続後、水中ポンプを海水取水箇所へ設置し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の吸込口にホースを接続する。

- ④ 重大事故等対応要員は、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）を設置し、ホースの運搬、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）から泡混合器、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び放水砲までのホース敷設を行い、放水砲にホースを接続する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、放水砲にホースを接続後、放水砲の噴射ノズルを火災発生箇所に向けて調整する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行った後に泡混合器を起動し、放水砲による泡消火を開始し、災害対策本部長に報告する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は約3.5時間の運転が可能）を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は、準備段階では重大事故等対応要員8名にて実施する。

作業は、災害対策本部長の指示に従い対応することとしており、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火は、作業開始を判断してから210分以内（ホース敷設距離が最長となるルートでホースを敷設した場合）に開始されると想定する。

泡消火段階では、重大事故等対応要員5名にて実施する。

1%濃縮用泡消火薬剤を5m³配備し、泡消火開始から約20分の泡消火が可能である。

泡消火薬剤は、放水流量（1,338m³/h）に対して1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

（添付資料1.12.11, 1.12.12, 1.12.13）

（3）重大事故等発生時の対応手段の選択

航空機燃料火災への対応は、初期対応における延焼防止処置は自衛消防隊員、航空機燃料火災への泡消火は重大事故等対応要員と、異なる要員が対応することから、準備完了したものから泡消火を開始する。

化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火を開始するまでのアクセスルートを確保するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための広範囲の泡消火を行う。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火は、航空機燃料火災を約1,338m³/hの流量で消火する。

化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置は、作業開始を判断してから約20分で開始できる

と想定しており、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火を開始するまでのアクセスルートを確保するための泡消火を最初に実施することにより、お互いの作業が干渉することはない。

使用する水源について、化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車は、消火栓（原水タンク）又は防火水槽のうち、準備時間が短い消火栓（原水タンク）を優先する。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火の水源は、大流量の放水であるため海水を使用する。

1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順

原子炉建屋からの水素の排出に関する手順は、「2.0 大規模損壊 別冊 I」にて整備する。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順は、「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。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等の車両への燃料補給に関する手順は、「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。

原子炉建屋周辺の線量を確認する手順は、「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

第1.12-1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

(1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書 ^{※1}
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷	—	大気への放射性物質の拡散抑制	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		関連設備	ホース SA用海水ピット取水塔 海水引込み管 SA用海水ピット 燃料給油設備 ^{※2}			
		大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認	主要設備	ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備	
		海洋への放射性物質の拡散抑制①	主要設備	汚濁防止膜	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		海洋への放射性物質の拡散抑制②	主要設備	放射性物質吸着材	自主対策設備	

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

※2 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

■ 自主的に整備する対応手段を示す。

第1.12-1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

(2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書 ^{※1}	
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	—	初期対応における延焼防止処置①	主要設備	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤容器（消防車用） 消火栓（原水タンク）	自主対策設備	防火管理要領 ^{※3}	
			関連設備	燃料給油設備 ^{※2}	重大事故等対処設備		
		初期対応における延焼防止処置②	主要設備	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤容器（消防車用） 防火水槽	自主対策設備		重大事故等対策要領
			関連設備	燃料給油設備 ^{※2}	重大事故等対処設備		
		航空機燃料火災への泡消火	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲 泡混合器 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	重大事故等対処設備		重大事故等対策要領
			関連設備	ホース S A用海水ピット取水塔 海水引込み管 S A用海水ピット 燃料給油設備 ^{※2}			

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

※2 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3 消防法に基づく社内規程

■ 自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.12-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1) 大気への放射性物質の拡散抑制			
a. 可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	手順着手の判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 使用済燃料プール監視カメラ※1
	スプレイ開始の判断基準	原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1 サプレッション・プール水温度※1
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度※1
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 使用済燃料プール監視カメラ※1
		原子炉建屋周辺の放射線量率	モニタリング・ポスト 可搬型モニタリング・ポスト※1

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

監視計器一覧 (2/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1) 大気への放射性物質の拡散抑制			
b. ガンマカメラ又はサーモカメラによる大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認	手順着手の判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 使用済燃料プール監視カメラ※1
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制			
a. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	手順着手の判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 使用済燃料プール監視カメラ※1

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

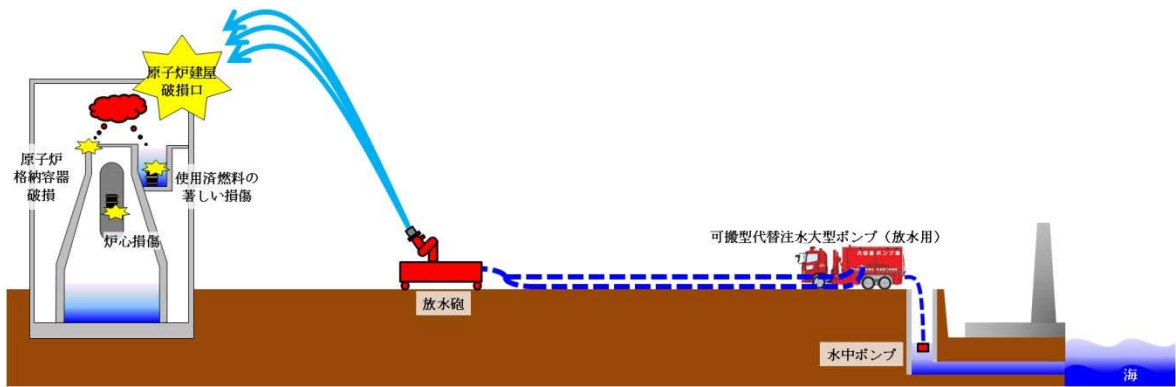
監視計器一覧 (3/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制		
b. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	手順着手の判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器温度 原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉圧力容器への注水量 高压代替注水系系統流量※1 低压代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高压炉心スプレイ系系統流量※1 残留熱除去系系統流量※1 低压炉心スプレイ系系統流量※1
		使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 使用済燃料プール監視カメラ※1
1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (1) 初期対応における延焼防止処置		
a. 化学消防自動車, 水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器 (消防車用) による延焼防止処置	手順着手の判断基準	—
1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (2) 航空機燃料火災への対応		
a. 可搬型代替注水大型ポンプ (放水用), 放水砲, 泡混合器及び泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) による航空機燃料火災への泡消火	手順着手の判断基準	—

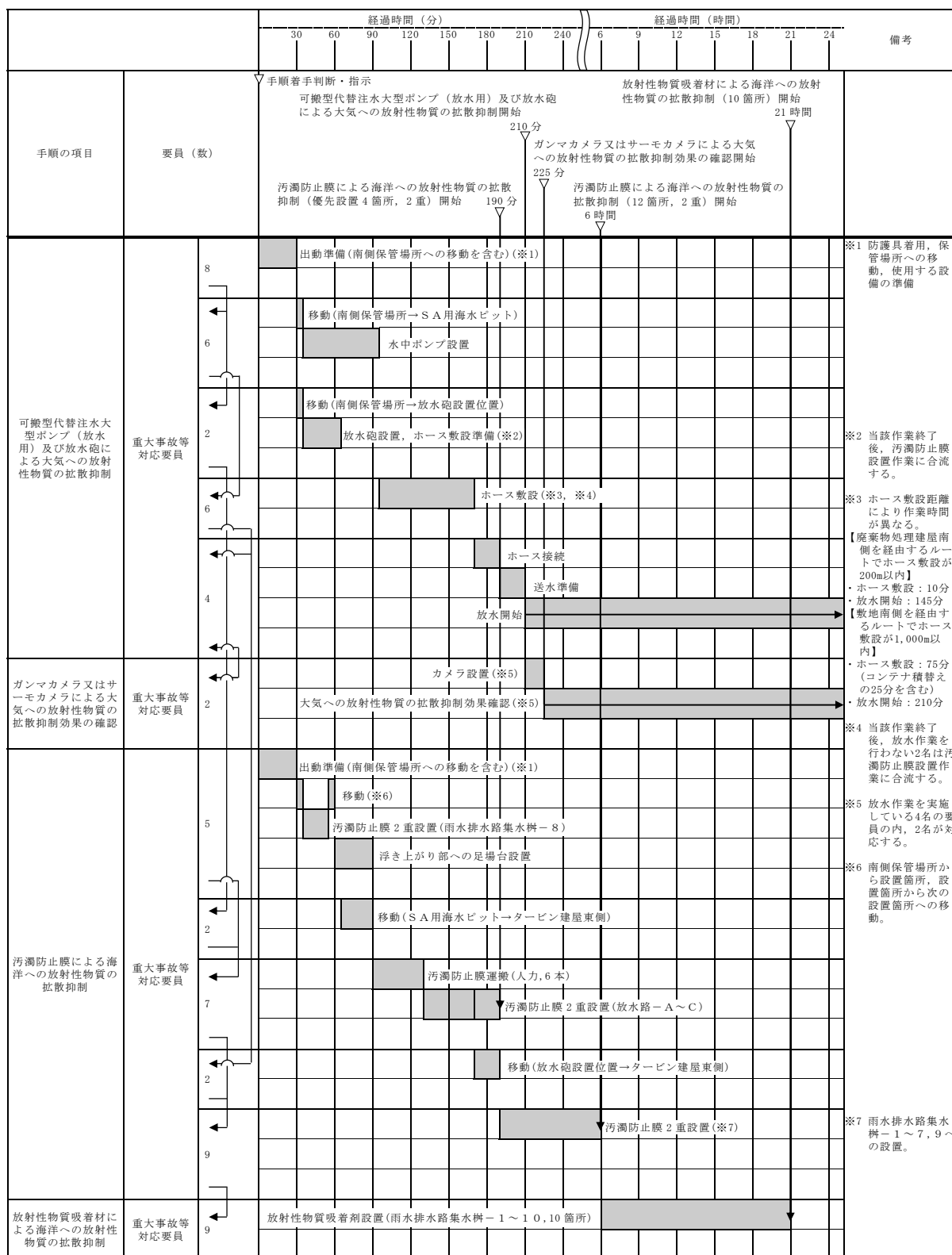
※1 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

第 1.12-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

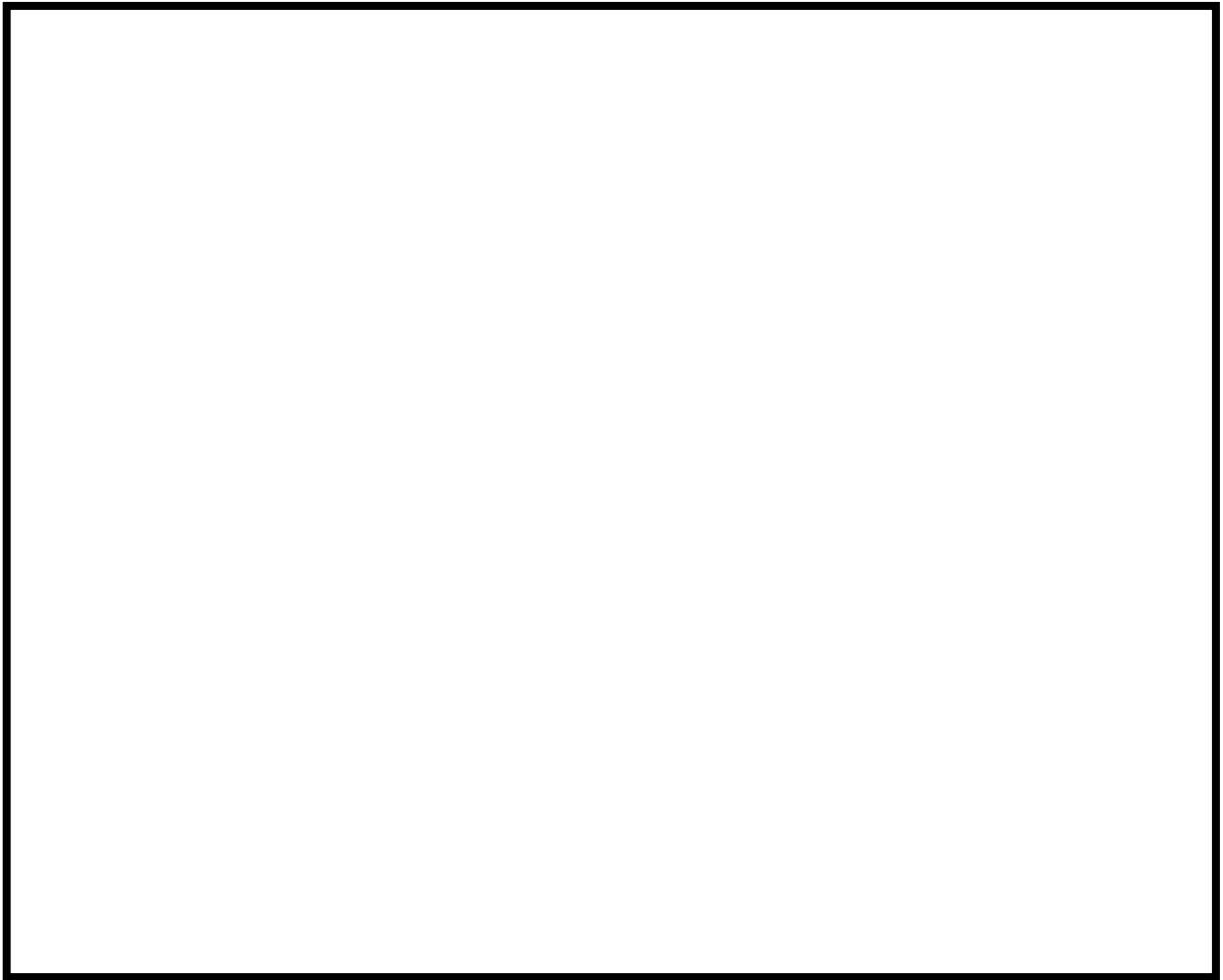
対象条文	供給対象設備	供給元 給電母線
<p>【1.12】 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p>	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 直流 125V 蓄電池 2 A 直流 125V 蓄電池 2 B 緊急用直流 125V 蓄電池</p>
	<p>使用済燃料プール監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 緊急用直流 125V 蓄電池</p>
	<p>屋外放射線監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 バイタルCVCF</p>



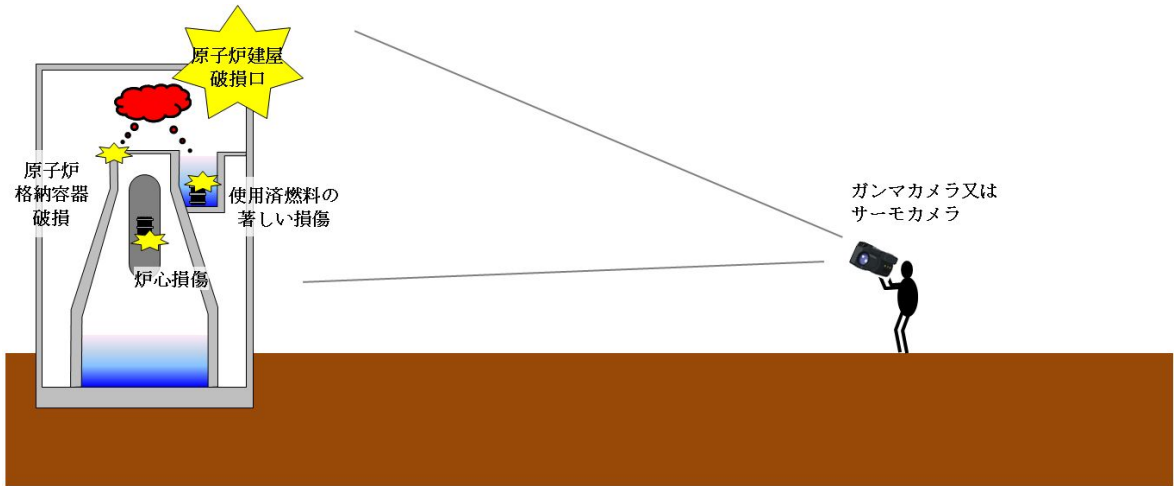
第1.12-1図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図



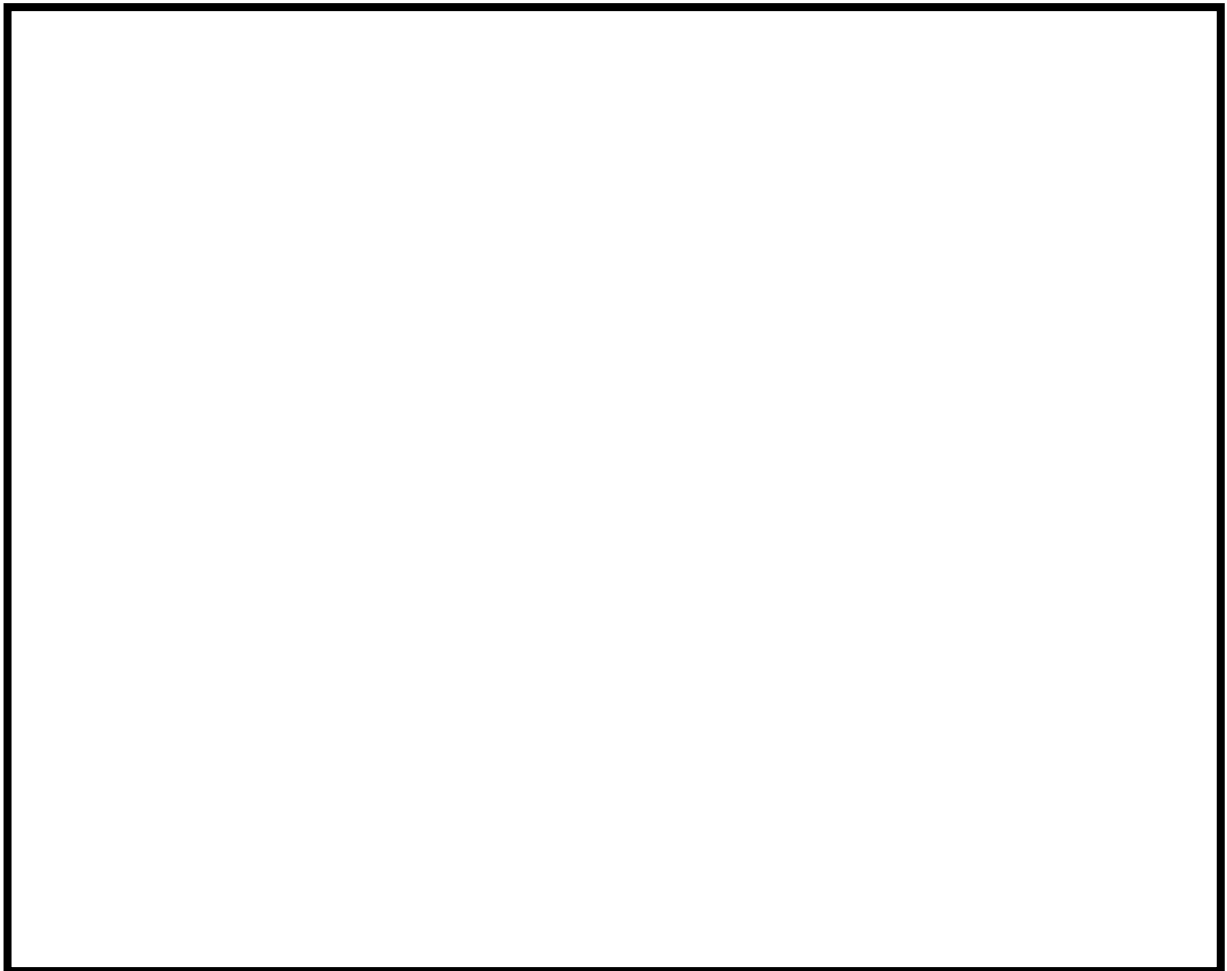
第1.12-2図 発電所外への放射性物質の拡散抑制タイムチャート



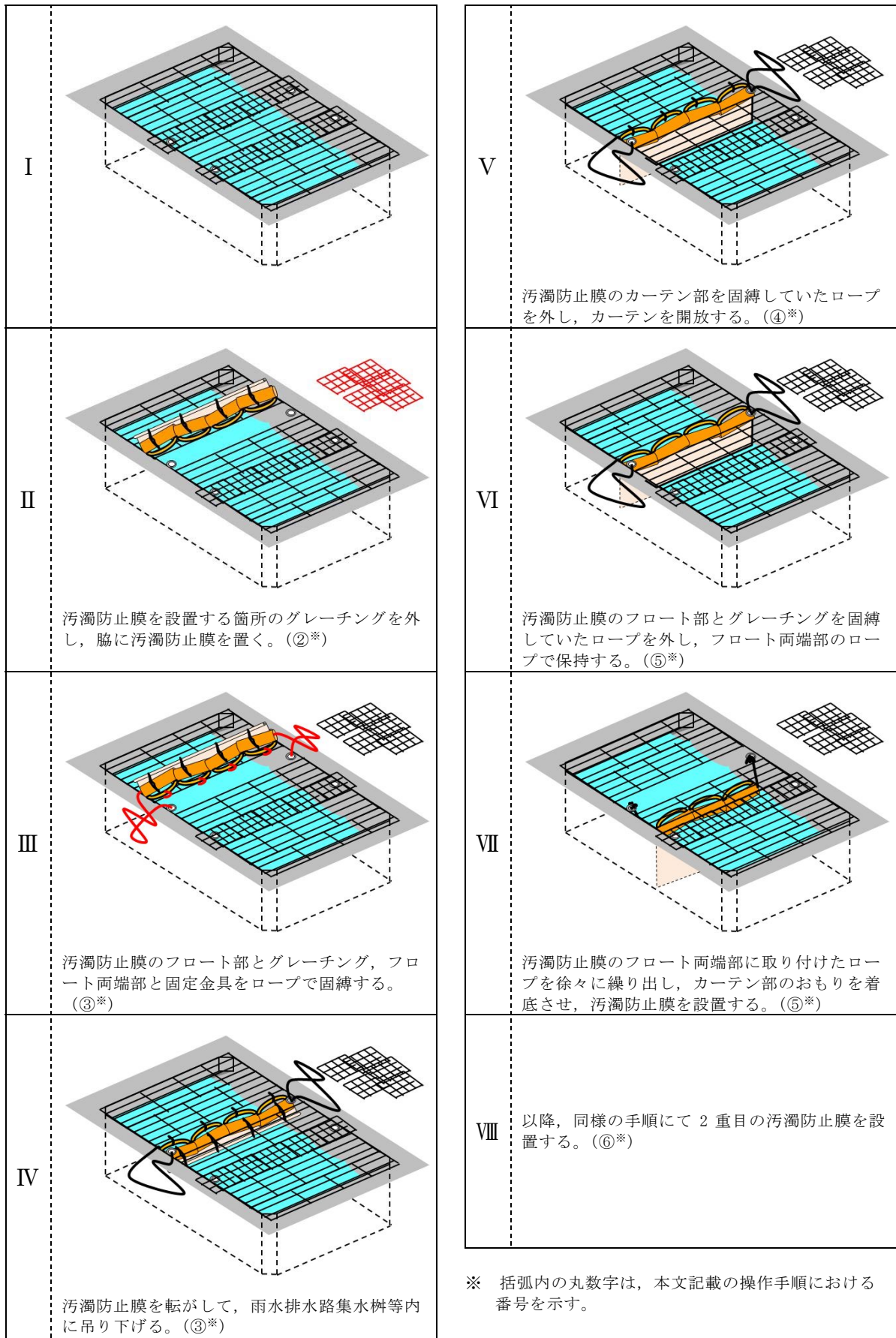
第 1.12-3 図 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置図（例）



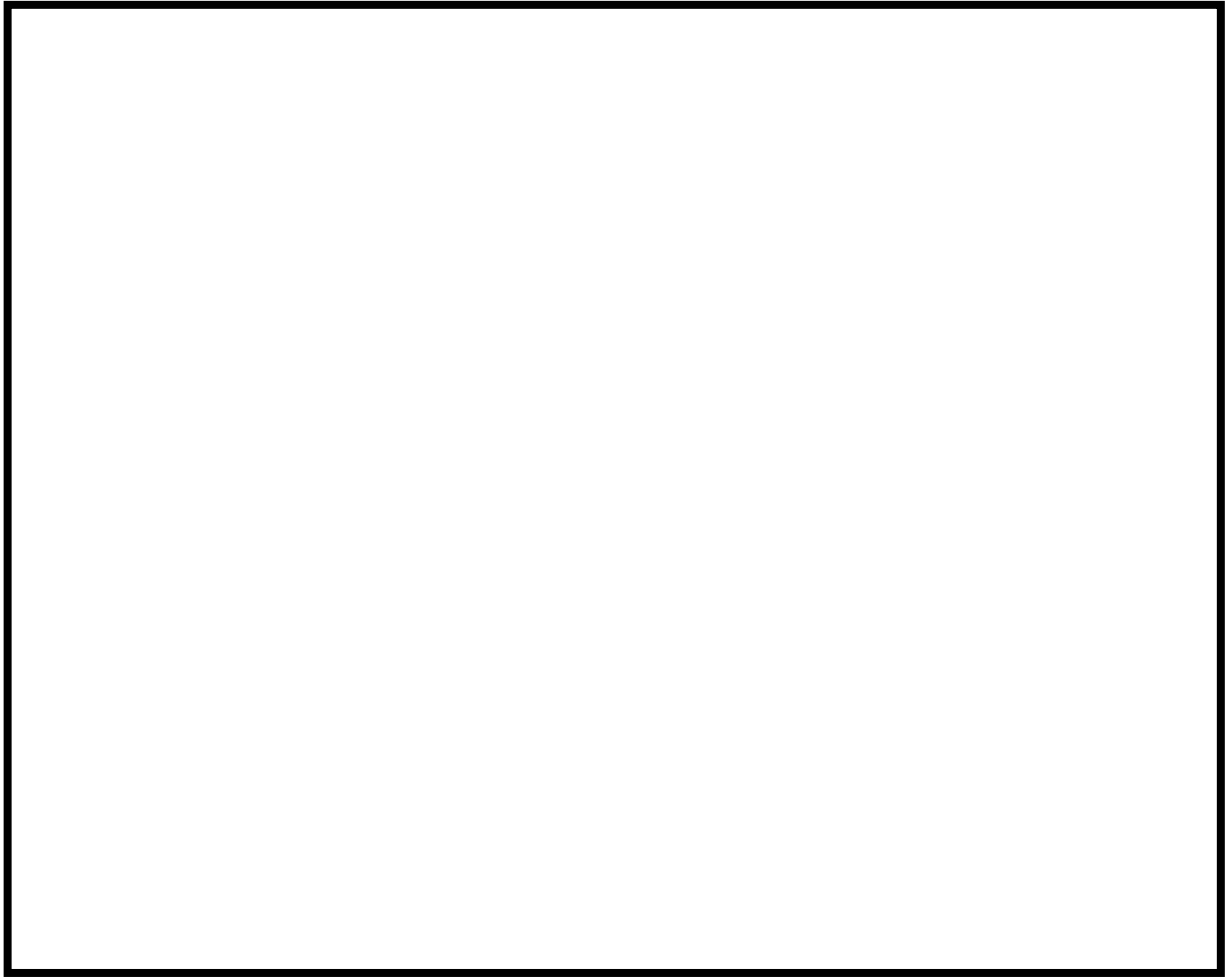
第 1.12-4 図 大気への放射性物質の拡散抑制効果を確認する手順の概要図



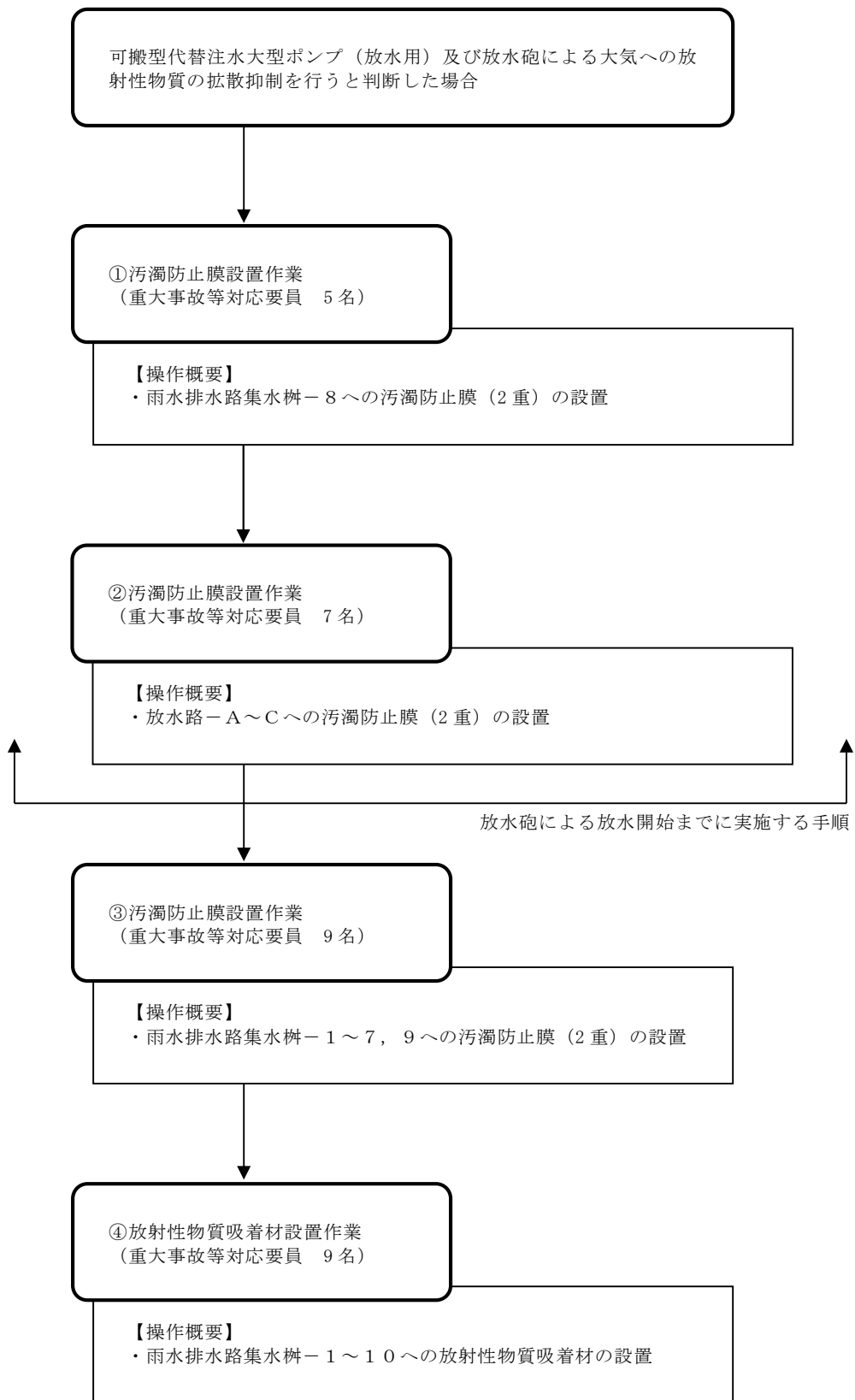
第 1.12-5 図 汚濁防止膜の設置位置図



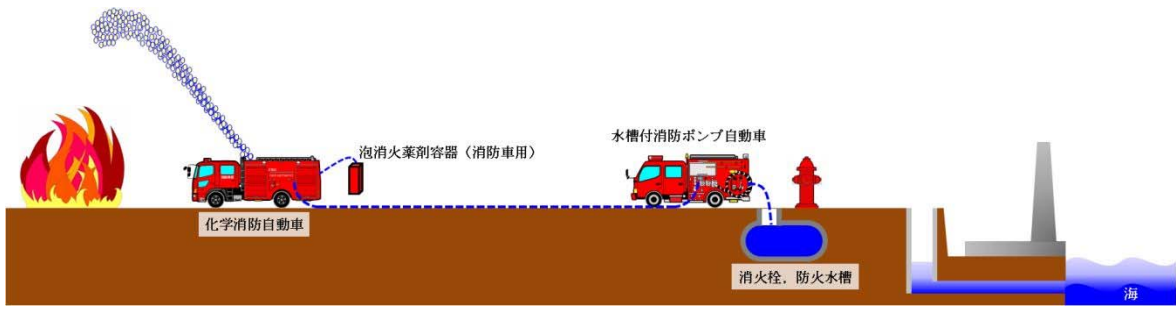
第 1.12-6 図 汚濁防止膜設置手順の概要図



第 1.12-7 図 放射性物質吸着材の設置位置図



第 1.12-8 図 海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ

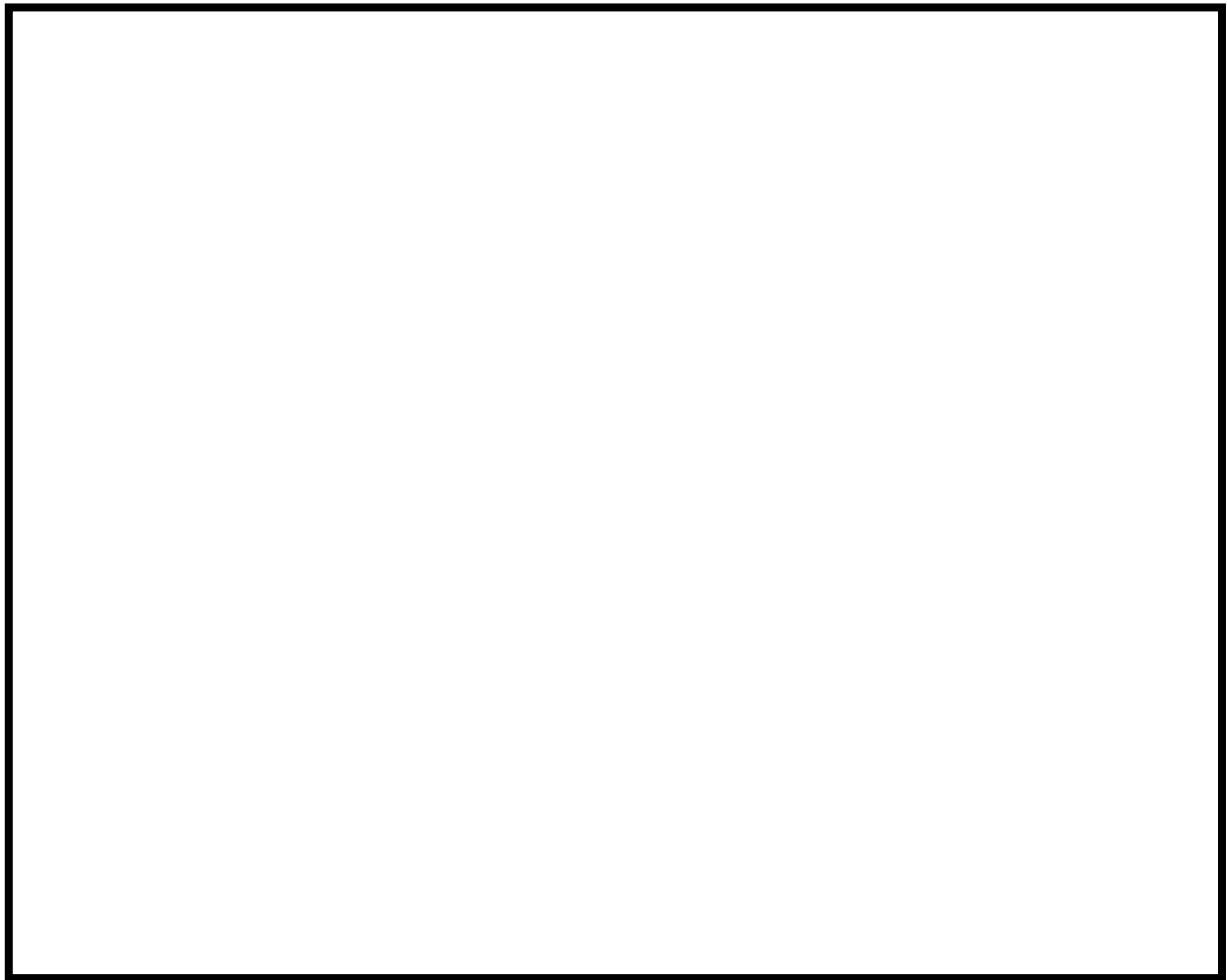


第1.12-9図 初期対応における延焼防止処置概要図

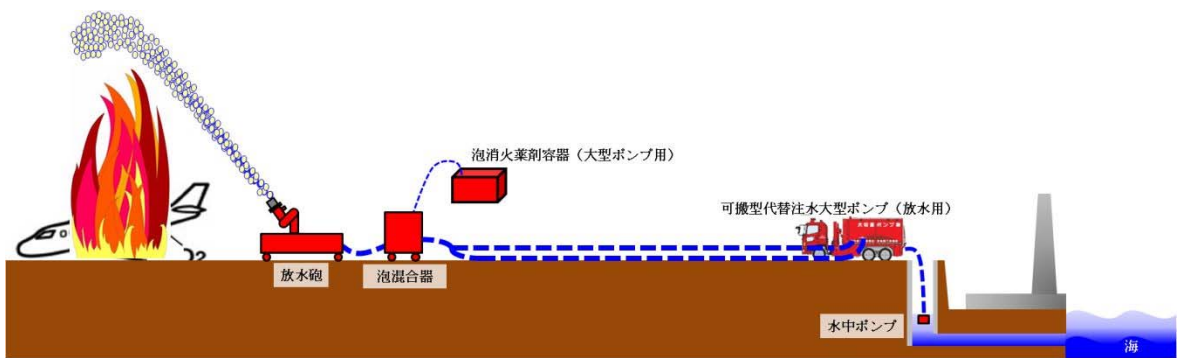
		経過時間 (分)																		備考	
		15	30	45	60	75	90	105	120	135	150	165	180	195	210	225					
手順の項目	要員 (数)	手順着手判断・指示 可搬型代替注水大型ポンプ (放水用), 放水砲, 泡混合器及び泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) による泡消火開始 210分																			
化学消防自動車, 水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器 (消防車用) による延焼防止処置	自衛消防隊	9	消防服着用, 出動準備	移動, 消火準備	延焼防止処置																
可搬型代替注水大型ポンプ (放水用), 放水砲, 泡混合器及び泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) による泡消火	重大事故等対応要員	8	出動準備 (南側保管場所への移動を含む) (※1)																		※1 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備等
		6	移動 (南側保管場所→SA用海水ビット)	水中ポンプ設置														※2 ホース敷設距離により作業時間が異なる。 【廃棄物処理建屋南側を經由するルートでホース敷設が200m以内】			
		2	移動 (南側保管場所→放水砲設置箇所)	放水砲設置, ホース敷設準備														・ホース敷設: 10分 ・放水開始: 145分 【敷地南側を經由するルートでホース敷設が1,000m以内】			
		2	泡混合器, 泡消火薬剤設置																		・ホース敷設: 75分 (コンテナ積替えの25分を含む) ・放水開始: 210分
		6	ホース敷設 (※2)																		
		5	ホース接続														送水準備	泡消火開始			

第1.12-10図 初期対応における延焼防止処置及び航空機燃料火災への泡消火

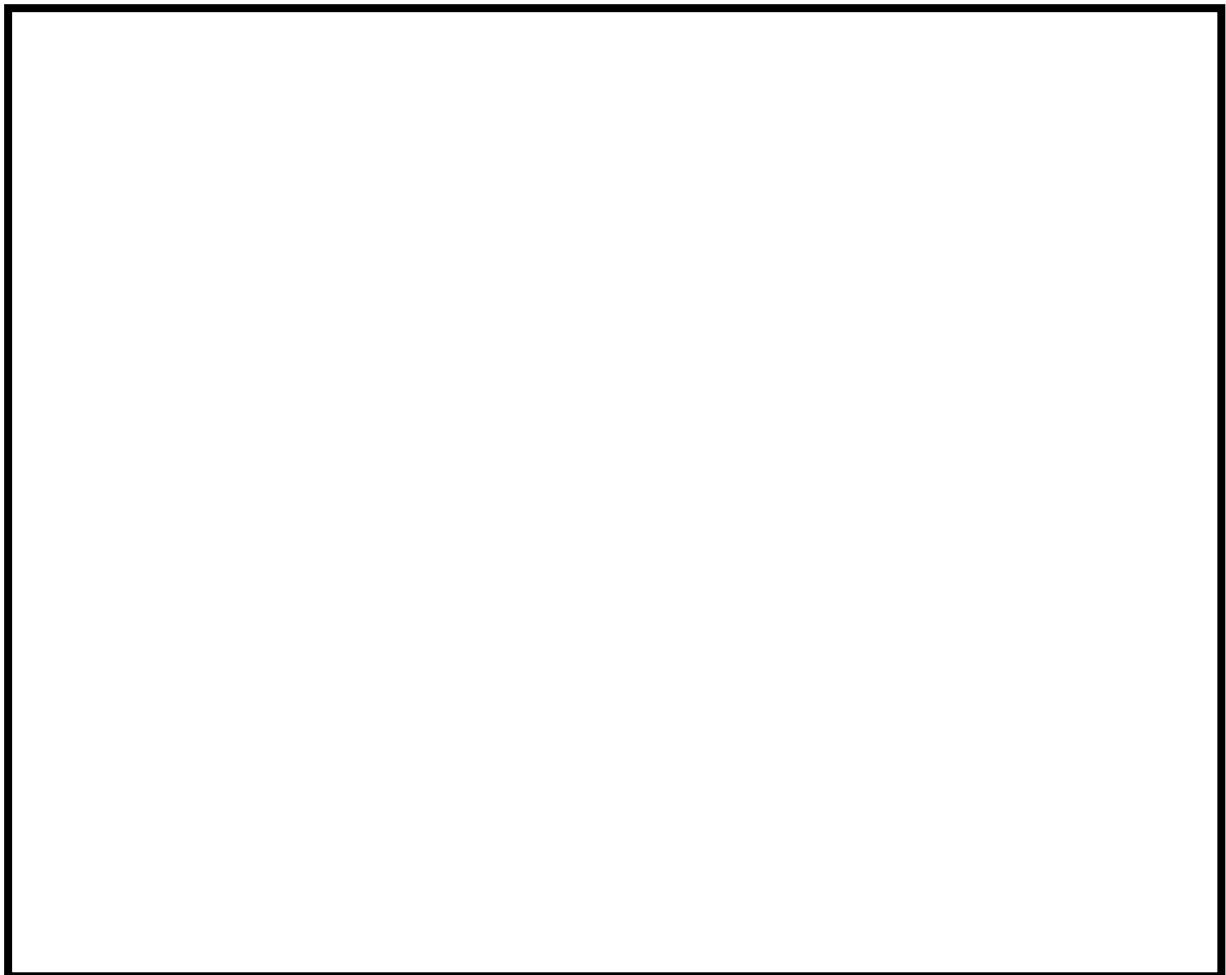
タイムチャート



第1.12-11図 水利の配置図（初期対応における延焼防止処置）



第1.12-12図 航空機燃料火災への泡消火概要図



第 1.12-13 図 航空機燃料火災への泡消火に関するホース敷設ルート図(例)

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(1.12)	番号	設置許可基準規則(55条)	技術基準規則(70条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制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、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制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、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制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 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定す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55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制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70条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制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) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p>	<p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p>	⑤
		<p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p>	<p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p>	⑥
		<p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p>	<p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p>	⑦
		<p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p>	<p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p>	⑧
<p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p>	③	<p>e) 海洋へ放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>	<p>e) 海洋へ放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>	⑨

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					自主対策	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	新設	① ② ④ ⑤ ⑦ ⑧	-	-	-
	ホース	新設				
	放水砲	新設				
	S A用海水ピット取水塔	新設				
	海水引込み管	新設				
	S A用海水ピット	新設				
	燃料給油設備	新設				
-	-	-	-	-	大気への放射性物質の拡散抑制の監視	ガンマカメラ サーモカメラ
海洋への放射性物質の拡散抑制①	汚濁防止膜	新設	① ③ ④ ⑨	-	-	-
-	-	-	-	-	海洋への放射性物質の拡散抑制②	放射性物質吸着材
-	-	-	-	-	初期対応における延焼防止処置①	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤容器（消防車用） 消火栓（原水タンク） 燃料給油設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/4）

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備					自主対策	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
—	—	—	—	—	初期対応における 延焼防止処置②	化学消防自動車
						水槽付消防ポンプ自動車
						泡消火薬剤容器 (消防車用)
						防火水槽
						燃料給油設備
航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水 大型ポンプ（放水用）	新設	① ④ ⑥ ⑦ ⑧	—	—	—
	ホース	新設				
	放水砲	新設				
	泡混合器	新設				
	泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用)	新設				
	S A用海水ピット取水塔	新設				
	海水引込み管	新設				
	S A用海水ピット	新設				
	燃料給油設備	新設				

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(1.12)	適合方針
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制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>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、汚濁防止膜及び放射性物質吸着材により、発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定す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) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p>
<p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p>	<p>原子炉建屋に海水を放水することにより発生する放射性物質を含む汚染水を、汚濁防止膜を設置することにより、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p>

自主対策設備仕様

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
ガンカメラ	可搬	—	—	—	1台
サーモカメラ	可搬	—	—	—	1台
放射性物質吸着材	可搬	—	—	—	1式
化学消防自動車	可搬	—	168m ³ /h	85m	2台
水槽付消防ポンプ自動車	可搬	—	168m ³ /h	85m	2台
泡消火薬剤容器（消防車用）	可搬	—	20L	—	60個
消火栓（原水タンク）	常設	C	372m ³ （原水タンク）	—	1個
防火水槽	常設	—	40m ³	—	5個

4. 操作の成立性について

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

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

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業性：可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）からのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

作業エリア周辺には，作業に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。

水中ポンプの設置は，クレーン装置により吊り降ろすため容易に設置可能である。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）



車両の作業用照明拡大



水中ポンプ



ホース



ホースの敷設状況



水中ポンプの設置状況



放水砲による放水（直状放射）



放水砲による放水（噴霧放射）



仰角 60° での放水状況（直状放射、ジブクレーン高さ：約 30m）



直状放射した際の到達点での状態

放射性物質拡散抑制手順の作業時間について

1. はじめに

「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」のうち、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については、ホース敷設時間により、短いケースで145分、長いケースで210分での対応を想定している。

以下にその詳細を説明する。

(1) 全体の作業時間について

図1に可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制のタイムチャートを示す。

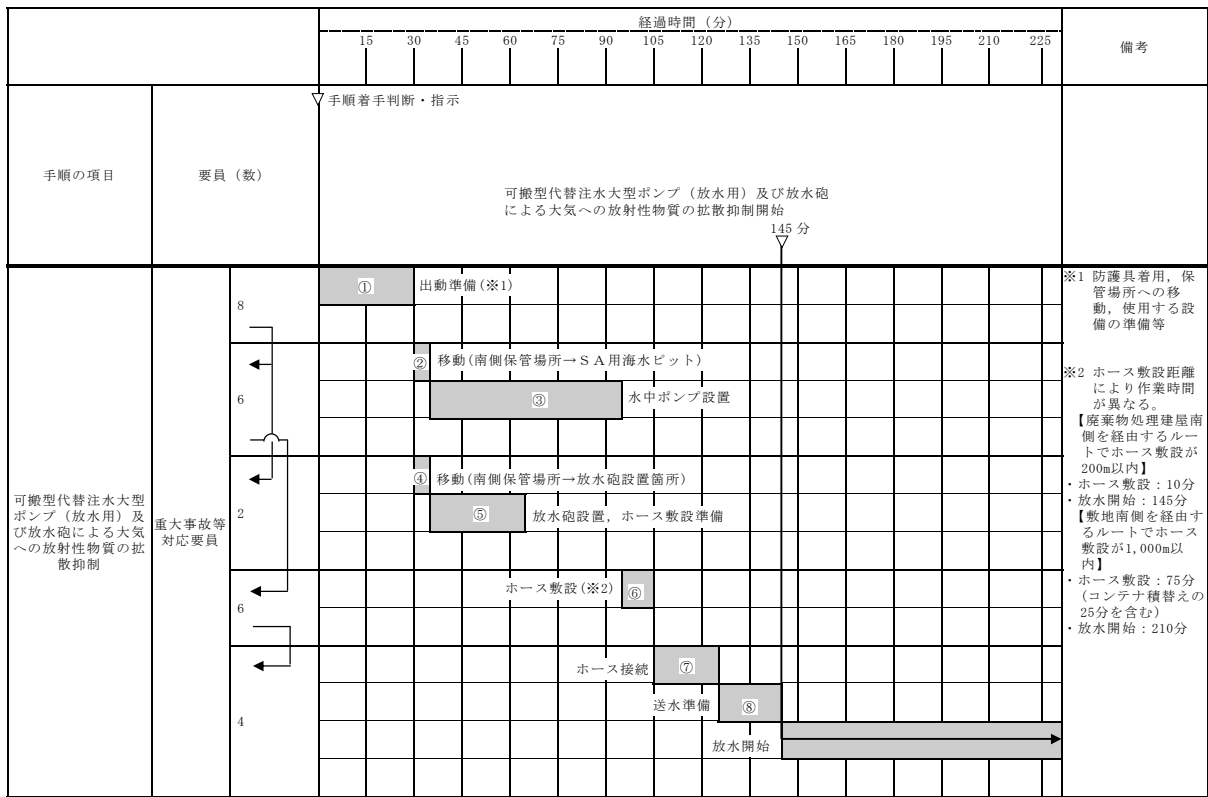


図1 大気への放射性物質の拡散抑制 タイムチャート（145分ケース）

図1に示す作業の想定時間は表1のとおりである。

表 1 個別作業の概要及び想定時間

(ホース敷設距離を最短ルートである 200m※とした場合)

	作業名	想定時間	備考
①	出動準備	30 分	a. 防護具着用：13 分（訓練実績） b. 緊急時対策所から南側保管場所までの移動距離は約 300m で、徒歩での移動速度を 4km/h と想定している。 $0.3\text{km} \div 4\text{km/h} = 4.5 \text{分} \div 5 \text{分}$ c. 車両使用前点検：10 分（想定） $a + b + c = 28 \text{分} \div 30 \text{分}$
②	移動	5 分	南側保管場所から廃棄物処理建屋南側を経由して取水箇所（SA用海水ピット）までの移動距離は約 700m で、車両の移動速度は 10km/h と想定している。 $0.7\text{km} \div 10\text{km/h} = 4.2 \text{分} \div 5 \text{分}$ 移動する車両は 2 台 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）：1 台 ・ホース展張車（放水用）：1 台
③	水中ポンプ設置	60 分 (6 名)	6 名の作業内容 図 2 水中ポンプ設置のタイムチャート参照
④	移動	5 分	南側保管場所から放水砲設置位置（原子炉建屋南側）までの移動距離は約 600m で、車両の移動速度は 10km/h と想定している。 $0.6\text{km} \div 10\text{km/h} = 3.6 \text{分} \div 5 \text{分}$ 移動する車両は 1 台 ・放水砲／泡消火薬剤運搬車：1 台
⑤	放水砲設置， ホース敷設準備	25 分 (2 名)	a. 放水砲設置：5 分（訓練実績） b. 放水砲設置位置から取水箇所までの移動距離は約 200m で、車両の移動速度は 10km/h と想定している。 $0.2\text{km} \div 10\text{km/h} = 1.2 \text{分} \div 5 \text{分}$ c. ホース敷設準備：5 分（訓練実績） $a + b + c = 15 \text{分}$ a, c の作業については過度な気象条件下での作業効率低下（20%）をそれぞれ考慮し $a' : 5 \text{分} \times 1.2 = 6 \text{分} \div 10 \text{分}$ $c' : 5 \text{分} \times 1.2 = 6 \text{分} \div 10 \text{分}$ よって、 $a' + b + c' = 25 \text{分}$
⑥	ホース敷設	10 分 (6 名) [200m 分]	6 名の内訳 ・指揮者：1 名 ・ホース展張車（放水用）運転：1 名 ・ホース敷設：4 名（ホースの敷設状況（ねじれ等のないこと等）の確認・調整） ホース敷設の訓練実績：100m/5 分 身体的に負担の掛かる作業ではないため、過度な気象条件下での作業効率低下（20%）は考慮しない。 $200\text{m} \div (100\text{m} / 5 \text{分}) = 10 \text{分}$
⑦	ホース接続	20 分 (4 名)	ホース接続の訓練実績：15 分 過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し、 $15 \text{分} \times 1.2 = 18 \text{分} \div 20 \text{分}$
⑧	送水準備	20 分 (4 名)	訓練実績より a. ホース接続確認：10 分 b. ホース水張り：10 分 身体的に負担の掛かる作業ではないため、過度な気象条件下での作業効率低下（20%）は考慮しない。 $a + b = 20 \text{分}$

※ 最短ルート（200m）は、水源を SA 用海水ピット，放水砲設置位置を原子炉建屋南側エリアとし，廃棄物処理建屋南側を経由した場合の敷設距離

項目	対応要員	経過時間 (分)					
		10	20	30	40	50	60
水中ポンプ設置	ポンプ車の準備 (取水ホース用意, 吸込側ホース架台設置, クレーン準備等) (※1)	■					
	水中ポンプ引出 (1 個目) (※2)		■				
	S A用海水ピット蓋開放 (1 個目)		■				
	水中ポンプ投入 (1 個目) (※3)			■			
	水中ポンプ引出 (2 個目) (※2)				■		
	S A用海水ピット蓋開放 (2 個目)				■		
	水中ポンプ投入 (2 個目) (※3)					■	

- ※1 ポンプ車の準備：5分（訓練実績）
過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し、 $5分 \times 1.2 = 6分 \approx 10分$
- ※2 水中ポンプ引出：10分（訓練実績）
過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し、 $10分 \times 1.2 = 12分 \approx 15分$
- ※3 水中ポンプ投入：5分（訓練実績）
過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し、 $5分 \times 1.2 = 6分 \approx 10分$
- よって、水中ポンプ設置作業は、訓練実績では5分+10分+5分+10分+5分=35分で実施可能であるが、過度な気象条件下での作業効率低下を考慮し、保守的に、60分と想定している。

図2 水中ポンプ設置のタイムチャート

以上のとおり作業時間を想定しており、表1に示す①～⑧作業（④、⑤は除く※）の合計145分と想定している。

- ※ ④と⑤の作業は、図1のとおり、②と③の作業と並行で実施するため合計時間に影響しない。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については、敷設するホースの長さにより作業時間が145分～210分となる。

この点について以下に説明する。

ホースはホース展張車（放水用）1台につき、600m分積載することができる。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制では、このホースを2条引きにして敷設することから、ホース展張車（放水用）1台分で300mのホース敷設ができる。

ホース展張車（放水用）は2台使用できるため、ホース敷設距離が600m以内の場合はホース敷設のみで作業を完了させることができるが、ホース敷設距離が600mを超える場合は、保管場所でホースコンテナを積替える作業が発生する。ホースコンテナ積替えに要する時間は、25分と想定している。

ホース敷設に要する時間は、今までの訓練実績より、100m分の敷設に5分の作業時間を想定している。

防潮堤内の海水取水箇所から原子炉建屋周辺の放水砲設置位置までのホース敷設距離は、複数ルート进行想定（図3参照）すると約200m～約1,000mであり、ホース敷設に要する時間は10分（200m以内）から50分+25分=75分（1,000m以内）となる。

ホース敷設ルートは、そのときの現場の状況で敷設に支障がない場合は、敷設時間が短くなるルートを選択することとしており、実際に要する時間としては145分が基本ケースとなる。

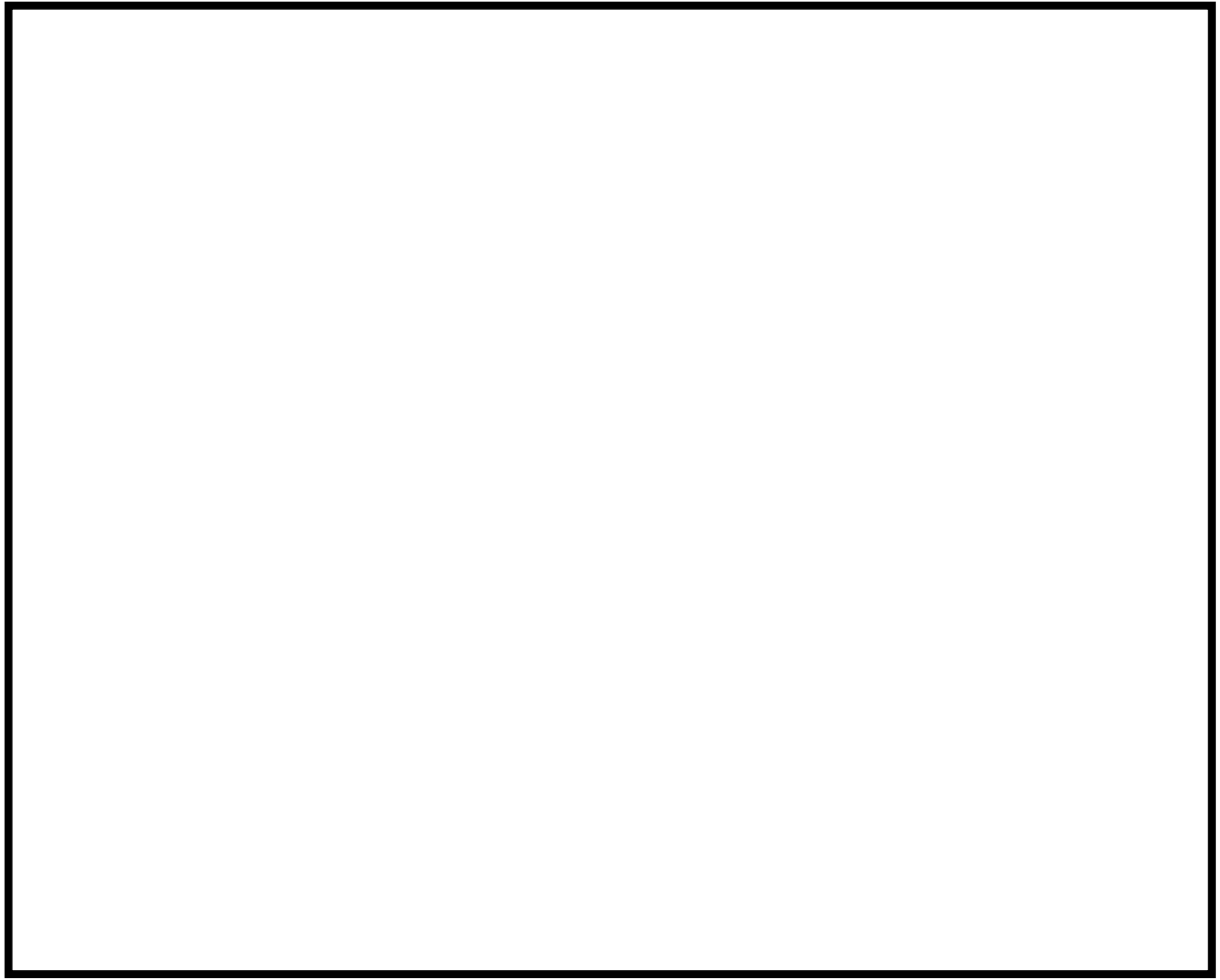


図 3 海水取水箇所と放水砲設置位置間のホース敷設ルート

ホース敷設距離が長い場合（約 1,000m の場合）、全体の作業時間は 210 分となる。（図 4）

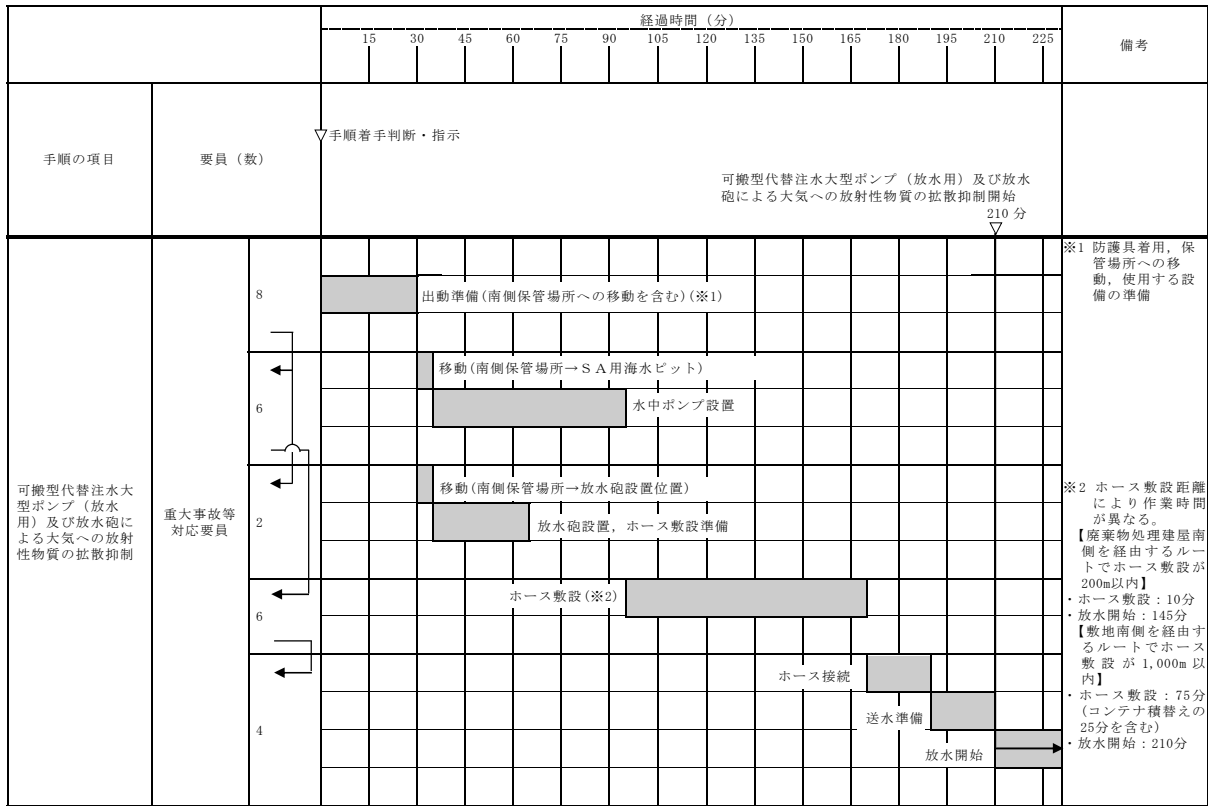


図 4 タイムチャート（ホース敷設距離が約 1,000m のケース）

(2) 今後の作業時間短縮に向けた取り組みについて

現在は本作業にかかる時間を 145 分としているが、今後も

- ・実設備での訓練の習熟による作業時間の短縮
- ・水中ポンプの現場での実証。(東海港で類似のポンプを利用した訓練を繰り返しているが、S A用海水ピットへの設置を想定した場合、水中ポンプ投入箇所の全周に要員を配置できることから、作業効率が上がり、時間短縮が期待できる。)
- ・ホース接続工具の見直し(汎用工具から専用工具へ見直し)によるホース接続時間の短縮。

など、訓練や運用の改善を今後も行うことで作業時間全体の短縮に向けた取り組みを行っていく。

(3) 可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の作業時間と成立性について

可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質拡散抑制の手順は、有効性評価で想定する作業がないことから有効性評価への影響はない。

また、「技術的能力 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」の準備手順着手の判断基準として、「炉心損傷を判断^{※1}した場合において、原子炉注水を高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量等により確認できない場合。」としていることから、放射性物質拡散抑制開始に余裕をもって準備に着手する手順としている。

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

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

放水砲の設置位置及び使用方法等について

1. 放水砲による具体的なプラント事故対応

(1) 放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への消火活動の具体的な対応例

a. 放水砲の使用の判断

次のいずれかに該当する場合又はそのおそれがある場合は，放水砲を使用する。

- ・原子炉格納容器への注水及びスプレイが低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量により確認できず，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力の上昇が確認され，原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合
- ・原子炉建屋水素濃度が 2vol% に到達した場合，原子炉格納容器内の水素排出のため格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントによる水素排出ができず，原子炉建屋水素濃度の上昇が継続することにより，ブローアウトパネルを開放する場合
- ・代替燃料プール注水系による使用済燃料プールスプレイが実施できない場合，又は使用済燃料プールスプレイを実施しても水位が維持できない場合
- ・プラントの異常によるモニタリング・ポスト等の指示値の有意な変動の確認により，原子炉格納容器及び原子炉建屋の破損があると判断した場合
- ・航空機燃料火災が発生した場合

b. 放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として、大気への放射性物質の拡散抑制の場合はあらかじめ設置位置候補を複数想定しているが、現場からの情報（風向き、損傷位置（高さ、方位））等を勘案し、災害対策本部長が総合的に判断して、適切な位置からの放水を重大事故等対応要員へ指示する。

また、消火活動の場合は、火災の状況（アクセスルート含む）等を勘案し、設置位置を確保したうえで、適切な位置から放水する。

c. 放水砲の設置位置と原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）への放水可能性

前述のとおり、放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建屋中心から約 80m の範囲内に放水砲を仰角 65°（泡消火放水の場合は、原子炉建屋中心から約 50m の範囲内に放水砲を仰角 75°）で設置すれば、原子炉建屋トップ（屋根トラス）まで放水することができることから、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへの放水は十分に可能である。

また、海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに、ホースの敷設ルートについても、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数の敷設ルートを確保し、複数のアクセスルートを想定した手順及び設備構成とする。

なお、大気への放射性物質の拡散抑制の場合は、放射性物質を含む汚染水が一般排水路を通過して雨水排水路集水枳から海へ流れることを想定し、汚濁防止膜を設置することにより海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

2. 放水砲の設置位置について

(1) 海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合

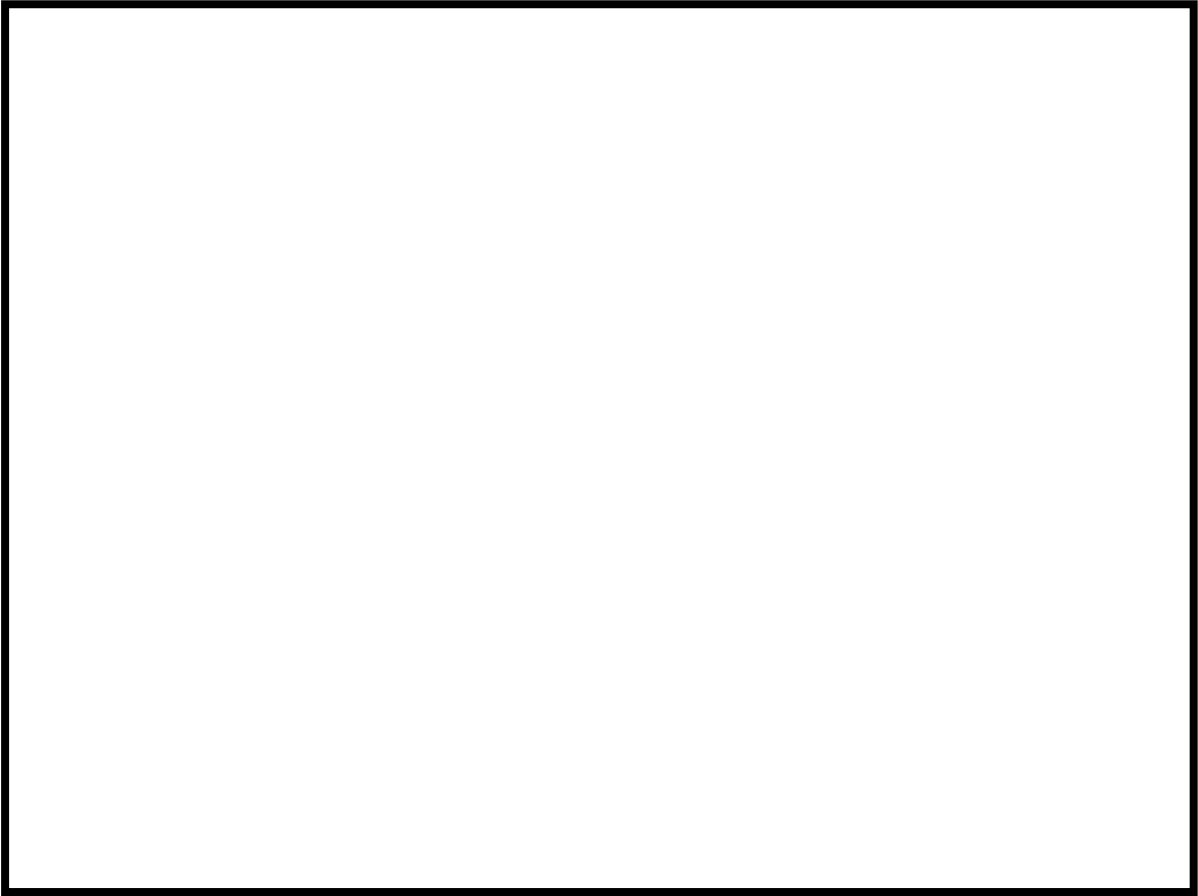


図 1 放水砲設置位置（海水放水の場合）

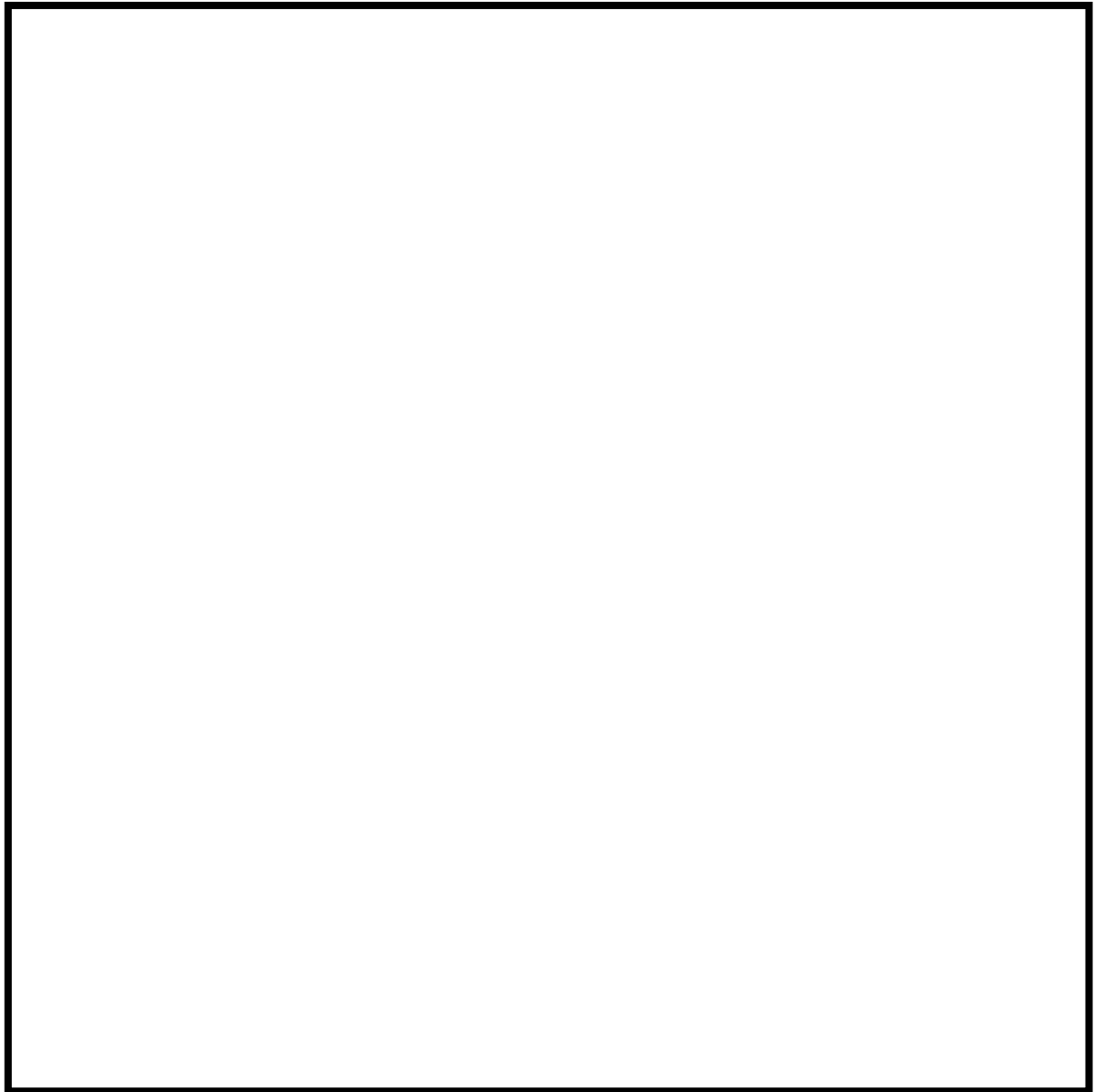


図 2 射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置 A からの場合）



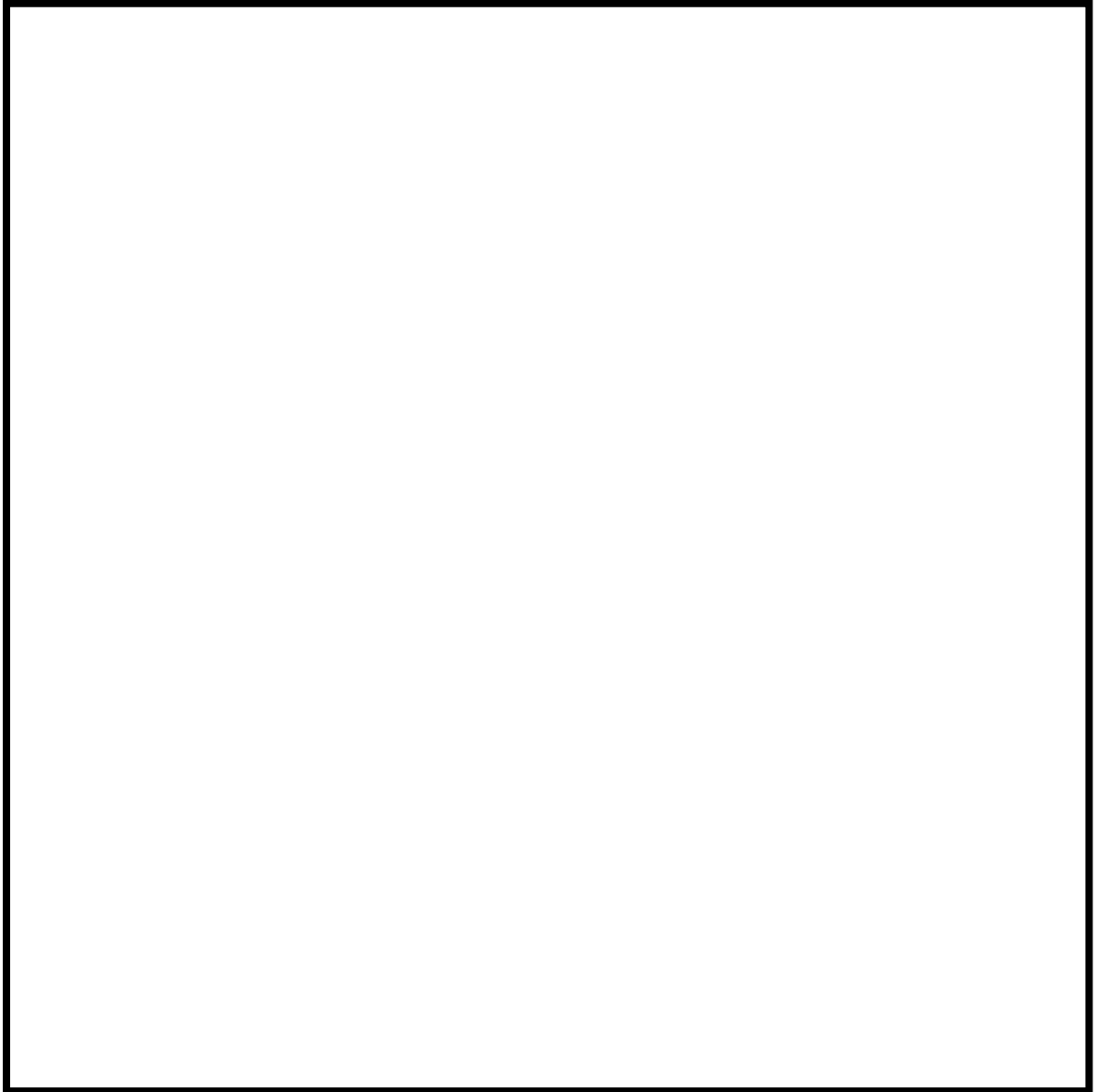


図 3 射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置 B からの場合）



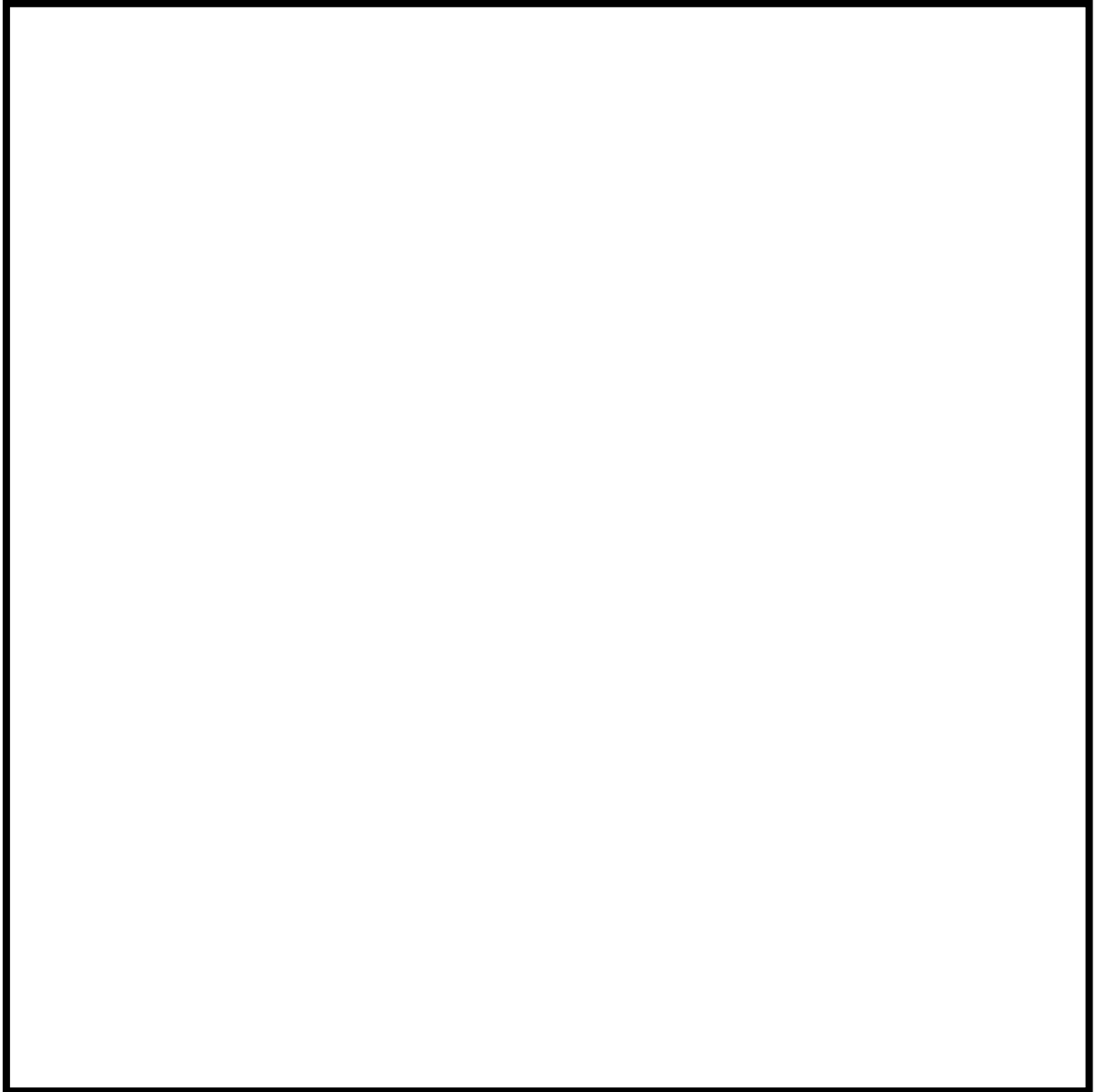


図 4 射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置 C からの場合）



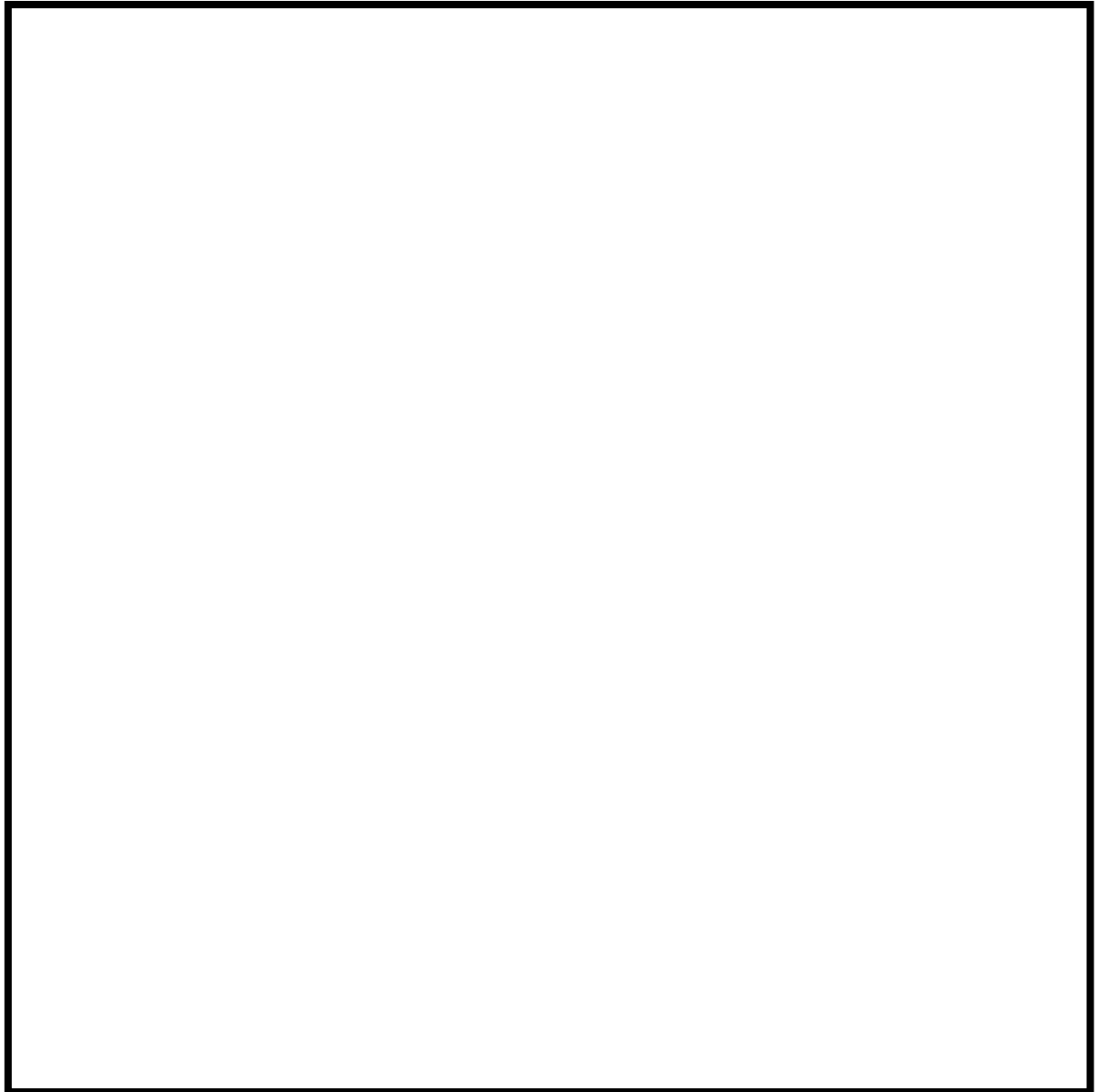


図 5 射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Dからの場合）



(2) 泡消火放水（航空機燃料火災）の場合



図 6 放水砲設置位置（泡消火放水の場合）

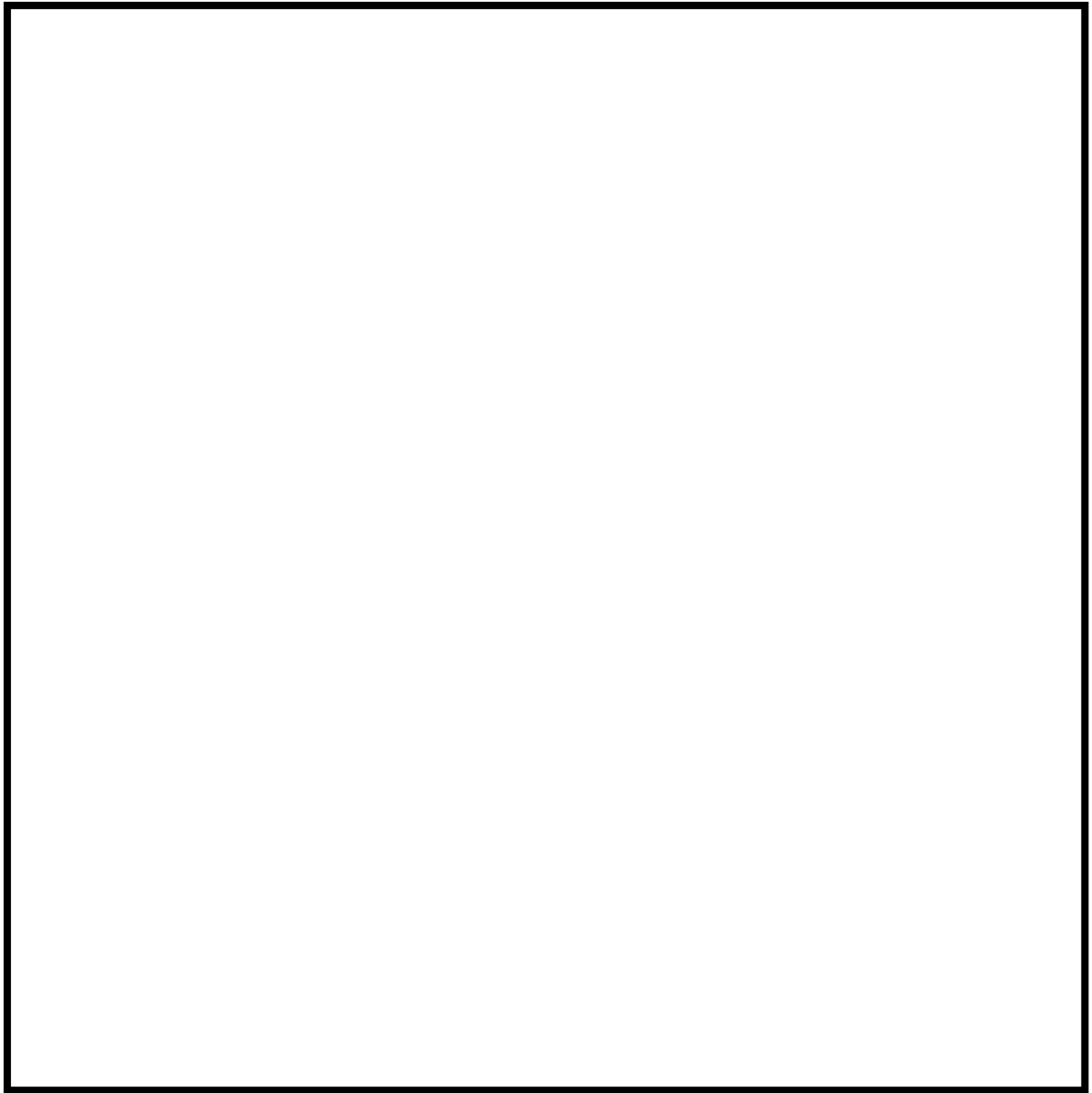


図7 射程と射高の関係（泡消火放水，放水砲設置位置Eからの場合）



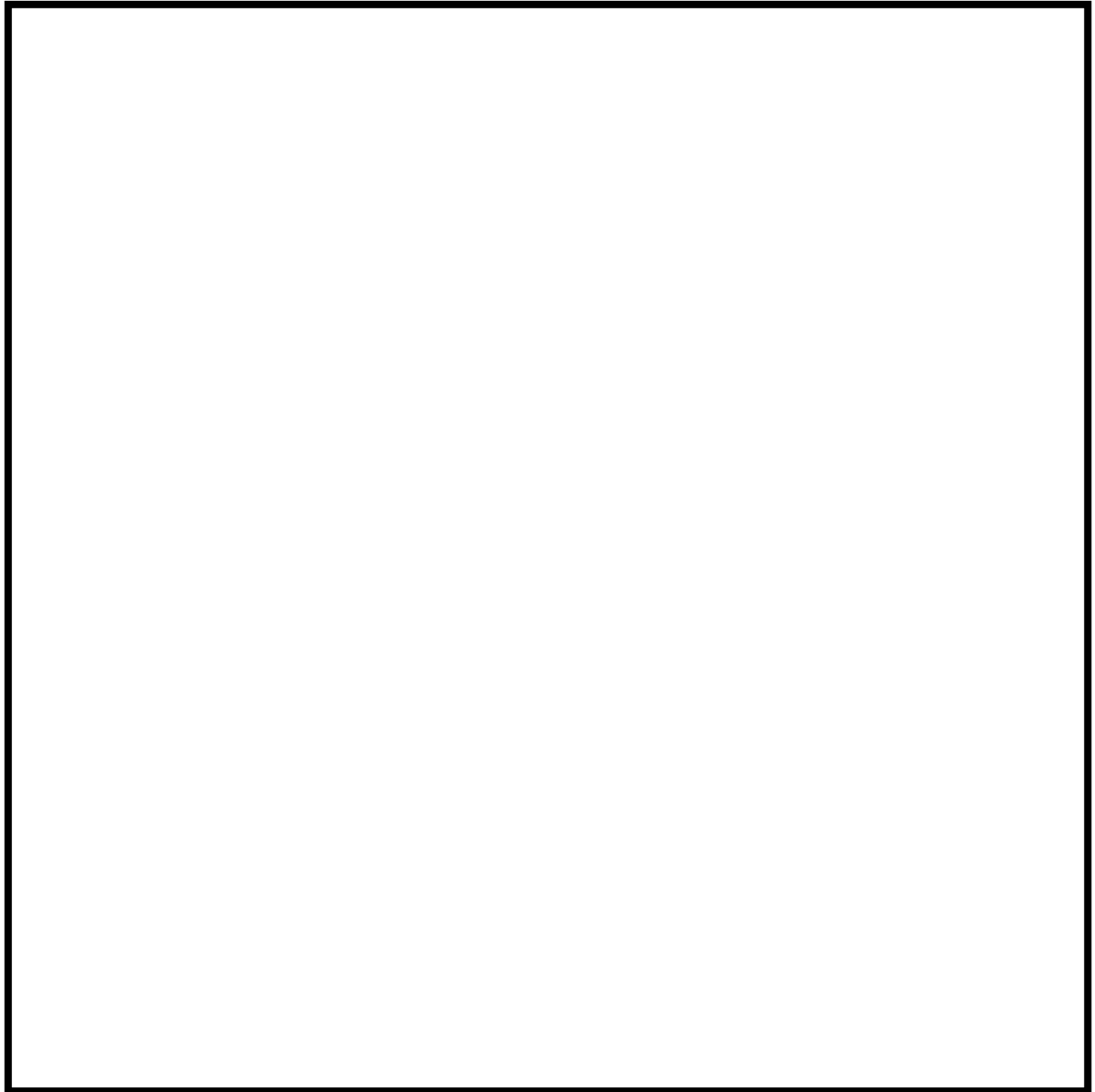


図 8 射程と射高の関係（泡消火放水，放水砲設置位置 F からの場合）



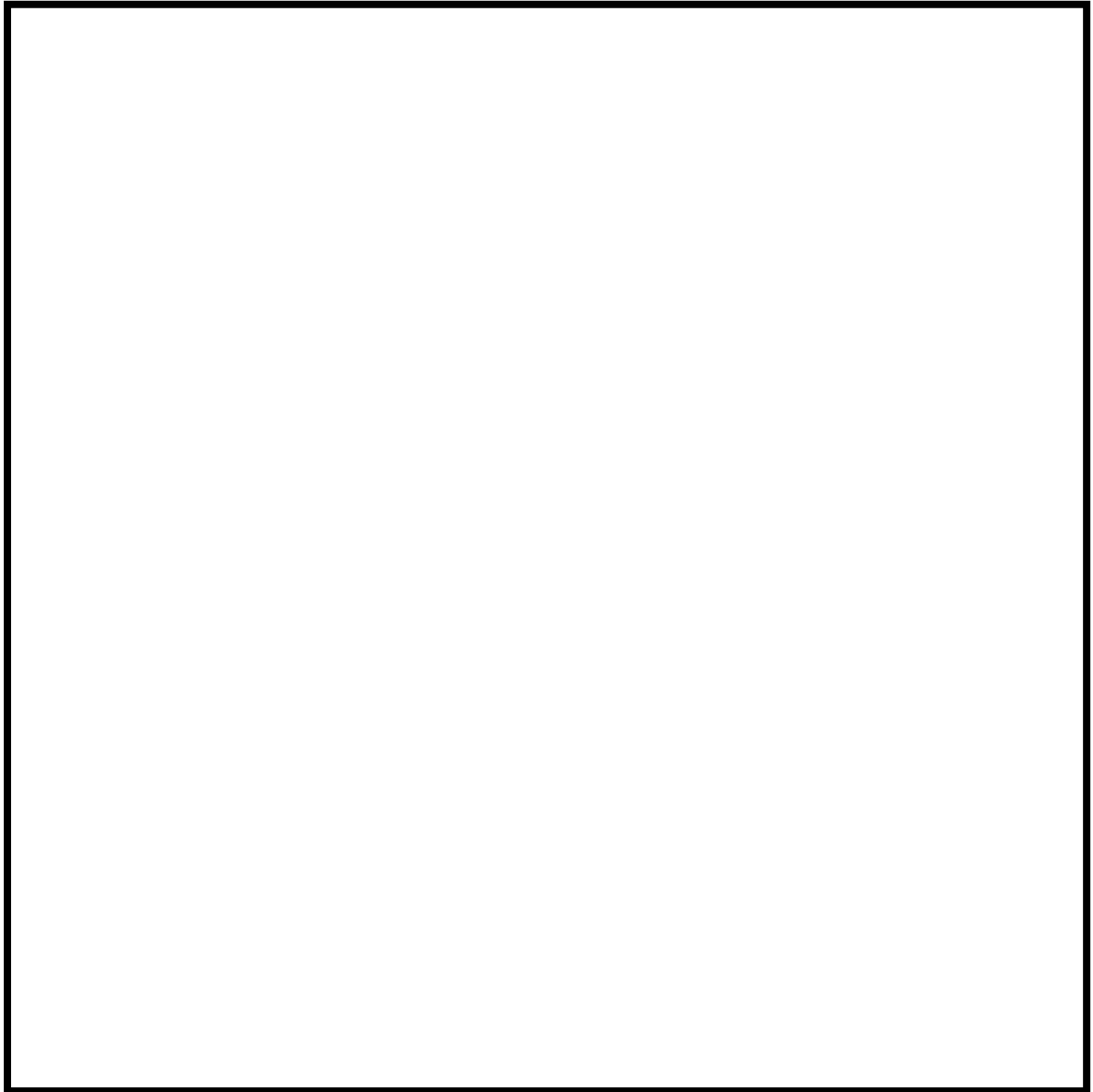


図9 射程と射高の関係（泡消火放水，放水砲設置位置Gからの場合）



3. 放水砲の放射方法について

放水砲の放射方法としては、噴射ノズルを調整することで直状放射と噴霧放射の切替えが可能であり、直状放射はより遠くまで放水できるが、噴霧放射は直状放射よりも、より細かい水滴径が期待できる。

放射性プルーム放出時には、放水砲により放水した水により、放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質が除去されることが期待できるが、微粒子状の放射性物質の粒子径は、 $0.1\mu\text{m}\sim 0.5\mu\text{m}$ と考えられ、この粒子径の微粒子の水滴による除去機構は、水滴と微粒子の慣性衝突作用（水滴径 $0.3\text{mm}\phi$ 前後で最も衝突作用が大きくなる）によるものであり、噴霧放射を活用することで、その衝突作用に期待できる。また、水滴と微粒子の相対速度を大きくし、水の流量を大きくすることで、除去効果の増大が期待できる。

従って、プルーム放出時の放水砲の放射方法としては、以下のとおりとする。

- (1) 原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が確認できる場合

原子炉建屋損壊部に向けて放水し、噴射ノズルを調整することにより噴霧放射で損壊箇所を最大限覆うことができるように放射する。

- (2) 原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が不明な場合

原子炉建屋の中央に向けて放水する。

なお、直状放射でしか届かない場合においても、到達点では霧状になっていることから（図 10 参照）、放射性物質の除去に期待できる。



全景



到達点での状態

図 10 直状放射による放水（放水訓練）

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による放水開始の判断基準のうち「プラントの異常によるモニタリング・ポスト等の指示値の有意な変動の確認により、原子炉格納容器及び原子炉建屋の破損があると判断した場合」に

ついて

1. 放水開始の判断基準

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順において、放水開始の判断基準の一つとして、以下を挙げている。

- ・プラントの異常によるモニタリング・ポスト等の指示値の有意な変動の確認により、原子炉格納容器及び原子炉建屋の破損があると判断した場合

以下に、この判断基準の補足説明を示す。

2. 「モニタリング・ポスト等の指示値の有意な変動」の考え方

技術的能力 1.18（緊急時対策所の居住性等に関する手順等）における緊急時対策所の加圧操作着手の判断基準のうち、「緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリング・ポストが重大事故により指示値が 20mSv/h となった場合」と同等又はそれを上回る状況を想定する。

ガンマカメラ又はサーモカメラによる大気への放射性物質の
拡散抑制効果の確認

1. 操作概要

重大事故等により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散抑制を行う際、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質を検出し、大気への放射性物質の拡散抑制効果を確認する。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安* : 15分（手順着手から 225分）

※所要時間目安は、模擬により算定した時間

4. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。

また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は

放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業性：ガンマカメラ又はサーモカメラの設置は，市販の三脚を利用して原子炉建屋が見通せる箇所に設置するだけの作業であり，容易に実施可能である。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。

汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

1. 操作概要

重大事故等により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散抑制を行う際、放射性物質を含む汚染水が流出する雨水排水路集水榭－1～9及び放水路－A～C（計12箇所）に、汚濁防止膜を2重に設置する。（放水した汚染水が直接流れ込む雨水排水路集水榭－8及び放水路－A～Cの4箇所を優先的に設置する）

2. 作業場所

屋外（汚濁防止膜保管場所、雨水排水路集水榭－1～9及び放水路－A～C）

3. 必要要員数及び操作時間

(1) 雨水排水路集水榭－8

必要要員数 : 5名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間 : 要求はない

所要時間目安※ : 55分

※所要時間目安は、模擬により算定した時間

(2) 放水路－A～C

必要要員数 : 7名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間 : 要求はない

所要時間目安※ : 135分（手順着手から190分）

※所要時間目安は、模擬により算定した時間

(3) 雨水排水路集水桝－1～7, 9

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※ : 170分（手順着手から360分（6時間））

※所要時間目安は、模擬により算定した時間

4. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。

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

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。

また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

万一、地震発生後に地下埋設構造物の浮き上がり等により、車両による運搬が困難となる場合は、構造物を乗り越えるための作業台を設置することで人力による運搬が可能である。

作業性：汚濁防止膜の積込み、運搬等には汚濁防止膜運搬車を使用することで、複数の汚濁防止膜を効率的に運搬できる。

汚濁防止膜の設置準備は、カーテン部を結束しているロープを外し、両端に固定用ロープを接続するだけの作業であり、容易に準備可能である。また、汚濁防止膜設置も陸上から人力によ

る作業で展開する容易な作業である。

作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。



汚濁防止膜 梱包状態 (例)



汚濁防止膜 展開状態 (例)

放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

1. 操作概要

重大事故等により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散抑制を行う際、放射性物質を含む汚染水が流出する雨水排水路集水桝－1～10（計10箇所）に、放射性物質吸着材を設置する。

2. 作業場所

屋外（放射性物質吸着材保管場所及び雨水排水路集水桝－1～10）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安※ : 15時間（手順着手から21時間）

※所要時間目安は、模擬により算定した時間

4. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。

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

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

万一，地震発生後に地下埋設構造物の浮き上がり等により，車両による運搬が困難となる場合は，構造物を乗り越えるための作業台を設置することで人力による運搬が可能である。

作業性：放射性物質吸着材の運搬，積み降ろし作業には汚濁防止膜運搬車を使用することで，重量物である放射性物質吸着材を効率的に運搬できる。

放射性物質吸着材の設置は，20kg程度の放射性物質吸着材を網目状の袋に詰めたものを，人力で雨水排水路集水柵に投入するため容易に設置可能。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。



放射性物質吸着材

化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置

1. 操作概要

航空機燃料火災状況を確認し，安全距離を確保した場所に化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）を配置し，取水箇所（消火栓（原水タンク）又は防火水槽）から吸水する。続いて化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を起動し，初期対応における延焼防止処置を実施する。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，取水箇所（消火栓（原水タンク）又は防火水槽）周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 9名（自衛消防隊）

所要時間目安 : 20分

4. 操作の成立性について

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

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業性：消防車からのホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に操作可能である。

作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。



化学消防自動車



射程と射高の関係

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器
（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火

1. 操作概要

航空機燃料火災に対する泡消火を行える場所に放水砲を配置するとともに、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を海水取水箇所（S A用海水ピット）周辺に配備し、水中ポンプにホースを取り付け海水取水箇所へ設置する。

放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）を設置し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）から泡混合器、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び放水砲まで送水するためのホース等を設置、接続する。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行った後に泡混合器を起動し、放水砲操作により火災発生場所へ向けて泡消火を開始する。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺、海水取水箇所（S A用海水ピット）周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間 : 要求はない

所要時間目安※ : 210分（ホース約1,000mを敷設した場合の時間であり、敷設長さによって変わる）

※所要時間目安は、模擬により算定した時間

4. 操作の成立性について

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

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業性：可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）からのホースの接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

作業エリア周辺には，作業に支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，緊急時対策所及び中央制御室との連絡が可能である。

放水設備における泡消火薬剤の設定根拠について

泡消火薬剤の容量については、空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている国際民間航空機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下、「空港業務マニュアル」という。）を基に設定する。

空港業務マニュアルでは離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており、航空機燃料火災への対応としては、空港業務マニュアルで最大となるカテゴリー10を適用する。また、使用する泡消火薬剤は1%水成膜泡消火薬剤であり、空港業務マニュアルでは性能レベルBに該当する。

空港カテゴリー10かつ性能レベルBの泡消火薬剤に要求される混合泡溶液の放射量は $11,200\text{L}/\text{min}$ ($672\text{m}^3/\text{h}$) であり、発泡のために必要な水の量は $32,300\text{L}$ (32.3m^3) と定められている。

以上より、必要な泡消火薬剤の量は $32,300\text{L} \times 1\% = 323\text{L}$ (0.323m^3) である。消火活動時間としては、 $(32,300 + 323)\text{L} \div 11,200\text{L}/\text{min} \doteq 3\text{min}$ となる。

また、空港業務マニュアルでは2倍の泡消火薬剤の量 $323\text{L} \times 2 = 646\text{L}$ (0.646m^3) を保有することが規定されている。

なお、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災においては、燃料の漏えいが拡大する可能性があることから、泡消火薬剤の保有量は上記の規定量に余裕を考慮し、放射量 $11,200\text{L}/\text{min}$ ($672\text{m}^3/\text{h}$) を上回る $22,300\text{L}/\text{min}$ ($1,338\text{m}^3/\text{h}$) で約20分間放射できる量 (5m^3) を保有している。

以下に、空港業務マニュアルの規定に対する放水設備の仕様を示す。

空港業務マニュアルの規定		放水設備の仕様
水の量	32,300L (0.323m ³)	海を水源とする
混合泡溶液の放射量	11,200L/min (673m ³ /h)	1,380m ³ /h (可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) : 公称値)
泡消火薬剤の保有量	0.646m ³	5m ³
消火活動時間	約 3 分×2 (673m ³ /h において)	約 20 分 (1,338m ³ /h において)

消火設備の消火性能について

1. 化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車

(1) 消火設備概要

化学消防自動車は、消防法に基づく動力消防ポンプ（A-1級）であり、水源から消火用水を吸い込み、消火用水を放水する消火設備である。車両に水槽及び泡消火薬剤槽を有しており、泡消火が可能である。また、車両として移動できることから機動性が高い。図1に化学消防自動車の外観を示す。

射程距離は、約42m（1.0MPa-670L/min（1.0MPa-40.2m³/h）；放水銃使用時）の能力を有しており、火災に対して離れた位置から消火活動が可能である。図2に射程と射高の関係、図3に射程と圧力及び流量の関係を示す。

化学消防自動車から水源までのホース展張距離が長くなり、筒先からの放水圧力の確保が困難な場合（消防ホース15本を超える場合^{※1}）には、水源付近に水槽付消防ポンプ自動車を配置し、化学消防自動車へ送水する。

※1 T.P.+8mと敷地内で最も高いT.P.+25mとの高低差を考慮しても化学消防自動車1台で消防ホース15本までの放水が可能



図1 化学消防自動車



図 2 射程と射高の関係

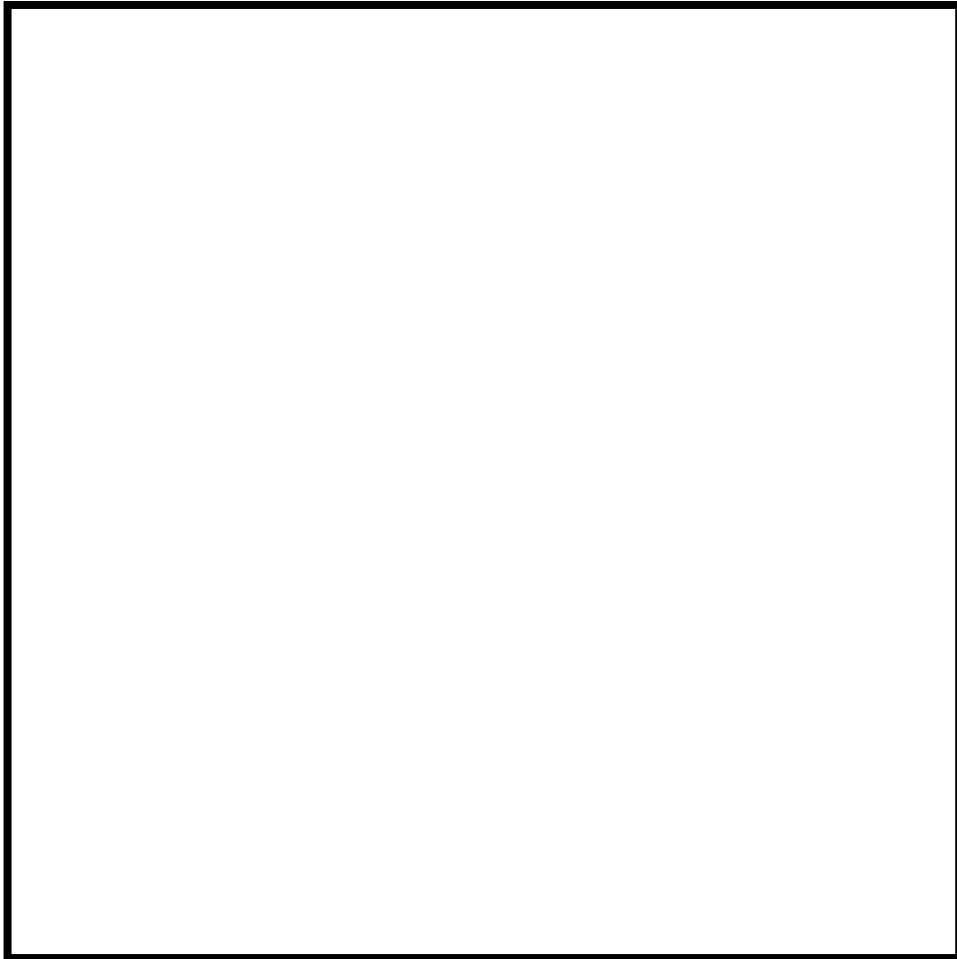


図 3 射程と圧力及び流量の関係

(2) 消火性能

消火用水を放出する際に消火用水と泡消火薬剤を混合することにより、泡消火用水として放水することが可能であり、油火災に対応することができる。

化学消防自動車は、大型航空機衝突時に想定される航空機燃料の飛散による路面火災に加え、衝突時に想定される飛散物による一定の範囲内にある油タンク、変圧器、車両等の火災についても消火活動を実施することができる。

なお、化学消防自動車によって約1時間（1.0MPa—670L/min（1.0MPa—40.2m³/h）；放水銃使用時）の消火活動を実施する場合、泡消火薬剤は約1.2m³ ※²必要となる。

化学消防自動車（A—1級）は泡消火薬剤を貯蔵するタンクの容量が0.3m³あるが、これとは別に1.2m³を泡消火薬剤容器（消防車用）60個 ※³にて保管し、化学消防自動車使用時に適宜タンク内へ泡消火薬剤容器（消防車用）の泡消火薬剤を補給することによって、約1時間の消火活動が可能となる。

※² 化学消防自動車で使用する泡消火薬剤は3%たん白泡消火薬剤

※³ 泡消火薬剤容器（消防車用）1個の容量は20L（0.02m³）

2. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲

(1) 消火設備概要

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、大容量の動力ポンプであり、車両に搭載された水中ポンプを水源に投入し、消火用水を消火活動場所に設置された放水砲まで送水する消火設備である。放水砲は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の送水先のホース先端に設置し、高所かつ数十メ

ートル離れた地点へ放水可能な消火設備である。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）へ泡消火薬剤を接続することにより泡消火が可能である。また、車両として移動できることから機動性が高い。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲について、外観図を図4に、射程と射高の関係を図5に示す。射程及び射高距離は、敷地内で最も高い原子炉建屋（トップ T.P. - グランド T.P.（放水砲設置位置） = T.P. + 63.855m - T.P. + 8.0m = 55.855m）に対して、射程約 50m、射高（原子炉建屋トップ）約 56m 以上（1.0MPa - 1,338m³/h）の能力を有しており、火災に対して高所かつ離れた距離からの消火活動が可能である。放水砲は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放水を実施する。

水源は、海水取水箇所となるが、車両が直接水源に寄り付かなくとも車両搭載の水中ポンプのみを水源場所まで移動することが可能である。



図4 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲

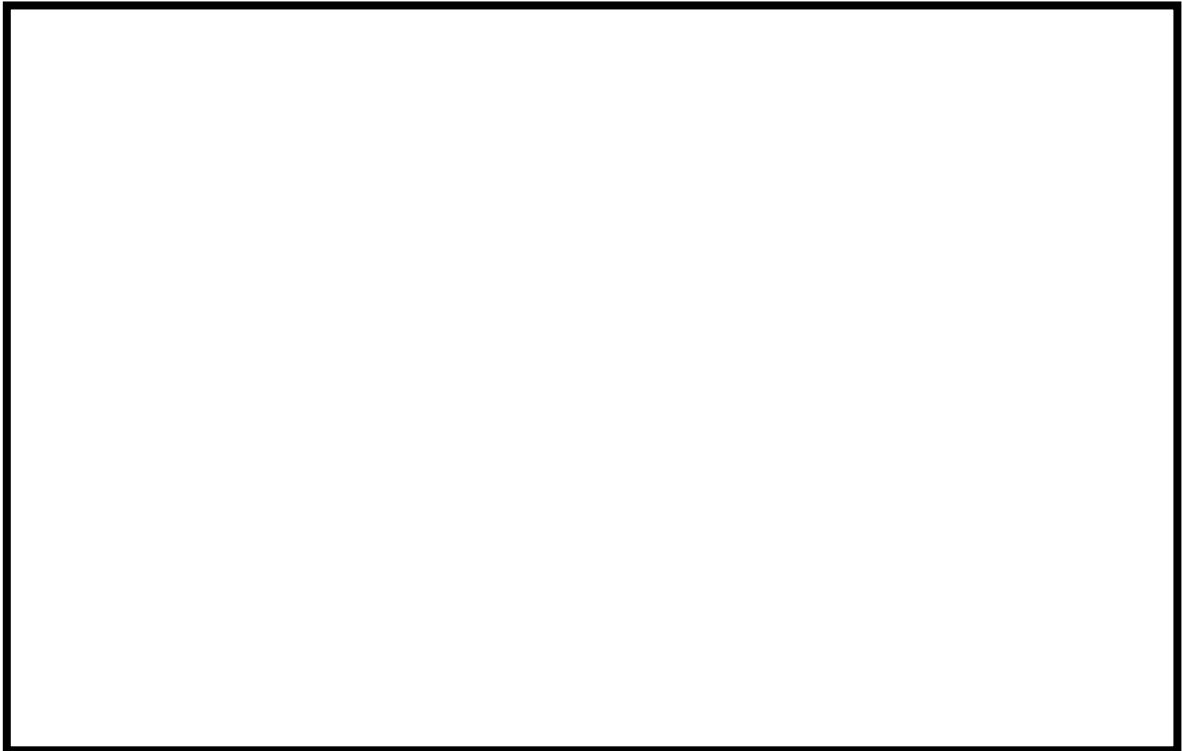


図5 射程と射高の関係^{※4}（泡消火放水（航空機燃料火災）の場合）

※4 本曲線は、実放射計測のデータから割り出した理論値（平均値）であり、射程は無風時を想定している。

(2) 消火性能

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、消火用水を放水砲へ送水する際、泡混合器を介して泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）を接続することにより、泡消火用水として放水することが可能であり、油火災に対応することができる。泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）は泡消火薬剤運搬車にて泡混合器へ供給する。

泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）1個で1%水成膜泡消火薬剤を 1m^3 貯蔵ことができ、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）5個を使用することにより、約20分間の消火活動が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲を用いた消火活動は、大型航空機衝突時に想定される航空機燃料の飛散による建屋火災等について、

射程，射高の能力が高いことから原子炉建屋トップへの消火活動を実施することができる。

手順のリンク先について

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ついて、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.12.2.3 その他の手順項目について考慮する手順
 - ・原子炉建屋からの水素の排出に関する手順

<リンク先>大規模損壊 別冊 I 5.(4) 原子炉建屋からの水素の排出
手順

2. 1.12.2.3 その他の手順項目について考慮する手順
 - ・使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

<リンク先>1.11.2.2(1) 使用済燃料プールのスプレイ

3. 1.12.2.3 その他の手順項目について考慮する手順
 - ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等の車両への燃料補給に関する手順

<リンク先>1.14.2.4(2) タンクローリから各機器への給油

4. 1.12.2.3 その他の手順項目について考慮する手順
 - ・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(1) 計器故障時の手順

1.15.2.1(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の
手順

- 1. 15. 2. 2(1) a. 所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電
- 1. 15. 2. 2(1) b. 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の給電
- 1. 15. 2. 2(1) c. 可搬型代替直流電源設備からの給電
- 1. 15. 2. 2(1) d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

5. 1. 12. 2. 3 その他の手順項目について考慮する手順

- ・原子炉建屋周辺の線量を確認する手順

- <リンク先>
- 1. 17. 2. 1(1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定
 - 1. 17. 2. 1(2) 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定
 - 1. 17. 2. 1(3) 放射能観測車による放射性物質の濃度の測定
 - 1. 17. 2. 1(4) 可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定
 - 1. 17. 2. 1(5) a. 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順

< 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) 代替淡水貯槽を水源とした対応手段と設備
 - (b) サプレッション・プールを水源とした対応手段と設備
 - (c) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手段と設備
 - (d) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手段と設備
 - (e) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備
 - (f) 淡水タンク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) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段と設備
 - (b) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手段と設備
 - (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - c. 水源の切替え
 - (a) 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) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）
 - a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
 - b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - c. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - d. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ
- (2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）
 - a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
 - b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
 - c. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給
 - e. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - f. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ
- (3) サプレッション・プールを水源とした対応手順
 - a. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水
 - b. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
 - c. 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
 - d. サプレッション・プール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) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手順
- a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水
 - b. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
 - c. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給
 - e. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - f. 西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水
- (5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順
- a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
 - b. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - c. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - d. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水
- (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順
- a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水
 - b. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の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原子炉格納容器下部への注水

e. 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

(7) 淡水タンクを水源とした対応手順

a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

b. 淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

(8) 海を水源とした対応手順

a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

b. 海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水

c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

d. 海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

e. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

f. 海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保

g. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送

h. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

j. 海を水源とした2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保

k. 海を水源とした2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水

l. 海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

(9) 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压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) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順

a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

(2) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順

a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）

1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順

(1) 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

a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切替え

b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え

(2) 淡水から海水への切替え

a. 代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え

b. 西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え

(3) 外部水源から内部水源への切替え

a. 外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サブプレッション・プール）への切替え

1.13.2.4 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

1.13.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料 1.13.1 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. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
2. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水
3. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水
4. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
5. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給
6. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給
7. 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
8. 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 水源から必要な箇所への給水経路

添付資料 1.13.6 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、サプレッション・プールである。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・プールを設置する。

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・プールを設置する。

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、フィルタ装置スクラビング水補給、代替循環冷却系による除熱、原子炉格納容器下部への注水及び使用済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他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。

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

備。

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

（添付資料 1.13.1, 1.13.2, 1.13.3）

(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・プールの故障を想定する。

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) 代替淡水貯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代替淡水貯槽を利用する。

重大事故等時において，サプレッション・プールを水源として利用できない場合は，代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用い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を行う手段がある。

また、代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーを行う手段がある。

その他に、代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプを用いたフィルタ装置スクラビング水補給を行う手段がある。

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溶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。

代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の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。

- i) 低圧代替注水系（常設）
 - ・代替淡水貯槽
 - ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ii) 低圧代替注水系（可搬型）
 - ・代替淡水貯槽
 - ・可搬型代替注水大型ポンプ

代替淡水貯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。

- i) 代替格納容器スプレー冷却系（常設）
 - ・代替淡水貯槽
 - ・常設低圧代替注水系ポンプ

ii) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・フィルタ装置

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

i) 格納容器下部注水系（常設）

- ・代替淡水貯槽
- ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ・コリウムシールド

ii) 格納容器下部注水系（可搬型）

- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・コリウムシールド

代替淡水貯槽を水源とした使用済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。

i) 代替燃料プール注水系（常設）

- ・代替淡水貯槽
- ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ・常設スプレイヘッド

ii) 代替燃料プール注水系（可搬型）

- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・常設スプレイヘッド
- ・可搬型スプレイノズル

なお、上記代替淡水貯槽を水源とした対応手段は、淡水だけでなく海水を代替淡水貯槽へ供給することにより、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を補給することが可能である。ただし、代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置へのスクラビング水の補給は、原則淡水のみを利用する。

(b) サプレッション・プール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・プールを利用する。

重大事故等時において、サプレッション・プール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」、「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。

サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の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。

- ・サプレッション・プール
- ・常設高圧代替注水系ポンプ

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ

サブプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ
 低圧時の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。

- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系ポンプ
- ・残留熱除去系ポンプ（海水冷却）
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却）
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・残留熱除去系海水ストレーナ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・緊急用海水ストレーナ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

サブプレッション・プールを水源とした原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系ポンプ
- ・残留熱除去系ポンプ（海水冷却）
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・残留熱除去系海水ストレーナ
- ・緊急用海水ポンプ

- ・ 緊急用海水ストレーナ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

サブプレッション・プール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。

- ・ サプレッション・プール
- ・ 代替循環冷却系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 残留熱除去系海水ストレーナ
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ストレーナ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

(c) 西側淡水貯水設備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西側淡水貯水設備を利用する。

重大事故等時において、サブプレッション・プールを水源として利用できない場合は、西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプを用い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を行う手段がある。

また、西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手段がある。

その他に、西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポン

プを用いたフィルタ装置スクラビング水補給を行う手段がある。

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溶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。

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の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。

- ・西側淡水貯水設備
- ・可搬型代替注水 中型ポンプ

西側淡水貯水設備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。

- ・西側淡水貯水設備
- ・可搬型代替注水 中型ポンプ

西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・西側淡水貯水設備
- ・可搬型代替注水 中型ポンプ
- ・フィルタ装置

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・西側淡水貯水設備
- ・可搬型代替注水 中型ポンプ

- ・ コリウムシールド

西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 西側淡水貯水設備
- ・ 可搬型代替注水 中型ポンプ

なお、上記西側淡水貯水設備を水源とした対応手段は、淡水だけでなく海水を西側淡水貯水設備へ供給することにより、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を補給することが可能である。ただし、西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置へのスクラビング水の補給は、原則淡水のみを利用する。

- (d) ろ過水貯蔵タンク又は多目的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貯蔵タンク又は多目的タンクを利用する。

重大事故等時において、サプレッション・プールを水源として利用できない場合は、ろ過水貯蔵タンク又は多目的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を行う手段がある。

また、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水及び使用済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。

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

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

ろ過水貯蔵タンク又は多目的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。

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

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・多目的タンク
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・コリウムシールド

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

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

(e) 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・プール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及び原子炉格納容器内の冷却を行う手段がある。

また、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水及び使用済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、「1.2 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」、「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。

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の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。

- ・復水貯蔵タンク
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・制御棒駆動水ポンプ

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の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。

- ・復水貯蔵タンク
- ・復水移送ポンプ

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。

- ・復水貯蔵タンク
- ・復水移送ポンプ

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水貯蔵タンク
- ・復水移送ポンプ
- ・コリウムシールド

復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水貯蔵タンク
- ・復水移送ポンプ

(f) 淡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淡水タンクを利用する。

重大事故等時において、淡水タンクを水源として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いたフィルタ装置へのスクラビング水の補給を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」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」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・淡水タンク^{※2}
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ・可搬型代替注水中型ポンプ

- ・フィルタ装置

※2 淡水タンク：多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンクを示す。

(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，サプレッション・プールを水源として利用できない場合は，海水取水箇所（S A用海水ピット）から可搬型代替注水大型ポンプにより海水を取水することで，海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を行う手段がある。

また，海水取水箇所（S A用海水ピット）から可搬型代替注水大型ポンプにより海水を取水することで，海を水源とした原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

その他に，海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保，最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送，大気への放射物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火，2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保，2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水及び代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却を行う手段がある。

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熔融炉

心を冷却するための手順等」，「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」，「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」及び「1.14 電源の確保に関する手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

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。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

海を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ・コリウムシールド

海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレーで使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・常設スプレーヘッド
- ・可搬型スプレーノズル

海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保で使用する設備は以下のとおり。

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

海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送で使用する

る設備は以下のとおり。

i) 緊急用海水系

- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ストレナ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ

ii) 代替残留熱除去系海水系

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ

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。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）
- ・ 放水砲

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。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）
- ・ 放水砲
- ・ 泡混合器
- ・ 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）

海を水源とした 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ
- ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ
- ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機（以下「2 C 非常用ディーゼル発電機」を「2 C D/G」という。）
- ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機（以下「2 D 非常用ディーゼル発電機」を「2 D D/G」という。）
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機」を「HPCS D/G」という。）
- ・ メタルクラッド開閉装置 HPCS（以下「メタルクラッド開閉装置 HPCS」を「M/C HPCS」という。）
- ・ メタルクラッド開閉装置 2 E（以下「メタルクラッド開閉装置 2 E」を「M/C 2 E」という。）

海を水源とした 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（代替 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系又は代替高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系として使用）
- ・ 2 C D/G
- ・ 2 D D/G
- ・ HPCS D/G

海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替燃料プール冷却系ポンプ
- ・代替燃料プール冷却系熱交換器
- ・緊急用海水ポンプ
- ・緊急用海水ストレーナ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替燃料プール冷却系として使用）

(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。

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。

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。

- ・ほう酸水貯蔵タンク
- ・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

「1.13.1(2) a. (a)～1.13.1(2) a. (h)」で述べた水源のうち、代替淡水貯槽、サプレッション・プール、西側淡水貯水設備及びほう酸水貯蔵タンクは、重大事故等対処設備として位置づける。

「1.13.1(2) a. (a)～1.13.1(2) a. (h)」で述べた水を送水する設備のうち、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等対処設備として位置づける。

「1.13.1(2) a. (e)」で述べた復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレー系ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

また、上記以外の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、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.4 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」、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」及び「1.14 電源の確保に関する手順等」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全て網羅されている。

(添付資料 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備により、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量の水を供給することができる。

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

- ・ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク

水を送水する設備である消火系を含め耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合において、重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

- ・復水貯蔵タンク

水を送水する設備である補給水系を含め耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

- ・淡水タンク（多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、重大事故等の収束に必要な水を確保する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) 代替淡水貯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代替淡水貯槽を使用する場合は、西側淡水貯水設備から可搬型代替注水中型ポンプにより、淡水を補給する手段と淡水タンクから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより、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（SA用海水ピット）から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大

型ポンプにより、海水を補給する手段がある。

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 西側淡水貯水設備
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 淡水タンク
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ

海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ

(b) 西側淡水貯水設備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西側淡水貯水設備を使用する場合は、代替淡水貯槽又は淡水タンクから可搬型代替注水大型ポンプにより、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（SA用海水ピット）から可搬型代替注水大型ポンプにより、海水を補給する手段がある。

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡

水貯水設備への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 西側淡水貯水設備
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水

貯水設備への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 淡水タンク
- ・ 西側淡水貯水設備
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備

への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 西側淡水貯水設備
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替淡水貯槽への補給で使用する設備のうち、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等対処設備として位置づける。

西側淡水貯水設備への補給で使用する設備のうち、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備及び可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備により、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づける。あわせて、その理由を示す。

- ・淡水タンク（多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できず、補給に必要な水量が確保できない場合があるが、重大事故等の収束に必要な水を代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補給する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り替える手段がある。

(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である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の第一水源は、サプレッション・プールであるが、サプレッション・プールの枯渇、破損又は水温上昇等により使用できない場合において、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・プールから復水貯蔵タンクへ切り替える手段がある。

なお、水源の切替えにおいては、運転中の原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプ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
- ・サブプレッション・プール

b) 淡水から海水への切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給には淡水を優先して使用する。代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備の枯渇等により、淡水の供給が継続できないおそれがある場合は、海水の供給に切り替える手段がある。

代替淡水貯槽を水源とした低圧代替注水系（常設）による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。

また、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備を水源とした低圧代替注水系（可搬型）による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、あらかじめ可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる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。

代替淡水貯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。

- ・代替淡水貯槽
- ・西側淡水貯水設備
- ・淡水タンク
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・可搬型代替注水中型ポンプ

西側淡水貯水設備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。

- ・西側淡水貯水設備

- ・代替淡水貯槽

- ・淡水タンク

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

(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（代替淡水貯槽）から内部水源（サブプレッション・プール）への供給に切り替えて、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。

- ・代替淡水貯槽

- ・サブプレッション・プール

- ・常設低圧代替注水系ポンプ

- ・代替循環冷却系ポンプ

- ・残留熱除去系熱交換器

- ・残留熱除去系海水ポンプ

- ・残留熱除去系海水ストレーナ

- ・緊急用海水ポンプ

- ・緊急用海水ストレーナ

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

(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、サブプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

淡水から海水への切替えで使用する設備のうち、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等対処設備として位置づける。

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、代替淡水貯槽、サブプレッション・プール、常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナは重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料 1.13.1)

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づける。あわせて、その理由を示す。

- ・復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

- ・淡水タンク（多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できず、補給に必要な水量が確保できない場合があるが、重大事故等の収束に必要な水を代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補給する手段とし

て有効である。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，代替循環冷却系が使用可能であれば，原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器内を除熱する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，運転員等^{※3}及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める（第 1.13—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）。

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

（添付資料 1.13.2）

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) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

重大事故等時、代替淡水貯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、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーを行う手順を整備する。

a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（常設）がある。

なお、低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水手段と同時並行で準備を開始する。

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

本対応は、「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。

リンク先【1.4.2.2(1) a. (a)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.4.2.2(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.2(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.4.2.2(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」にて整備する。

(b) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

本対応は、「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。

リンク先【1.4.2.2(3) a. (a)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.4.2.2(3) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.2(3) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.4.2.2(3) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

- (c) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）
本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.2(1) c.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.8.2.2(1) c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.8.2.2(1) c. 低圧代替注水系（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

操作の成立性については、「1.8.2.2(1) c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、代替格納容器スプレー冷却系（常設）がある。

なお、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉格納容器内の冷却手段は、代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却手段と同時並行で準備を開始する。

(a) 代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.2(1) b. (a)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.6.2.2(1) b. (a) 代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.2(1) b. (a) 代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.6.2.2(1) b. (a) 代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

(b) 代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷

却（炉心損傷後）

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.3(1) b. (a)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.6.2.3(1) b. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.3(1) b. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.6.2.3(1) b. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

c. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系（常設）がある。

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

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

本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.1(1) a.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.8.2.1(1) a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.8.2.1(1) a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.8.2.1(1) a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」にて整備する。

d. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段としては、代替燃料プール注水系（常設）がある。

なお、代替燃料プール注水系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段及び可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへの注水手段は、代替燃料プール注水系（常設）による使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段と同時並行で準備を開始する。

(a) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

本対応は、「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。

リンク先【1.11.2.1(1) a.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.11.2.1(1) a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.11.2.1(1) a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.11.2.1(1) a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」にて整備する。

(b) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

本対応は、「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。

リンク先【1.11.2.2(1) a.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.11.2.2(1) a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.11.2.2(1) a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.11.2.2(1) a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ」にて整備する。

(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

重大事故等時、代替淡水貯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、フィルタ装置スクラビング水補給、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

本手順では、災害対策本部による水源の確保、可搬型代替注水大型ポンプの配置、接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し、接続口から注水等が必要な個所までの操作手順については、「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」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。（対応手順については、1.13.2.1(2) b. ～ 1.13.2.1(2) f. に示す。）

原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイに用いる常設の設備が使用できない場合に，代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口への送水を行う。

また，フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に，代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水を行う。

原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口への送水に使用する水源は，西側淡水貯水設備（淡水）を優先して使用するが，西側淡水貯水設備を水源として使用できない場合は，代替淡水貯槽（淡水）を水源とした注水等を行う。また，代替淡水貯槽への補給において，淡水の補給が枯渇等により継続できないおそれがある場合は，海水を水源とした代替淡水貯槽への補給に切り替えるが，海水を直接代替淡水貯槽へ補給することにより，重大事故等の収束に必要となる水の供給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，可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給は，原則淡水のみとする。なお，代替淡水貯槽への淡水及び海水の補給は，「1.13.2.2(1) a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）」の手順にて実施する。

水源の確保，可搬型代替注水大型ポンプの配置，接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口への送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から接続口までの距離及

び選択する接続口（送水能力）によりホース数量が決定する。

また、接続口の選択は、送水能力がある原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を優先する。原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口が使用できない場合は、高所東側接続口又は高所西側接続口を使用する。

原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の選択は、各作業時間（出勤準備、移動、代替淡水貯槽の蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、原子炉建屋西側接続口の蓋開放、ホース接続及び送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。代替淡水貯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、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーを実施する場合は、送水開始までの時間が最短となる原子炉建屋西側接続口を優先して使用する。

高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は、各作業時間（出勤準備、移動、代替淡水貯槽の蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、ホース接続及び送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。代替淡水貯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、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーを実施する場合は、送水開始までの時間が最短となる高所西側接続口を優先して使用する。

なお、代替淡水貯槽から各接続口までのホース敷設図は第 1.13-18 図及び第 1.13-21 図参照。

(a) 手順着手の判断基準

給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水機能が喪失し、低圧代替注水系（常設）による注水等の準備を開始

した場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

また、フィルタ装置スクラビング水の水位が 1,500 mm 以下の場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水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。

【可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口への送水を行う場合】

- ①発電長は、手順着手の判断に基づき、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。
- ②災害対策本部長は、プラントの被災状況に応じて代替淡水貯槽を水源とした送水のための接続口の場所を決定する。
- ③災害対策本部長は、発電長に送水のための接続口の場所を連絡する。
- ④災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽を水源とした送水準備のため、接続口の場所を指示する。
- ⑤重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽に配置し、代替淡水貯槽の蓋を開放後、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを代替淡水貯槽へ設置する。
- ⑥重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽から指示された接続口までのホース敷設を行う。
- ⑦^a 原子炉建屋東側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口を

選択する場合

重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。

⑦^b原子炉建屋西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は、原子炉建屋西側接続口の蓋を開放し、接続口へホースの接続を行う。

⑧発電長は、災害対策本部長に建屋内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑨重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備完了したことを報告する。

⑩災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑪災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。

⑫重大事故等対応要員は、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑬重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、接続口の弁を開とし、送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑭災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

⑮重大事故等対応要員は、送水中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作する。

【可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水を行う場合】

①発電長は、手順着手の判断に基づき、災害対策本部長に可搬型代

替注水大型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給準備のため、接続口の場所を指示する。

③重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽に配置し、代替淡水貯槽の蓋を開放後、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを代替淡水貯槽へ設置する。

④重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽から接続口までのホースを敷設し、フィルタ装置スクラビング水補給用の蓋を開放する。

⑤重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。

⑥発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水補給の系統構成が完了したことを連絡する。

⑦重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備完了したことを報告する。

⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑨災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。

⑩重大事故等対応要員は、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑪重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、接続口の弁を開とし、送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑫災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから、代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで、原子炉建屋東側接続口に接続した場合において 535 分以内、原子炉建屋西側接続口に接続した場合において 170 分以内、高所東側接続口に接続した場合において 215 分以内、高所西側接続口に接続した場合において 175 分以内、フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口に接続した場合において 180 分以内と想定する。

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

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

構内のアクセスルートの状況を考慮して代替淡水貯槽から各接続口へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

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

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)

b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

本対応は、「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。

リンク先【1.4.2.2(1) a. (b)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」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、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉注水の場合）】

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

【現場操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、170分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，175分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，175分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、215分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」にて整備する。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

本対応は、「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。

リンク先【1.4.2.2(3) a. (b)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.4.2.2(3) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.2(3) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」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、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重

大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉压力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、535 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 C 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉压力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、175 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 C 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉压力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、215 分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.4.2.2(3) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

- (c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（熔融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）
本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.2(1) d.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.8.2.2(1) d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.8.2.2(1) d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）」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、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）】

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

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、535分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重

大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、175 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 C 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、215 分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.8.2.2(1) d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

c. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）がある。

(a) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.2(1) b. (b)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.6.2.2(1) b. (b) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.2(1) b. (b) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（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、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

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

【現場操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員 8名にて実施した場合、195分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 A 系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員 8名にて実施した場合、535分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系 A 系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員 8名にて実施した場合、535分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，175 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，195 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，215 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，215 分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.6.2.2(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

- (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.3(1) b. (b)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.6.2.3(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.3(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（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、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系B系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

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

【中央制御室からの操作（残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、535分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，175分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については，「1.6.2.3(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

d. 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては，可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置水位調整がある。

(a) フィルタ装置スクラビング水補給

本対応は，「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。

リンク先【1.5.2.2(1) a. (b)】，【1.7.2.1(1) c.】

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水補給の判断基準に達した場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

フィルタ装置スクラビング水補給の判断基準については，

「1.5.2.2(1) a. (b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び
「1.7.2.1(1) c. フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備す
る。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.5.2.2(1) a. (b) フィルタ装置スク
ラビング水補給」及び「1.7.2.1(1) c. フィルタ装置スクラビン
グ水補給」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、作
業開始を判断してから、 フィルタ装置スクラビング水の補給開始ま
で 180 分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.5.2.2(1) a. (b) フ
ィルタ装置スクラビング水補給」及び「1.7.2.1(1) c. フィルタ
装置スクラビング水補給」にて整備する。

e. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段として
は、格納容器下部注水系（可搬型）がある。

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

本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.1(1) b.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.8.2.1(1) b. 格納容器下
部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(淡水／海水)」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.8.2.1(1) b. 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水／海水)」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、格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作 (原子炉建屋西側接続口を使用したペDESTAL (ドライウエル部) への注水の場合)】

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

【中央制御室からの操作 (原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL (ドライウエル部) への注水の場合)】

- ・中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1名, 現場対応を重大事故等対応要員 8名にて実施した場合, 535分以内と想定する。

【中央制御室からの操作 (高所西側接続口を使用したペDESTAL (ドライウエル部) への注水の場合)】

- ・中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1名, 現場対応を重大事故等対応要員 8名にて実施した場合, 175分以内と想定する。

【中央制御室からの操作 (高所東側接続口を使用したペDESTAL

【(ドライウェル部) への注水の場合)】

- ・中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名, 現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合, 215分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.8.2.1(1)b. 格納容器下部注水系(可搬型)によるペデスタル(ドライウェル部)への注水(淡水/海水)」にて整備する。

f. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手段としては, 代替燃料プール注水系(可搬型)がある。

- (a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水
- 本対応は, 「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。

リンク先【1.11.2.1(1)b.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については, 「1.11.2.1(1)b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については, 「1.11.2.1(1)b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水(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、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

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

【現場操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、170分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、535分以内と想定する。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、535分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，175分以内と想定する。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，175分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内と想定する。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については，「1.11.2.1(1) b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）」にて整備する。

- (b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設ス

プレイヘッド) を使用した使用済燃料プールスプレイ

本対応は、「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。

リンク先【1.11.2.2(1)b.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.11.2.2(1)b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.11.2.2(1)b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（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、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）】

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

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済

燃料プールスプレイの場合)】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，175分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については，「1.11.2.2(1) b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

- (c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ

本対応は，「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。

リンク先【1.11.2.2(1) c.】

- i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については，「1.11.2.2(1) c. 可搬型代

替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.11.2.2(1)c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.11.2.2(1)c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

(3) サプレッション・プールを水源とした対応手順

重大事故等時、サプレッション・プール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を行う手順を整備する。

a. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水

サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系がある。

(a) 高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉注水（中央制御室からの高圧代替注水系起動）

本対応は、「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」にて整備する。

リンク先【1.2.2.2(1)a.】、【1.2.2.3(1)a.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.2.2.2(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」及び「1.2.2.3(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.2.2.2(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」及び「1.2.2.3(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.2.2.2(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」及び「1.2.2.3(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」にて整備する。

(b) 高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉注水（現場での人力操作による高圧代替注水系起動）

本対応は、「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」にて整備する。

リンク先【1.2.2.3(1) b.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.2.2.3(1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.2.2.3(1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.2.2.3(1) b. 現場での人力操作

による高圧代替注水系起動」にて整備する。

- (c) 原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・プールを水源とした
原子炉注水

本対応は、「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」にて整備する。

リンク先【1.2.2.1(1)】

- i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.2.2.1(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水」にて整備する。

- ii) 操作手順

操作手順については、「1.2.2.1(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水」にて整備する。

- iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.2.2.1(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水」にて整備する。

- (d) 高圧炉心スプレイ系によるサプレッション・プールを水源とした
原子炉注水

本対応は、「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」にて整備する。

リンク先【1.2.2.1(2)】

- i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.2.2.1(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水」にて整備する。

- ii) 操作手順

操作手順については、「1.2.2.1(2) 高圧炉心スプレイ系による

原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.2.2.1(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水」にて整備する。

(e) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）

本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.2(1) a.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.8.2.2(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」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.8.2.2(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」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.8.2.2(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」にて整備する。

(f) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）

本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.2(1) b.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.8.2.2(1) b. 高圧代替注

水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.8.2.2(1) b. 高压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

操作の成立性については、「1.8.2.2(1) b. 高压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。

b. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の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注水

本対応は、「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。

リンク先【1.4.2.1(1)】，【1.4.2.2(2) a. (a)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.4.2.1(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水」及び「1.4.2.2(2) a. (a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.1(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水」及び「1.4.2.2(2) a. (a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.4.2.1(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水」及び「1.4.2.2(2) a. (a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」にて整備する。

(b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

本対応は、「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。

リンク先【1.4.2.1(2)】，【1.4.2.2(2) a. (b)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.4.2.1(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水」及び「1.4.2.2(2) a. (b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.1(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水」及び「1.4.2.2(2) a. (b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.4.2.1(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水」及び「1.4.2.2(2) a. (b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水」にて整備する。

c. 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

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段としては、残留熱除去系がある。

(a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.1(1)】，【1.6.2.2(2) a. (a)】，
【1.6.2.3(2) a. (a)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.6.2.1(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱」，「1.6.2.2(2) a. (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱」及び「1.6.2.3(2) a. (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.1(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱」，「1.6.2.2(2) a. (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱」及び「1.6.2.3(2) a. (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.6.2.1(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱」，「1.6.2.2(2) a. (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱」及び「1.6.2.3(2) a. (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱」にて整備する。

(b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッシ

ョン・プール水の除熱

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.1(2)】，【1.6.2.2(2) a. (b)】，
【1.6.2.3(2) a. (b)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.6.2.1(2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱」，「1.6.2.2(2) a. (b) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱」及び「1.6.2.3(2) a. (b) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.1(2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱」，「1.6.2.2(2) a. (b) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱」及び「1.6.2.3(2) a. (b) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.6.2.1(2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱」，「1.6.2.2(2) a. (b) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱」及び

「1.6.2.3(2) a. (b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱」にて整備する。

d. サプレッション・プール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・プール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としては、代替循環冷却系がある。

(a) 代替循環冷却系による原子炉注水

本対応は、「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。

リンク先【1.4.2.2(1) a. (c)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.4.2.2(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.2(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.4.2.2(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」にて整備する。

(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

本対応は、「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。

リンク先【1.4.2.2(3) a. (c)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.4.2.2(3) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」にて整備する。

環冷却系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.2(3) a. (c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.4.2.2(3) a. (c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

(c) 代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱(炉心損傷前)

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.2(1) a. (a)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.6.2.2(1) a. (a) 代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.2(1) a. (a) 代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.6.2.2(1) a. (a) 代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱」にて整備する。

(d) 代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱(炉心損傷後)

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.3(1) a. (a)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.6.2.3(1) a. (a) 代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.3(1) a. (a) 代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.6.2.3(1) a. (a) 代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱」にて整備する。

(e) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷前)

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.2(1) a. (b)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.6.2.2(1) a. (b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.2(1) a. (b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.6.2.2(1) a. (b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱」にて整備する。

(f) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷後)

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.3(1) a. (b)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.6.2.3(1) a. (b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.3(1) a. (b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.6.2.3(1) a. (b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱」にて整備する。

(g) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

本対応は、「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。

リンク先【1.7.2.1(2)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.7.2.1(2) 代替循環冷却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。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.7.2.1(2) 代替循環冷却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

操作の成立性については、「1.7.2.1(2) 代替循環冷却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。

(h) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水(溶融炉心のペデス

タル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）

本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.2(1) e.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.8.2.2(1) e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.8.2.2(1) e. 代替循環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

操作の成立性については、「1.8.2.2(1) e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(4) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手順

重大事故等時、西側淡水貯水設備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、フィルタ装置スクラビング水補給、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

- a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水本手順では、災害対策本部による水源の確保、可搬型代替注水中型ポンプの配置、接続口までのホース接続及び可搬型代替注水中型ポンプによる送水までの手順を整備し、接続口から注水等が必要な個所までの操作手順については、「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」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。（対応手順については，1.13.2.1(4) b. ～ 1.13.2.1(4) e. に示す。）

原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水に用いる常設の設備が使用できない場合に，西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水を行う。

また，フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に，西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水を行う。

高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水に使用する水源は，西側淡水貯水設備（淡水）を優先して使用する。また，西側淡水貯水設備への補給において，淡水の補給が枯渇等により継続できないおそれがある場合は，海水を水源とした西側淡水貯水設備への補給に切り替えるが，海水を直接西側淡水貯水設備へ補給することにより，重大事故等の収束に必要な水の供給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，可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給は，原則淡水のみとする。なお，西側淡水貯水設備への淡水及び海水の補給は，「1.13.2.2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）」の手順にて実施する。

水源の確保，可搬型代替注水中型ポンプの配置，接続口までのホース

接続及び可搬型代替注水中型ポンプによる高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水の一連の流れはどの対応においても同じであり、水源から接続口までの距離によりホース数量が決定する。

また、接続口の選択は、大津波警報発表時の対応能力がある高所東側接続口又は高所西側接続口を優先する。高所東側接続口又は高所西側接続口が使用できない場合は、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用する。

高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は、各作業時間（出動準備、移動、西側淡水貯水設備の蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、ホース接続及び送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。西側淡水貯水設備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、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を実施する場合は、送水開始までの時間が最短となる高所西側接続口を優先して使用する。

原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の選択は、各作業時間（出動準備、移動、西側淡水貯水設備の蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、原子炉建屋西側接続口の蓋開放、ホース接続及び送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。西側淡水貯水設備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、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を実施する場合は、送水開始までの時間が最短となる原子炉建屋西側接続口を優先して使用する。

なお、西側淡水貯水設備から各接続口までのホース敷設図は第 1.13-19 図、第 1.13-22 図参照。

(a) 手順着手の判断基準

給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水機能が喪失し、低圧代替注水系（常設）による注水等の準備を開始した場合において、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

また、フィルタ装置スクラビング水の水位が 1,500 mm 以下の場合において、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送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。

【可搬型代替注水中型ポンプ 2 台による高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水を行う場合】

- ①発電長は、手順着手の判断に基づき、災害対策本部長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を依頼する。
- ②災害対策本部長は、プラントの被災状況に応じて西側淡水貯水設備を水源とした送水のための接続口の場所を決定する。
- ③災害対策本部長は、発電長に送水のための接続口の場所を連絡する。
- ④災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備を水源とした送水準備のため、接続口の場所を指示する。
- ⑤重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプ 2 台を西側淡水貯水設備に配置し、西側淡水貯水設備の蓋を開放後、可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニット 1 台目を西側淡水貯

水設備へ設置する。

⑥ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニット 1 台目の吐出側ホースを可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニット 2 台目の吸込口に接続する。

⑦ 重大事故等対応要員は、西側淡水貯水設備から指示された接続口までのホース敷設を行う。

⑧^a 高所東側接続口、高所西側接続口又は原子炉建屋東側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。

⑧^b 原子炉建屋西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は、原子炉建屋西側接続口の蓋を開放し、接続口へホースの接続を行う。

⑨ 発電長は、災害対策本部長に建屋内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑩ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水の準備完了したことを報告する。

⑪ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑫ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる送水開始を指示する。

⑬ 重大事故等対応要員は、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水中型ポンプ 1 台目を起動し、可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニット 2 台目吸込口までのホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑭ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプ 2 台目を起動

し、接続口までのホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑮重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、接続口の弁を開とし、送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑯災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

⑰重大事故等対応要員は、送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可搬型代替注水中型ポンプの回転数を操作する。

【可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水を行う場合】

①発電長は、手順着手の判断に基づき、災害対策本部長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給準備のため、接続口の場所を指示する。

③重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプを西側淡水貯水設備に配置し、可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニットを西側淡水貯水設備へ設置する。

④重大事故等対応要員は、西側淡水貯水設備から接続口までのホースを敷設し、フィルタ装置スクラビング水補給用の蓋を開放する。

⑤重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。

⑥発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水補給の系統構成が完了したことを連絡する。

⑦重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水中型ポ

ンプによる送水の準備完了したことを報告する。

⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑨災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる送水開始を指示する。

⑩重大事故等対応要員は、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水中型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑪重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、接続口の弁を開とし、送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑫災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水開始まで、高所東側接続口に接続した場合において 150 分以内、高所西側接続口に接続した場合において 140 分以内、原子炉建屋東側接続口に接続した場合において 320 分以内、原子炉建屋西側接続口に接続した場合において 205 分以内、フィルタ装置スクラビング水補給ラインの接続口に接続した場合において 175 分以内と想定する。

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

送水ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。

構内のアクセスルートの状況を考慮して西側淡水貯水設備から各接

続口へホースを敷設し、移送ルートを確認する。

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

なお、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)

b. **西側淡水貯水設備**を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

本対応は、「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。

リンク先【1.4.2.2(1) a. (b)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」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、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下

のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，140分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，165分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，150分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，165分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，205分以内と想定す

る。

【現場操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、205分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、320分以内と想定する。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、320分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」にて整備する。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

本対応は、「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。

リンク先【1.4.2.2(3) a. (b)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.4.2.2(3) a. (b) 低圧代

替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.2(3) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」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、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、140分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、150分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、205分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、320分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.4.2.2(3) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

- (c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.2(1) d.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.8.2.2(1) d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.8.2.2(1) d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」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、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，140分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，150分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，205分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.8.2.2(1) d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

- c. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却
西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段として

は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）がある。

- (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.2(1) b. (b)】

- i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.6.2.2(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

- ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.2(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（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、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、140分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、215分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、150分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、215分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系B系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、205分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系B系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、215分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，320分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，320分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については，「1.6.2.2(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

- (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）

本対応は，「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。

リンク先【1.6.2.3(1) b. (b)】

- i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については，「1.6.2.3(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

- ii) 操作手順

操作手順については，「1.6.2.3(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（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、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、140分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、150分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、205分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 A 系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、320分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.6.2.3(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷

却（淡水／海水）」にて整備する。

- d. 西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給
西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段
としては、可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置水位調整がある。

(a) フィルタ装置スクラビング水補給

本対応は、「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。

リンク先【1.5.2.2(1) a. (b)】，【1.7.2.1(1) c.】

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水補給の判断基準に達した場合において、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

フィルタ装置スクラビング水補給の判断基準については、「1.5.2.2(1) a. (b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び「1.7.2.1(1) c. フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.5.2.2(1) a. (b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び「1.7.2.1(1) c. フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、作業開始を判断してから、フィルタ装置スクラビング水の補給開始まで 175 分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.5.2.2(1) a. (b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び「1.7.2.1(1) c. フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

e. **西側淡水貯水設備**を水源とした原子炉格納容器下部への注水
西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系（可搬型）がある。

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

本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.1(1) b.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.8.2.1(1) b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.8.2.1(1) b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）」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、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，140分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，150分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，205分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，320分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については，「1.8.2.1(1) b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）」にて整備する。

f. 西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水

西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水手段としては，代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

(a) 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライ

ン) を使用した使用済燃料プール注水

本対応は、「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。

リンク先【1.11.2.1(1) b.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.11.2.1(1) b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.11.2.1(1) b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（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、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、140分以内と想定する。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

合)】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，140分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，150分以内と想定する。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，150分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，205分以内と想定する。

【現場操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，205分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済

【燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，320分以内と想定する。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，320分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については，「1.11.2.1(1)b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）」にて整備する。

(5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順

重大事故等時，ろ過水貯蔵タンク又は多目的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，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては，消火系がある。

(a) 消火系による原子炉注水

本対応は，「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。

リンク先【1.4.2.2(1) a . (d)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.4.2.2(1) a . (d) 消火系による原子炉注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.2(1) a . (d) 消火系による原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.4.2.2(1) a . (d) 消火系による原子炉注水」にて整備する。

(b) 消火系による残存熔融炉心の冷却

本対応は、「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。

リンク先【1.4.2.2(3) a . (d)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.4.2.2(3) a . (d) 消火系による残存熔融炉心の冷却」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.2(3) a . (d) 消火系による残存熔融炉心の冷却」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.4.2.2(3) a . (d) 消火系による残存熔融炉心の冷却」にて整備する。

(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水（熔融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）

本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.2(1) f.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「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。

ii) 操作手順

操作手順については、「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

操作の成立性については、「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。

b. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

ろ過水貯蔵タンク又は多目的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内の冷却（炉心損傷前）

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.2(1) b. (c)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.6.2.2(1) b. (c) 消火系による原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.2(1) b. (c) 消火系による原子

炉格納容器内の冷却」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.6.2.2(1) b. (c) 消火系による原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

(b) 消火系による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.3(1) b. (c)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.6.2.3(1) b. (c) 消火系による原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.3(1) b. (c) 消火系による原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.6.2.3(1) b. (c) 消火系による原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

c. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、消火系がある。

(a) 消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水

本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.1(1) c.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.8.2.1(1) c. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.8.2.1(1) c. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.8.2.1(1) c. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」にて整備する。

d. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手段としては、消火系がある。

(a) 消火系による使用済燃料プール注水

本対応は、「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。

リンク先【1.11.2.1(1) d.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.11.2.1(1) d. 消火系による使用済燃料プール注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.11.2.1(1) d. 消火系による使用済燃料プール注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.11.2.1(1) d. 消火系による使

用済燃料プール注水」にて整備する。

(6) 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压力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉压力容器への注水

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉压力容器への注水手段としては，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への注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

給水系による原子炉注水ができず，原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

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注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-8 図に，タイムチャートを第 1.13-9 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプの手動起動を指

示する。

②運転員等は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁を開にする。

③運転員等は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁が開になったことを確認後、原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁を閉にする。運転員等は、中央制御室にて、手動起動操作により、原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁が開し、原子炉隔離時冷却系ポンプが起動したことを確認した後、発電長に報告する。

④運転員等は、中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように、指示する。

⑥運転員等は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の開閉操作により原子炉隔離時冷却系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始まで8分以内と想定する。中央制御室に設置されている

操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(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への注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

給水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉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）設定点以上に維持できない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

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注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-10 図に、タイムチャートを第 1.13-11 図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に復水貯蔵タンクを水源とした高圧炉心スプレイ系ポンプの手動起動を指示する。

②運転員等は、中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）を開にする。

③運転員等は、中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）が開になったことを確認後、高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サブプレッション・プール）を閉にする。

④運転員等は、中央制御室にて、手動起動操作により高圧炉心スプレイ系ポンプが起動したことを確認し、高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁を開として原子炉注水を開始する。

⑤運転員等は、中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを高圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑥発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように、指示する。

⑦運転員等は、中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系原子炉注入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）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始まで8分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(c) 制御棒駆動水圧系による原子炉注水

本対応は、「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」にて整備する。

リンク先【1.2.2.5(1) b.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.2.2.5(1) b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.2.2.5(1) b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.2.2.5(1) b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水」にて整備する。

(d) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において，原子炉圧力容器への注水ができない場合は，原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器への注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり，原子炉圧力容器への注水ができない場合において，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

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（溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-12 図に，タイムチャートを第 1.13-13 図に示す。

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

- ②運転員等は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ③運転員等は、発電長に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。
- ④発電長は、運転員等に原子炉隔離時冷却系タービンがトリップしている場合は、リセット操作を実施するように、指示する。
- ⑤運転員等は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系タービンがトリップしている場合は、原子炉隔離時冷却系蒸気止め弁を閉にした後に開とし、原子炉隔離時冷却系タービンをリセットした後、発電長に報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑦運転員等は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁を開にする。
- ⑧運転員等は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁が開になったことを確認後、原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁を閉にする。運転員等は、中央制御室にて、手動起動操作により、原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁が開し、原子炉隔離時冷却系ポンプが起動したことを確認した後、発電長に報告する。
- ⑨運転員等は、中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑩発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位をジェットポンプ上端（以下「原子炉水位L0」という。）以上に維持するように、指示する。

⑪運転員等は、中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで8分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

b. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、補給水系がある。

(a) 補給水系による原子炉注水

本対応は、「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。

リンク先【1.4.2.2(1) a. (e)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.4.2.2(1) a. (e) 補給水系による原子炉注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.2(1) a. (e) 補給水系による原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.4.2.2(1) a. (e) 補給水系による原子炉注水」にて整備する。

(b) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

本対応は、「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。

リンク先【1.4.2.2(3) a. (e)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.4.2.2(3) a. (e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.2(3) a. (e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.4.2.2(3) a. (e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

(c) 補給水系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）

本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.2(1) g.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.8.2.2(1) g. 補給水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.8.2.2(1) g. 補給水系による原子炉
圧力容器への注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.8.2.2(1) g. 補給水系による原
子炉圧力容器への注水」にて整備する。

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、
補給水系がある。

(a) 補給水系による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.2(1) b. (d)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.6.2.2(1) b. (d) 補給水
系による原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.2(1) b. (d) 補給水系による原
子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.6.2.2(1) b. (d) 補給水系によ
る原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

(b) 補給水系による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.3(1) b. (d)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.6.2.3(1) b. (d) 補給水系による原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.3(1) b. (d) 補給水系による原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.6.2.3(1) b. (d) 補給水系による原子炉格納容器内の冷却」にて整備する。

d. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、補給水系がある。

(a) 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.1(1) d.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.8.2.1(1) d. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.8.2.1(1) d. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.8.2.1(1) d. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」にて整備する。

e. 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手段としては、補給水系がある。

(a) 補給水系による使用済燃料プールへの注水

本対応は、「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。

リンク先【1.11.2.1(1)c.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.11.2.1(1)c. 補給水系による使用済燃料プール注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.11.2.1(1)c. 補給水系による使用済燃料プール注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.11.2.1(1)c. 補給水系による使用済燃料プール注水」にて整備する。

(7) 淡水タンクを水源とした対応手順

重大事故等時、淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給を行う手順を整備する。なお、フィルタ装置スクラビング水補給に使用する淡水タンクは、通常連絡弁を開としている多目的タンク及びろ過水貯蔵タンクを優先し、水位を監視しながら原水タンク及び純水貯蔵タンクの連絡弁を開にする。

a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

本手順では、災害対策本部による水源の確保、可搬型代替注水中型ポ

ンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配置，接続口までのホース接続及び可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し，接続口から補給が必要な個所までの操作手順については，「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「1.7 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，それぞれ整備する。（対応手順については，1.13.2.1(7) b. に示す。）

フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に，淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水を行う。

なお，淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース敷設図は第 1.13-23 図参照。

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水の水位が 1,500 mm 以下の場合において，淡水タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送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発電長は，手順着手の判断に基づき，災害対策本部長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給準備のため，接続口の場所を指示する。

- ③重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し、多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込口をホースで接続する。
- ④重大事故等対応要員は、淡水タンクから接続口までのホースを敷設し、フィルタ装置スクラビング水補給用の蓋を開放する。
- ⑤重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。
- ⑥発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水補給の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑦重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備完了したことを報告する。
- ⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。
- ⑨災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。
- ⑩重大事故等対応要員は、多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を全開にし、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。
- ⑪重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、接続口の弁を開とし、送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑫災害対策本部長は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから、淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口に接続した場合において 165 分以内と想定する。

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

送水ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。

構内のアクセスルート¹の状況を考慮して淡水タンクから各接続口へホースを敷設し、移送ルート²を確保する。

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

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)

b. 淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置水位調整がある。

(a) フィルタ装置スクラビング水補給

本対応は、「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。

リンク先【1.5.2.2(1) a. (b)】，【1.7.2.1(1) c.】

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水補給の判断基準に達した場合において、淡水タンクの水位が確保されている場合。

フィルタ装置スクラビング水補給の判断基準については、
「1.5.2.2(1) a. (b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び
「1.7.2.1(1) c. フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.5.2.2(1) a. (b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び「1.7.2.1(1) c. フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応は、重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、作業開始を判断してから、フィルタ装置スクラビング水の補給開始まで 130 分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.5.2.2(1) a. (b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び「1.7.2.1(1) c. フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

(8) 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、原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへの注水／スプレイ、残留熱除去系海水系による冷却水の確保、最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送、大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火、2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心

スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保， 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水及び代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却を行う手順を整備する。

a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

本手順では，災害対策本部による水源の確保，可搬型代替注水大型ポンプの配置，接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し，接続口から注水等が必要な個所までの操作手順については，「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」，「1.8 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」，「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」，「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」及び「1.14 電源の確保に関する手順等」にて，それぞれ整備する。（対応手順については，1.13.2.1(8) b. ～1.13.2.1(8) 1. に示す。）

原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイに用いる常設の設備が使用できない場合に，海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口への送水を行う。

水源の確保，可搬型代替注水大型ポンプの配置，接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口への送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，海水取水箇所（S A用海水ピ

ット) から接続口までの距離及び選択する接続口 (送水能力) によりホース数量が決定する。

また、接続口の選択は、送水能力がある原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を優先する。原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口が使用できない場合は、高所東側接続口又は高所西側接続口を使用する。

原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の選択は、各作業時間 (出勤準備、移動、SA用海水ピットの蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、原子炉建屋西側接続口の蓋開放、ホース接続及び送水準備) を考慮し、送水開始までの時間が最短とな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、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレイを実施する場合は、送水開始までの時間が最短となる原子炉建屋西側接続口を優先して使用する。

高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は、各作業時間 (出勤準備、移動、SA用海水ピットの蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、ホース接続及び送水準備) を考慮し、送水開始までの時間が最短とな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、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレイを実施する場合は、送水開始までの時間が最短となる高所東側接続口を優先して使用する。

なお、海水取水箇所 (SA用海水ピット) から各接続口までのホース敷設図は第 1.13-20 図参照。

(a) 手順着手の判断基準

給水系、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

水機能が喪失し、低圧代替注水系（常設）による注水等の準備を開始した場合において、淡水を水源とした送水ができない場合。

(b) 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送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発電長は、手順着手の判断に基づき、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長は、プラントの被災状況に応じて海を水源とした送水のための接続口の場所を決定する。

③災害対策本部長は、発電長に送水のための接続口の場所を連絡する。

④災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる海を水源とした送水のため接続口の場所を指示する。

⑤重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（SA用海水ピット）に配置し、SA用海水ピットの蓋を開放し、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを海水取水箇所（SA用海水ピット）へ設置する。

⑥重大事故等対応要員は、海水取水箇所（SA用海水ピット）から指示された接続口までのホース敷設を行う。

⑦^a原子炉建屋東側接続口、高所東側接続口又は高所西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。

⑦^b原子炉建屋西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は、原子炉建屋西側接続口の蓋を開放し、接

続口へホースの接続を行う。

- ⑧発電長は、災害対策本部長に建屋内の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑨重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備完了したことを報告する。
- ⑩災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。
- ⑪災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。
- ⑫重大事故等対応要員は、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。
- ⑬重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、接続口の弁を開とし、送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑭災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。
- ⑮重大事故等対応要員は、送水中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作する。

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから、海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで、原子炉建屋東側接続口に接続した場合において 370 分以内、原子炉建屋西側接続口に接続した場合において 310 分以内、高所東側接続口に接続した場合において 220 分以内、高所西側接続口に接続した場合において 225 分以内と想定する。

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

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

構内のアクセスルートの状況を考慮して海水取水箇所（S A用海水ピット）から各接続口へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

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

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）

b. 海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

本対応は、「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。

リンク先【1.4.2.2(1) a. (b)】

i) 手順着手の判断基準

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の判断基準に達した場合において、淡水を水源とした送水ができない場合。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の判断基準については、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」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、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，310分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，310分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，370分以内と想定する。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6

名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、370 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 C 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，225 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系 C 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，225 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 C 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，220 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系 C 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，220 分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」にて整備する。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

本対応は、「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。

リンク先【1.4.2.2(3) a. (b)】

i) 手順着手の判断基準

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却を行う判断基準に達した場合において、淡水を水源とした送水ができない場合。

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却を行う判断基準については、「1.4.2.2(3) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.4.2.2(3) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」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、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、310分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子

【炉建屋東側接続口による原子炉压力容器内への注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，370分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉压力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，225分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉压力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，220分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.4.2.2(3) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

- (c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）
本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.2(1) d.】

- i) 手順着手の判断基準

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）

の判断基準に達した場合において、淡水を水源とした送水ができない場合。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）の判断基準については、「1.8.2.2(1)d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.8.2.2(1)d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）」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、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、310分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、370分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，225分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，220分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.8.2.2(1)d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

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，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）がある。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）

本対応は，「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。

リンク先【1.6.2.2(1)b.(b)】

i) 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）を行う判断基準に達した場合において，淡水を水源とした送水ができない場合。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）を行う判断基準については、「1.6.2.2(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.2(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（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、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、310分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、310分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 A 系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重

大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、370 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系 A 系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、370 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、225 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、225 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、220 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6

名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、220 分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.6.2.2(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

- (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）

本対応は、「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。

リンク先【1.6.2.3(1) b. (b)】

- i) 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）を行う判断基準に達した場合において、淡水を水源とした送水ができない場合。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）を行う判断基準については、「1.6.2.3(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

- ii) 操作手順

操作手順については、「1.6.2.3(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（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、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却開始までの必要な

要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員 8名にて実施した場合，310分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 A 系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員 8名にて実施した場合，370分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員 8名にて実施した場合，225分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員 8名にて実施した場合，220分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については，「1.6.2.3(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

d. 海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

海を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系（可搬型）がある。

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

本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.1(1) b.】

- i) 手順着手の判断基準

格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を行う判断基準に達した場合において、淡水を水源とした送水ができない場合。

格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を行う判断基準については、「1.8.2.1(1) b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）」にて整備する。

- ii) 操作手順

操作手順については、「1.8.2.1(1) b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）」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、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，310分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，370分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，225分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，220分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については，「1.8.2.1(1) b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）」にて整備する。

e. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段としては，代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

(a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ラ

イン) を使用した使用済燃料プール注水

本対応は、「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。

リンク先【1.11.2.1(1)b.】

i) 手順着手の判断基準

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の判断基準に達した場合において、淡水を水源とした送水ができない場合。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の判断基準については、「1.11.2.1(1)b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.11.2.1(1)b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（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、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，310分以内と想定する。

【現場操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，310分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，370分以内と想定する。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，370分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，225分以内と想定する。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，225分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，220分以内と想定する。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，220分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については，「1.11.2.1(1) b. **可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）」にて整備する。**

- (b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ
本対応は，「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。

リンク先【1.11.2.2(1) b.】

i) 手順着手の判断基準

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの判断基準に

達した場合において、淡水を水源とした送水ができない場合。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの判断基準については、「1.11.2.2(1) b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.11.2.2(1) b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（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、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、310分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重

大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、370 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，225 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）】

・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，220 分以内と想定する。

上記以外の操作の成立性については、「1.11.2.2(1) b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

- (c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ
本対応は、「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。

リンク先【1.11.2.2(1) c.】

i) 手順着手の判断基準

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの判断基準に達した場合において、淡水を水源とした送水ができない場合。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの判断基準については、「1.11.2.2(1) c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.11.2.2(1) c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.11.2.2(1) c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

f. 海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保

海を水源とした残留熱除去系海水系への冷却水を確保する手段としては、残留熱除去系海水系がある。

(a) 残留熱除去系海水系による冷却水の確保

本対応は、「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。

リンク先【1.5.2.1(1)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.5.2.1(1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.5.2.1(1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.5.2.1(1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保」にて整備する。

g. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送

海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送手段としては、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系がある。

(a) 緊急用海水系による冷却水の確保

本対応は、「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。

リンク先【1.5.2.3(1) a.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.5.2.3(1) a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.5.2.3(1) a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.5.2.3(1) a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保」にて整備する。

(b) 代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保

本対応は、「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。

リンク先【1.5.2.3(1) b.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.5.2.3(1) b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.5.2.3(1) b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.5.2.3(1) b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保」にて整備する。

h. 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、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）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) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

本対応は、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

リンク先【1.12.2.1(1) a.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.12.2.1(1) a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）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。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.12.2.1(1) a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）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

操作の成立性については、「1.12.2.1(1) a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）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。

i. 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、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火がある。

- (a) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火本対応は、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

リンク先【1.12.2.2(2) a.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.12.2.2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.12.2.2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）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

操作の成立性については、「1.12.2.2(2) a. 可搬型代替注水

大型ポンプ（放水用），放水砲，泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火」にて整備する。

j. 海を水源とした2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保

海を水源とした2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への冷却水を確保する手段としては，2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系がある。

(a) 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保（非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電）

本対応は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

リンク先【1.14.2.1(1)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については，「1.14.2.1(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については，「1.14.2.1(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については，「1.14.2.1(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」にて整備する。

(b) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電）

本対応は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

リンク先【1.14.2.2(2)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.14.2.2(2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.14.2.2(2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.14.2.2(2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電」にて整備する。

k. 海を水源とした 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水

海を水源とした 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による 2C・2D 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電源給電機能の復旧手段としては、可搬型代替注水大型ポンプによる 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水がある。

(a) 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による 2C・2D 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電源給電機能の復旧

本対応は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

リンク先【1.14.2.2(3)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.14.2.2(3) 2C・2D

非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D 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電源給電機能の復旧」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.14.2.2(3) 2C・2D 非常用ディ

ーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D 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電源給電機能の復旧」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.14.2.2(3) 2C・2D 非常用

ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D 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電源給電機能の復旧」にて整備する。

1. 海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

海を水源とした使用済燃料プール冷却手段としては、代替燃料プール冷却系がある。

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

本対応は、「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。

リンク先【1.11.2.4(1) a. (a)】，【1.11.2.4(1) a. (b)】，
【1.11.2.4(1) a. (c)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.11.2.4(1) a. (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却」，「1.11.2.4(1) a. (b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保」及び「1.11.2.4(1) a. (c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.11.2.4(1) a. (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却」，「1.11.2.4(1) a. (b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保」及び「1.11.2.4(1) a. (c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.11.2.4(1) a. (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却」，「1.11.2.4(1) a. (b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保」及び「1.11.2.4(1) a. (c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保」にて整備する。

(9) 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圧力容器へのほう酸水注入手順を整備する。

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) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

本対応は、「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」にて整備する。

リンク先【1.1.2.1(2)】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.1.2.1(2) 非常時運転手順
書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.1.2.1(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候
ベース）原子炉制御「反応度制御」」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.1.2.1(2) 非常時運転手順書Ⅱ
（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」」にて整備する。

(b) ほう酸水注入系による原子炉注水

本対応は、「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」にて整備する。

リンク先【1.2.2.5(1) a.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.2.2.5(1) a. ほう酸水注
入系による原子炉注水」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.2.2.5(1) a. ほう酸水注入系による

原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.2.2.5(1) a. ほう酸水注入系による原子炉注水」にて整備する。

(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（溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）

本対応は、「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。

リンク先【1.8.2.2(1) h.】

i) 手順着手の判断基準

手順着手の判断基準については、「1.8.2.2(1) h. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入」にて整備する。

ii) 操作手順

操作手順については、「1.8.2.2(1) h. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入」にて整備する。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.8.2.2(1) h. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入」にて整備する。

1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順

a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水等の対応を実施している場合に、代替淡水貯槽への補給手段がないと代替淡水貯槽水位は低下し、水源が枯渇するた

め、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給を実施する。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に使用する水源は、西側淡水貯水設備を優先して使用する。西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は、淡水タンクを使用する。

淡水による代替淡水貯槽への補給が枯渇等により継続できないおそれがある場合は、海水による代替淡水貯槽への補給に切り替えるが、海水を直接代替淡水貯槽へ補給することにより、重大事故等の収束に必要な水の供給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。

なお、西側淡水貯水設備、淡水タンク及び海水取水箇所（S A用海水ピット）から代替淡水貯槽までのホース敷設図は第 1.13-24 図、第 1.13-25 図及び第 1.13-26 図参照。

(a) 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

i) 手順着手の判断基準

代替淡水貯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、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始され、淡水の消費が開始された場合において、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給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発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。
- ②発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため、可搬型代替注水中型ポンプの配備及びホース接続を依頼する。
- ③災害対策本部長は、プラントの被災状況の結果から水源を西側淡水貯水設備に決定し、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。
- ④重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプを西側淡水貯水設備に配置し、西側淡水貯水設備の蓋を開放後、可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニットを西側淡水貯水設備へ設置する。
- ⑤重大事故等対応要員は、西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。
- ⑥運転員等は、中央制御室にて、可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯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重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽の蓋を開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。
- ⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を連絡する。
- ⑨発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。

- ⑩発電長は、運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。
- ⑪災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。
- ⑫重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑬災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を連絡する。
- ⑭運転員等は、中央制御室にて、代替淡水貯槽への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。
- ⑮運転員等は、中央制御室にて、代替淡水貯槽の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。
- ⑯発電長は、代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長に依頼する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから、可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給開始まで160分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業できるように、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

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

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。また，有効性評価において想定する事故シーケンス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）」発生時は，炉心損傷が早く，被ばく線量の観点で最も厳しくなるが，代替淡水貯槽への補給作業が問題なくできることを確認している。

(添付資料 1.13.4)

(b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

i) 手順着手の判断基準

代替淡水貯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，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始され，淡水の消費が開始された場合において，淡水タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給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発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。

- ②発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を依頼する。
- ③災害対策本部長は、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、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。
- ④重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し、多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込口をホースで接続する。
- ⑤重大事故等対応要員は、淡水タンクから代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。
- ⑥運転員等は、中央制御室にて、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給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重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽の蓋を開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。
- ⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完

了を連絡する。

⑨発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。

⑩発電長は、運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。

⑪災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。

⑫重大事故等対応要員は、多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を全開後、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を災害対策本部長に報告する。

⑬災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を連絡する。

⑭運転員等は、中央制御室にて、代替淡水貯槽への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。

⑮運転員等は、中央制御室にて、代替淡水貯槽の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑯発電長は、代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長に依頼する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判

断してから、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクから代替淡水貯槽への補給開始まで165分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

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代替淡水貯槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

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

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)

(c) 海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

i) 手順着手の判断基準

代替淡水貯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、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始され、淡水の消費が開始された場合において、淡水を水源とした補給ができない場合。

ii) 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給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発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。
- ②発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を依頼する。
- ③災害対策本部長は、プラントの被災状況の結果から水源を海に決定し、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。
- ④重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（S A用海水ピット）に配置し、S A用海水ピットの蓋を開放後、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを海水取水箇所（S A用海水ピット）へ設置する。
- ⑤重大事故等対応要員は、海水取水箇所（S A用海水ピット）から代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。
- ⑥運転員等は、中央制御室にて、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給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重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽の蓋を開放し、ホースの

- 挿入を行い、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。
- ⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を連絡する。
- ⑨発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。
- ⑩発電長は、運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。
- ⑪災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。
- ⑫重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑬災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を連絡する。
- ⑭運転員等は、中央制御室にて、代替淡水貯槽への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。
- ⑮運転員等は、中央制御室にて、代替淡水貯槽の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。
- ⑯発電長は、代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長に依頼

する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（SA用海水ピット）から代替淡水貯槽への補給開始まで160分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して海水取水箇所（SA用海水ピット）から代替淡水貯槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

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

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) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順

- a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる注水等の対応を実施している場合に、西側淡水貯水設備への補給手段がない

と西側淡水貯水設備の水位は低下し、水源が枯渇するため、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給を実施する。

可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給に使用する水源は、代替淡水貯槽を優先して使用する。代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は、淡水タンクを使用する。

淡水による西側淡水貯水設備への補給が枯渇等により継続できないおそれがある場合は、海水による西側淡水貯水設備への補給に切り替えるが、海水を直接西側淡水貯水設備へ補給することにより、重大事故等の収束に必要な水の供給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。

なお、代替淡水貯槽、淡水タンク及び海水取水箇所（S A用海水ピット）から西側淡水貯水設備までのホース敷設図は第 1.13-27 図、第 1.13-28 図及び第 1.13-29 図参照。

(a) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

i) 手順着手の判断基準

西側淡水貯水設備を水源として原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水が開始され、淡水の消費が開始された場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給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 図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備開始を指示する。
- ②発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備のため、可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。
- ③災害対策本部長は、プラントの被災状況の結果から水源を代替淡水貯槽に決定し、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備を指示する。
- ④重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽に配置し、代替淡水貯槽の蓋を開放後、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを代替淡水貯槽へ設置する。
- ⑤重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備までのホース敷設を行う。
- ⑥運転員等は、中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備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重大事故等対応要員は、西側淡水貯水設備の蓋を開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。
- ⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備完了を連絡する。
- ⑨発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を依頼する。

⑩発電長は、運転員等に西側淡水貯水設備水位の監視を指示する。

⑪災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を指示する。

⑫重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を災害対策本部長に報告する。

⑬災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を連絡する。

⑭運転員等は、中央制御室にて、西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。

⑮運転員等は、中央制御室にて、西側淡水貯水設備の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑯発電長は、西側淡水貯水設備への補給停止を災害対策本部長に依頼する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給開始まで165分以内と想定する。

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

構内のアクセスルートの状況を考慮して代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備へホースを敷設し、移送ルートを確認する。

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

なお、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)

(b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

i) 手順着手の判断基準

西側淡水貯水設備を水源として原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水が開始され、淡水の消費が開始された場合において、淡水タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給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 図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備開始を指示する。

②発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備のため、可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。

- ③災害対策本部長は、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、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備を指示する。
- ④重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し、多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込口をホースで接続する。
- ⑤重大事故等対応要員は、淡水タンクから西側淡水貯水設備までのホース敷設を行う。
- ⑥運転員等は、中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備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重大事故等対応要員は、西側淡水貯水設備の蓋を開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。
- ⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備完了を連絡する。
- ⑨発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を依頼する。
- ⑩発電長は、運転員等に西側淡水貯水設備水位の監視を指示する。
- ⑪災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を指示する。
- ⑫重大事故等対応要員は、多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を全開後、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可

搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を災害対策本部長に報告する。

⑬災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を連絡する。

⑭運転員等は、中央制御室にて、西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。

⑮運転員等は、中央制御室にて、西側淡水貯水設備の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑯発電長は、西側淡水貯水設備への補給停止を災害対策本部長に依頼する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから、可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクから西側淡水貯水設備への補給開始まで150分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業できるように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

構内のアクセスルート^①の状況を考慮して淡水タンクから西側淡水貯水設備へホースを敷設し、移送ルート^②を確保する。

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

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)

(c) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

i) 手順着手の判断基準

西側淡水貯水設備を水源として原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水が開始され，淡水の消費が開始された場合において，淡水を水源とした補給ができない場合。

ii) 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給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 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備開始を指示する。

②発電長は，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備のため，可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。

③災害対策本部長は，プラントの被災状況の結果から水源を海に決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを海水取水管所（SA用海水ピット）に配置し，SA用海水ピットの蓋を

開放後、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを海水取水箇所（S A用海水ピット）に設置する。

⑤重大事故等対応要員は、海水取水箇所（S A用海水ピット）から西側淡水貯水設備までのホース敷設を行う。

⑥運転員等は、中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備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重大事故等対応要員は、西側淡水貯水設備の蓋を開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。

⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備完了を連絡する。

⑨発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を依頼する。

⑩発電長は、運転員等に西側淡水貯水設備水位の監視を指示する。

⑪災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を指示する。

⑫重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を災害対策本部長に報告する。

⑬災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を連絡する。

⑭運転員等は、中央制御室にて、西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告す

る。

⑮運転員等は、中央制御室にて、西側淡水貯水設備の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑯発電長は、西側淡水貯水設備への補給停止を災害対策本部長に依頼する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから、可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（SA用海水ピット）から西側淡水貯水設備への補給開始まで220分以内と想定する。

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

構内のアクセスルートの状況を考慮して海水取水箇所（SA用海水ピット）から西側淡水貯水設備へホースを敷設し、移送ルートを確認する。

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

なお、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）

1.13.2.3 水源を切り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の切替え

サプレッション・プールが枯渇、破損又は水温上昇等により使用できない場合において、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に、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源をサプレッション・プールから復水貯蔵タンクへ切り替える。

なお、水源の切替えにおいては、運転中の原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプを停止することなく水源を切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・プール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・プールが以下のいずれかの状態となり、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

- ・サプレッション・プール水位計の指示値が、 -50cm 以下となった場合。
- ・サプレッション・プールの破損等により、サプレッション・プールの水位が確認できない場合。
- ・サプレッション・プール水温度計の指示値が、原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えるおそれがある場合。

(b) 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉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 1.13-14 図に、タイムチャートを第 1.13-15 図に示

す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にサブレーション・プールから復水貯蔵タンクへの水源の切替えを指示する。
- ②運転員等は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁を開にする。
- ③運転員等は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁が開になったことを確認後、原子炉隔離時冷却系サブレーション・プール水供給弁を閉にする。
- ④運転員等は、中央制御室にて、水源の切替え後、原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認し、発電長に水源の切替えが完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから、水源をサブレーション・プールから復水貯蔵タンクへ切り替えるまで3分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉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注水時において、復水貯蔵タンクが使用可能な場合は、サブレーション・プール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・プールが以下のいずれかの状態となり、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

- ・サブレーション・プール水位計の指示値が、 -50cm 以下となっ

た場合。

- ・ サプレッション・プールの破損等により、サプレッション・プールの水位が確認できない場合。
- ・ サプレッション・プール水温度計の指示値が、高圧炉心スプレイ系の設計温度を超えるおそれがある場合。

(b) 操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉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 1.13-16 図に、タイムチャートを第 1.13-17 図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にサプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源の切替えを指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）を開にする。
- ③ 運転員等は、中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）が開になったことを確認後、高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サプレッション・プール）を閉にする。
- ④ 運転員等は、中央制御室にて、水源の切替え後、高圧炉心スプレイ系の運転状態に異常がないことを確認し、発電長に水源の切替えが完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから、水源をサプレッション・プールから復水貯蔵タンクへ切り替えるまで4分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応でき

る。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(2) 淡水から海水への切替え

a. 代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え

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、代替淡水貯槽への淡水の補給が継続できないおそれがある場合は、淡水補給から海水補給へ切り替える。

代替淡水貯槽への可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる淡水補給から海水補給への水源の切替えは、

「1.13.2.2(1) a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）」の手順にて整備する。

b. 西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え

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、西側淡水貯水設備への淡水の補給が継続できないおそれがある場合は、淡水補給から海水補給へ切り替える。

西側淡水貯水設備への可搬型代替注水大型ポンプによる淡水補給から海水補給への水源の切替えは、「1.13.2.2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）」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

a. 外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サブプレッション・プール）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（代替淡水貯槽）から

内部水源（サブプレッション・プール）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（代替淡水貯槽）を使用した低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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冷却を実施している状態にて、原子炉水位がL 0以上と判断され、かつ代替循環冷却系が使用可能な場合において、内部水源（サブプレッション・プール）の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サブプレッション・プール）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・プール）を使用した代替循環冷却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、「1.4 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」にて整備する。また、外部水源（代替淡水貯槽）を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に外部水源

（代替淡水貯槽）を使用した低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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冷却手段から、内部水源（サブプレッション・プール）を使用した代替循環冷却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、代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。

②運転員等は、中央制御室にて、内部水源（サブプレッション・プール）を使用した代替循環冷却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が開始されたことを確認し、発電長に報告する。

③発電長は、内部水源（サブプレッション・プール）を使用した代替循環冷却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開始を確認後、運転員等に外部水源（代替淡水貯槽）を使用した低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレー冷却系（常設）の停止操作を行うため、常設低圧代替注水系ポンプ停止を指示する。

④運転員等は、中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを停止する。

⑤運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプが停止したことを報告する。

⑥発電長は、内部水源（サブプレッション・プール）を使用した代替循環冷却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を開始後、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇することを確認した場合は、外部水源（代替淡水貯槽）を使用した代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を行うため、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。

(c) 操作の成立性

内部水源（サブプレッション・プール）を使用した代替循環冷却系に

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操作の成立性については、「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」, 「1.6 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」にて整備する。

外部水源（代替淡水貯槽）を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却操作の成立性については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

1.13.2.4 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 1.13-30 図に示す。

(1) 水源を利用した対応手段

重大事故等時には、サプレッション・プール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を行うため、必要となる十分な量の水をサプレッション・プールに確保する。

サプレッション・プールを水源とした注水等ができない場合は、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ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冷却を実施するため、必要となる十分な量の水を代替淡水貯槽に確保する。また、代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する手段がある。なお、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプによる注水等の手段は、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽又は海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水等の手段と同時並行で準備を開始する。

また、重大事故等時には、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器

ベントにてスクラビング水が低下した場合に、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより、フィルタ装置へスクラビング水の補給を実施する。

a. 送水に利用する水源の優先順位

- (a) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（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、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水等を実施する。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水には、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あたっては、注水継続性（可搬設備による送水時の有効水源容量）、大津波警報発表時の対応能力及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。なお、淡水タンクは給水処理設備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注水源でないことから、補給用水源と位置づける。

西側淡水貯水設備は代替淡水貯槽より注水継続性があり、大津波警報発表時の対応能力があることから、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ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、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を実施するため、必要となる十分な量の水を西側淡水貯水設備に確保する。

西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は、淡水（代替淡

水貯槽) 又は海水の選択となることから、水質による機器への影響を考慮し、代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プール／スプレイを実施するため、必要となる十分な量の水を代替淡水貯槽に確保する。

代替淡水貯槽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可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する。

- (b) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（フィルタ装置スクラビング水補給）に利用する水源の優先順位

重大事故等時、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにてスクラビング水が低下した場合は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置へのスクラビング水の補給を実施する。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水には、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あたっては、注水等に使用する水源の優先度及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。また、淡水タンクは消火系の水源であることを考慮する。なお、スクラビング水は上下限水位差で45m³未満であること、スクラビング水は実質7日間以上補給不要であることから、補給継続性（水源容量）及びホース敷設距離（準備作業時間、漏えいリスク、アクセス性阻害）

については、優先的に考慮すべき事項とはしない。また、フィルタ装置スクラビング水補給は、原則淡水のみを利用する。

フィルタ装置スクラビング水補給において、代替淡水貯槽は注水等に使用する常設の低圧代替注水系の第一水源であるため、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水を実施する。

西側淡水貯水設備から送水ができない場合は、淡水タンクは消火系の水源として確保することから、代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水を実施する。

代替淡水貯槽から送水ができない場合は、淡水（淡水タンク）又は海水の選択となるが、水質による機器への影響を考慮し、原則淡水のみを利用することから、淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水を実施する。

(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、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより、注水等に使用している水源への補給を実施する。

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ことから、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ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あたっては、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) 代替淡水貯槽への補給に利用する水源の優先順位

代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイにおいて，代替淡水貯槽が枯渇しないように，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，各水源からの補給を実施する。

代替淡水貯槽への補給において，淡水タンクは消火系水源として確保する必要があり，信頼性が淡水タンクより高い西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へ補給するため，必要となる十分な量の水を西側淡水貯水設備に確保する。

西側淡水貯水設備から補給ができない場合は，淡水（淡水タンク）又は海水の選択となることから，水質による機器への影響を考慮し，淡水タンクより代替淡水貯槽へ補給するため，必要となる十分な量の水を淡水タンクに確保する。

淡水タンクから補給ができない場合は，最終的な水源である海を水源とした海水の補給を実施する。

(b) 西側淡水貯水設備への補給に利用する水源の優先順位

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ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，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水において，西側淡水貯水設備が枯渇しないように，可搬型代替注水大型ポンプにより，各水源からの補給を実施する。

西側淡水貯水設備への補給において，淡水タンクは消火系水源として確保する必要があり，耐震性が淡水タンクより高い代替淡水貯槽

から西側淡水貯水設備へ補給するため、必要となる十分な量の水を代替淡水貯槽に確保する。

代替淡水貯槽から補給ができない場合は、淡水（淡水タンク）又は海水の選択となることから、水質による機器への影響を考慮し、淡水タンクより西側淡水貯水設備へ補給するため、必要となる十分な量の水を淡水タンクに確保する。

淡水タンクから補給ができない場合は、最終的な水源である海を水源とした海水の補給を実施する。

1.13.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ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」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、「1.4 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熔融炉心を冷却するための手順等」、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」及び「1.14 電源の確保に関する手順等」にて、それぞれ整備する。

監視計器への電源給電手順については、「1.14 電源の確保に関する手順

等」にて整備する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については，「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，重大事故等対処設備である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した送水（注水等）手順において，可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計又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可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型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，可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計及びホースの結合金具付きの可搬型圧力計については，健全性が確認されたものを使用する。

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, 手順書一覧 (1/48)

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		整備する手順書 ^{※1}	
			主要設備	重大事故等対処設備		
(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水)	サブプレッション・プール	低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	主要設備	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		
		低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却	主要設備	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-4」 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		
		低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水(溶融炉心のベドスタル(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止)	主要設備	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「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: 整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2: 手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3: 手順については「1.5 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。

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

※5: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/48）

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		整備する手順書※1	
代替淡水貯槽を水源とした対応（原子炉格納容器内の冷却）	サブプレッション・プール	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）	主要設備	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 格納容器制御「PCV圧力制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
代替淡水貯槽を水源とした対応（常設）		代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）	主要設備	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱-1」， 「除熱-2」， 「除熱-3」 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
代替淡水貯槽を水源とした対応（原子炉格納容器下部への注水）	-	ペデスタル格納容器下部注水系（常設）（ドライウエル部）への注水	主要設備	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ コリウムシールド	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-3a」， 「注水-3b」 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「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：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3/48）

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		整備する手順書 ^{*1}
代替淡水貯槽を水源とした対応（常設） （使用済燃料プールへの注水/スプレー）	-	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	主要設備	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等 対処設備
			関連設備	関連設備は「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。	
		常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレー	主要設備	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ 常設スプレーヘッド	重大事故等 対処設備
			関連設備	関連設備は「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。	
					非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「使用済燃料プール制御」等 重大事故等対策要領

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/48）

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		整備する手順書※1
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプによる送水）	サブプレッション・プール	可搬型代替注水大型ポンプによる送水	可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口への送水時		重大事故等対策要領
			主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ	
	関連設備		低压代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
	可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水時		重大事故等 対処設備		
主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ フィルタ装置				
	—	関連設備	格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料給油設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型） （原子炉冷却材圧力バウンダリ低压時の原子炉圧力容器への注水）	サブプレッション・プール	原子炉注水系（可搬型）による	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備
			関連設備	低压代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備
		上記以外の関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低压時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。			
		残存溶融炉心の冷却	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備
関連設備	低压代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ		重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 重大事故等対策要領	
上記以外の関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低压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：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低压時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5/48）

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		整備する手順書※1	
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型） （原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水）	サブプレッション・プール	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器への注水（溶融炉心の床面への落下遅延・防止）	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」， 「注水－2」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
			上記以外の関連設備は「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。			
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型） （原子炉格納容器内の冷却）	サブプレッション・プール	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 格納容器制御 「PCV圧力制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
			上記以外の関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。			
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型） （原子炉格納容器内の冷却）	サブプレッション・プール	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」， 「除熱－2」， 「除熱－3」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
			上記以外の関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。			

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6/48）

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			整備する手順書※1
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型） （フィルタ装置スクラビング水補給）	-	フィルタ装置スクラビング水補給	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ フィルタ装置	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要領
			関連設備	格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料給油設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型） （原子炉格納容器下部への注水）	-	格納容器下部注水系（可搬型） への注水 ベテスタル（ドライウエル部） への注水	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ コリウムシールド	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-3 a」， 「注水-3 b」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
			上記以外の関連設備は「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：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7/48）

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		整備する手順書 ^{*1}
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型） （使用済燃料プールへの注水／スプレイ）	〃	代替可搬型代替注水大型ポンプを使用した使用済燃料プール注水	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備
			上記以外の関連設備は「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。		
		代替可搬型代替注水大型ポンプを使用した使用済燃料プールのスプレイ	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ 常設スプレイヘッド	重大事故等 対処設備
		関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
		上記以外の関連設備は「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。			
代替可搬型代替注水大型ポンプを使用した使用済燃料プールのスプレイ	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型スプレイノズル	重大事故等 対処設備		
関連設備は「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。					

非常時運転手順書Ⅱ
 （微候ベース）
 「使用済燃料プール制御」等
 重大事故等対策要領

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（8/48）

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		整備する手順書 ^{*1}		
（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水） サプレッション・プールを水源とした対応	□	高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉注水（中央制御室からの高圧代替注水系起動）	主要設備	サプレッション・プール 常設高圧代替注水系ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領	
			関連設備	関連設備は「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」にて整備する。			
		高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉注水（現場での人力操作による高圧代替注水系起動）	主要設備	サプレッション・プール 常設高圧代替注水系ポンプ	重大事故等 対処設備		非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等
			関連設備	関連設備は「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」にて整備する。			
		原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉注水	主要設備	サプレッション・プール 原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等	
			関連設備	関連設備は「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」にて整備する。			

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (9/48)

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		整備する手順書*1	
(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水) サブプレッション・プールの水源とした対応	-	高圧炉心サブプレッション・プール系による水源とした原子炉注水	主要設備	サブプレッション・プール 高圧炉心スプレイ系ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等
			関連設備	関連設備は「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」にて整備する。		
		原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のベデスタル(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止)	主要設備	サブプレッション・プール 原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」
			関連設備	関連設備は「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。		
		高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のベデスタル(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止)	主要設備	サブプレッション・プール 常設高圧代替注水系ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「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：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（10/48）

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		整備する手順書 ^{*1}
サプレッション・プールの水を水源とした対応 （原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水）	-	残留熱除去系による原子炉注水	主要設備 サプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等
			関連設備 関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		
		残留熱除去系による原子炉注水 （復旧後の原子炉注水①）	主要設備 サプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等
			関連設備 関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		
		残留熱除去系による原子炉注水 （復旧後の原子炉注水②）	主要設備 サプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ ^{*3} 緊急用海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等
			関連設備 関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		
		残留熱除去系による原子炉注水 （復旧後の原子炉注水③）	主要設備 サプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策 設備	
			関連設備 関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（11/48）

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		整備する手順書 ^{*1}	
サプレッション・プールの水を水源とした対応 （原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水）	-	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	主要設備 サプレッション・プール 低圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等	
			関連設備 関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。			
		低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 （復旧後の原子炉注水①）	主要設備 サプレッション・プール 低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備 関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。			
		低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 （復旧後の原子炉注水②）	主要設備 サプレッション・プール 低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却） 緊急用海水ポンプ ^{*3} 緊急用海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
			関連設備 関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。			
		低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 （復旧後の原子炉注水③）	主要設備 サプレッション・プール 低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却）	重大事故等 対処設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
			可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策 設備		
			関連設備 関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。			

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（12/48）

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		整備する手順書 ^{*1}	
サプレッション・プール （原子炉格納容器内の除熱）	-	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 格納容器制御 「PCV圧力制御」等
		関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。			
		原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷前） ①	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 格納容器制御 「PCV圧力制御」等
		関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		重大事故等対策要領	
原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷前） ②	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ ^{*3} 緊急用海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備			
関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。					

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13/48）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{*1}		
サブプレッション・プールの水源地とした対応 (原子炉格納容器内の除熱)	-	原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷前)③	主要設備	サブプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ(海水冷却) 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対応設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 格納容器制御 「PCV圧力制御」等 重大事故等対策要領	
		可搬型代替注水大型ポンプ	自主 設備 対策	関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
		原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷後)①	主要設備	サブプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ(海水冷却) 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対応設備		非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」， 「除熱-3」 重大事故等対策要領
		関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。				
		原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷後)②	主要設備	サブプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ(海水冷却) 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ ^{*3} 緊急用海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対応設備		
		関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。				

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（14/48）

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		整備する手順書 ^{*1}	
サプレッション・プール （原子炉格納容器内の除熱）	一	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） （復旧後の原子炉格納容器内の除熱） による原子炉格納容器内の除熱 （炉心損傷後） ③	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」， 「除熱－3」 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
		残留熱除去系（サプレッション・プール水の冷却系） による	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 格納容器制御 「S/P温度制御」等
			関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (15/48)

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		整備する手順書 ^{※1}	
サブプレッション・プール (原子炉格納容器内の除熱)	-	サブプレッション・プール水の除熱(炉心損傷前) ①	主要設備	サブプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ (海水冷却) 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{※3} 残留熱除去系海水ストレーナ ^{※3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 格納容器制御 「S/P温度制御」等 重大事故等対策要領
		サブプレッション・プール水の除熱(炉心損傷前) ②	関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
		サブプレッション・プール水の除熱(炉心損傷前) ③	主要設備	サブプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ (海水冷却) 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ ^{※3} 緊急用海水ストレーナ ^{※3}	重大事故等 対処設備	
		サブプレッション・プール水の除熱(炉心損傷前) ④	関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		

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

※2: 手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3: 手順については「1.5 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。

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

※5: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（16/48）

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		整備する手順書 ^{*1}	
サプレッション・プール （原子炉格納容器内の除熱）	①	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱（炉心損傷後） ①	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」， 「除熱－3」 重大事故等対策要領
		関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。			
		残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱（炉心損傷後） ②	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ ^{*3} 緊急用海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	
		関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。			
		残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱（炉心損傷後） ③	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備	
			関連設備	可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策 設備	
			関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（17/48）

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		整備する手順書 ^{*1}	
サプレッション・プールを水源とした対応 （原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱）	一	代替循環冷却系による原子炉注水①	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			代替循環冷却系ポンプ	自主対策 設備		
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		
			主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ ^{*3} 緊急用海水ストレナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	
			代替循環冷却系ポンプ	自主対策 設備		
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		
		主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備		
		代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策 設備			
		関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。			

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（18/48）

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		整備する手順書 ^{*1}	
サプレッション・プールの水を水源とした対応 （原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱）	一	代替循環冷却系による 残存溶融炉心の冷却①	主要設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－4」 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		
		代替循環冷却系による 残存溶融炉心の冷却②	主要設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ ^{*3} 緊急用海水ストレナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		
代替循環冷却系による 残存溶融炉心の冷却③	主要設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備			
	自主対策	可搬型代替注水大型ポンプ				
	関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。				

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（19／48）

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		整備する手順書 ^{*1}
サプレッション・プールを水源とした対応 （原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱）	一	代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱（炉心損傷前）①	主要設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレナ ^{*3}	重大事故等 対処設備
		関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
		代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱（炉心損傷前）②	主要設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ ^{*3} 緊急用海水ストレナ ^{*3}	重大事故等 対処設備
		関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 格納容器制御 「S/P温度制御」等 重大事故等対策要領					
代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱（炉心損傷前）③			主要設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備
可搬型代替注水大型ポンプ			関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	自主対策 設備

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（20/48）

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		整備する手順書 ^{*1}	
サプレッション・プールを水源とした対応 （原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱）	一	代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱（炉心損傷後）①	主要設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」， 「除熱－3」 重大事故等対策要領
		関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。			
		代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱（炉心損傷後）②	主要設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ ^{*3} 緊急用海水ストレナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	
		関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。			
代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱（炉心損傷後）③	主要設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備			
関連設備	自主対策 設備	可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策 設備			
関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。					

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (21/48)

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			整備する手順書 ^{*1}
(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・プールの水源とした対応	-	原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷前)① 代替循環冷却系による	主要設備	サブプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 格納容器制御 「PCV圧力制御」 等 重大事故等対策要領
		関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。			
		原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷前)② 代替循環冷却系による	主要設備	サブプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ ^{*3} 緊急用海水ストレナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	
		関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。			
		原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷前)③ 代替循環冷却系による	主要設備	サブプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備	
			関連設備	可搬型代替注水大型ポンプ	自主 設備 対策	
			関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (22/48)

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		整備する手順書 ^{*1}	
(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・プールの水源とした対応	-	原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷後)①	主要設備	サブプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」， 「除熱-2」， 「除熱-3」 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
		原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷後)②	主要設備	サブプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ ^{*3} 緊急用海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	
			関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
		原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷後)③	主要設備	サブプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備	
			可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策 設備		
			関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (23/48)

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		整備する手順書 ^{*1}	
(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・プールの水源とした対応	-	原子炉格納容器内の減圧及び除熱① 代替循環冷却系による	主要設備	サブプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ ^{*3} 緊急用海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」， 「除熱-3」， 「放出」 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「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」にて整備する。		
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱②	主要設備	サブプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	
			関連設備	関連設備は「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」にて整備する。		
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱③	主要設備	サブプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備	
			可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策 設備		
関連設備	関連設備は「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」にて整備する。					

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (24/48)

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		整備する手順書 ^{*1}	
サプレッション・プールの水を水源とした対応 (原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱)	—	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のベDESTAL(トライウエル部) の床面への落下遅延・防止)①	主要設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」， 「注水-2」 重大事故等対策要領
		関連設備	関連設備は「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。			
		代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のベDESTAL(トライウエル部) の床面への落下遅延・防止)②	主要設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ ^{*3} 緊急用海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	
		関連設備	関連設備は「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。			
		代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のベDESTAL(トライウエル部) の床面への落下遅延・防止)③	主要設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備	
			可搬型代替注水大型ポンプ		自主対策 設備	
			関連設備	関連設備は「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：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (25/48)

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		整備する手順書 ^{*1}
(可搬型代替注水中型ポンプによる送水) 西側淡水貯水設備を水源とした対応	サプレッション・プール	可搬型代替注水中型ポンプによる送水	可搬型代替注水中型ポンプによる高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水時		重大事故等対策要領
			主要設備	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ	
	関連設備		低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
	可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水時				
	-		主要設備	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ フィルタ装置	重大事故等 対処設備
			関連設備	格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備
(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水) 西側淡水貯水設備を水源とした対応	サプレッション・プール	低圧代替注水系(可搬型)による 原子炉注水	主要設備	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ	重大事故等 対処設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備
	上記以外の関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。				
	低圧代替注水系(可搬型)による 残存溶融炉心の冷却	主要設備	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ	重大事故等 対処設備	常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「AM設備別操作手順書」
関連設備		低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-4」	
上記以外の関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。					

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (26/48)

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		整備する手順書※1
(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の 西側淡水貯水設備を水源とした対応 原子炉圧力容器への注水)	サブプレッション・プール	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器への注水(溶融炉心の床面への落下遅延・防止)	主要設備 西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ	重大事故等 対処設備	常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 重大事故等対策要領
			関連設備 低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
			上記以外の関連設備は「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。		
(原子炉格納容器内の冷却) 西側淡水貯水設備を水源とした対応	サブプレッション・プール	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷前)	主要設備 西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 格納容器制御 「PCV圧力制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備 低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
			上記以外の関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
(原子炉格納容器内の冷却) 西側淡水貯水設備を水源とした対応	サブプレッション・プール	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷後)	主要設備 西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ	重大事故等 対処設備	常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」, 「除熱-2」, 「除熱-3」 重大事故等対策要領
			関連設備 低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
			上記以外の関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (27/48)

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		整備する手順書※1	
西側淡水貯水設備を水源とした対応 (フィルタ装置スクラビング水補給)	-	フィルタ装置スクラビング水補給	主要設備	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ フィルタ装置	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要領
			関連設備	格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料給油設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
西側淡水貯水設備を水源とした対応 (原子炉格納容器下部への注水)	-	ペデスタル(ドライウエル部)による 格納容器下部注水系(可搬型)への注水	主要設備	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ コリウムシールド	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3 a」, 「注水-3 b」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
			上記以外の関連設備は「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。			
西側淡水貯水設備を水源とした対応 (使用済燃料プールへの注水)	-	可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水	主要設備	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料給油設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
			上記以外の関連設備は「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：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (28/48)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1	
(原子炉過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応の注水) サプレッション・プール		消火系による原子炉注水	主要設備	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		
		消火系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策	常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-4」 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		
		消火系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止)	主要設備	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策	常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」， 「注水-2」 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「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：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (29/48)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書*1	
ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応 (原子炉格納容器内の冷却)	サブプレッション・プール	消火系による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	主要設備	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 格納容器制御 「PCV圧力制御」等 重大事故等対策要領
		関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。			
ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応 (原子炉格納容器内の冷却)	-	消火系による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	主要設備	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策	常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」， 「除熱-2」， 「除熱-3」 重大事故等対策要領
		関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。			
ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応 (原子炉格納容器下部への注水)	-	消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	主要設備	コリウムシールド	重大事故等 対応設備	常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3a」， 「注水-3b」 重大事故等対策要領
			関連設備	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策	

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (30/48)

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		整備する手順書 ^{*1}	
多目的ろ過水貯蔵タンク又は使用済燃料プールへの注水	-	使用済燃料系による注水	主要設備	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「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。		
(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水)	サブプレッション・プール	復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水	主要設備	復水貯蔵タンク	自主対策	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等 対処設備	
			関連設備	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 所内常設直流電源設備 ^{*5} ・125V系蓄電池 A系	重大事故等 対処設備	
		補給水系配管・弁	自主対策			
		復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水	主要設備	復水貯蔵タンク	自主対策	
				高圧炉心スプレイ系ポンプ	重大事故等 対処設備	
関連設備	原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 非常用交流電源設備 ^{*5} ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備 ^{*3} ・軽油貯蔵タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ		重大事故等 対処設備			
補給水系配管・弁	自主対策					

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (31/48)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書*1
			主要設備	関連設備	
(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水)	サブプレッション・プール	制御棒駆動水圧系による原子炉注水	復水貯蔵タンク 制御棒駆動水ポンプ	自主設備 自主対策	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等
		原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への落下遅延・防止	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 常設代替交流電源設備*5 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備*5 ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備*5 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備*5 ・可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器 燃料給油設備*5 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	自主設備 自主対策 重大事故等 重大事故等	
(復水の原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	サブプレッション・プール	補給水系による原子炉注水	復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	自主設備 自主対策	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			補給水系配管・弁	自主設備 自主対策	

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

*2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

*3：手順については「1.5 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。

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

*5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (32/48)

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		整備する手順書※1
(原子炉貯蔵タンクを水源とした対応 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の 原子炉圧力容器への注水)	サブプレッション・プール	補給水系による 残存溶融炉心の冷却	主要設備 復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	自主設備 自主対策	常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-4」 重大事故等対策要領
		(溶融炉心のベダスタル(ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	主要設備 復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	自主設備 自主対策	常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」， 「注水-2」 重大事故等対策要領
復水貯蔵タンクを水源とした対応 (原子炉格納容器内の冷却)	サブプレッション・プール	補給水系による 原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	主要設備 復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	自主設備 自主対策	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 格納容器制御 「PCV圧力制御」等 重大事故等対策要領
		補給水系による 原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	主要設備 復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	自主設備 自主対策	常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」， 「除熱-2」， 「除熱-3」 重大事故等対策要領

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (33/48)

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		整備する手順書 ^{*1}		
復水貯蔵タンクを水源とした対応 (原子炉格納容器下部への注水)	-	補給水系によるベデスタル (ドライウエル部)への注水	主要設備	コリウムシールド	重大事故等 対処設備	常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3 a」, 「注水-3 b」 重大事故等対策要領	
			関連設備	復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ			自主対策 設備
			関連設備	関連設備は「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。			
復水貯蔵タンクを水源とした対応 (使用済燃料プールへの注水)	-	補給水系による 使用済燃料プール注水	主要設備	復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	自主対策 設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」等 重大事故等対策要領	
			関連設備	関連設備は「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。			
淡水タンクを水源とした対応 (可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水)	-	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水	主要設備	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク	自主対策 設備	重大事故等対策要領	
			関連設備	格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ			重大事故等 対処設備
			主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ フィルタ装置			重大事故等 対処設備
			関連設備	多目的タンク配管・弁			自主対策 設備

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (34/48)

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		整備する手順書 ^{*1}	
(淡水タンクを水源とした対応 フィルタ装置スクラビング水補給)	-	フィルタ装置スクラビング水補給	主要設備	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク	自主対策	重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ フィルタ装置	重大事故等 対処設備	
			関連設備	格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
				多目的タンク配管・弁	自主対策	
(可搬型代替注水大型ポンプ による送水)	サブプレッション・プール	可搬型代替注水大型ポンプ による送水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 非常用取水設備 ^{*3} ・SA用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・SA用海水ピット 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の 海を水源とした対応 原子炉圧力容器への注水)	サブプレッション・プール	低圧代替注水系（可搬型） による原子炉注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 非常用取水設備 ^{*3} ・SA用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・SA用海水ピット 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
				上記以外の関連設備は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (35/48)

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		整備する手順書 ^{*1}	
(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水) 海を水源とした対応	サプレッション・プール	低圧代替注水系(可搬型)による 残存溶融炉心の冷却	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-4」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 非常用取水設備 ^{*3} ・SA用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・SA用海水ピット 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
		低圧代替注水系(可搬型)による 溶融炉心の床面への落下遅延・防止	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」， 「注水-2」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 非常用取水設備 ^{*3} ・SA用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・SA用海水ピット 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
(原子炉格納容器内の冷却) 海を水源とした対応	サプレッション・プール	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による 原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷前)	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 格納容器制御 「PCV圧力制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 非常用取水設備 ^{*3} ・SA用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・SA用海水ピット 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (36/48)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書*1
(原子炉格納容器内の冷却) 海を水源とした対応	サブプレッション・プール	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷後)	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ 重大事故等 対応設備	常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」, 「除熱-2」, 「除熱-3」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 非常用取水設備*3 ・SA用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・SA用海水ピット 燃料給油設備*5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	
(原子炉格納容器下部への注水) 海を水源とした対応	-	格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTアル(ドライウエル部)への注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ コリウムシールド 重大事故等 対応設備	常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3a」, 「注水-3b」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 非常用取水設備*3 ・SA用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・SA用海水ピット 燃料給油設備*5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	
(使用済燃料プールへの注水/スプレイ) 海を水源とした対応	-	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ 重大事故等 対応設備	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「使用済燃料プール制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 非常用取水設備*3 ・SA用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・SA用海水ピット 燃料給油設備*5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	
			上記以外の関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
			上記以外の関連設備は「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。		
			上記以外の関連設備は「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：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

*2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

*3：手順については「1.5 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。

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

*5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (37/48)

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		整備する手順書 ^{※1}	
(使用済燃料プールを水源とした対応 海を水源とした注水/スプレー)	-	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレーヘッド)を使用した使用済燃料プールのスプレー	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ 常設スプレーヘッド	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 非常用取水設備 ^{※3} ・SA用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・SA用海水ピット 燃料給油設備 ^{※5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
			上記以外の関連設備は「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。			
		主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型スプレーノズル	重大事故等 対処設備		
(残留熱除去系海水系による冷却水の確保)	-	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プールのスプレー	主要設備	残留熱除去系海水ポンプ 残留熱除去系海水ストレーナ 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「S/P温度制御」等
			関連設備	関連設備は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。		

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (38/48)

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		整備する手順書 ^{*1}	
(最終ヒートシンク(海を水源とした対応(海洋)への代替熱輸送)	-	緊急用海水系による冷却水の確保	主要設備	緊急用海水ポンプ 緊急用海水ストレーナ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)ポンプ ^{**2} 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)ポンプ ^{**4} 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)ポンプ ^{**4}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース)「S/P温度制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。		
		代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)ポンプ ^{**2} 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)ポンプ ^{**4} 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)ポンプ ^{**4}	自主対策 設備 重大事故等 対処設備	
			関連設備	関連設備は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。		
(大気への放射性物質の拡散抑制)	-	可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ(放水用) 放水砲	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要領「大気への放射性物質の拡散抑制」
			関連設備	関連設備は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。		
(航空機燃料火災への泡消火)	-	可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)，放水砲，泡混合器及び泡消火薬剤容器(大型ポンプ用)による航空機燃料火災への泡消火	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ(放水用) 放水砲 泡混合器 泡消火薬剤容器(大型ポンプ用)	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要領「航空機燃料火災への泡消火」
			関連設備	関連設備は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。		

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (39/48)

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		整備する手順書 ^{*1}	
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保) (2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心 海を水源とした対応 非常用ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保)	-	2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心 スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保 (非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電)	主要設備	2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ 2C D/G 2D D/G HPCS D/G	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「減圧冷却」等
			関連設備	関連設備は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。		重大事故等対策要領
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保)	-	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による 非常用所内電気設備への給電)	主要設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ HPCS D/G M/C HPCS	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要領
				M/C 2E	自主対策 設備	
			関連設備	関連設備は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。		

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (40/48)

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		整備する手順書 ^{※1}	
高圧炉心スプレイスライセル発電機海水系又は (2C・2D) 海を水源とした対応 非常用ディーゼル発電機海水系又は (2C・2D) 非常用ディーゼル発電機海水系への代替送水	-	2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイスライセル発電機の電源給電機能の復旧 2D 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイスライセル発電機の電源給電機能の復旧	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策設備	重大事故等対策要領
				関連設備	2C D/G 2D D/G HPCS D/G	
			関連設備		関連設備は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。	
(代替燃料プール冷却系による 使用済燃料プール冷却) 海を水源とした対応	-	代替燃料プール冷却系による 使用済燃料プール冷却 ^①	主要設備	代替燃料プール冷却系ポンプ 代替燃料プール冷却系熱交換器 使用済燃料プール 緊急用海水ポンプ ^{※3} 緊急用海水ストレナ ^{※3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「使用済燃料プール制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「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：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (41/48)

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		整備する手順書*1
(代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却) 海を水源とした対応	■	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却②	主要設備 可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備 関連設備は「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。	重大事故等対処設備	
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)	■	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「反応度制御」	主要設備 ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入ポンプ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「反応度制御」
			関連設備 関連設備は「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」にて整備する。		
		原子炉注水 (ほう酸水注入系によるほう酸水注入) 原子炉注水 (継続注水)	主要設備 ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入ポンプ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備 関連設備は「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」にて整備する。 なお、当該対応手段には、「純水系 (自主対策設備)」を使用するため、自主的に整備する対応手段とする。		

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (42/48)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書 ^{*1}
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)	-	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入(溶融炉心のベドスタル(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止)	主要設備	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入ポンプ	重大事故等 対応設備	常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「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。		
(可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給(淡水/海水))	-	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	主要設備	西側淡水貯水設備 代替淡水貯槽 可搬型代替注水中型ポンプ	重大事故等 対応設備	重大事故等対策要領
			関連設備	ホース 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対応設備	
		淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	主要設備	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク	自主対策 設備	
			代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ	重大事故等 対応設備		
		関連設備	ホース 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対応設備		
			多目的タンク配管・弁	自主対策 設備		

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（43／48）

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			整備する手順書 ^{*1}
(可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給(淡水/海水))	-	可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要領
			関連設備	ホース 非常用取水設備 ^{*3} ・SA用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・SA用海水ピット 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
(可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給(淡水/海水))	-	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給	主要設備	代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要領
			関連設備	ホース 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (44/48)

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		整備する手順書 ^{※1}	
(可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応 (淡水/海水))	-	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる 西側淡水貯水設備への補給	主要設備	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク	自主対策 設備	重大事故等対策要領
				西側淡水貯水設備 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	
			関連設備	ホース 燃料給油設備 ^{※5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
				多目的タンク配管・弁	自主対策 設備	
		海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる 西側淡水貯水設備への補給	主要設備	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	
			関連設備	ホース 非常用取水設備 ^{※3} ・SA用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・SA用海水ピット 燃料給油設備 ^{※5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（45/48）

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		整備する手順書 ^{*1}
(原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源地の切替え) 水源を切り替えるための対応	-	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切替え	主要設備	復水貯蔵タンク	自主対策設備
				サプレッション・プール	重大事故等対処設備
			関連設備	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 所内常設直流電源設備 ^{*5} ・125V系蓄電池 A系	重大事故等対処設備
				補給水系配管・弁	自主対策設備
		高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え	主要設備	復水貯蔵タンク	自主対策設備
				サプレッション・プール	重大事故等対処設備
			関連設備	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 非常用交流電源設備 ^{*5} ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備 ^{*3} ・軽油貯蔵タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備
				補給水系配管・弁	自主対策設備

重大事故等対策要領

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (46/48)

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			整備する手順書 ^{*1}
水源を切り替えるための対応 (淡水から海水への切替え)	—	代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え (西側淡水貯水設備から補給している場合)	主要設備	西側淡水貯水設備 代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要領
			関連設備	ホース 非常用取水設備 ^{*3} ・S A用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・S A用海水ピット 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備	
		主要設備	多目的タンク る過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク	自主対策 設備		
		主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ	重大事故等 対処設備		
関連設備	ホース 非常用取水設備 ^{*3} ・S A用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・S A用海水ピット 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備				
関連設備	多目的タンク配管・弁	自主対策 設備				

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (47/48)

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			整備する手順書 ^{*1}	
水源を切り替えるための対応 (淡水から海水への切替え)	-	西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え (代替淡水貯槽から補給している場合)	主要設備	代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要領	
			関連設備	ホース 非常用取水設備 ^{*3} ・S A用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・S A用海水ピット 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備		
		西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え (淡水タンクから補給している場合)	主要設備	多目的タンク る過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク	自主対策 設備		
			関連設備	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備		
		関連設備	ホース 非常用取水設備 ^{*3} ・S A用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・S A用海水ピット 燃料給油設備 ^{*5} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対処設備			
		関連設備	多目的タンク配管・弁	自主対策 設備			

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (48/48)

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		整備する手順書 ^{*1}	
(外部水源を切り替えるための対応)	—	(サブプレッション・プール) から内部水源への切替え①	主要設備	サプレッション・プール 代替淡水貯槽 代替循環冷却系ポンプ 常設低圧代替注水系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{*3} 残留熱除去系海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水－1」， 「注水－2」， 「注水－4」， 「除熱－1」， 「除熱－2」， 「除熱－3」 重大事故等対策要領
			関連設備	関連設備は「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」にて整備する。		
		(サブプレッション・プール) から内部水源への切替え②	主要設備	サプレッション・プール 代替淡水貯槽 代替循環冷却系ポンプ 常設低圧代替注水系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ ^{*3} 緊急用海水ストレーナ ^{*3}	重大事故等 対処設備	
			関連設備	関連設備は「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」にて整備する。		
		(サブプレッション・プール) から内部水源への切替え③	主要設備	サプレッション・プール 代替淡水貯槽 代替循環冷却系ポンプ 常設低圧代替注水系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備	
			関連設備	可搬型代替注水大型ポンプ	自主 設備 対策	
関連設備	関連設備は「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」にて整備する。					

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

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

※5：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.13-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/21)

対应手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.13.2.1 水源を利用した対应手順 (1) 代替淡水貯槽を水源とした対应手順 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合)		
a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
(a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	判断基準	「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。
	操作	
(b) 低圧代替注水系 (常設) による残存熔融炉心の冷却	判断基準	「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。
	操作	
(c) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 (熔融炉心のペDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	判断基準	「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。
	操作	
b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却		
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	判断基準	「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。
	操作	
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	判断基準	「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。
	操作	
c. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水		
(a) 格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	判断基準	「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。
	操作	

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

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

監視計器一覧 (2/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合)		
d. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ		
(a) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	「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。
	操作	
(b) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイ	判断基準	「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。
	操作	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)		
a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口, 原子炉建屋西側接続口, 高所東側接続口又は高所西側接続口への送水時	
	判断基準	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1}
	操作	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1}
	可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水時	
	判断基準	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1} フィルタ装置水位 ^{※1}
操作	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1} フィルタ装置水位 ^{※1}	

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

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

監視計器一覧 (3/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)			
b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			
(a) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 ^{※1}
		上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位 ^{※1}
		上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存熔融炉心の冷却	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 ^{※1}
		上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位 ^{※1}
		上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
(c) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (熔融炉心のペDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 ^{※1}
		上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位 ^{※1}
		上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

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

監視計器一覧 (4/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)		
c. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却		
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	判断基準	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1} 上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。
	操作	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1} 上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	判断基準	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1} 上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。
	操作	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1} 上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。
d. 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給		
(a) フィルタ装置スクラビング水補給	判断基準	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1} フィルタ装置水位 ^{※1}
	操作	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1} フィルタ装置水位 ^{※1}
e. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水		
(a) 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	判断基準	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1} 上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。
	操作	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1} 上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。
f. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ		
(a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1} 上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。
	操作	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1} 上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

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

監視計器一覧 (5/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)			
f. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ			
(b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールスプレイ	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
		上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
		上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイ	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
		上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
		上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (3) サプレッション・プールを水源とした対応手順			
a. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水			
(a) 高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉注水 (中央制御室からの高圧代替注水系起動)	判断基準	「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。	
	操作		
(b) 高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉注水 (現場での人力操作による高圧代替注水系起動)	判断基準	「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。	
	操作		

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

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

監視計器一覧 (6/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (3) サプレッション・プールを水源とした対応手順		
a. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水		
(c) 原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉注水	判断基準	「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。
	操作	
(d) 高圧炉心スプレイ系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉注水	判断基準	「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。
	操作	
(e) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のペDESTAL (ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止)	判断基準	「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。
	操作	
(f) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のペDESTAL (ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止)	判断基準	「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。
	操作	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (3) サプレッション・プールを水源とした対応手順		
b. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
(a) 残留熱除去系による原子炉注水	判断基準	「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。
	操作	
(b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	判断基準	「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。
	操作	

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

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

監視計器一覧 (7/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (3) サプレッション・プールを水源とした対応手順		
c. 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		
(a) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による原子炉格納容器内の除熱	判断基準	「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。
	操作	
(b) 残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) によるサプレッション・プール水の除熱	判断基準	「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。
	操作	
d. サプレッション・プールを水源とした原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱		
(a) 代替循環冷却系による原子炉注水	判断基準	「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。
	操作	
(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	「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。
	操作	
(c) 代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱 (炉心損傷前)	判断基準	「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。
	操作	
(d) 代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱 (炉心損傷後)	判断基準	「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。
	操作	

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

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

監視計器一覧 (8/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (3) サプレッション・プールを水源とした対応手順		
d. サプレッション・プールを水源とした原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱		
(e) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷前)	判断基準	「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。
	操作	
(f) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷後)	判断基準	「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。
	操作	
(g) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	判断基準	「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。
	操作	
(h) 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水(熔融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止)	判断基準	「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。
	操作	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (4) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手順		
a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水	可搬型代替注水中型ポンプによる高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水時	
	判断基準	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 ^{※1}
	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 ^{※1}
	可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水時	
	判断基準	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 ^{※1} フィルタ装置水位 ^{※1}
	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 ^{※1} フィルタ装置水位 ^{※1}

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

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

監視計器一覧 (9/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (4) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手順		
b. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の原子炉圧力容器への注水		
(a) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水	判断基準	水源の確保 西側淡水貯水設備水位※1 上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。
	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位※1 上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。
(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存熔融炉心の冷却	判断基準	水源の確保 西側淡水貯水設備水位※1 上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。
	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位※1 上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。
(c) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (熔融炉心のペDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	判断基準	水源の確保 西側淡水貯水設備水位※1 上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。
	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位※1 上記以外の重大事故等の対応に必要なとなる監視項目及び監視パラメータ (計器) 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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

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

監視計器一覧 (10/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (4) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手順			
c. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却			
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	判断基準	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 ^{※1}
		上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 ^{※1}
		上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	判断基準	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 ^{※1}
		上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 ^{※1}
		上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
d. 西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			
(a) フィルタ装置スクラビング水補給	判断基準	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 ^{※1} フィルタ装置水位 ^{※1}
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 ^{※1} フィルタ装置水位 ^{※1}
e. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水			
(a) 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウェル部) への注水	判断基準	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 ^{※1}
		上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 ^{※1}
		上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

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

監視計器一覧 (11/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
f. 西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水			
(a) 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	水源の確保	西側淡水貯水設備水位※1
		上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位※1
		上記以外の重大事故等の対応に必要な監視項目及び監視パラメータ (計器) 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。	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順			
a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			
(a) 消火系による原子炉注水	判断基準	「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。	
	操作		
(b) 消火系による残存熔融炉心の冷却	判断基準	「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。	
	操作		
(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水 (熔融炉心のペDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	判断基準	「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。	
	操作		
b. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却			
(a) 消火系による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	判断基準	「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。	
	操作		
(b) 消火系による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	判断基準	「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。	
	操作		

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

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

監視計器一覧 (12/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順			
c. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水			
(a) 消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	判断基準	「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。	
	操作		
d. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水			
(a) 消火系による使用済燃料プール注水	判断基準	「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。	
	操作		
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順			
a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の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注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉圧力容器内への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※ ¹
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

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

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

監視計器一覧 (13/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順			
a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の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注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※1
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉圧力容器内への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量※1
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
(c) 制御棒駆動水圧系による原子炉注水	判断基準	「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。	
	操作		

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

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

監視計器一覧 (14/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順		
a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水		
(d) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のベDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止)	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度※ ¹
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹
		原子炉圧力容器への注水量 高圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹ 給水流量
		電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 メタルクラッド開閉装置 2 C 電圧※ ² パワーセンタ 2 C 電圧※ ² メタルクラッド開閉装置 2 D 電圧※ ² パワーセンタ 2 D 電圧※ ²
		補機監視機能 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保 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 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹
		原子炉圧力容器への注水量 原子炉隔離時冷却系系統流量※ ¹
		補機監視機能 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保 復水貯蔵タンク水位

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

※²: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (15/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順		
b. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
(a) 補給水系による原子炉注水	判断基準	「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。
	操作	
(b) 補給水系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	「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。
	操作	
(c) 補給水系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のベDESTAL (ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止)	判断基準	「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。
	操作	
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		
(a) 補給水系による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	判断基準	「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。
	操作	
(b) 補給水系による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	判断基準	「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。
	操作	

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

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

監視計器一覧 (16/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順			
d. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水			
(a) 補給水系によるペDESTAL (ドライウェル部) への注水	判断基準	「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。	
	操作		
e. 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水			
(a) 補給水系による使用済燃料プールへの注水	判断基準	「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。	
	操作		
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (7) 淡水タンクを水源とした対応手順			
a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水	判断基準	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 フィルタ装置水位 ^{*1}
	操作	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 フィルタ装置水位 ^{*1}
b. 淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			
(a) フィルタ装置スクラビング水補給	判断基準	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 フィルタ装置水位 ^{*1}
	操作	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 フィルタ装置水位 ^{*1}
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (8) 海を水源とした対応手順			
a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	判断基準	水源の確保	—
	操作	水源の確保	—

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

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

監視計器一覧 (17/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (8) 海を水源とした対応手順		
b. 海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の原子炉圧力容器への注水		
(a) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水	判断基準	「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。
	操作	
(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存熔融炉心の冷却	判断基準	「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。
	操作	
(c) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (熔融炉心のペDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	判断基準	「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。
	操作	
c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却		
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	判断基準	「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。
	操作	
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	判断基準	「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。
	操作	
d. 海を水源とした原子炉格納容器下部への注水		
(a) 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	判断基準	「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。
	操作	
e. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ		
(a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	「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。
	操作	

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

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

監視計器一覧 (18/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (8) 海を水源とした対応手順		
e. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ		
(b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールスプレイ	判断基準 操作	「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。
(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールスプレイ	判断基準 操作	「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。
f. 海を水源とした 残留熱除去系海水系による冷却水の確保		
(a) 残留熱除去系海水系による冷却水の確保	判断基準 操作	「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。
g. 海を水源とした最終ヒートシンク(海洋)への代替熱輸送		
(a) 緊急用海水系による冷却水の確保	判断基準 操作	「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。
(b) 代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保	判断基準 操作	「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。
h. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制		
(a) 可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	判断基準 操作	「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火		
(a) 可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器(大型ポンプ用)による航空機燃料火災への泡消火	判断基準 操作	「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

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

監視計器一覧 (19/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (8) 海を水源とした対応手順		
j. 海を水源とした2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保		
(a) 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保 (非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電)	判断基準	「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	操作	
(b) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電)	判断基準	「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	操作	
k. 海を水源とした2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水		
(a) 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D 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電源給電機能の復旧	判断基準	「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	操作	
l. 海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却		
(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	判断基準	「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。
	操作	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (9) 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压力容器へのほう酸水注入		
(a) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」	判断基準	「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」にて整備する。
	操作	
(b) ほう酸水注入系による原子炉注水	判断基準	「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。
	操作	
(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 (溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止)	判断基準	「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。
	操作	

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

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

監視計器一覧 (20/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順		
a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (淡水/海水)		
(a) 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	判断基準	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 ^{※1} 代替淡水貯槽水位 ^{※1}
	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 ^{※1} 代替淡水貯槽水位 ^{※1}
(b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	判断基準	水源の確保 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 代替淡水貯槽水位 ^{※1}
	操作	水源の確保 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 代替淡水貯槽水位 ^{※1}
(c) 海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	判断基準	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1}
	操作	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1}
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (2) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順		
a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (淡水/海水)		
(a) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給	判断基準	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1} 西側淡水貯水設備水位 ^{※1}
	操作	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ^{※1} 西側淡水貯水設備水位 ^{※1}
(b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給	判断基準	水源の確保 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 西側淡水貯水設備水位 ^{※1}
	操作	水源の確保 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 西側淡水貯水設備水位 ^{※1}
(c) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給	判断基準	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 ^{※1}
	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 ^{※1}

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

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

監視計器一覧 (21/21)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.13.2.3 水源を切り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の切替え			
a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切替え	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
		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 ^{※1}
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
		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 ^{※1}
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (2) 淡水から海水への切替え			
a. 代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 ^{※1} 西側淡水貯水設備水位 ^{※1} 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位 ^{※1}
b. 西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え	判断基準	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 ^{※1} 代替淡水貯槽水位 ^{※1} 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 ^{※1}
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (3) 外部水源から内部水源への切替え			
a. 外部水源 (代替淡水貯槽) から内部水源 (サブプレッション・プール) への切替え	判断基準	「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熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
	操作		

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

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

第 1.13-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

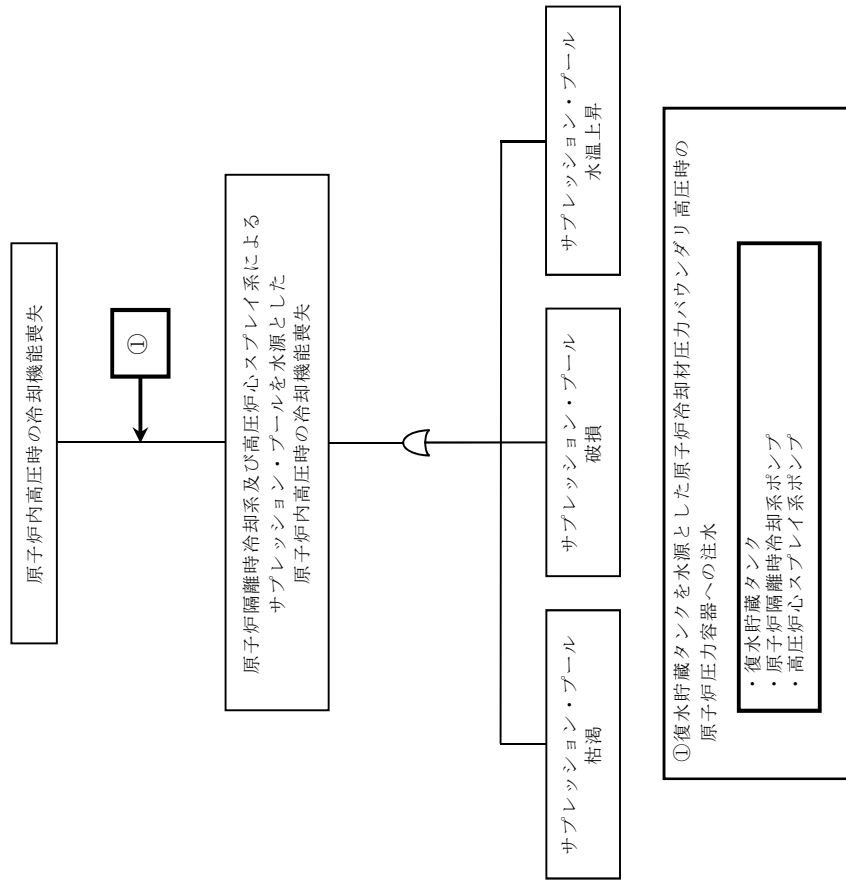
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.13】 重大事故等の収束に必要となる 水の供給手順等</p>	<p>代替淡水貯槽水位（計器）</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流 125V 主母線盤</p>
	<p>サプレッション・プール水位 （計器）</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流 125V 主母線盤</p>
	<p>西側淡水貯水設備水位（計器）</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流 125V 主母線盤</p>

(凡例)

□ : AND 条件

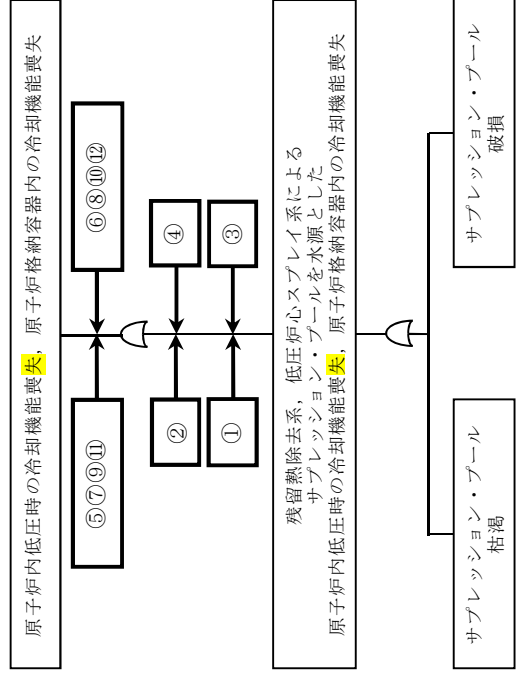
∪ : OR 条件

→ : 代替設備・手段による対応



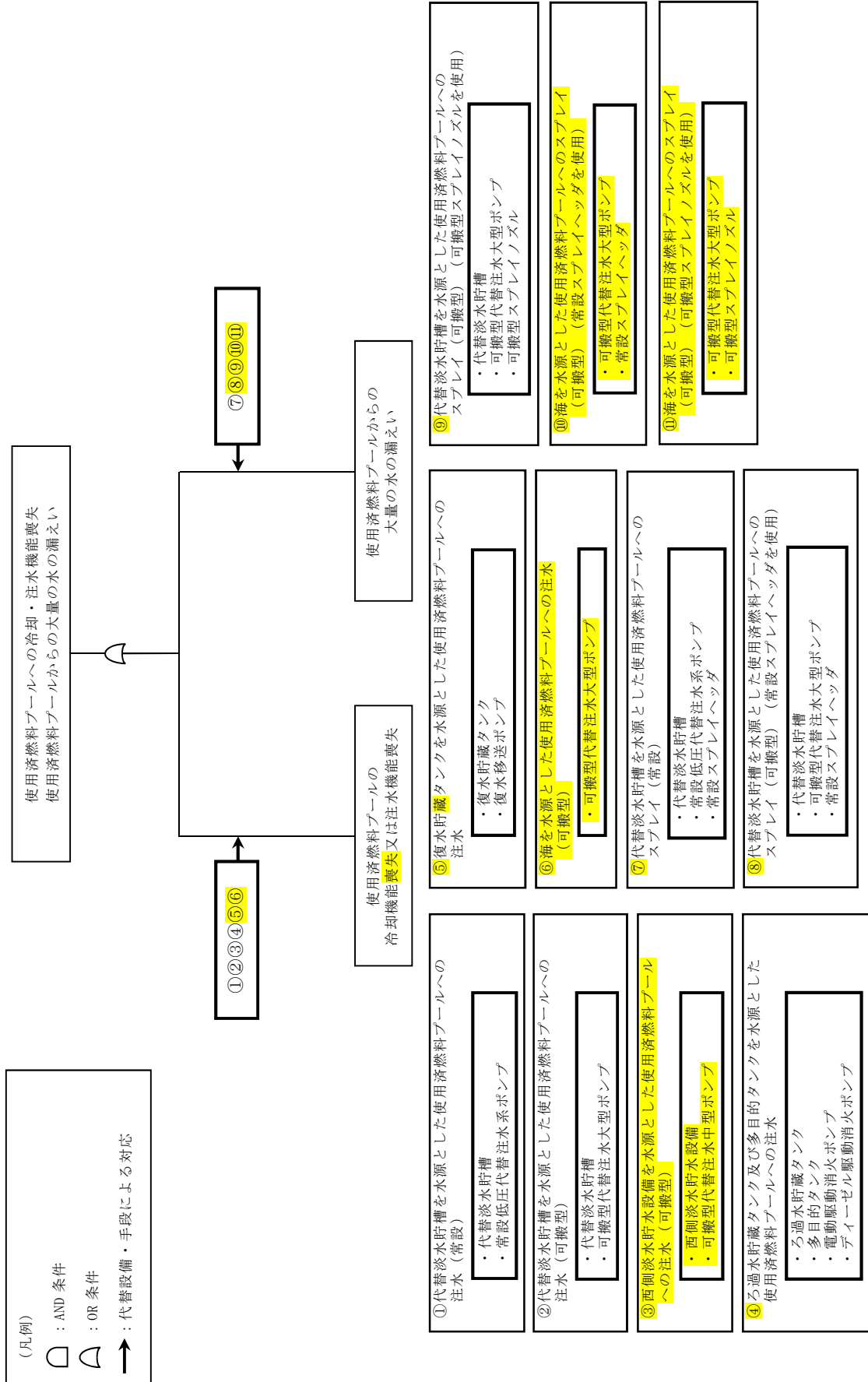
第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/3)

(凡例)
 □ : AND 条件
 ∩ : OR 条件
 → : 代替設備・手段による対応

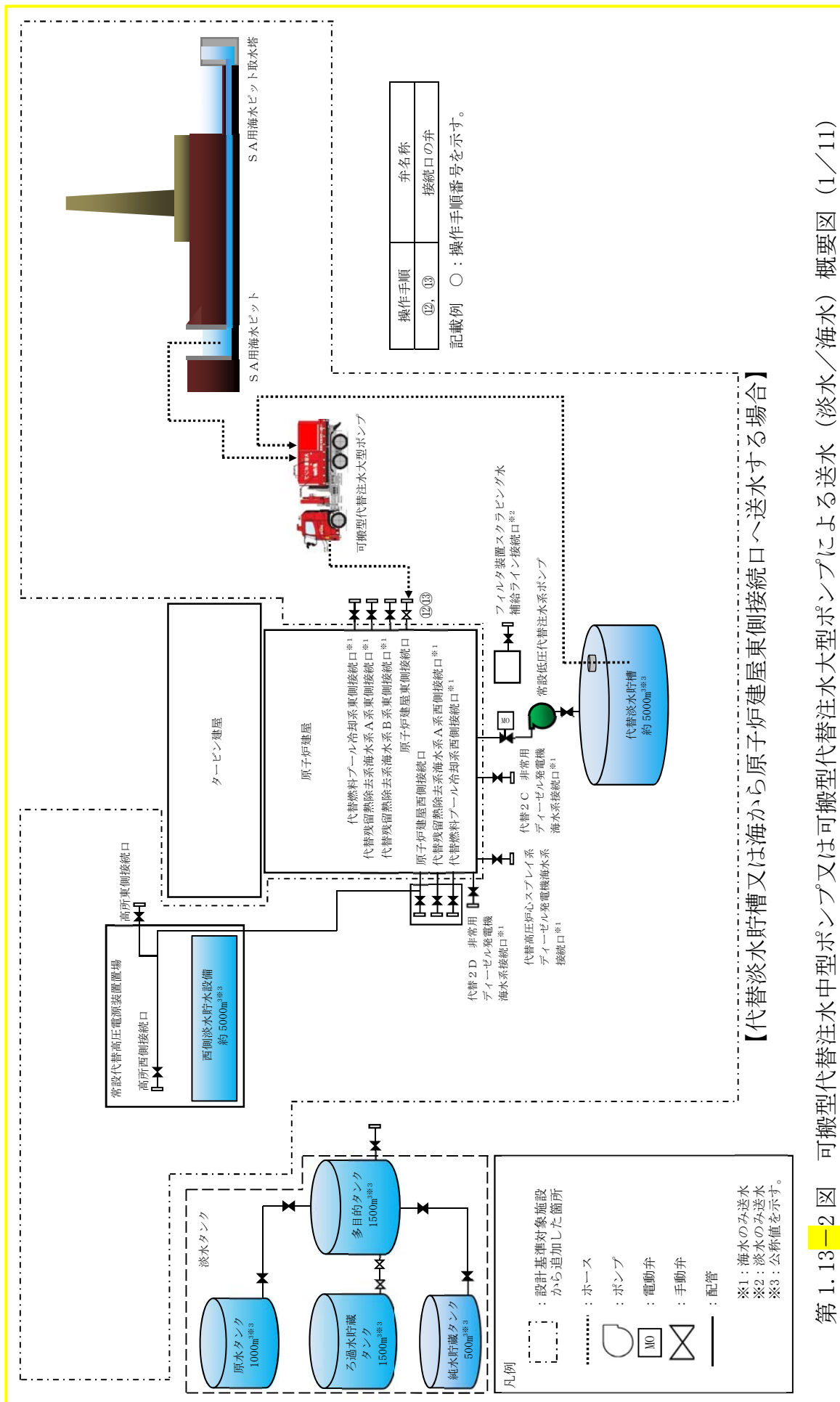


- ①代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水 (常設)
 - ・代替淡水貯槽
 - ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ②代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水 (可搬型)
 - ・代替淡水貯槽
 - ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ③代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (常設)
 - ・代替淡水貯槽
 - ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ④代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (可搬型)
 - ・代替淡水貯槽
 - ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ⑤西側淡水貯水設備を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
 - ・西側淡水貯水設備
 - ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ⑥西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - ・西側淡水貯水設備
 - ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ⑦ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
 - ・ろ過水貯蔵タンク
 - ・多目的タンク
 - ・電動駆動消火ポンプ
 - ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ⑧ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - ・ろ過水貯蔵タンク
 - ・多目的タンク
 - ・電動駆動消火ポンプ
 - ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ⑨復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
 - ・復水貯蔵タンク
 - ・復水移送ポンプ
- ⑩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
 - ・復水移送ポンプ
- ⑪海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
 - ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ⑫海を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - ・可搬型代替注水大型ポンプ

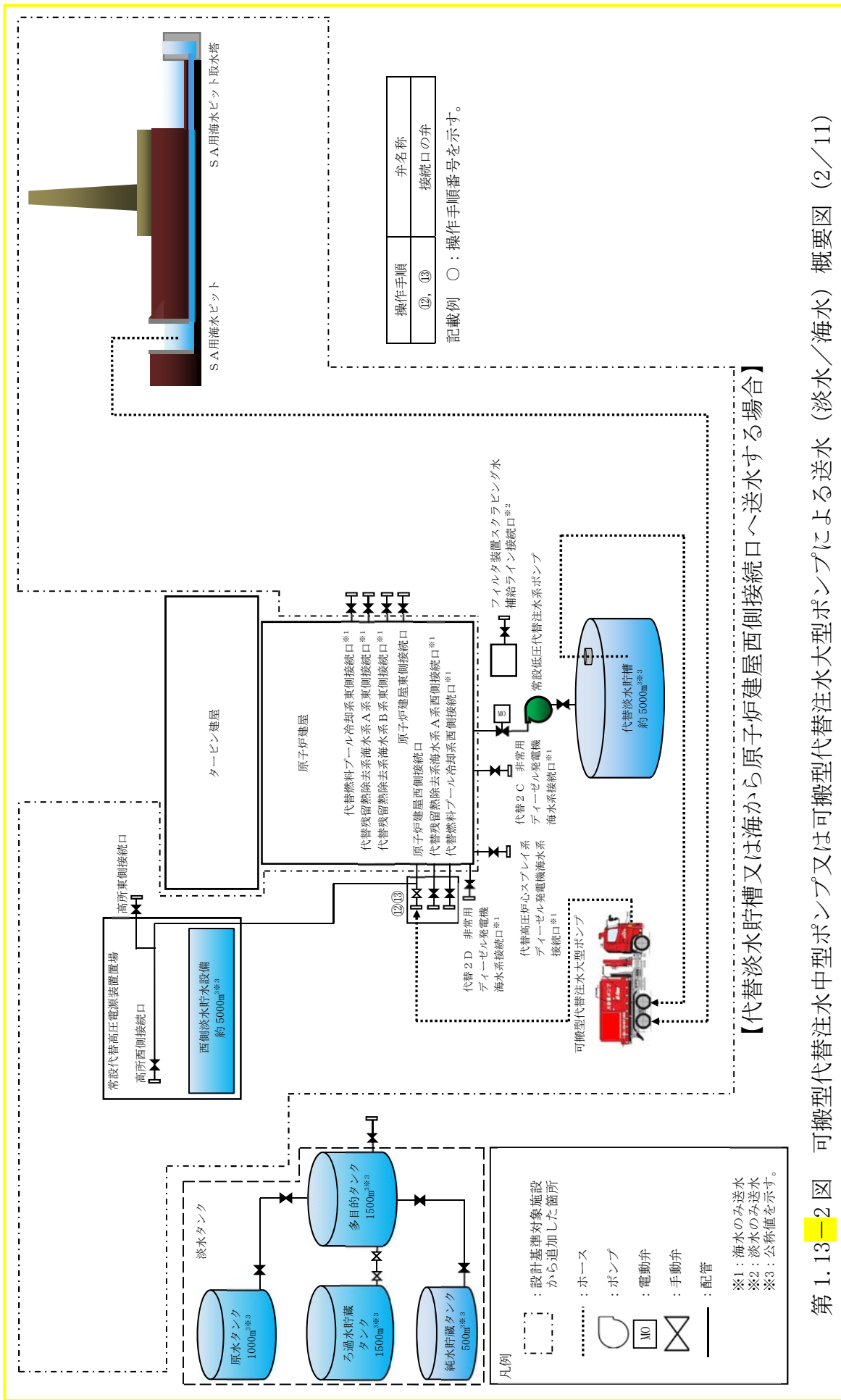
第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/3)



第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析 (3/3)



第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（1/11）

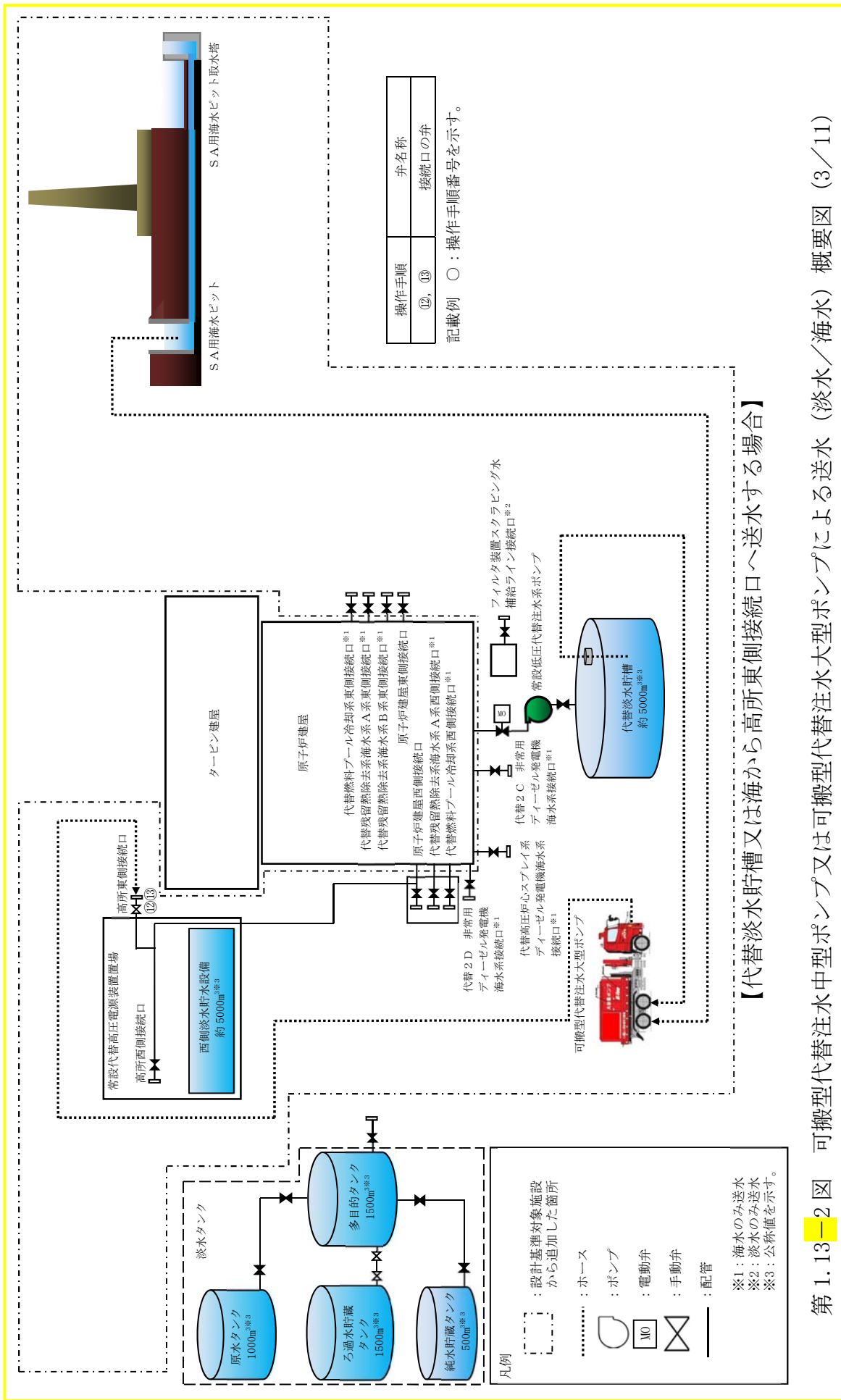


操作手順	弁名称
⑫, ⑬	接続口の弁

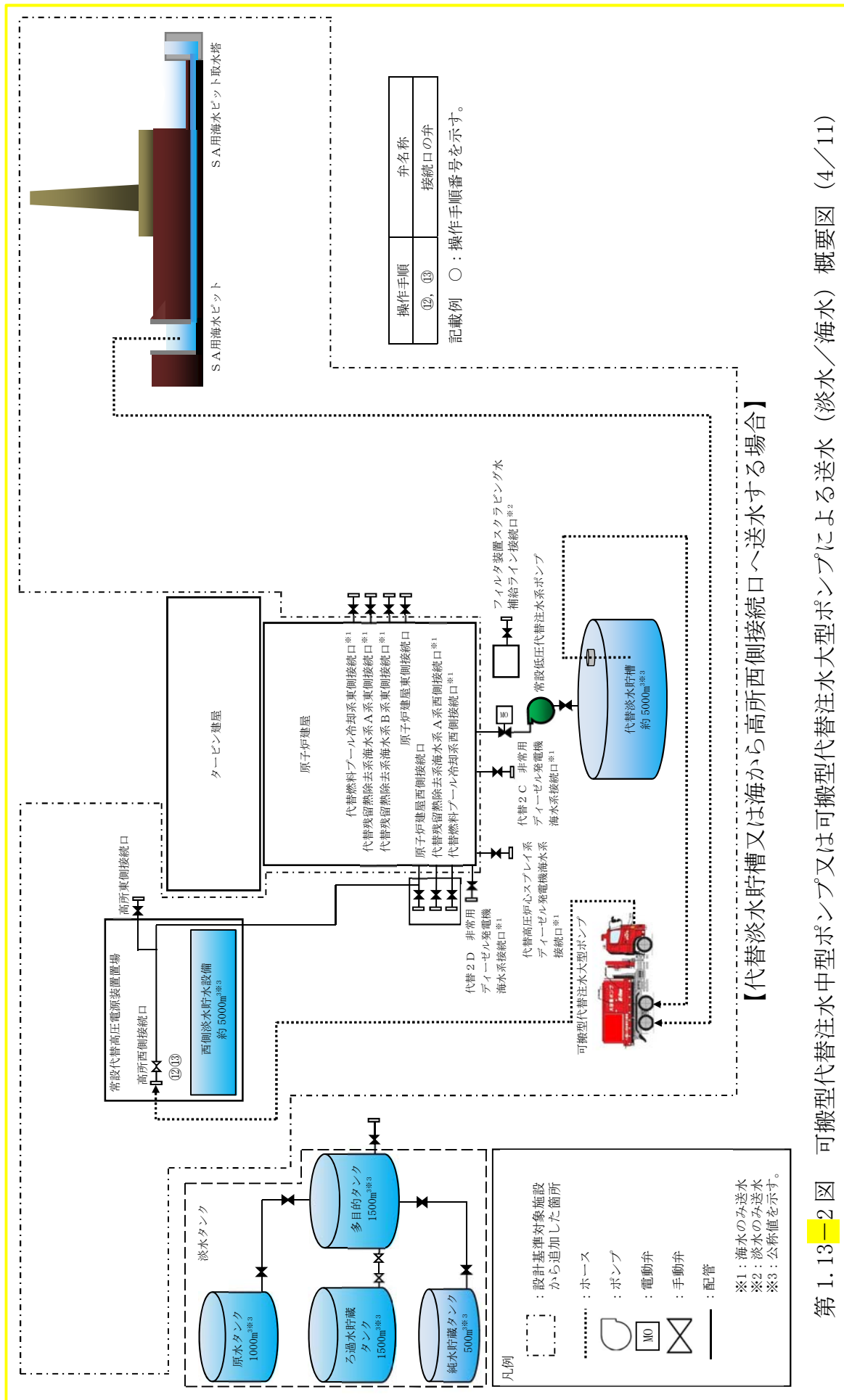
記載例 ○：操作手順番号を示す。

【代替淡水貯槽又は海から原子炉建屋西側接続口へ送水する場合】

第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（2／11）



第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（3／11）

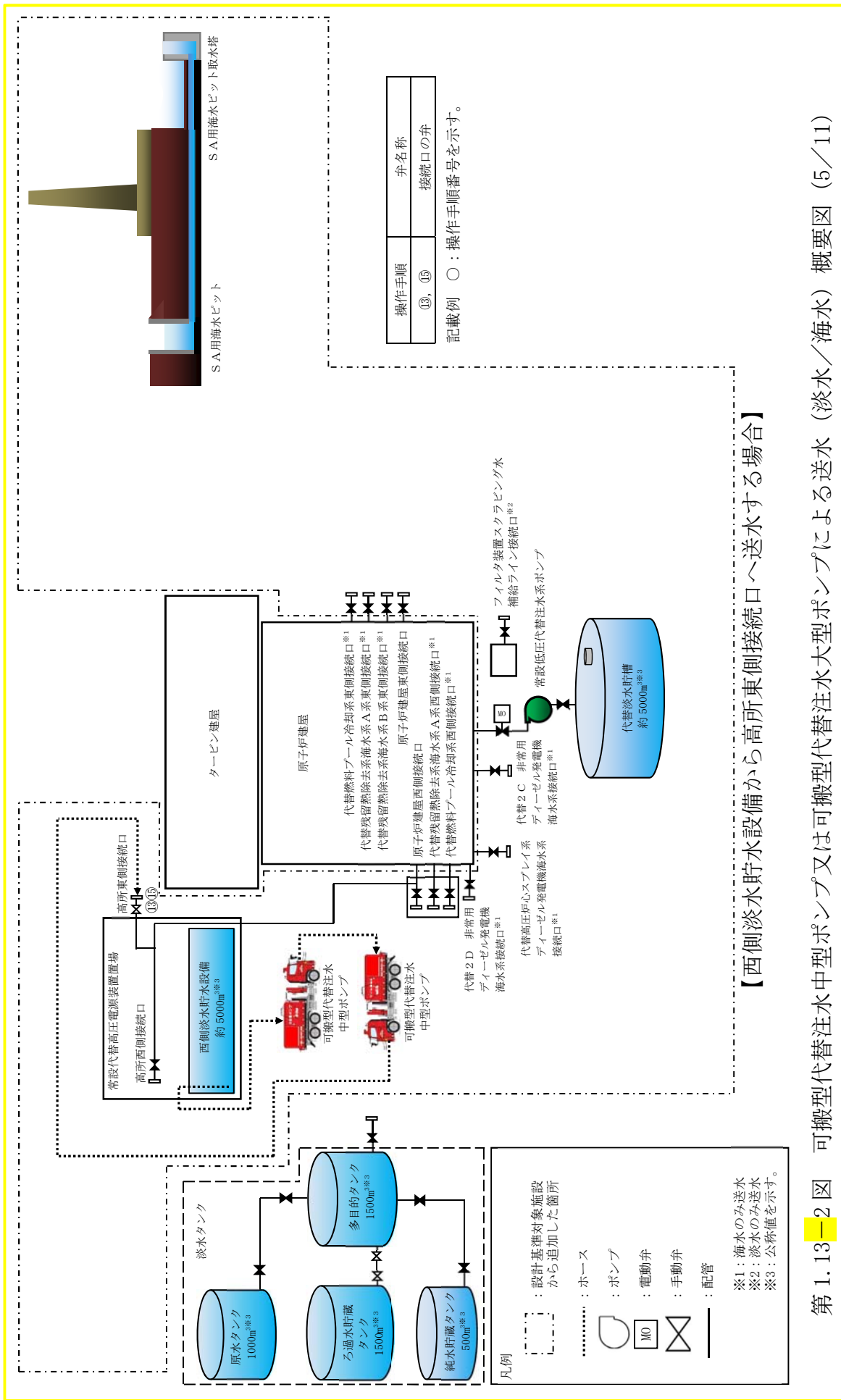


操作手順	弁名称
⑫, ⑬	接続口の弁

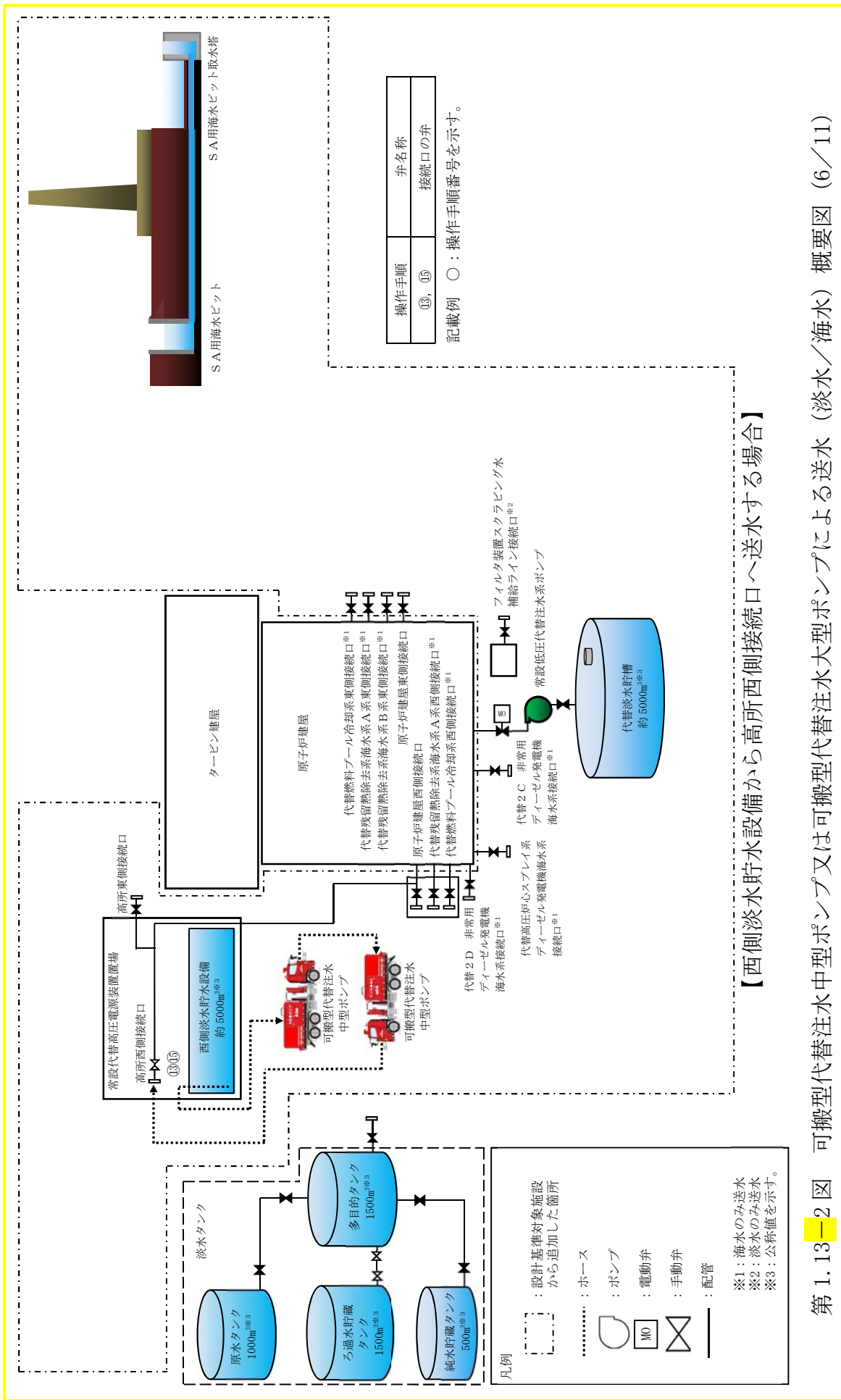
記載例 ○：操作手順番号を示す。

【代替淡水貯槽又は海から高所西側接続口へ送水する場合】

第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（4/11）

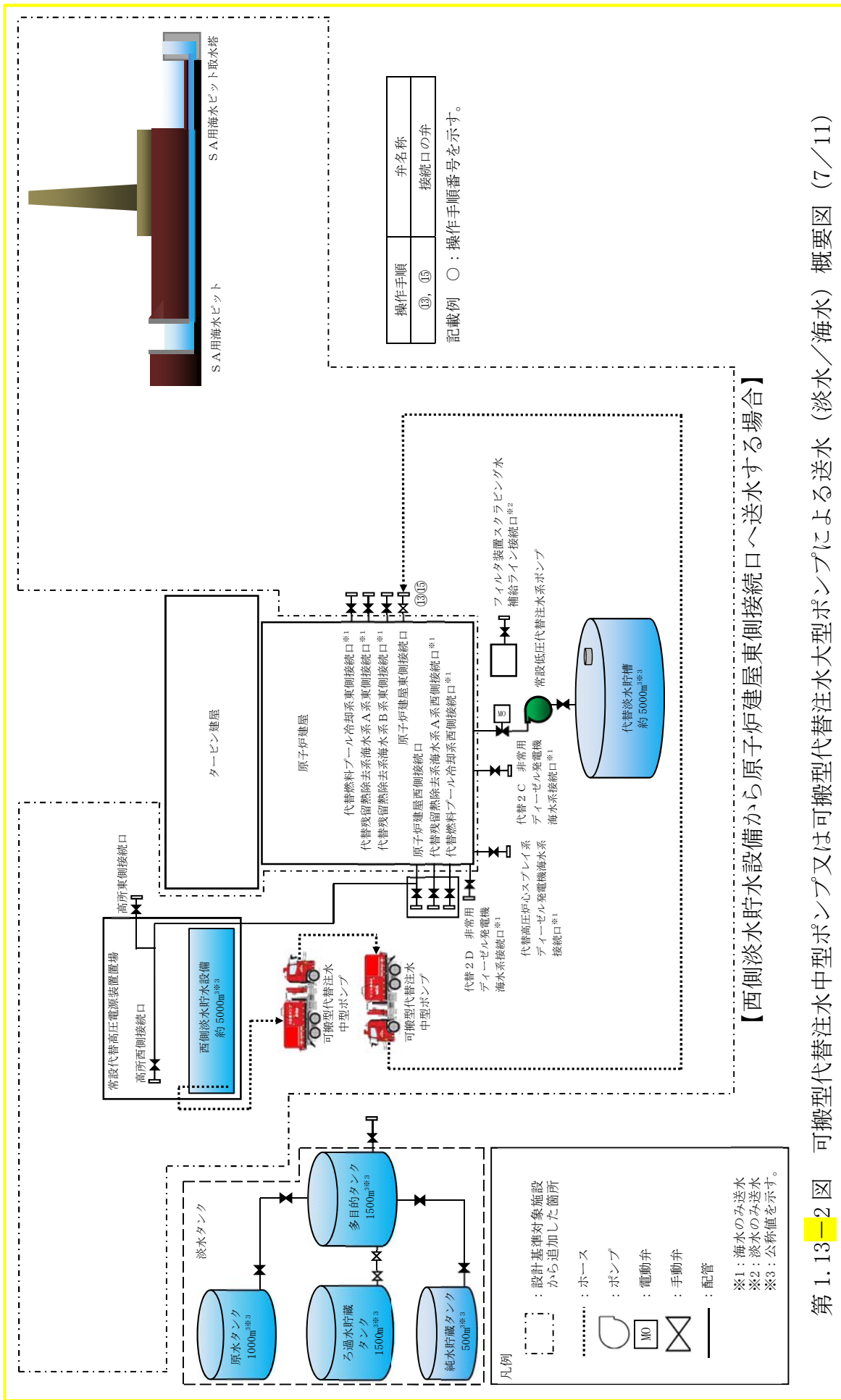


第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（5/11）

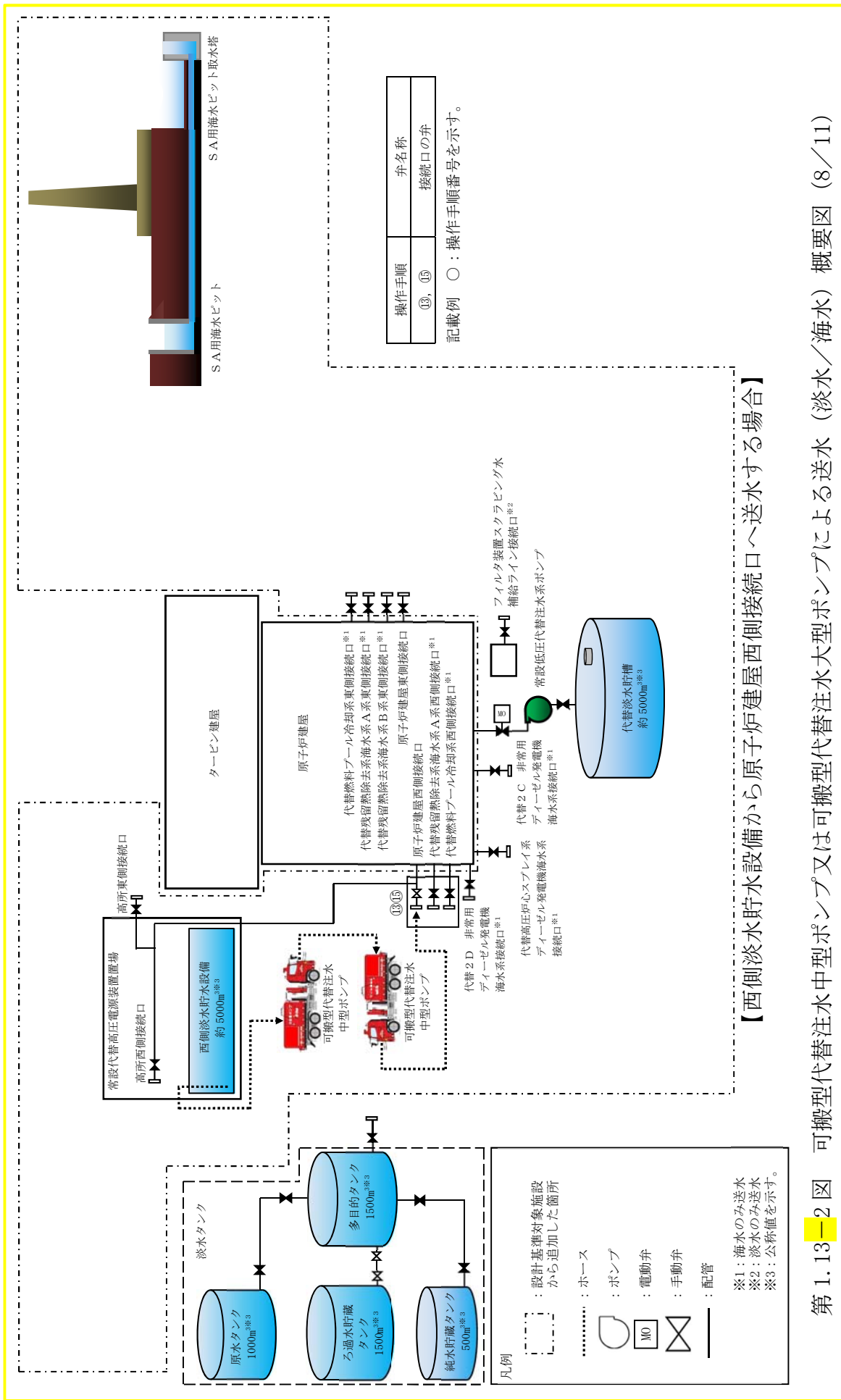


【西側淡水貯水設備から高所西側接続口へ送水する場合】

第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（6／11）

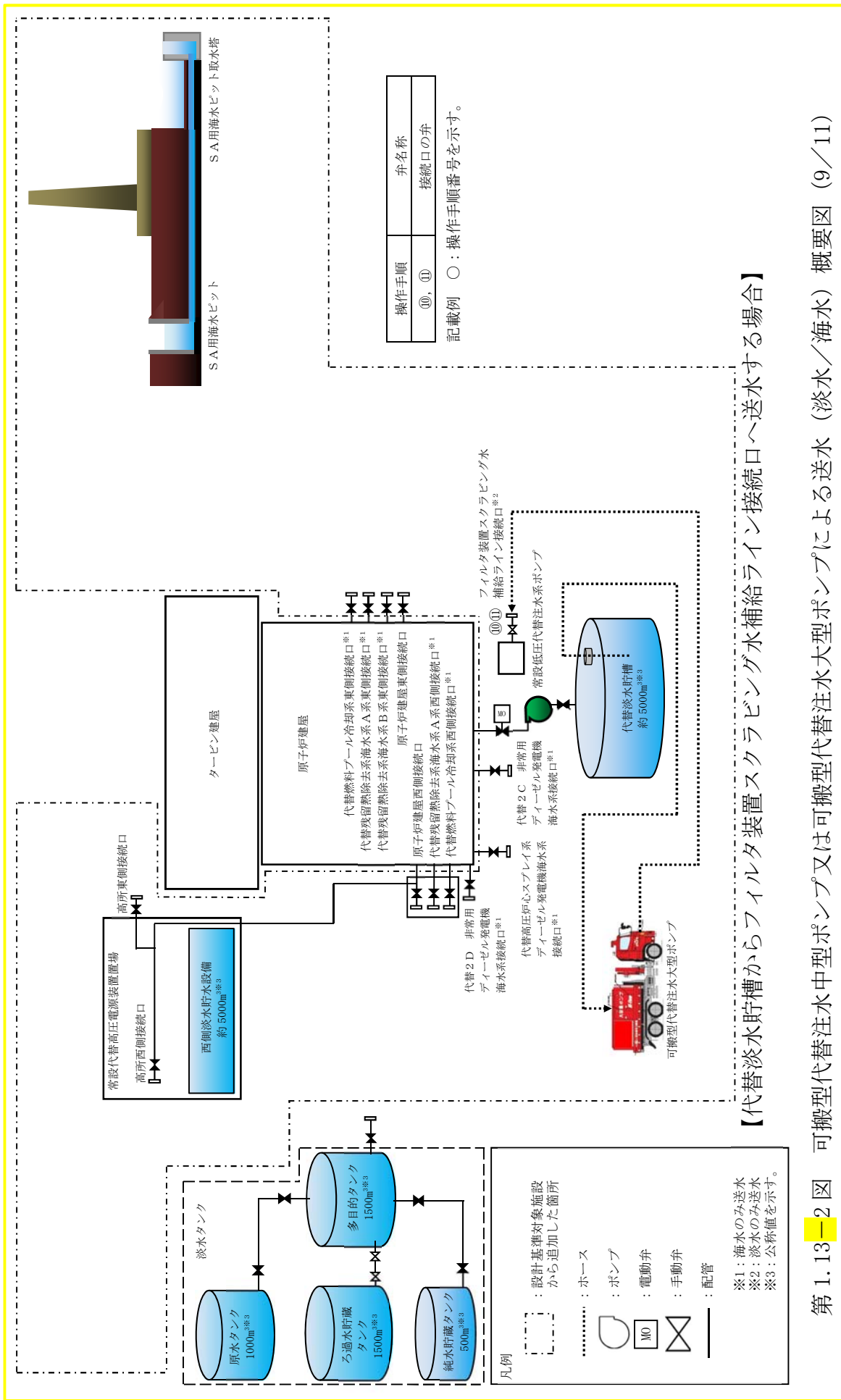


第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（7/11）



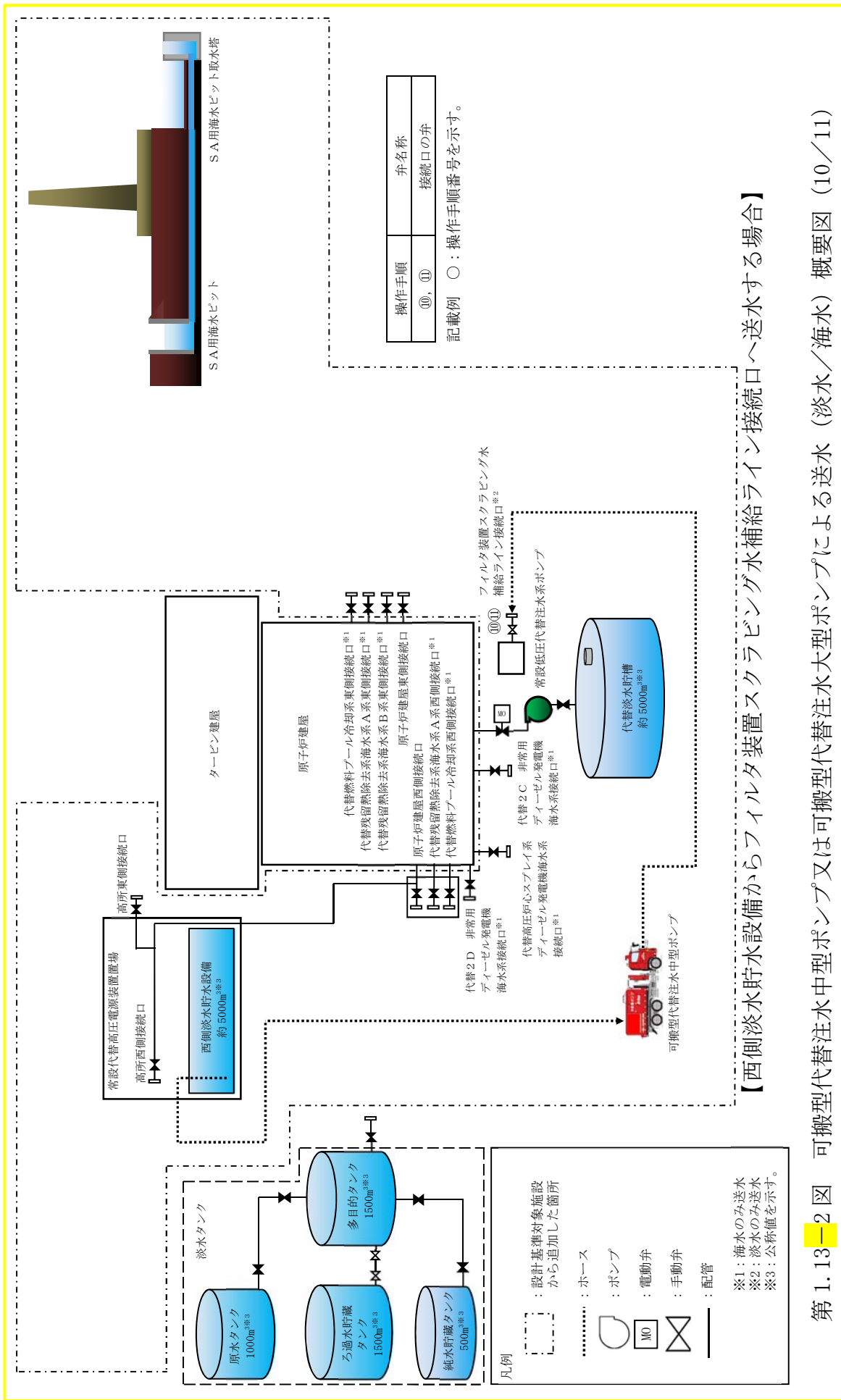
【西側淡水貯水設備から原子炉建屋西側接続口へ送水する場合】

第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（8／11）



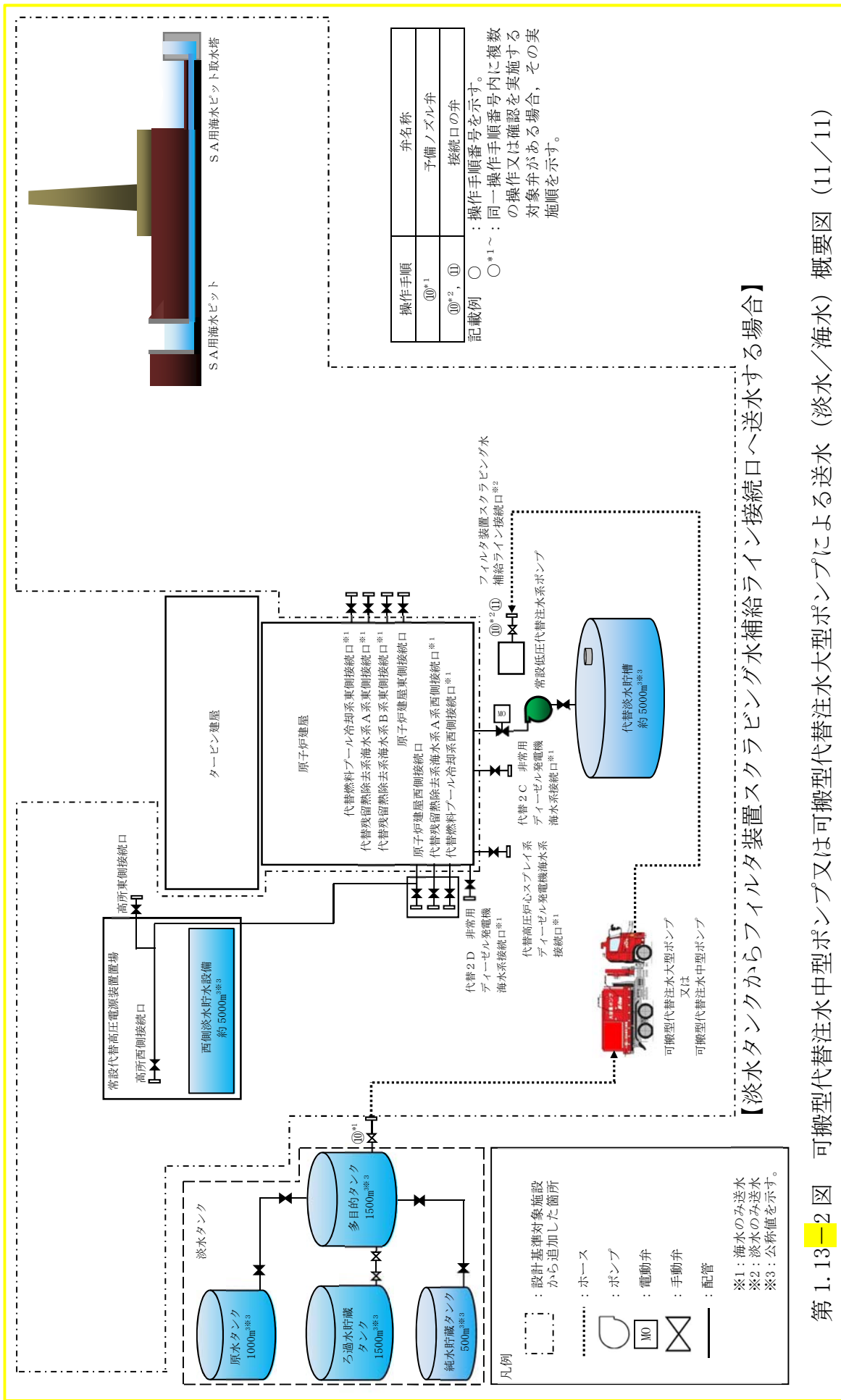
【代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口へ送水する場合】

第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水/海水）概要図（9/11）

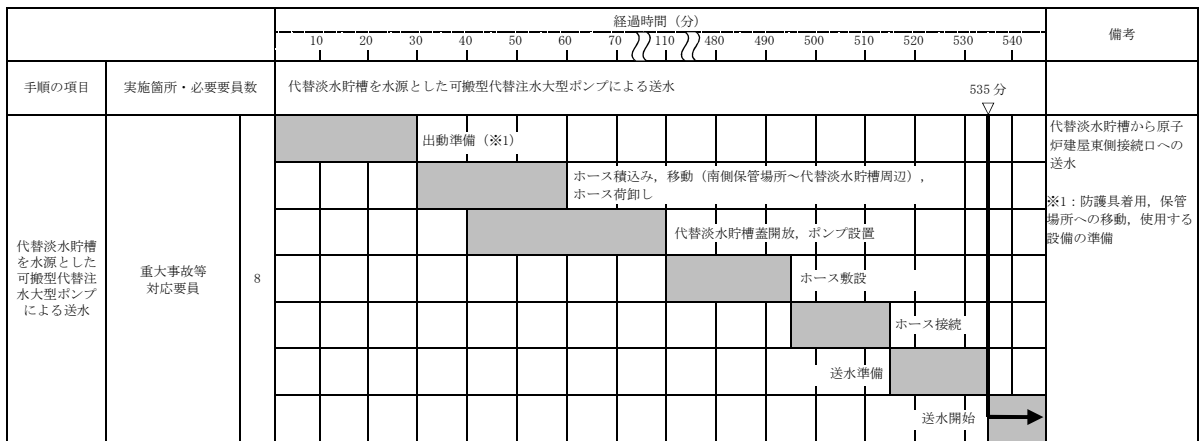


【西側淡水貯水設備からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口へ送水する場合】

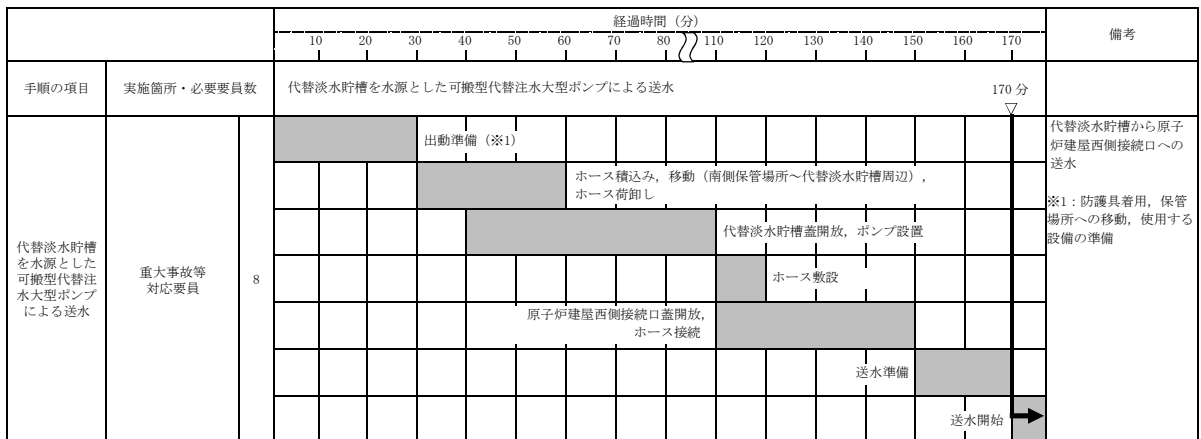
第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（10／11）



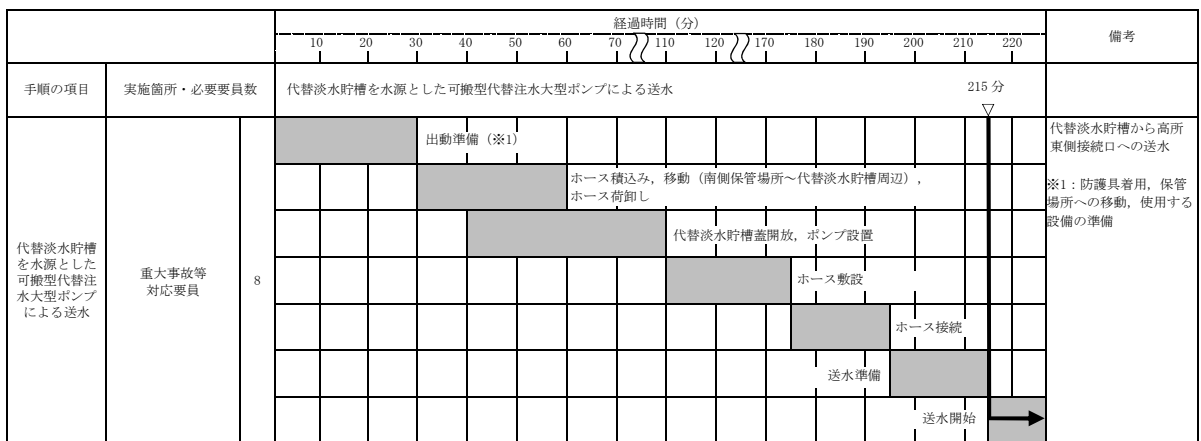
第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（11／11）



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 原子炉建屋東側接続口への送水開始まで 205 分以内と想定する。】



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 原子炉建屋西側接続口への送水開始まで 165 分以内と想定する。】



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 高所東側接続口への送水開始まで 170 分以内と想定する。】

第 1.13—3 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (淡水/海水) タイムチャート (1/6)

		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
手順の項目	実施箇所・必要要員数	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水																	175分	
代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備(※1)																代替淡水貯槽から高所西側接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備	
			ホース積込み, 移動(南側保管場所～代替淡水貯槽周辺), ホース荷卸し																	
			代替淡水貯槽蓋開放, ポンプ設置																	
			ホース敷設																	
			ホース接続																	
			送水準備																	
			送水開始																	

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 高所西側接続口への送水開始まで165分以内と想定する。】

		経過時間(分)																備考															
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160		170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	310
手順の項目	実施箇所・必要要員数	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水																	320分														
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備(※1)																西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備 ※2: 可搬型代替注水中型ポンプ2台(直列)														
			ホース積込み, 移動(南側保管場所～西側淡水貯水設備周辺), ホース荷卸し																														
			西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置(※2)																														
			ホース敷設																														
			ホース接続																														
			送水準備																														
			送水開始																														

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 原子炉建屋東側接続口への送水開始まで195分以内と想定する。】

		経過時間(分)																備考															
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160		170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	310
手順の項目	実施箇所・必要要員数	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水																	205分														
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備(※1)																西側淡水貯水設備から原子炉建屋西側接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備 ※2: 可搬型代替注水中型ポンプ2台(直列)														
			ホース積込み, 移動(南側保管場所～西側淡水貯水設備周辺), ホース荷卸し																														
			西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置(※2)																														
			ホース敷設																														
			移動(西側淡水貯水設備周辺～原子炉建屋西側接続口), 原子炉建屋西側接続口蓋開放																														
			ホース接続																														
			送水準備																														
送水開始																																	

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 原子炉建屋西側接続口への送水開始まで165分以内と想定する。】

第 1.13—3 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水(淡水/海水)タイムチャート(2/6)

		経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水															150分	
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水	重大事故等 対応要員 8	出動準備(※1)																西側淡水貯水設備から高所東側接続口への送水 ※1:防護具着用,保管場所への移動,使用する設備の準備 ※2:可搬型代替注水中型ポンプ2台(直列)
		ホース積み込み,移動(南側保管場所~西側淡水貯水設備周辺), ホース荷卸し																
					西側淡水貯水設備蓋開放,ポンプ設置(※2)													
					ホース敷設													
								ホース接続										
								送水準備										
																	送水開始	

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合,高所東側接続口への送水開始まで160分以内と想定する。】

		経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水															140分	
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水	重大事故等 対応要員 8	出動準備(※1)																西側淡水貯水設備から高所西側接続口への送水 ※1:防護具着用,保管場所への移動,使用する設備の準備 ※2:可搬型代替注水中型ポンプ2台(直列)
		ホース積み込み,移動(南側保管場所~西側淡水貯水設備周辺), ホース荷卸し																
					西側淡水貯水設備蓋開放,ポンプ設置, ホース敷設													
								ホース接続										
								送水準備										
																	送水開始	

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合,高所西側接続口への送水開始まで140分以内と想定する。】

		経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	330	340	350	360	370		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水															370分	
海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等 対応要員 8	出動準備(※1)																海水取水箇所(SA用海水ビット)から原子炉建屋東側接続口への送水 ※1:防護具着用,保管場所への移動,使用する設備の準備
		ホース積み込み,移動(南側保管場所~SA用海水ビット周辺), ホース荷卸し																
					SA用海水ビット蓋開放,ポンプ設置													
					ホース敷設													
								ホース接続										
								送水準備										
																	送水開始	

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合,原子炉建屋東側接続口への送水開始まで135分以内と想定する。】

第 1.13-3 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水(淡水/海水)タイムチャート(3/6)

		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			
手順の項目	実施箇所・必要員数	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水																		180分		
代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備(※1)																			代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水 ※1:防護具着用,保管場所への移動,使用する設備の準備
			ホース積込み,移動(南側保管場所~代替淡水貯槽周辺),ホース荷卸し																			
			代替淡水貯槽蓋開放,ポンプ設置																			
			ホース敷設																			
			フィルタ装置スクラビング水補給用蓋開放																			
			ホース接続																			
			送水準備																			
																		送水開始				

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合,フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水開始まで180分以内と想定する。】

		経過時間(分)																		備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180			
手順の項目	実施箇所・必要員数	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水																		175分		
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備(※1)																			西側淡水貯水設備からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水 ※1:防護具着用,保管場所への移動,使用する設備の準備
			ホース積込み,移動(南側保管場所~西側淡水貯水設備周辺),ホース荷卸し																			
			西側淡水貯水設備蓋開放,ポンプ設置																			
			ホース敷設																			
			移動(西側淡水貯水設備周辺~フィルタ装置格納槽周辺)																			
			フィルタ装置スクラビング水補給用蓋開放																			
			ホース接続																			
																		送水準備				
																		送水開始				

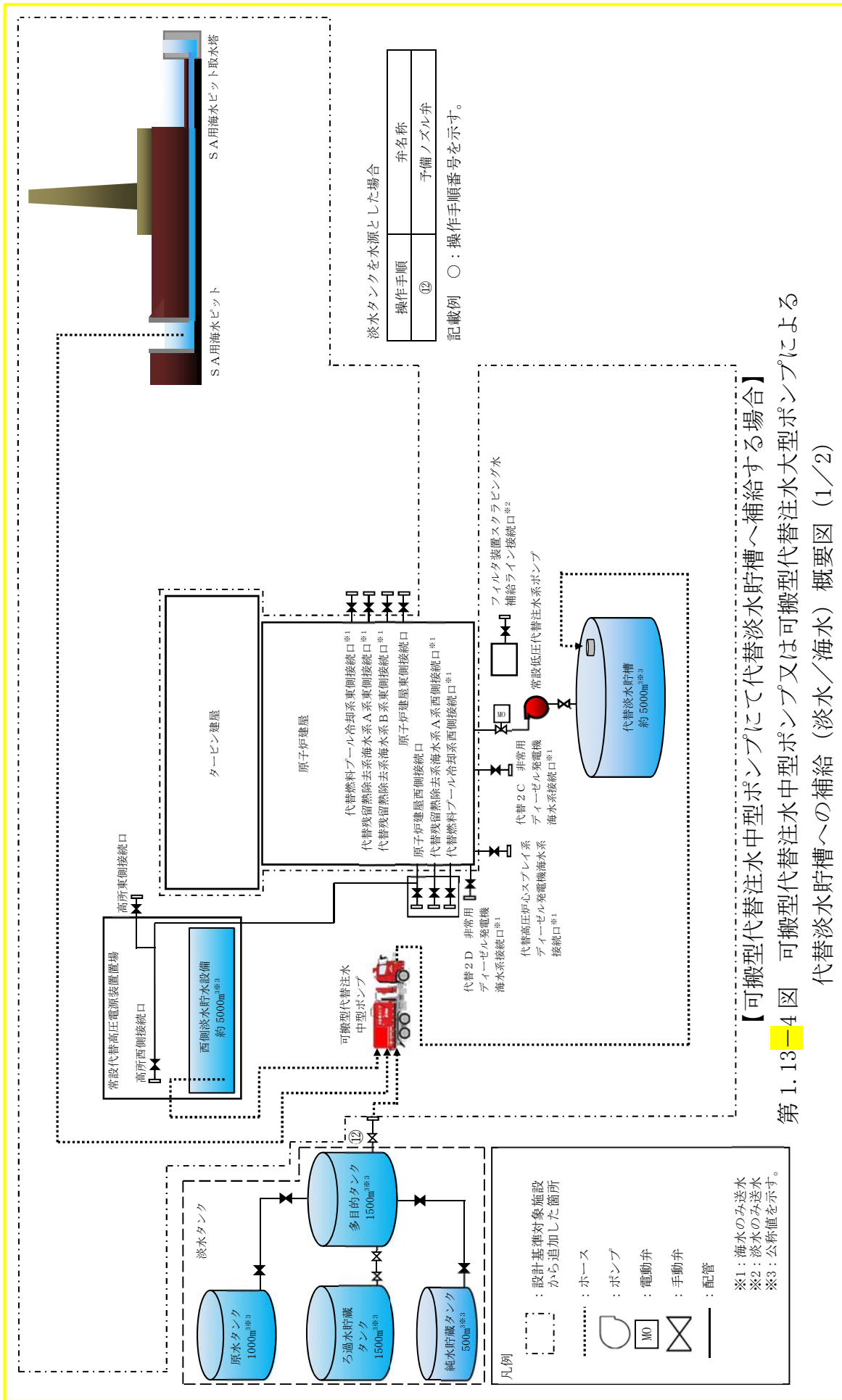
【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合,フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水開始まで165分以内と想定する。】

第 1.13-3 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水(淡水/海水)タイムチャート(5/6)

		経過時間 (分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160		170
手順の項目	実施箇所・必要要員数	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水																165分	
淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等 対応要員 8	出動準備 (※1)																淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備	
		ホース横込み, 移動 (南側保管場所～淡水タンク周辺), ホース荷卸し																	
		ポンプ設置																	
		ホース敷設																	
		移動 (淡水タンク周辺～フィルタ装置格納槽周辺)																	
		フィルタ装置スクラビング水補給用蓋開放																	
		ホース接続																	
		送水準備																	
																送水開始			

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水開始まで165分以内と想定する。】

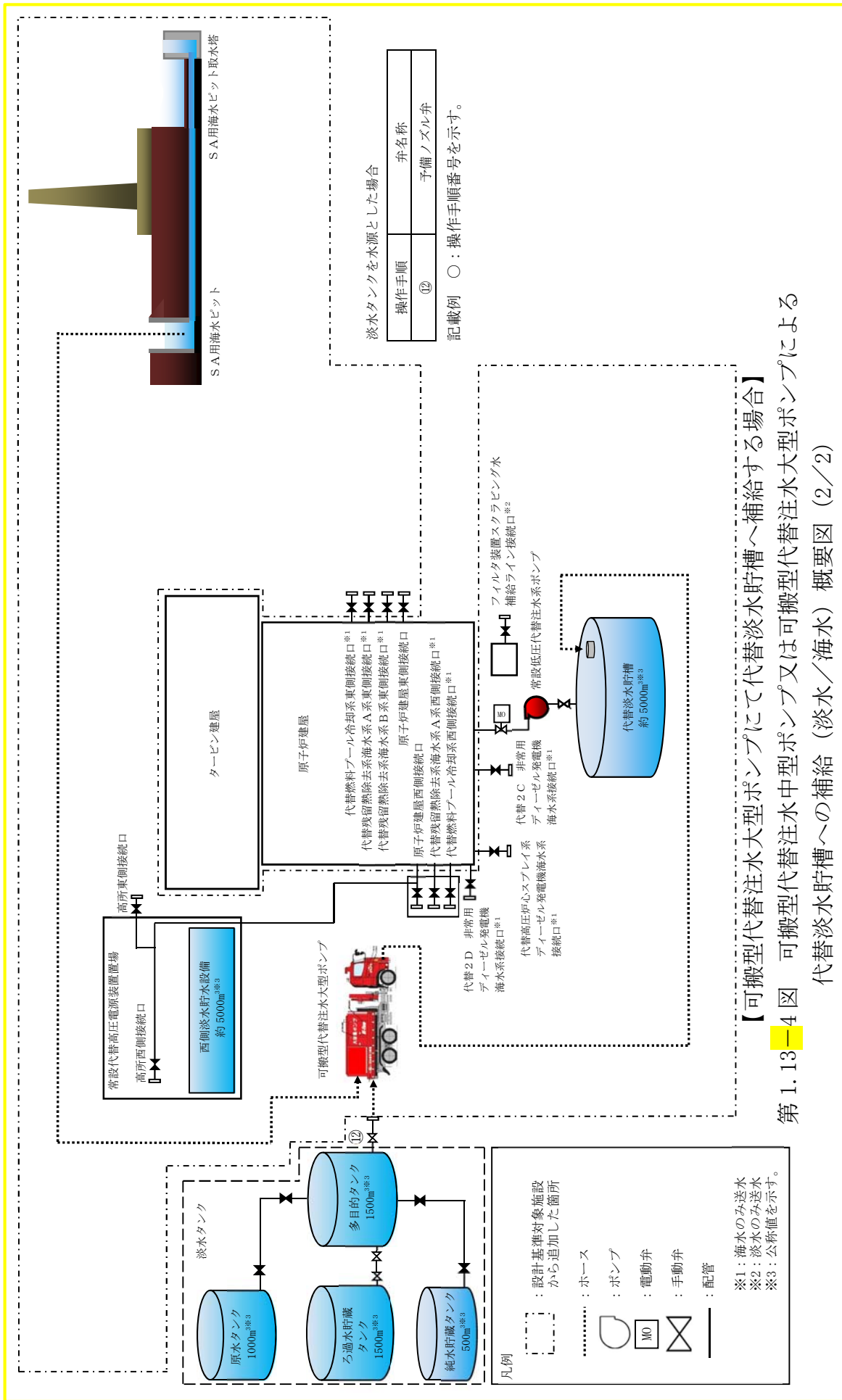
第 1.13—3 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (淡水/海水) タイムチャート (6/6)



【可搬型代替注水中型ポンプにて代替淡水貯槽へ補給する場合】

第 1.13-4 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる

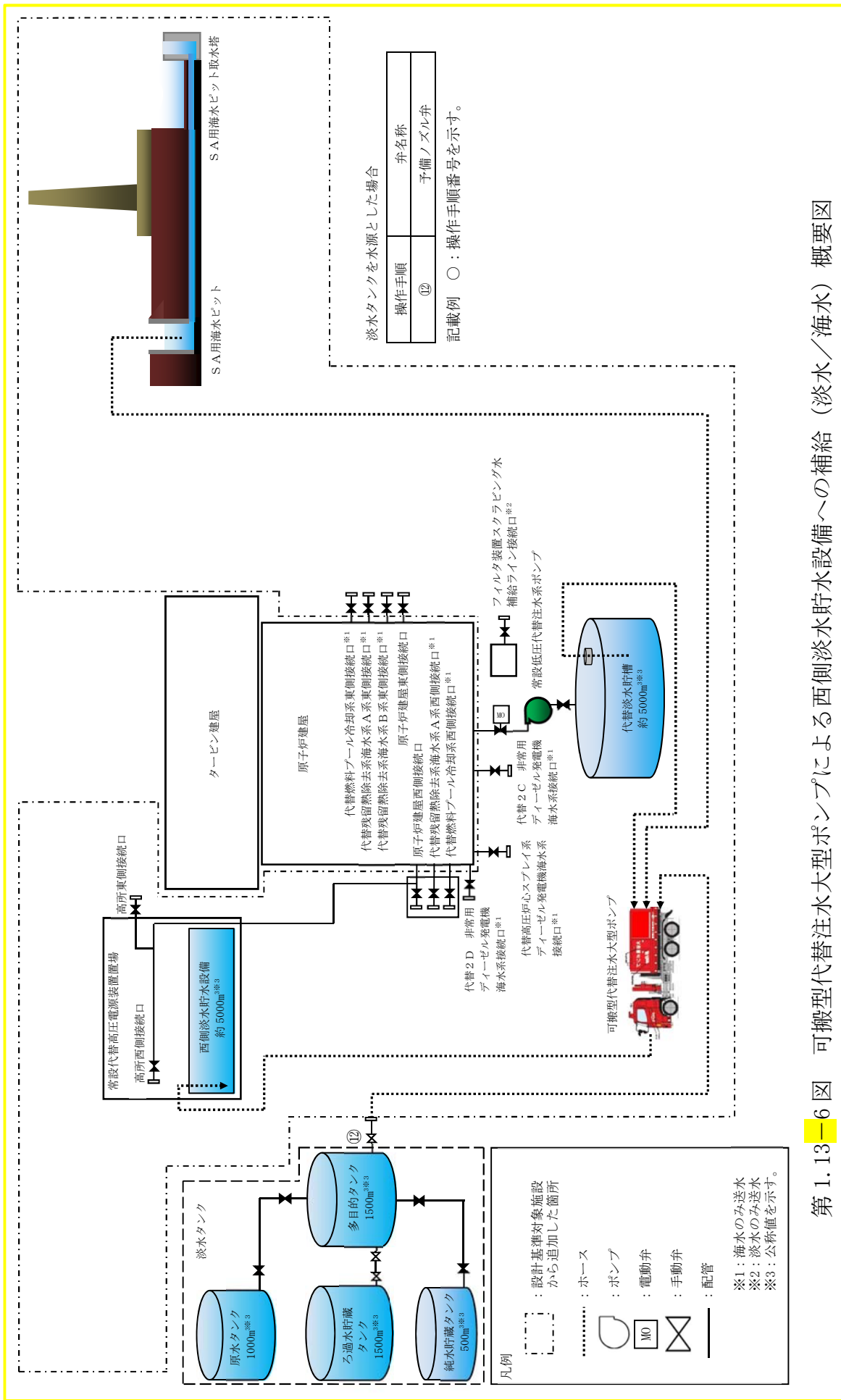
代替淡水貯槽への補給（淡水/海水）概要図（1/2）



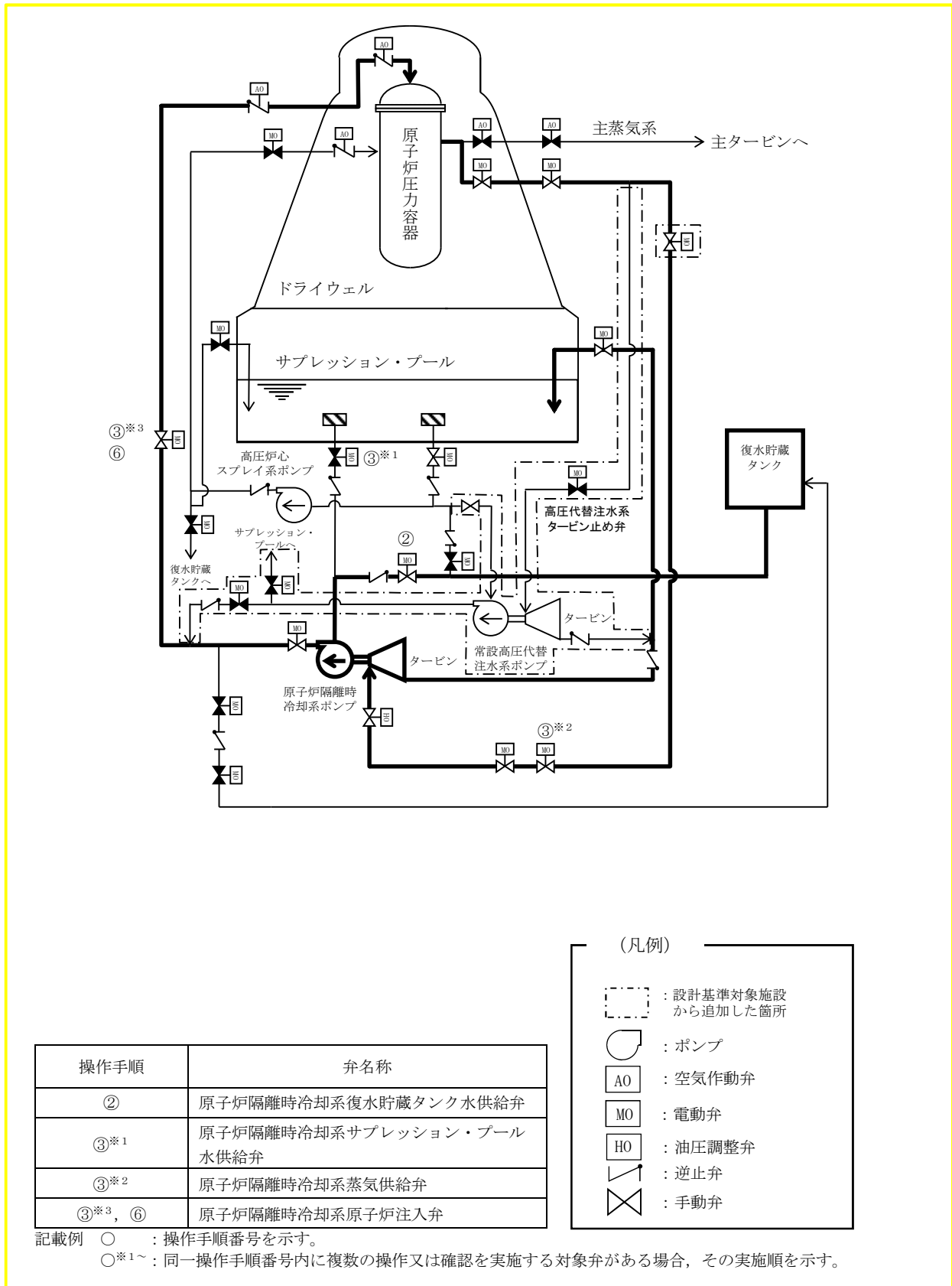
【可搬型代替注水大型ポンプにて代替淡水貯槽へ補給する場合】

第 1.13-4 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる

代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）概要図（2/2）



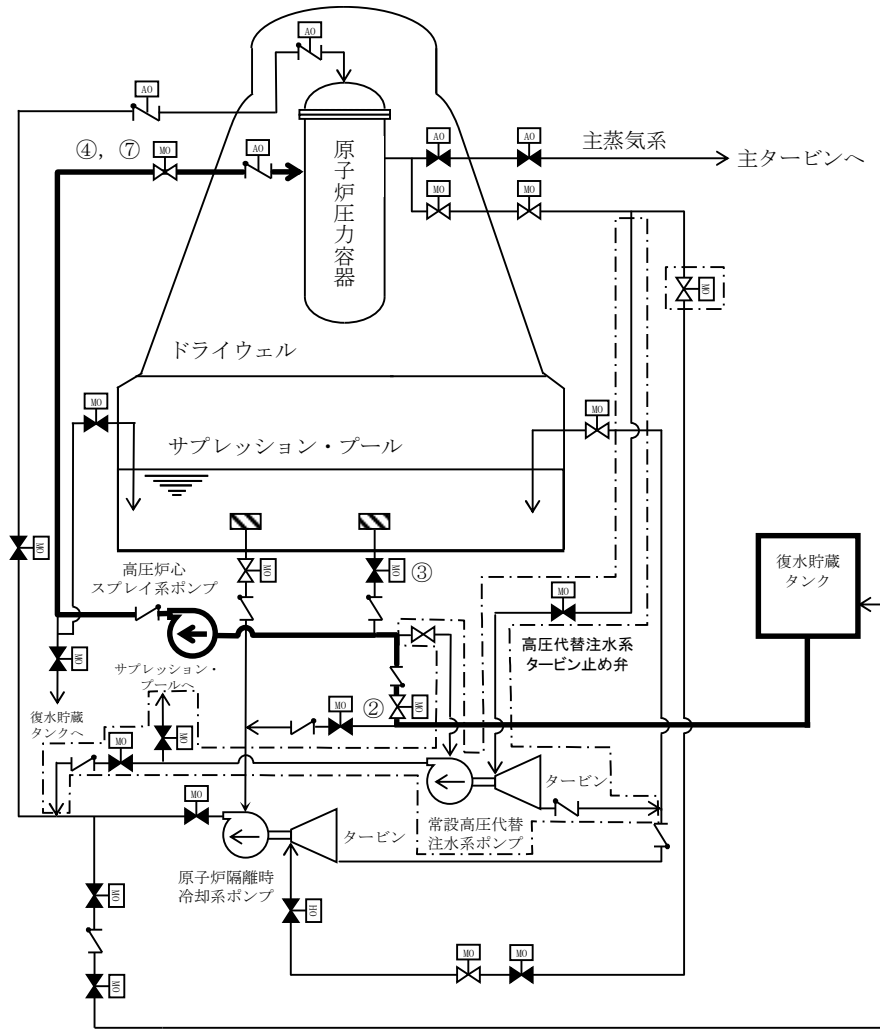
第 1.13—6 図 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）概要図



第 1.13—8 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注水概要図

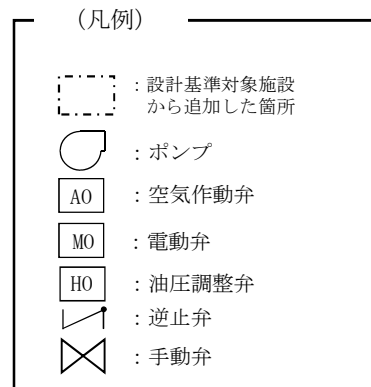
		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水 8分										
原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水 (手動起動)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1									▽	注水開始 操作 →

第 1.13—9 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注水タイムチャート



操作手順	弁名称
②	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）
③	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サブプレッション・プール）
④, ⑦	高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁

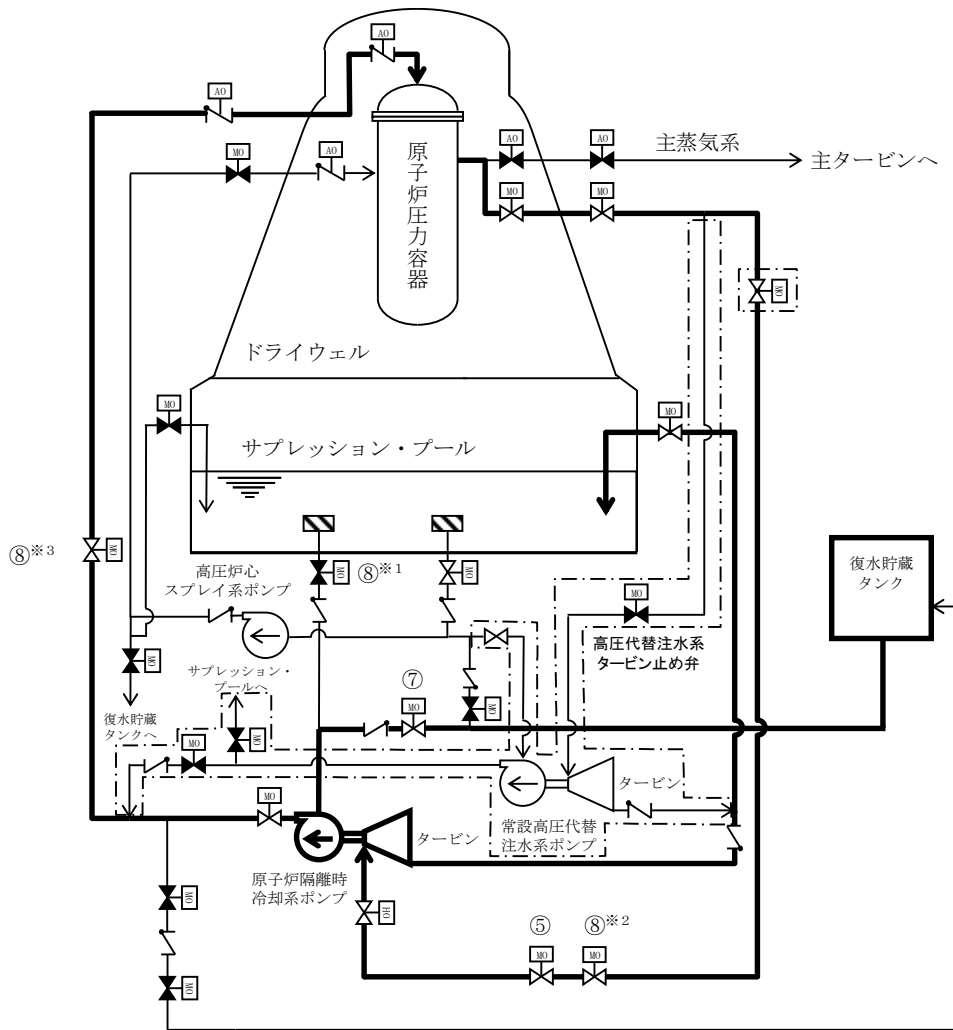
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。



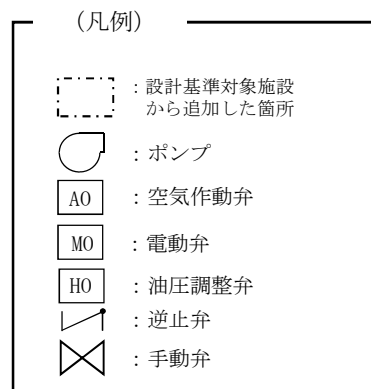
第 1.13-10 図 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水概要図

		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	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注水 8分										
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注水 (手動起動)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	注水開始操作									

第 1.13-11 図 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注水タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤	原子炉隔離時冷却系蒸気止め弁
⑦	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁
⑧※1	原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁
⑧※2	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
⑧※3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁



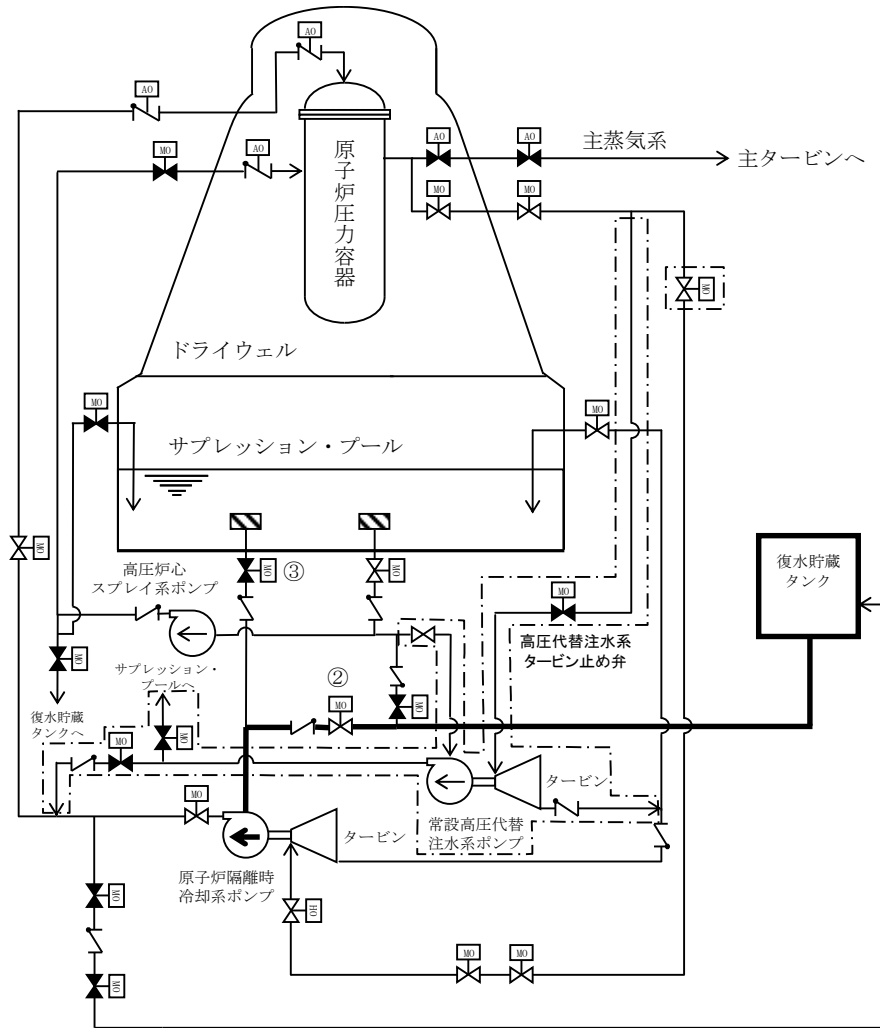
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.13-12 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）概要図

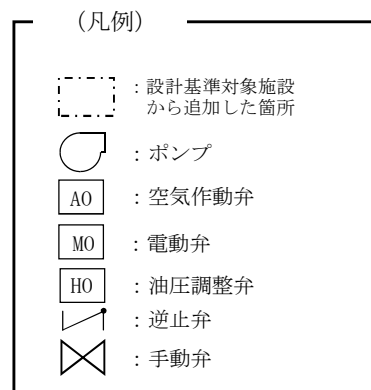
		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止） 8分										
原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）（手動起動）	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	1									注水開始 操作	

第 1.13-13 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）タイムチャート



操作手順	弁名称
②	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁
③	原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁

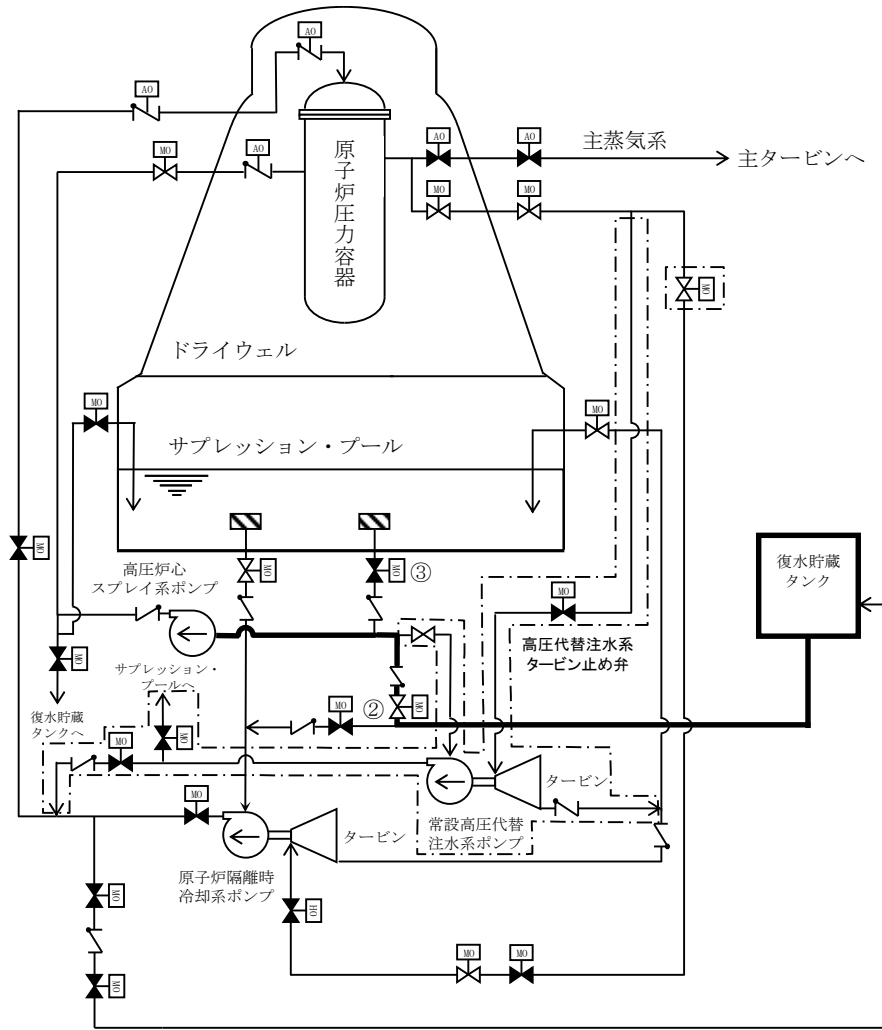
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。



第 1.13-14 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切替え概要図

		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	原子炉隔離時冷却系による原子炉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注水時の水源の切替え	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	3分			水源切替え操作						

第 1.13-15 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切替え
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
- : ポンプ
- AO : 空気作動弁
- MO : 電動弁
- HO : 油圧調整弁
- : 逆止弁
- : 手動弁

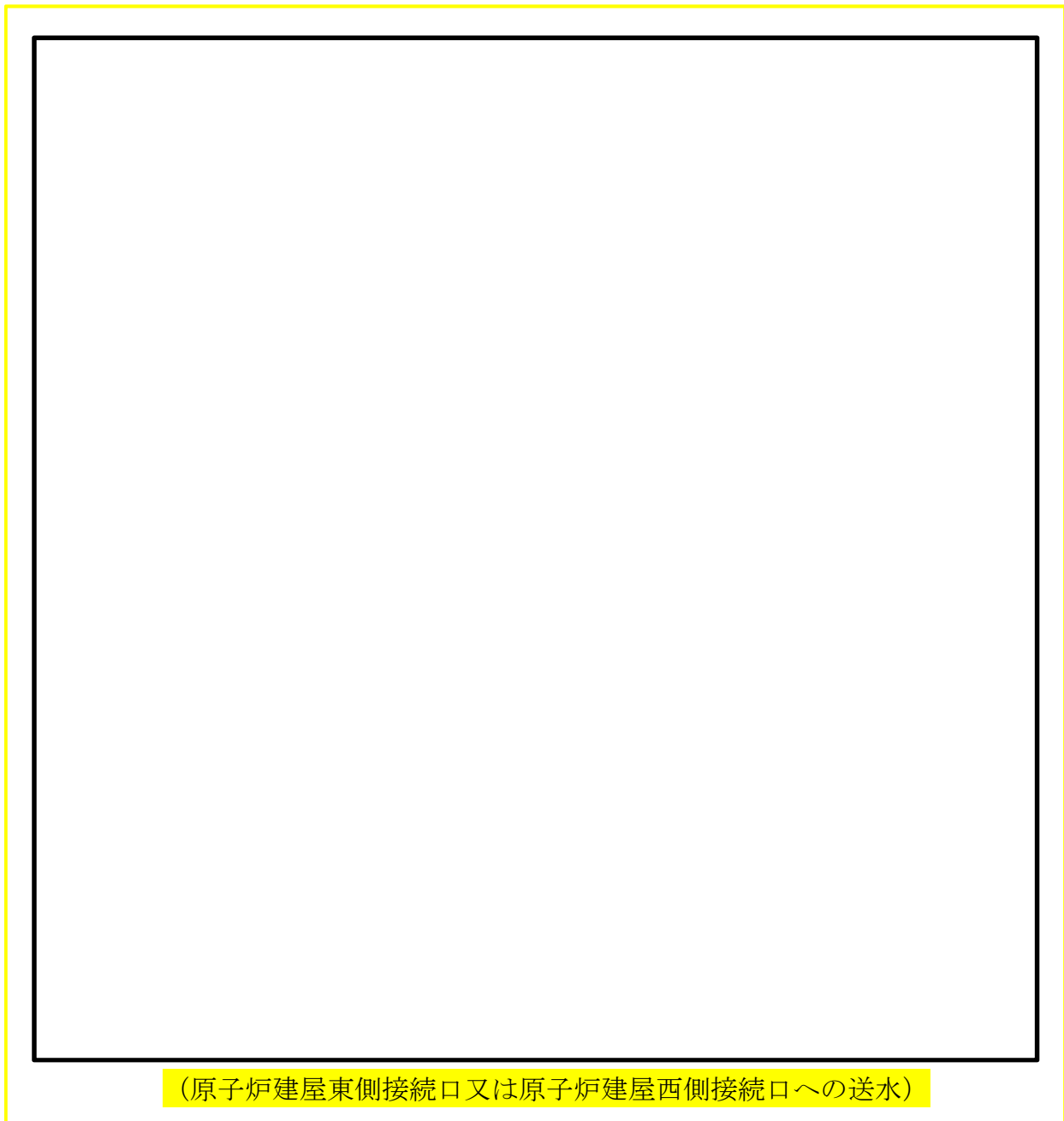
操作手順	弁名称
②	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁 (復水貯蔵タンク)
③	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁 (サプレッション・プール)

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

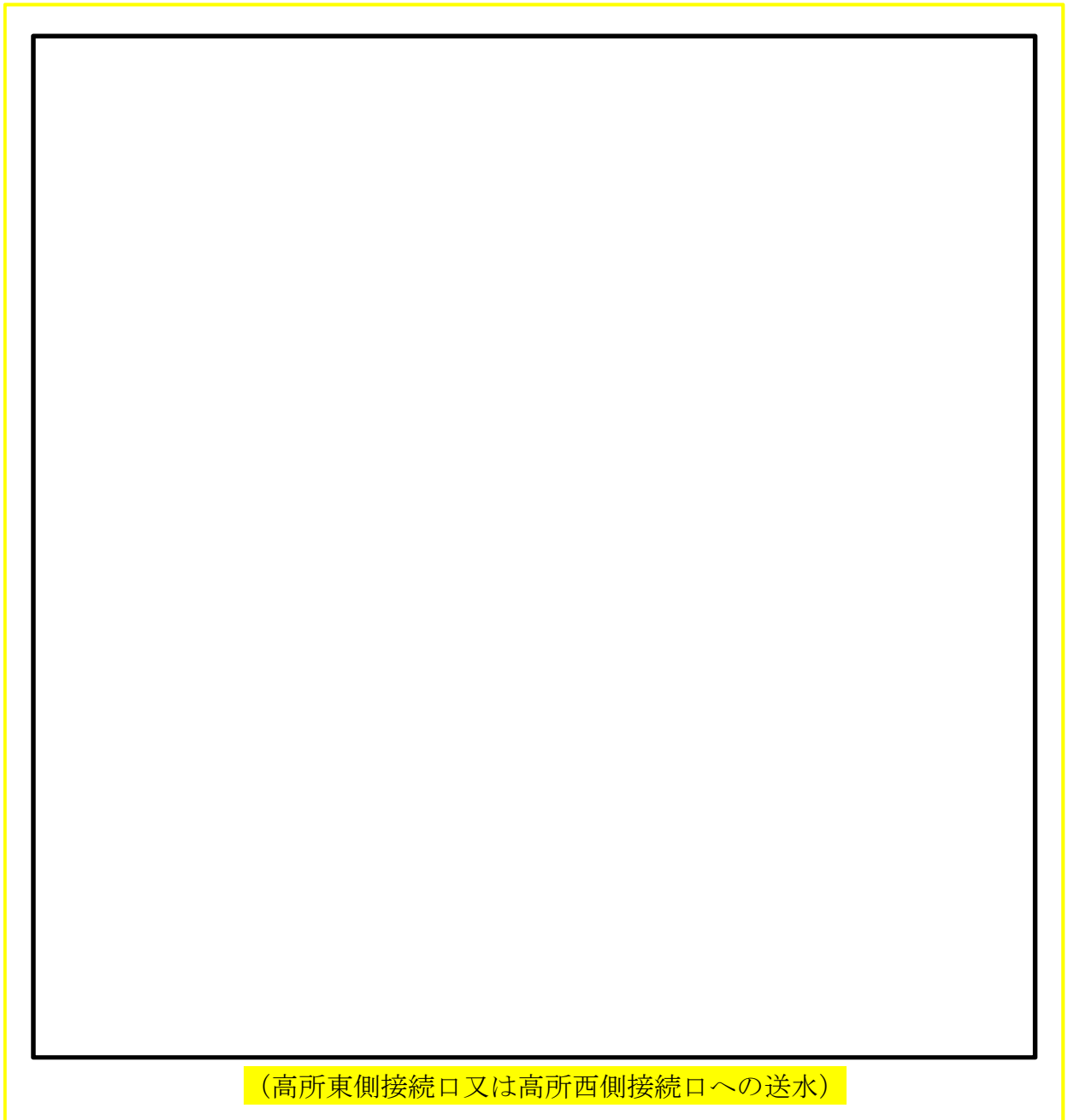
第 1.13-16 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え概要図

		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要員数	高圧炉心スプレイ系による原子炉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注水時の水源の切替え	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	4分				水源切替え操作					
							→					

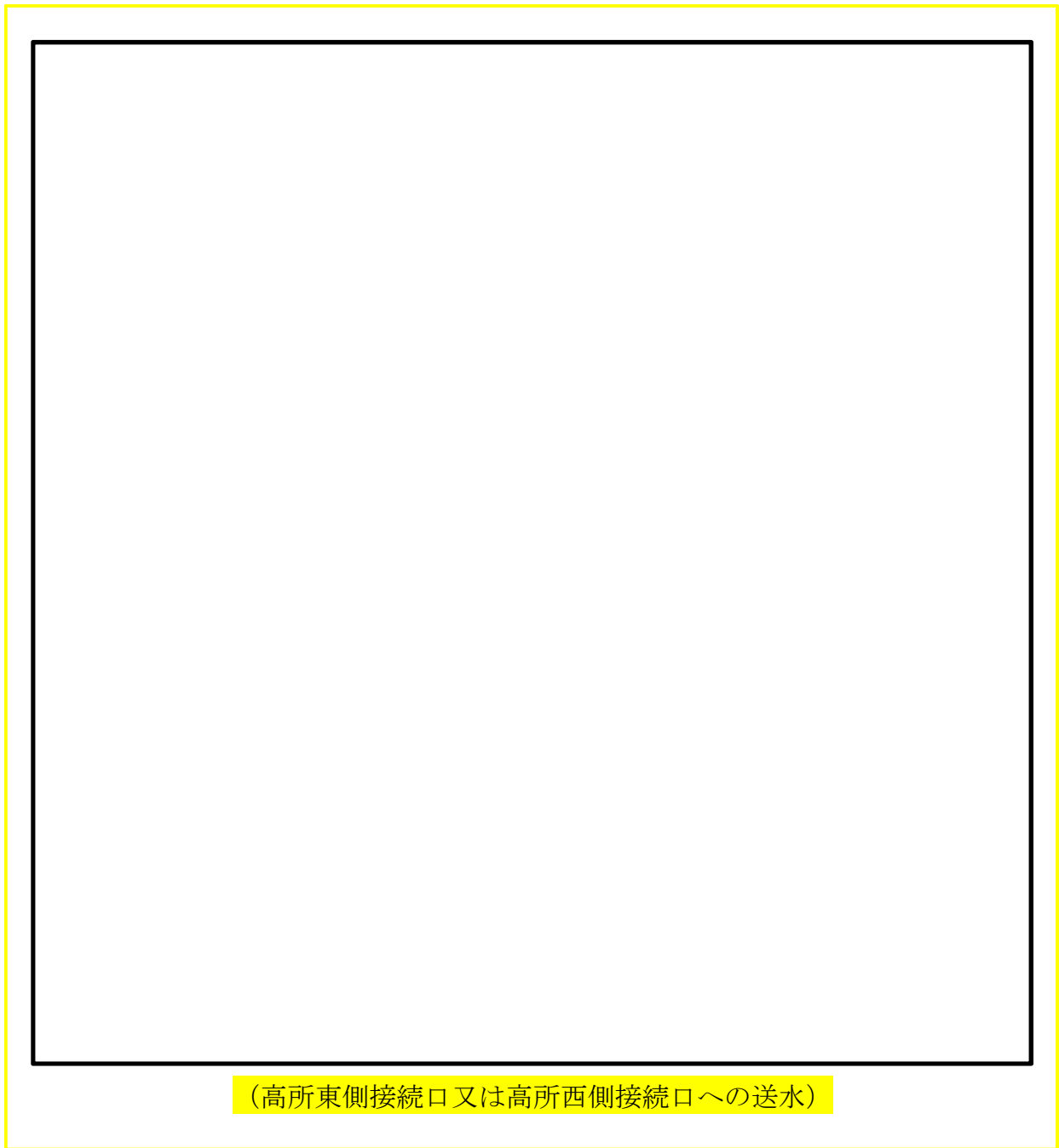
第 1.13-17 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え
タイムチャート



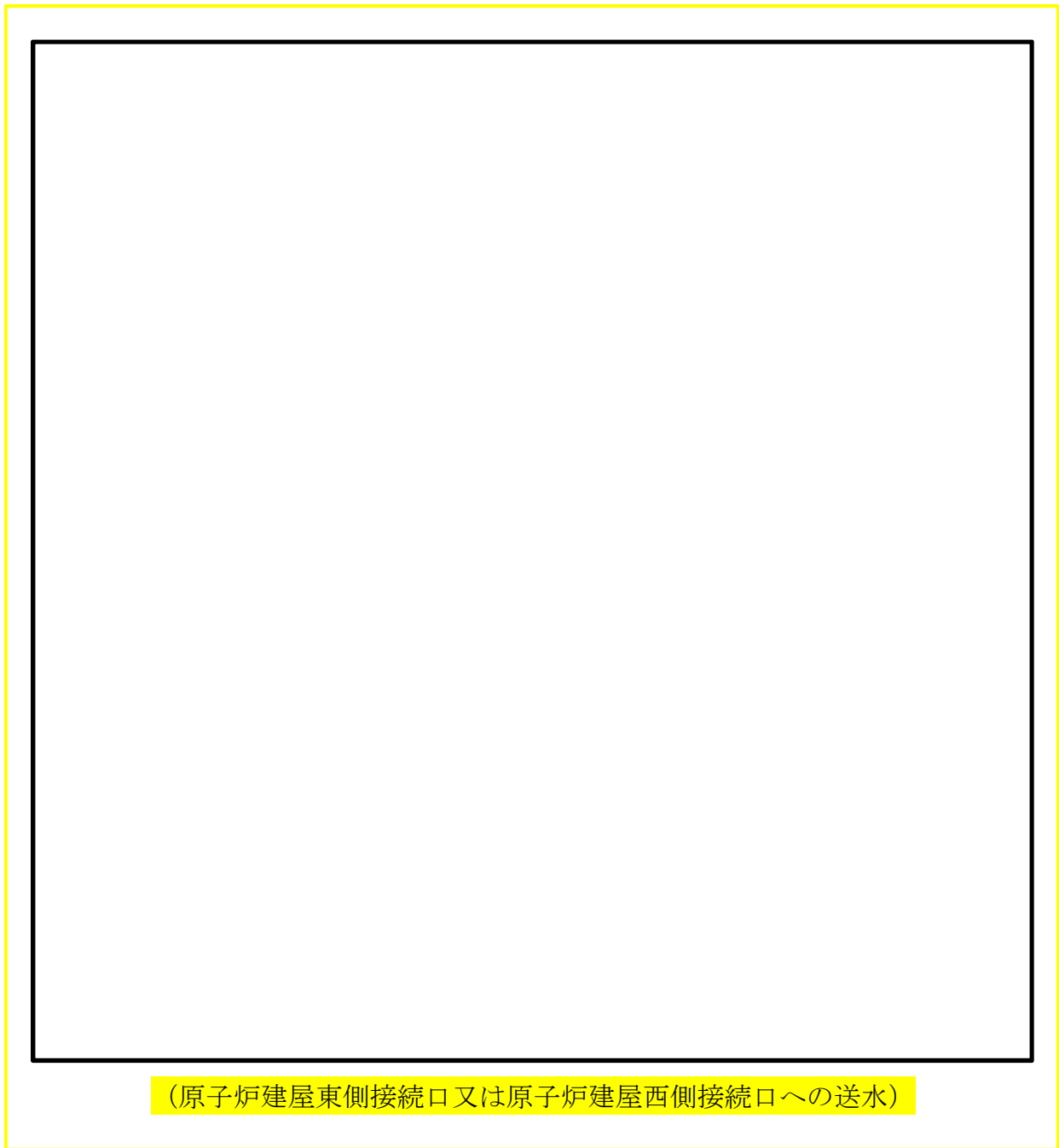
第 1.13-18 図 ホース敷設図 (代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水) (1/2)



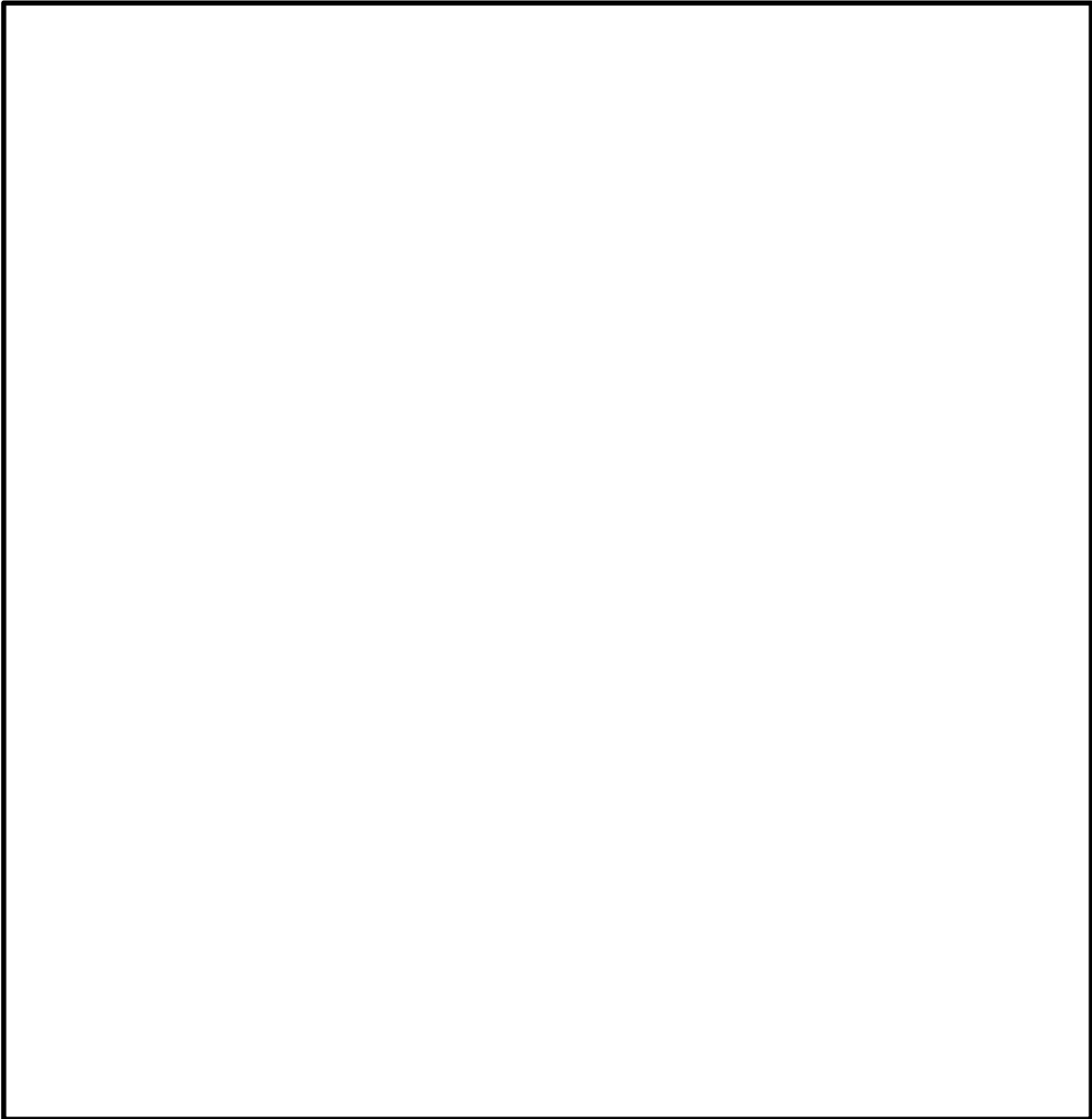
第 1.13-18 図 ホース敷設図 (代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水) (2/2)



第 1.13-19 図 ホース敷設図 (西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水
中型ポンプによる送水) (1/2)

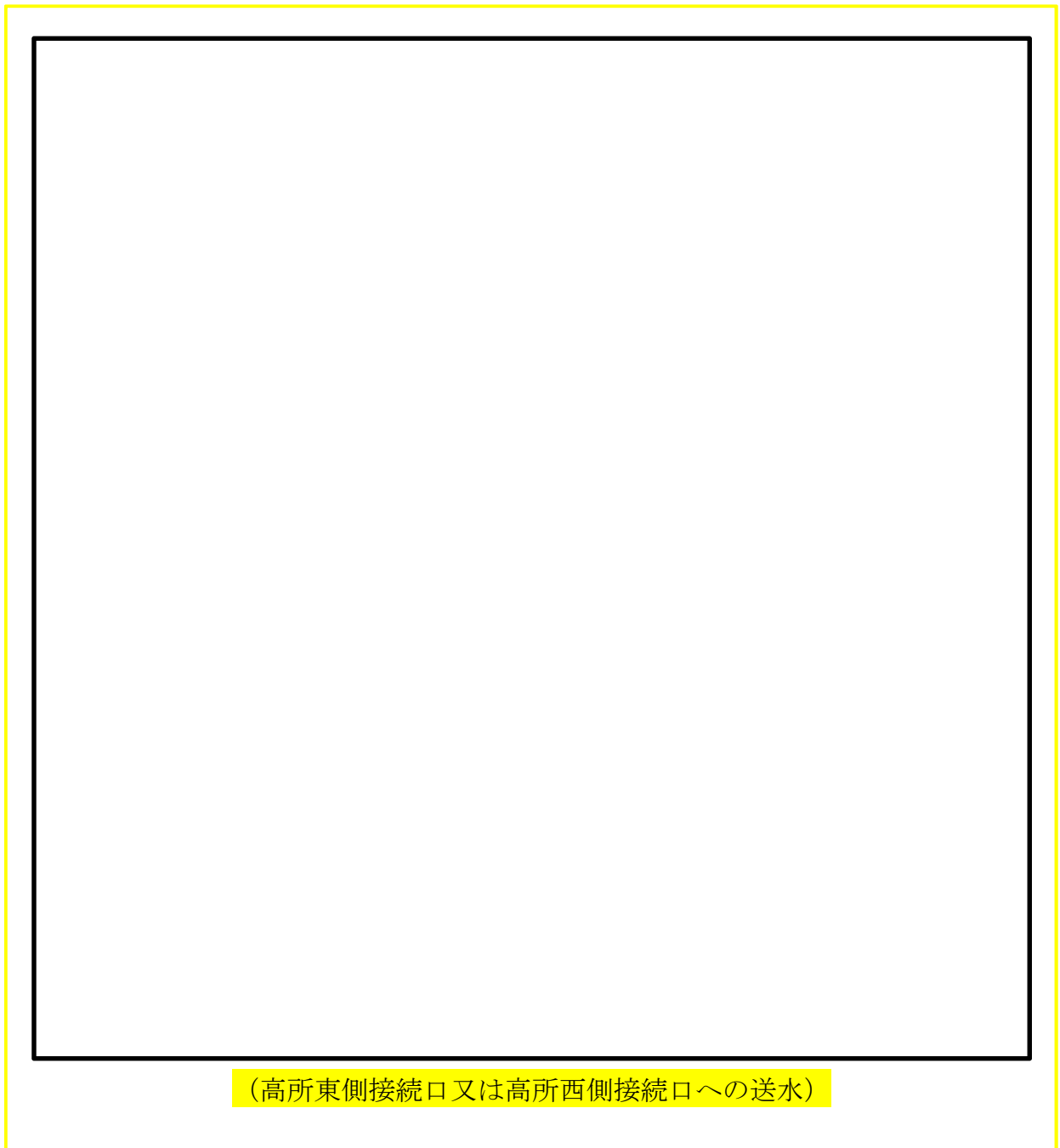


第 1.13-19 図 ホース敷設図 (西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水) (2/2)

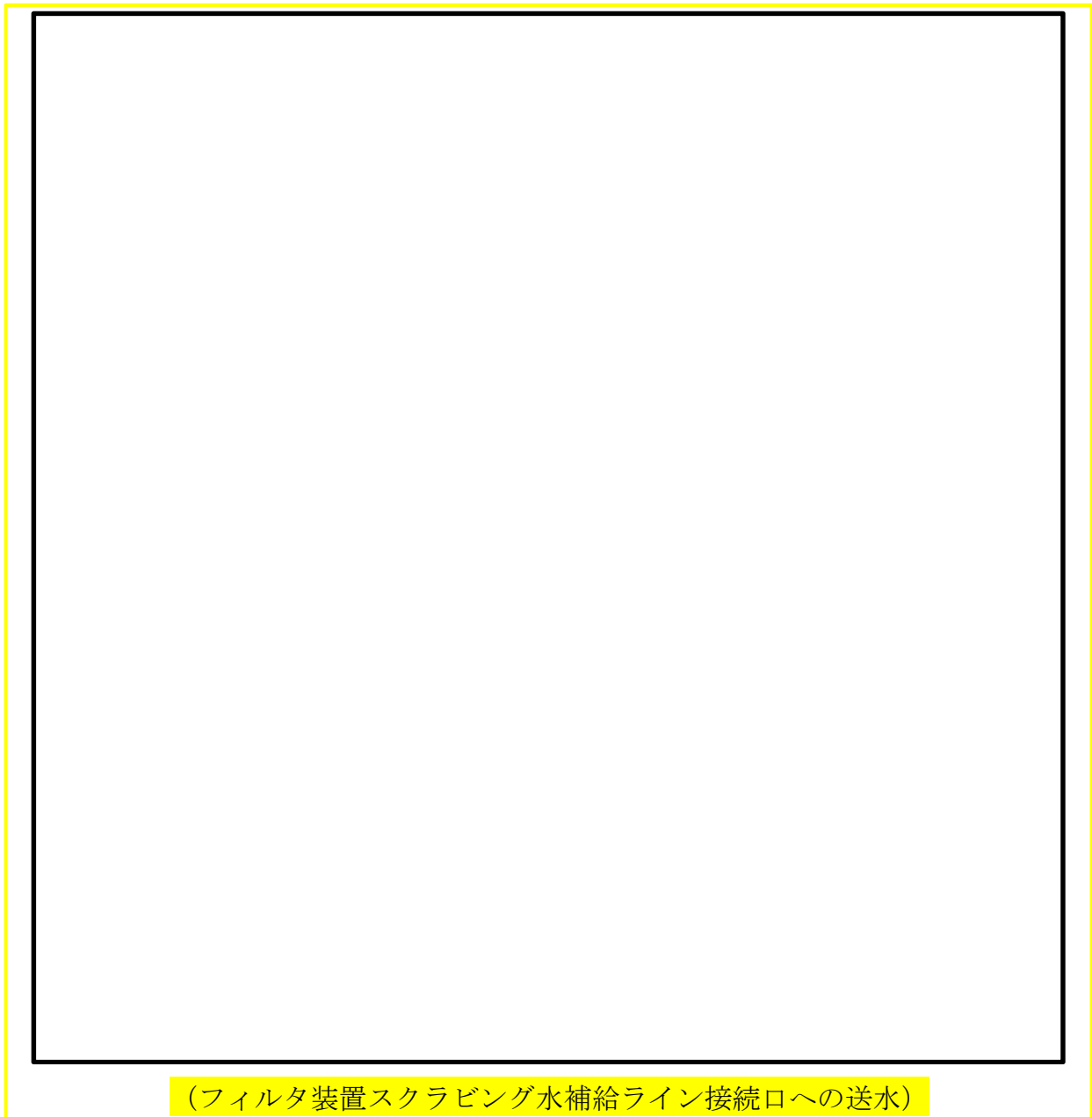


(原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水)

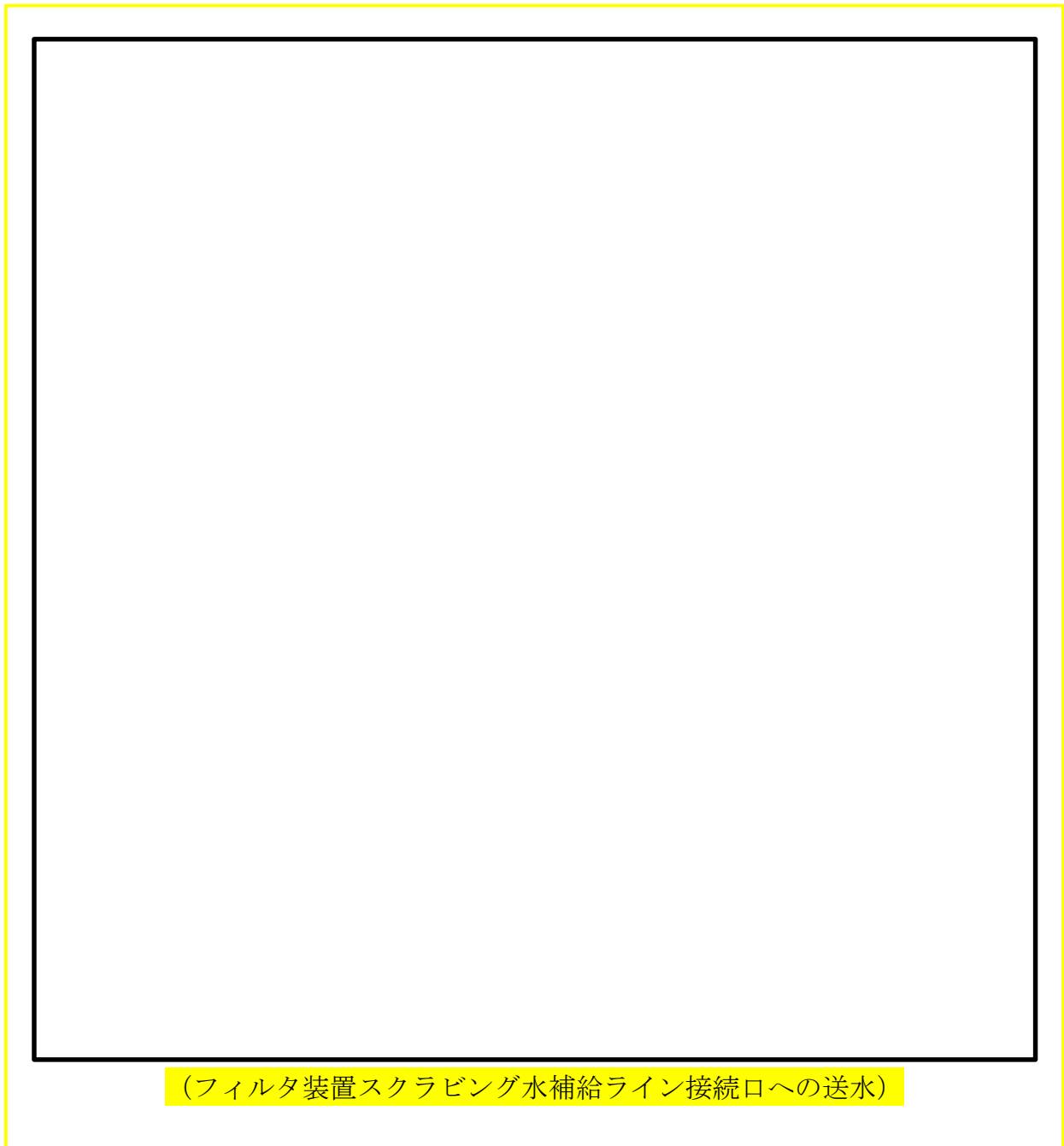
第 1.13-20 図 ホース敷設図 (海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプ
による送水) (1/2)



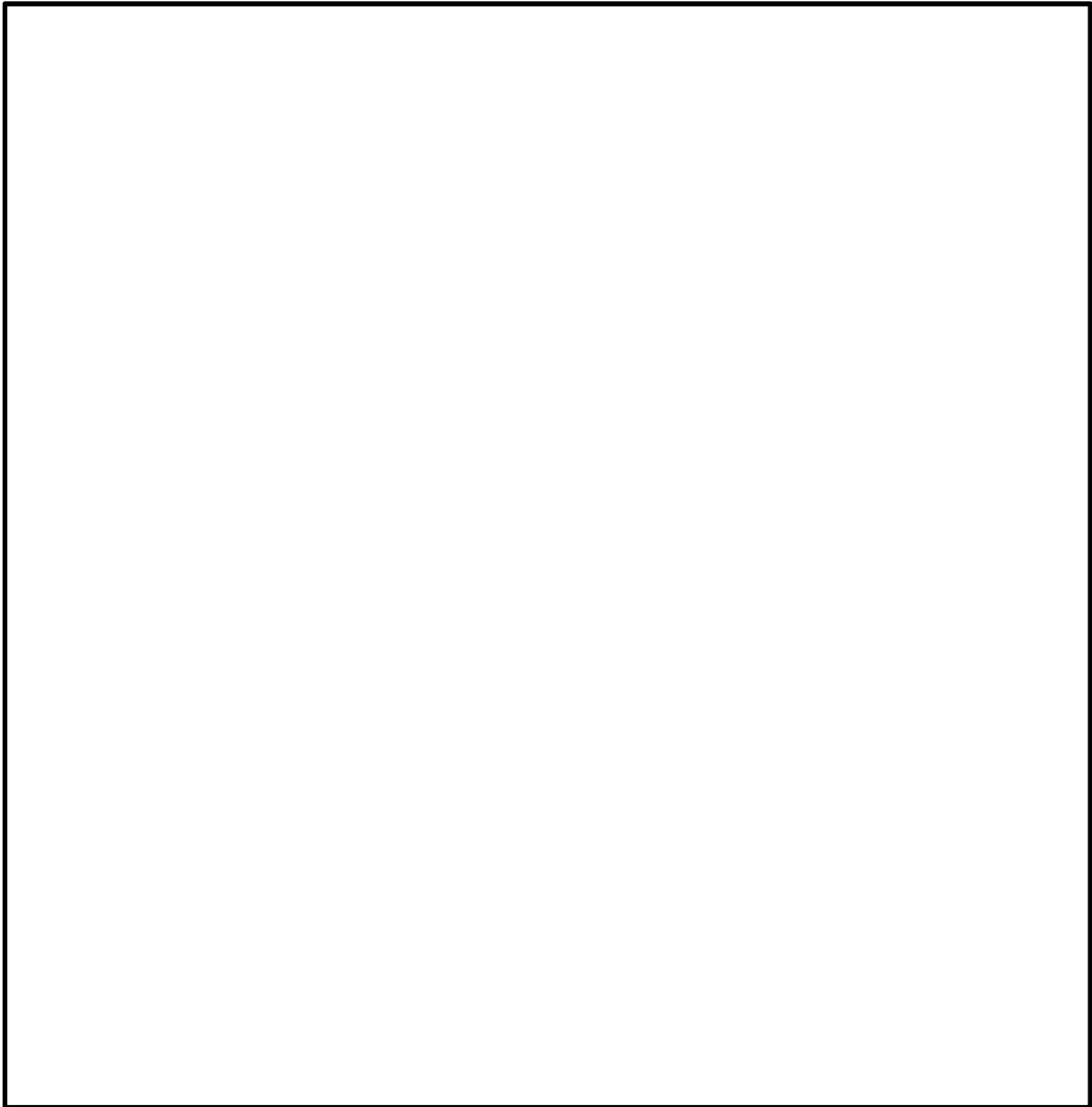
第 1.13-20 図 ホース敷設図 (海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水) (2/2)



第 1.13-21 図 ホース敷設図 (代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水)

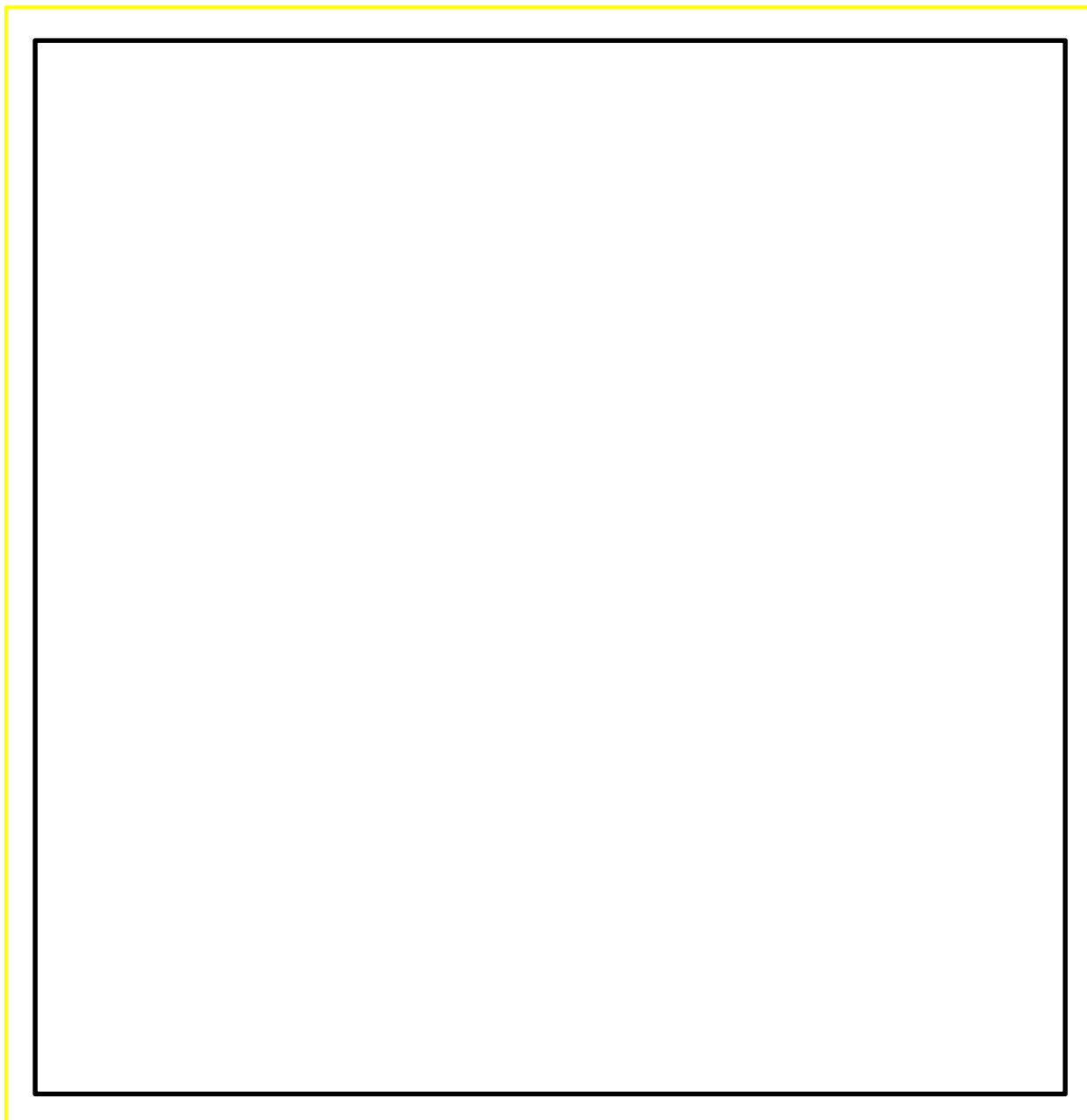


第 1.13-22 図 ホース敷設図 (西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水
中型ポンプによる送水)

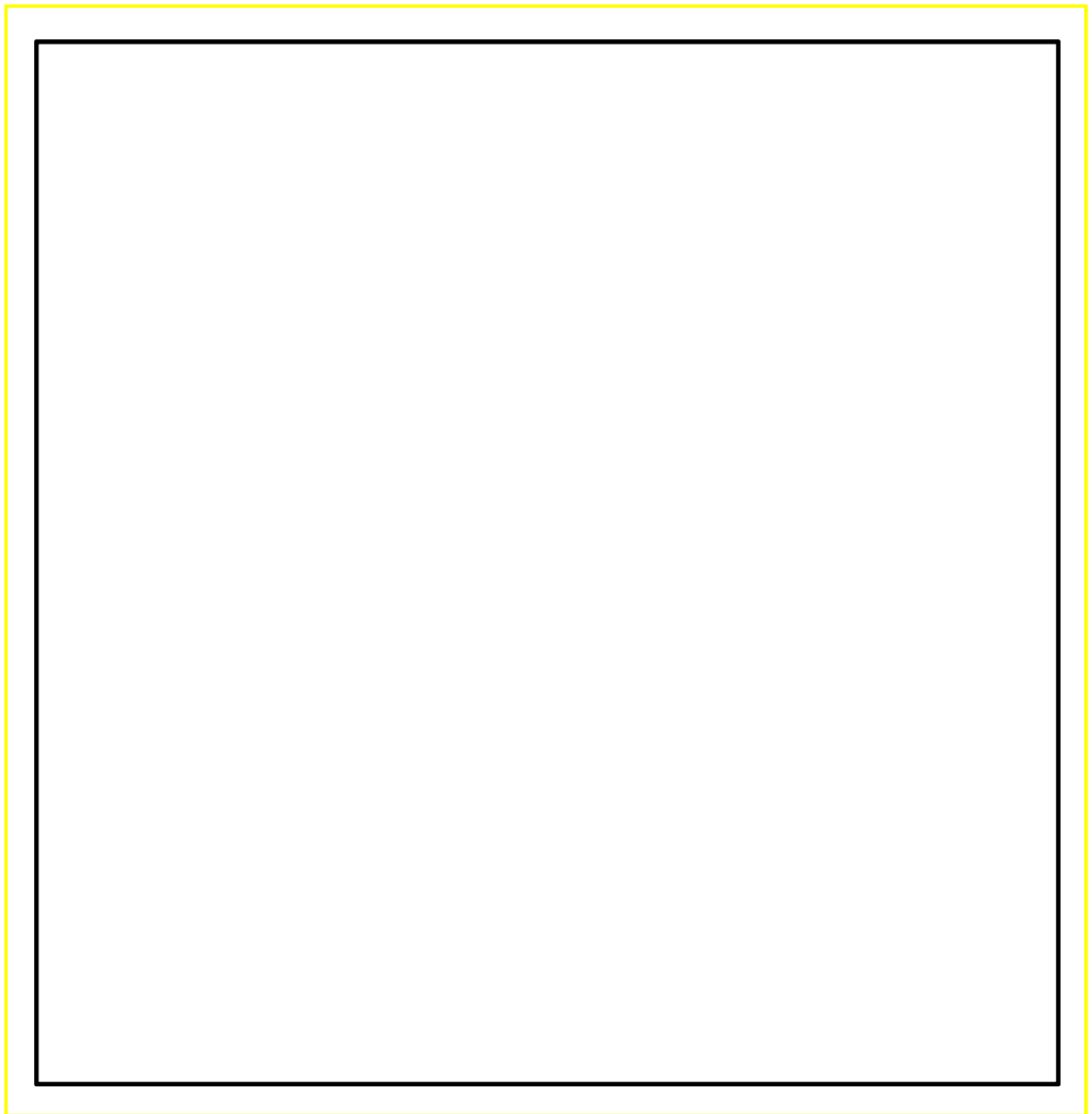


(フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水)

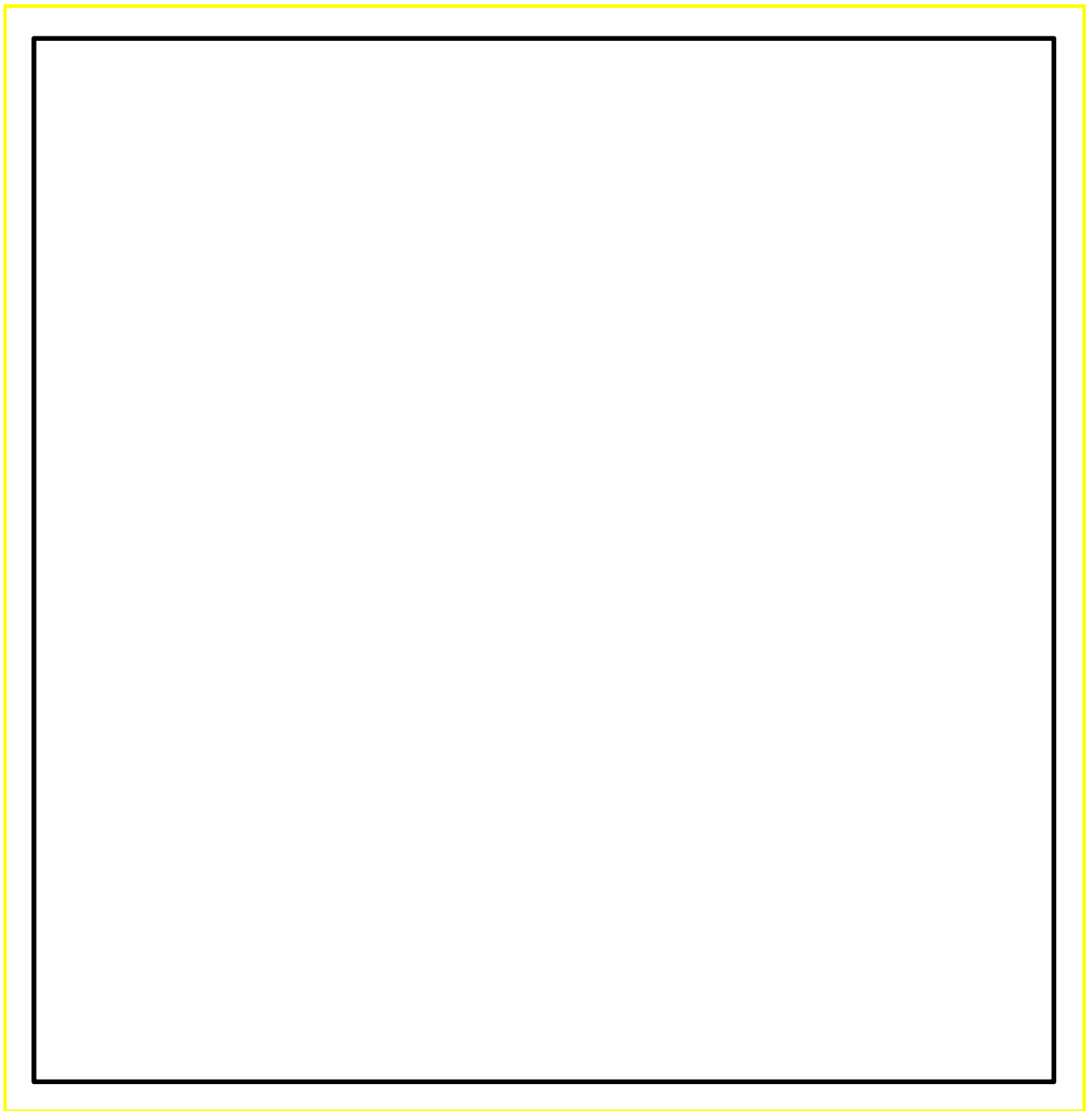
第 1.13-23 図 ホース敷設図 (淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水)



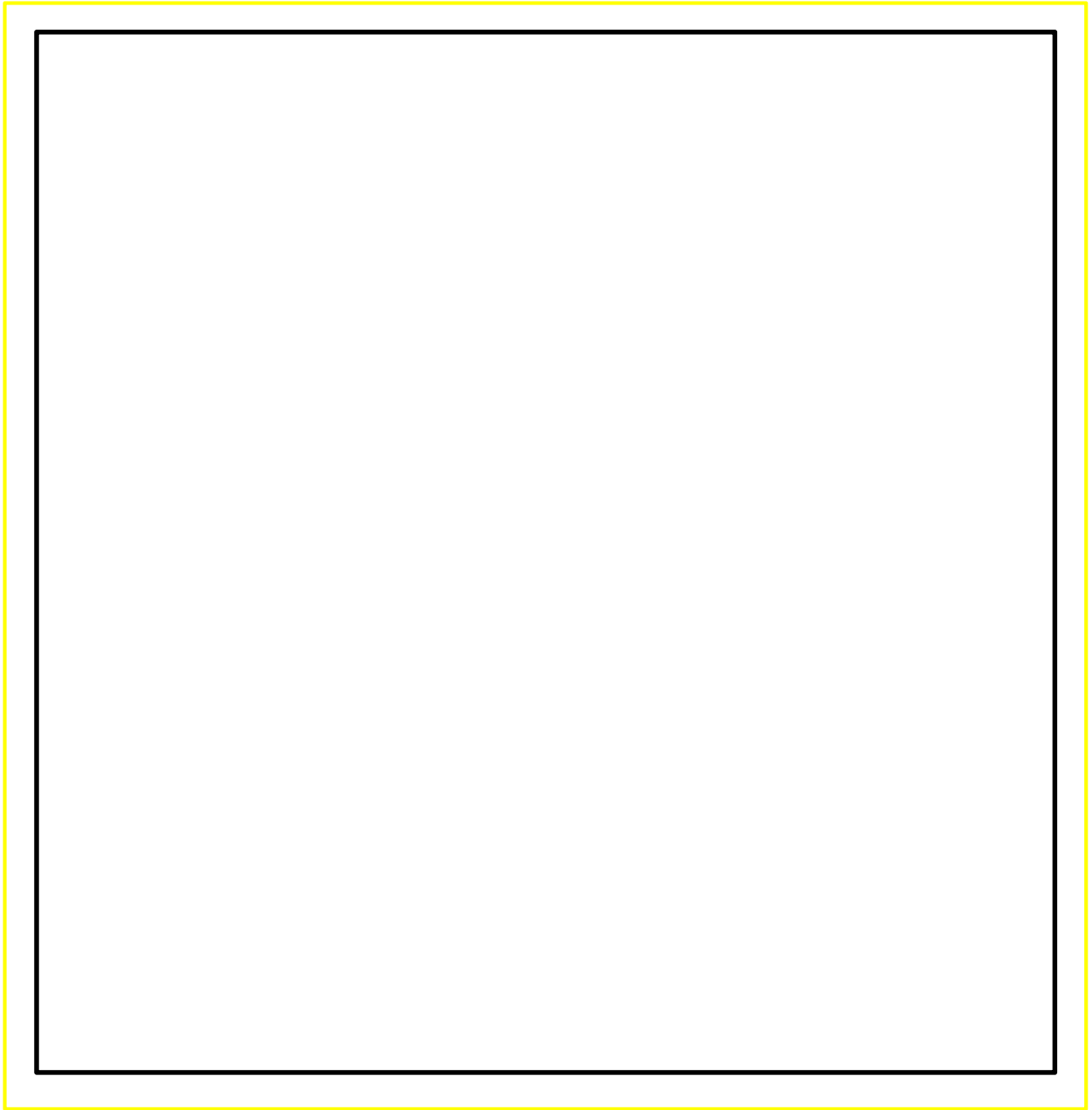
第 1.13-24 図 ホース敷設図（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水
中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



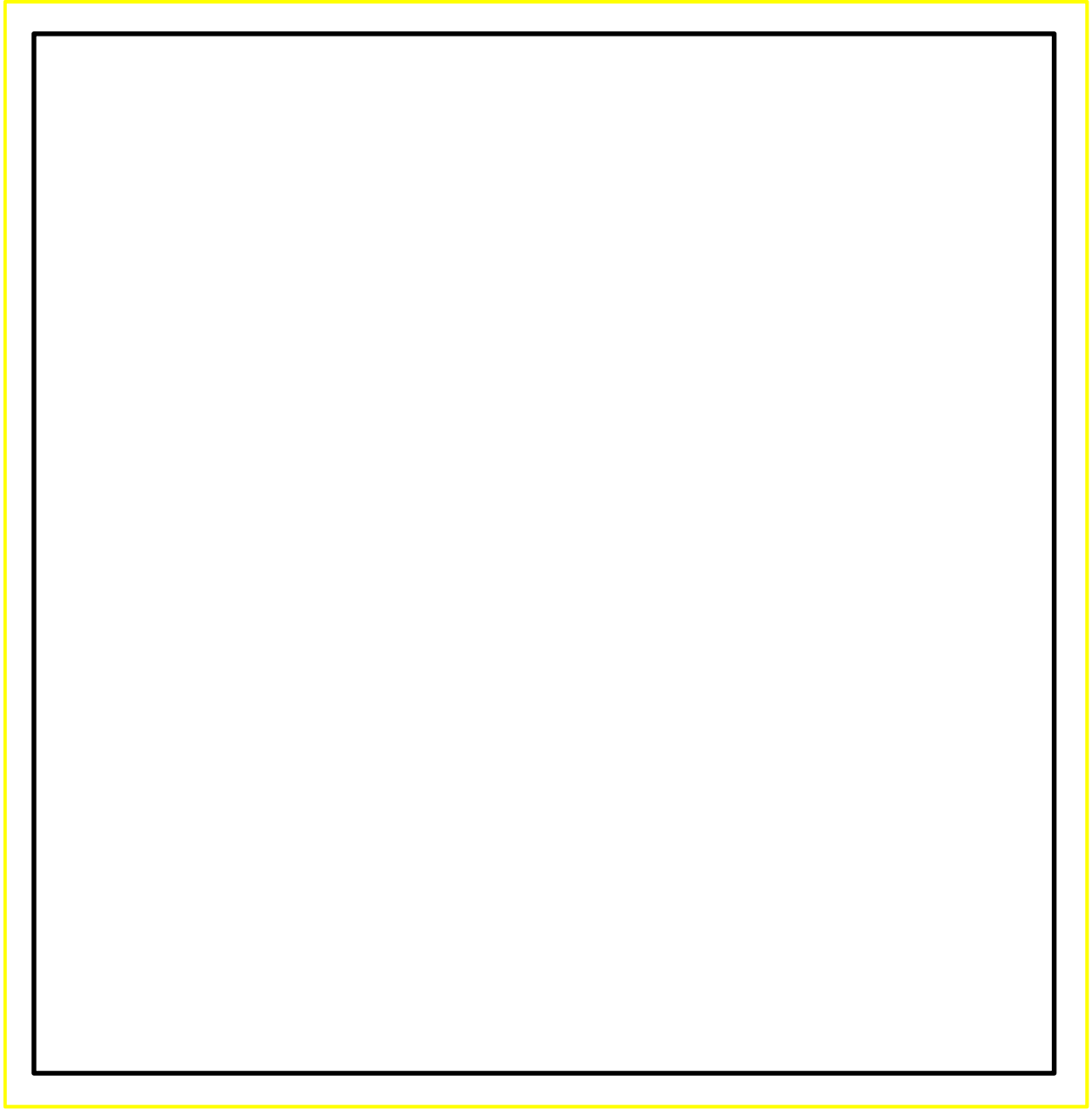
第 1.13-25 図 ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



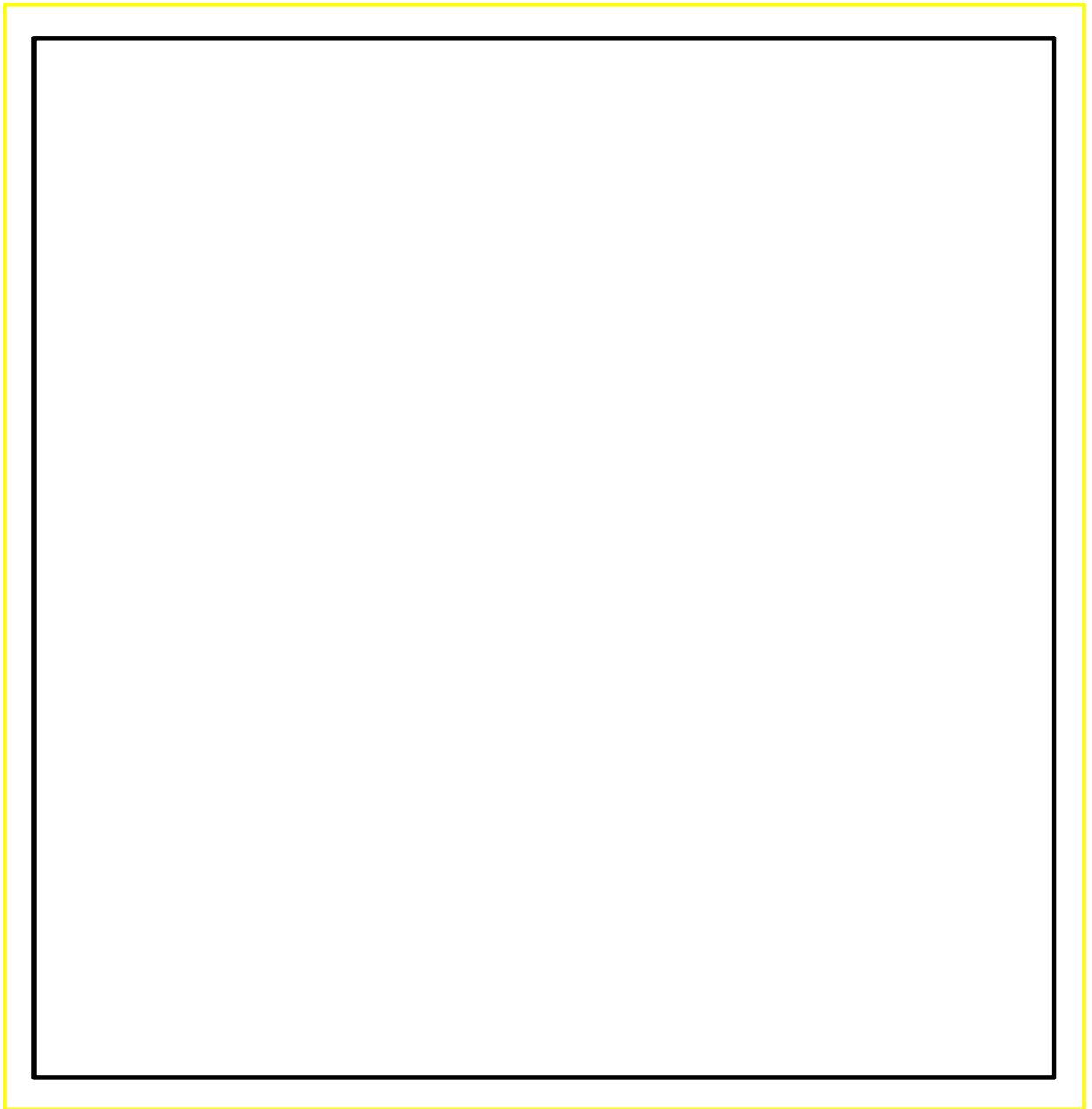
第 1.13-26 図 ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



第 1.13-27 図 ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）



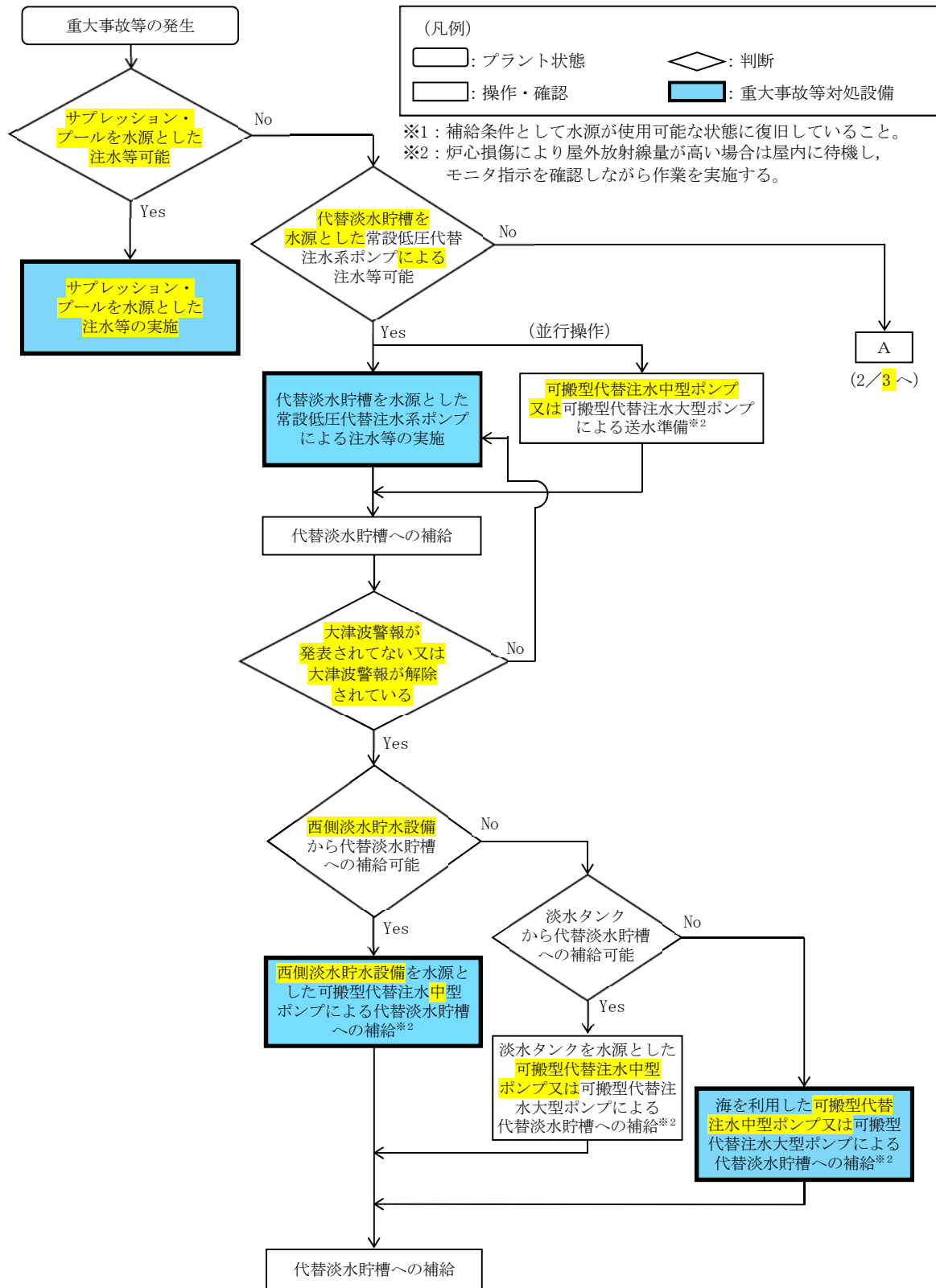
第 1.13-28 図 ホース敷設図 (淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給)



第 1.13-29 図 ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

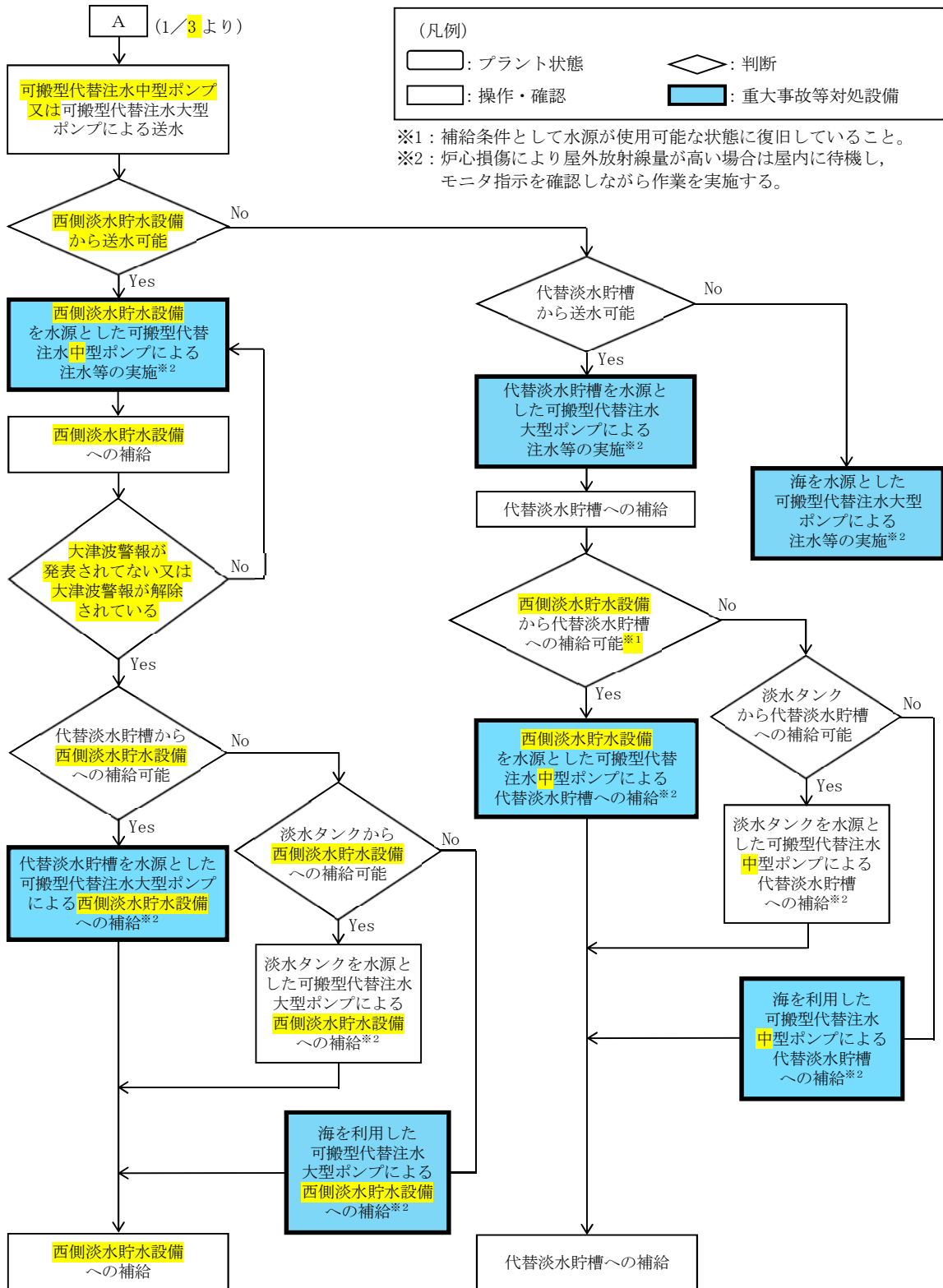
(1) 常設設備を使用して注水等を行う場合の対応手段の選択



第 1.13-30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

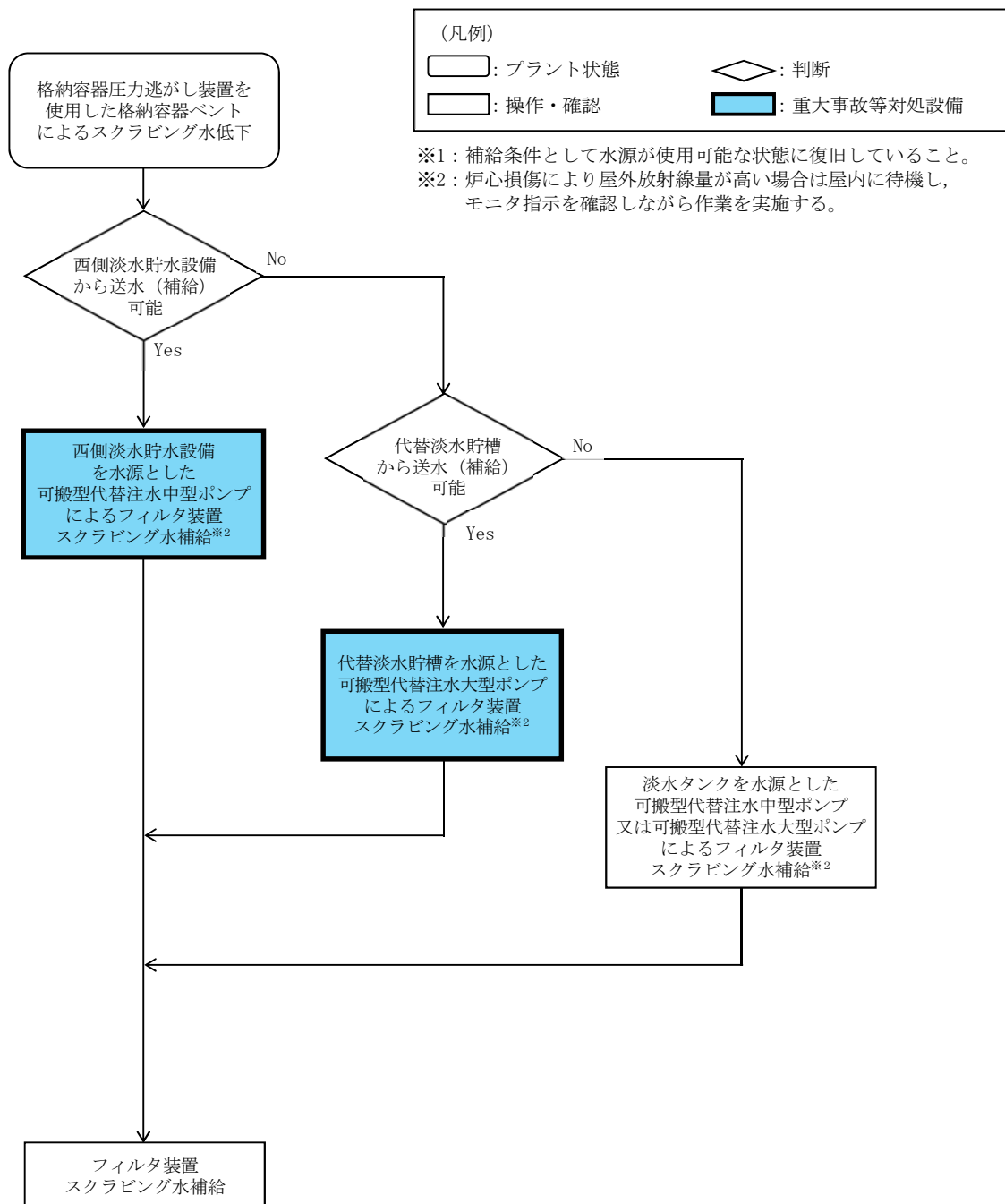
(2) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用して注水等を行う場合の対応手段の選択



第 1.13-30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

(3) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用してフィルタ装置スクラビング水を補給する場合の対応手段の選択



第 1.13-30 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 (1/10)

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となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</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となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、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となる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となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、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となる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となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</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となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、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となる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となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、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となる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に、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)	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/10)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
(常設 低圧代替注水系ポンプを使用する場合) 代替淡水貯槽を水源とした対応	代替淡水貯槽	新設	⑥① ⑦② ⑧③ ⑨⑤ ⑩ ⑫ ⑬		-	-
	常設低圧代替注水系ポンプ	新設				
	コリウムシールド	新設				
	常設スプレイヘッド	新設				
	-	-				
(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合) 代替淡水貯槽を水源とした対応	代替淡水貯槽	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬		-	-
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	フィルタ装置	新設				
	コリウムシールド	新設				
	常設スプレイヘッド	新設				
	可搬型スプレイノズル	新設				
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設				
	ホース	新設				
	燃料給油設備	新設				
-	-					

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/10)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
サブプレッション・プールの水源とした対応	サブプレッション・プール	既設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬		サブプレッション・プールの水源とした対応	サブプレッション・プール
	常設高圧代替注水系ポンプ	新設				残留熱除去ポンプ（海水冷却）
	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設				低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却）
	高圧炉心スプレイ系ポンプ	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	残留熱除去系ポンプ	既設				残留熱除去系海水ポンプ
	残留熱除去系ポンプ（海水冷却）	既設				緊急用海水ポンプ
	低圧炉心スプレイ系ポンプ	既設				代替循環冷却系ポンプ
	低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却）	既設				残留熱除去系海水ストレーナ
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				緊急用海水ストレーナ
	緊急用海水ポンプ	新設				残留熱除去系熱交換器
	代替循環冷却系ポンプ	新設				—
	残留熱除去系海水ストレーナ	既設				—
	緊急用海水ストレーナ	新設				—
	残留熱除去系熱交換器	既設				—
—	—	—	—	—	—	
西側淡水貯水設備を水源とした対応	西側淡水貯水設備	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬		—	—
	可搬型代替注水中型ポンプ	新設				—
	フィルタ装置	新設				—
	コリウムシールド	新設				—
	低圧代替注水系配管・弁	新設				—
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設				—
	ホース	新設				—
	燃料給油設備	新設				—
—	—	—	—	—	ろ過水貯蔵タンクを水源とした対応 ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク	ろ過水貯蔵タンク
—	—	—	—	多目的タンク		
—	—	—	—	電動駆動消火ポンプ		
—	—	—	—	ディーゼル駆動消火ポンプ		
—	—	—	—	コリウムシールド		
—	—	—	—	—	—	

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/10)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
-	-	-	-	-	復水貯蔵タンクを水源とした対応	復水貯蔵タンク
						原子炉隔離時冷却系ポンプ
						高圧炉心スプレイ系ポンプ
						制御棒駆動水ポンプ
						復水移送ポンプ
						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
						補給水系配管・弁
						所内常設直流電源設備
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
						可搬型代替交流電源設備
						常設代替直流電源設備
可搬型代替直流電源設備						
	コリウムシールド					
	-					
-	-	-	-	-	淡水タンクを水源とした対応	多目的タンク
						ろ過水貯蔵タンク
						原水タンク
						純水貯蔵タンク
						可搬型代替注水大型ポンプ
						可搬型代替注水中型ポンプ
						フィルタ装置
						格納容器圧力逃がし装置配管・弁
						多目的タンク配管・弁
						ホース
						燃料給油設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/10)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
海を水源とした対応	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬		海を水源とした対応	可搬型代替注水大型ポンプ
	可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)	新設				残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) ポンプ
	緊急用海水ポンプ	新設				残留熱除去系 (サブプレション・プール冷却系) ポンプ
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) ポンプ
	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) ポンプ	既設				代替燃料プール冷却系ポンプ
	残留熱除去系 (サブプレション・プール冷却系) ポンプ	既設				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) ポンプ	既設				2 C D/G
	代替燃料プール冷却系ポンプ	新設				2 D D/G
	2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	既設				HPCS D/G
	2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	既設				M/C HPCS
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	既設				M/C 2E
	2 C D/G	既設				使用済燃料プール
	2 D D/G	既設				残留熱除去系熱交換器
	HPCS D/G	既設				代替燃料プール冷却系熱交換器
	コリウムシールド	新設				
	常設スプレイヘッド	新設				
	可搬型スプレイノズル	新設				
	緊急用海水ストレーナ	新設				
	残留熱除去系海水ストレーナ	既設				
	放水砲	新設				
	泡混合器	新設				
	泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用)	新設				
	使用済燃料プール	既設				
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	代替燃料プール冷却系熱交換器	新設				
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	ホース	新設				
非常用取水設備	新設					
燃料給油設備	新設					
	-	-	-	-		

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/10)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	ほう酸水貯蔵タンク	既設	⑧① ⑨②	-	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
	ほう酸水注入ポンプ	既設				ほう酸水注入ポンプ
	-	-	-			-
(西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給)	西側淡水貯水設備	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	-	(淡水タンクから代替淡水貯槽への補給)	多目的タンク
	代替淡水貯槽	新設				ろ過水貯蔵タンク
	可搬型代替注水中型ポンプ	新設				原水タンク
	ホース	新設				純水貯蔵タンク
	燃料給油設備	新設				代替淡水貯槽
	-	-				-
-	-	-	可搬型代替注水中型ポンプ			
-	-	-	多目的タンク配管・弁			
-	-	-	ホース			
-	-	-	燃料給油設備			
-	-	-	-			
代替淡水貯槽へ水を補給するための対応 (海から代替淡水貯槽への補給)	代替淡水貯槽	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	-	-	-
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	可搬型代替注水中型ポンプ	新設				
	ホース	新設				
	非常用取水設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
-	-	-	-			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/10)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
(西側淡水貯水設備 へ水を補給するための対応 (代替淡水貯水貯槽から 西側淡水貯水設備への補給))	代替淡水貯槽	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬		(淡水タンクから 西側淡水貯水設備への補給)	多目的タンク
	西側淡水貯水設備	新設				ろ過水貯蔵タンク
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				原水タンク
	ホース	新設				純水貯蔵タンク
	燃料給油設備	新設				西側淡水貯水設備
	-	-	-	-		可搬型代替注水大型ポンプ
(海から西側淡水貯水設備 へ水を補給するための対応)	西側淡水貯水設備	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬		多目的タンク配管・弁	
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設			ホース	
	ホース	新設			燃料給油設備	
	非常用取水設備	新設			-	
	燃料給油設備	新設			-	
	-	-	-	-	-	

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (8/10)

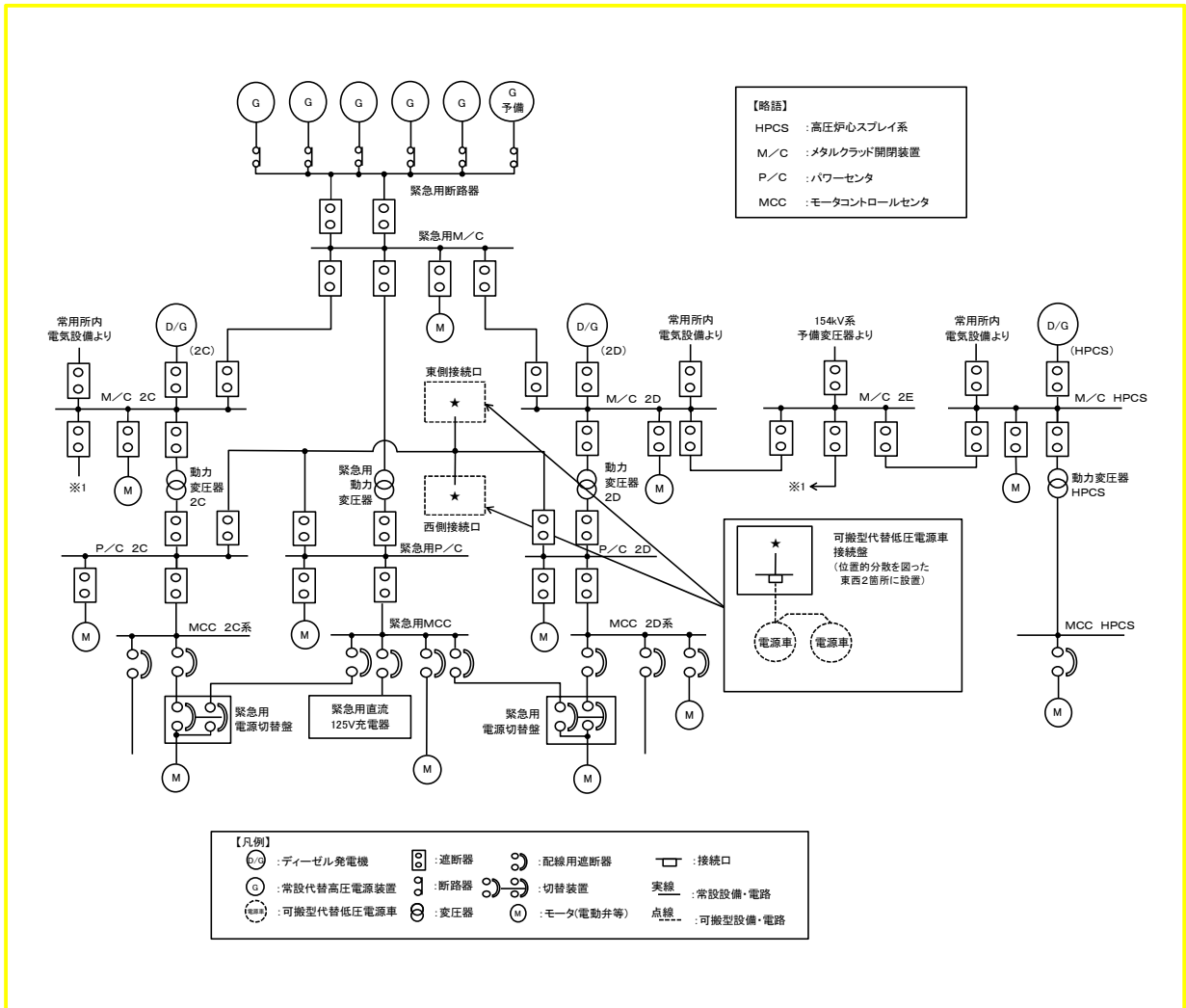
重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
-	-	-	-	-	(原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え) 水源を切り替えるための対応	復水貯蔵タンク
						サブプレッション・プール
						原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
						高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ
						補給水配管・弁
						所内常設直流電源設備
						非常用交流電源設備
(代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え) 水源を切り替えるための対応 (淡水から海水への切替え) 西側淡水貯水設備から補給している場合)	-	-	① ⑦ ⑧	-	(代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え) 水源を切り替えるための対応 (淡水から海水への切替え) 淡水タンクから補給している場合)	多目的タンク
						ろ過水貯蔵タンク
						原水タンク
						純水貯蔵タンク
						代替淡水貯槽
						可搬型代替注水大型ポンプ
						可搬型代替注水中型ポンプ
						多目的タンク配管・弁
ホース						
非常用取水設備						
燃料給油設備						
-	-	-	-	-	-	燃料給油設備
						多目的タンク配管・弁
						ホース
						非常用取水設備
						燃料給油設備
						多目的タンク配管・弁
						ホース
非常用取水設備						
燃料給油設備						

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (9/10)

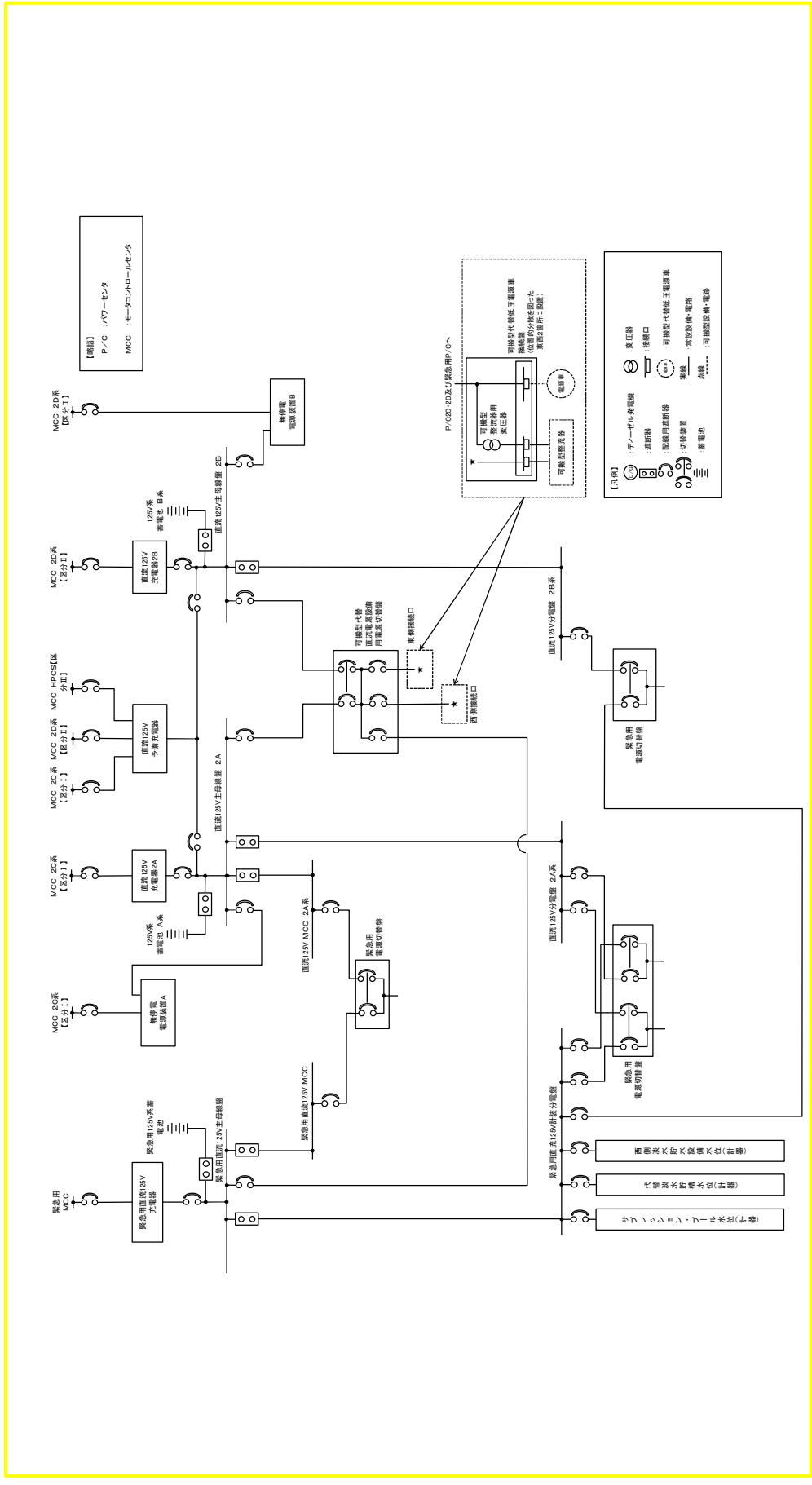
重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
(西側淡水貯水設備) 水源を切り替えるための対応(淡水から海水への切替え) 代替淡水貯槽から補給している場合)	代替淡水貯槽	新設	① ⑦ ⑧		(西側淡水貯水設備) 水源を切り替えるための対応(淡水から海水への切替え) 淡水タンクから補給している場合)	多目的タンク
	西側淡水貯水設備	新設				ろ過水貯蔵タンク
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				原水タンク
	ホース	新設				純水貯蔵タンク
	非常用取水設備	新設				西側淡水貯水設備
	燃料給油設備	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	-	-	-	-		多目的タンク配管・弁
						ホース
						非常用取水設備
						燃料給油設備
						-
(外部水源(代替淡水貯槽)から内部水源(サブプレッション・プール)への切替え)	サブプレッション・プール	新設	① ⑦ ⑧		(外部水源(代替淡水貯槽)から内部水源(サブプレッション・プール)への切替え)	サブプレッション・プール
	代替淡水貯槽	既設				代替淡水貯槽
	代替循環冷却系ポンプ	新設				代替循環冷却系ポンプ
	常設低圧代替注水系ポンプ	新設				常設低圧代替注水系ポンプ
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	緊急用海水ポンプ	新設				残留熱除去系熱交換器
	残留熱除去系海水ストレーナ	既設				
	緊急用海水ストレーナ	新設				
残留熱除去系熱交換器	既設					
	-	-	-	-		-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (10/10)

技術的能力審査基準(1.13)	適合方針
<p>【本文】 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。</p>	<p>設計基準事故の収束に必要な水源であるサブプレッション・プール及びほう酸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代替淡水源である代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備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代替水源である代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備及び海水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ブプレッション・プール、ほう酸水貯蔵タンク、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備及び海水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、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を確保する。</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（SA用海水ピット）から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ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、代替水源である代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備及び海（海水取水箇所（SA用海水ピット））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>代替水源である代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備及び海からの水の移送に使用するホース、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、南側保管場所及び西側保管場所にホース接続に必要な使用工具と共に準備する。</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り替える手順等及び外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サブプレッション・プール）への供給に切り替える手順等を整備する。</p>



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

自主対策設備仕様

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
ろ過水貯蔵タンク	常設	Cクラス	1500 m ³ ※2	—	1 個
多目的タンク	常設	Cクラス	1500 m ³ ※2	—	1 個
復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	2000 m ³ ／個※2	—	2 個
純水貯蔵タンク	常設	Cクラス	500 m ³ ※2	—	1 個
原水タンク	常設	Cクラス	1000 m ³ ※2	—	1 個
可搬型代替注水大型ポンプ	可搬	Sクラス※1	約 1320 m ³ ／h／個	約 140m	2 (予備 2) 個

※1: Sクラスの機能維持

※2: 公称値を示す。

重大事故対策の成立性

1. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

(1) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

a. 操作概要

災害対策本部長は、代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において、水源の確保（代替淡水貯槽への可搬型代替注水大型ポンプ設置）及び接続口（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、代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺、原子炉建屋西側周辺、常設代替高圧電源装置置場東側周辺、常設代替高圧電源装置置場西側周辺、フィルター装置格納槽周辺、取水箇所（代替淡水貯槽）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

- (a) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水
- 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレー）として、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水に必

要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」8名
(重大事故等対応要員8名)

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」8名
(重大事故等対応要員8名)

所要時間目安※ : 「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」535分
以内 (放射線防護具着用，移動及びホース敷設を
含む)

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」170分
以内 (放射線防護具着用，移動及びホース敷設を
含む)

※ : 所要時間目安は，模擬により算定した時間

(b) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所
東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水
代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
(原子炉压力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容
器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水)として，高所東側接
続口又は高所西側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は
以下のとおり。

必要要員数 : 「高所東側接続口を使用した場合」8名 (重大事
故等対応要員8名)

「高所西側接続口を使用した場合」8名 (重大事
故等対応要員8名)

所要時間目安※ : 「高所東側接続口を使用した場合」215分以内

(放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む)

「高所西側接続口を使用した場合」175分以内

(放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む)

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

- (c) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水
代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
(フィルタ装置スクラビング水補給)として，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名 (重大事故等対応要員8名)

所要時間目安※ : 180分以内 (放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む)

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。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他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。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），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

2. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水

(1) 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水

a. 操作概要

災害対策本部長は、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水が必要な状況において、水源の確保（西側淡水貯水設備への可搬型代替注水中型ポンプ設置）及び接続口（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認した上で、西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプにより送水する。

b. 作業場所

屋外（常設代替高圧電源装置置場東側周辺、常設代替高圧電源装置置場西側周辺、原子炉建屋東側周辺、原子炉建屋西側周辺、フィルタ装置格納槽周辺、取水箇所（西側淡水貯水設備）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

(a) 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる

高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水）として、高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「高所東側接続口を使用した場合」8名（重大事

故等対応要員 8 名)

「高所西側接続口を使用した場合」 8 名 (重大事故等対応要員 8 名)

所要時間目安※ : 「高所東側接続口を使用した場合」 150 分以内
(放射線防護具着用, 移動及びホース敷設を含む)

「高所西側接続口を使用した場合」 140 分以内
(放射線防護具着用, 移動及びホース敷設を含む)

※ : 所要時間目安は, 模擬により算定した時間

(b) 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 (原子炉圧力容器への注水, 原子炉格納容器内の冷却, 原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水) として, 原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」 8 名

(重大事故等対応要員 8 名)

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」 8 名

(重大事故等対応要員 8 名)

所要時間目安※ : 「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」 320 分以内 (放射線防護具着用, 移動及びホース敷設を含む)

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」205分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

- (c) 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（フィルタ装置スクラビング水補給）として，最長時間を要する送水ルートにおけるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　　：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※：175分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。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他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。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），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

3. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

(1) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

a. 操作概要

災害対策本部長は、淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において、水源の確保（淡水タンクへの可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ設置）及び接続口（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認した上で、淡水タンクを水源として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

b. 作業場所

屋外（フィルタ装置格納槽周辺、取水箇所（淡水タンク）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（フィルタ装置スクラビング水補給）として、フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※ : 165分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷

設を含む)

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。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他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。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），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

4. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

(1) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

a. 操作概要

災害対策本部長は、海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において、水源の確保（海水取水箇所（S A用海水ピット）への可搬型代替注水大型ポンプ設置）及び接続口（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認した上で、海を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，取水箇所（S A用海水ピット）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

(a) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイ）として，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」8名

(重大事故等対応要員 8 名)

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」 8 名

(重大事故等対応要員 8 名)

所要時間目安※ : 「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」 370 分以内 (放射線防護具着用, 移動及びホース敷設を含む)

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」 310 分以内 (放射線防護具着用, 移動及びホース敷設を含む)

※ : 所要時間目安は, 模擬により算定した時間

(b) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所東側接続口

又は高所西側接続口を使用した送水

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (原子炉圧力容器への注水, 原子炉格納容器内の冷却, 原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水) として, 高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「高所東側接続口を使用した場合」 8 名 (重大事故等対応要員 8 名)

「高所西側接続口を使用した場合」 8 名 (重大事故等対応要員 8 名)

所要時間目安※ : 「高所東側接続口を使用した場合」 220 分以内 (放射線防護具着用, 移動及びホース敷設を含む)

「高所西側接続口を使用した場合」225分以内
(放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む)

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。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他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。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），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

5. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

(1) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

a. 操作概要

災害対策本部長は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給が必要な状況において、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保した上で、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより補給する。

b. 作業場所

屋外（代替淡水貯槽周辺、取水箇所（西側淡水貯水設備、淡水タンク、S A用海水ピット）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

西側淡水貯水設備、淡水タンク及び海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給として、水源毎の最長時間を要する補給ルートにおける補給に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「西側淡水貯水設備を水源とした場合」10名（重大事故等対応要員8名、運転員等2名）

「淡水タンクを水源とした場合」10名（重大事故等対応要員8名、運転員等2名）

「海を水源とした場合」10名（重大事故等対応要員8名，運転員等2名）

所要時間目安※：「西側淡水貯水設備を水源とした場合」160分以内
（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「淡水タンクを水源とした場合」165分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「海を水源とした場合」160分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。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他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。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），無線連絡設備（固定

型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

6. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

a. 操作概要

災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給が必要な状況において、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、可搬型代替注水大型ポンプにより補給する。

b. 作業場所

屋外（常設代替高圧電源装置置場周辺、取水箇所（代替淡水貯槽、淡水タンク、S A用海水ピット）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

代替淡水貯槽、淡水タンク及び海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給として、水源毎の最長時間を要する補給ルートにおける補給に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「代替淡水貯槽を水源とした場合」 10名（重大事故等対応要員8名、運転員等2名）

「淡水タンクを水源とした場合」 10名（重大事故等対応要員8名、運転員等2名）

「海を水源とした場合」 10名（重大事故等対応要員8名、運転員等2名）

所要時間目安※ : 「代替淡水貯槽を水源とした場合」 165分以内（放

放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む)

「淡水タンクを水源とした場合」150分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む)

「海を水源とした場合」220分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む)

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。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他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の合金具を使用して容易に接続可能である。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），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース接続訓練



東海港での送水訓練
(ホース敷設)



東海港での送水訓練
(水中ポンプユニット設置)



車両操作訓練 (ポンプ起動)



可搬型代替注水中型ポンプ



ホース敷設訓練



夜間での送水訓練（ポンプ設置）



夜間での送水訓練（放水）



放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

7. 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のうち、代替循環冷却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、格納容器ベント後、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。

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）（代替循環冷却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屋に漏えいする放射性物質	原子炉建屋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（グランドシャインによる外部被ばく）
フィルタ装置内の放射性物質*	格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内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）

※西側淡水貯水設備付近の作業はフィルタ装置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、可搬型代替注水中型ポンプ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1図に示す。水源の補給準備・補給作業における作業員の実効線量は約60mSv、燃料の給油準備・給油作業における作業員の実効線量は約22mSv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	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ による代替淡水貯槽への補給準備・補給作業				燃料の給油準備・給油作業	
	補給準備作業		補給作業		給油準備作業	給油作業
線量評価点	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		
	西側淡水貯水設備 付近	代替淡水貯槽 付近	西側淡水貯水設備 付近	西側淡水貯水設備 付近	西側淡水貯水設備 付近	
作業時間帯	格納容器ベント実施3時間後以降					
作業時間（移動時間含む） 線量率 （格納容器ベント実施3時間後）	75分 （約1.3時間）	65分 （約1.1時間）	20分 （約0.4時間）	360分 （6.0時間）※1	90分 （1.5時間）	140分（20分×7回） （約2.4時間）
	約5.8mSv/h	約14mSv/h	約5.8mSv/h	約5.8mSv/h	約5.8mSv/h	
実効線量（マスク考慮）	約60mSv					
主な評価条件	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくは、建屋の形状等を考慮し、直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線については、ANISNコード及びG33-GP2Rコードを用いて作業員の実効線量を評価 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基に、大気拡散効果を考慮して作業員の実効線量を評価 フィルタ装置内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、フィルタ装置の位置、形状等を考慮して作業員の実効線量を評価 					
	評価に当たっては、QAD-CGGP2Rコードを用いた。					
	※1 代替淡水貯槽への補給時間は約21時間であるが、対応要員は2時間毎に交代する（評価時間は対応要員のうち最も作業時間が長くなる360分とする）。					

8. 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、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施するが、常設設備の水源は水量が有限であるため、**可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ**による代替淡水貯槽、**西側淡水貯水設備**、淡水タンク及び海（**海水取水箇所（S A用海水ピット）**）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。

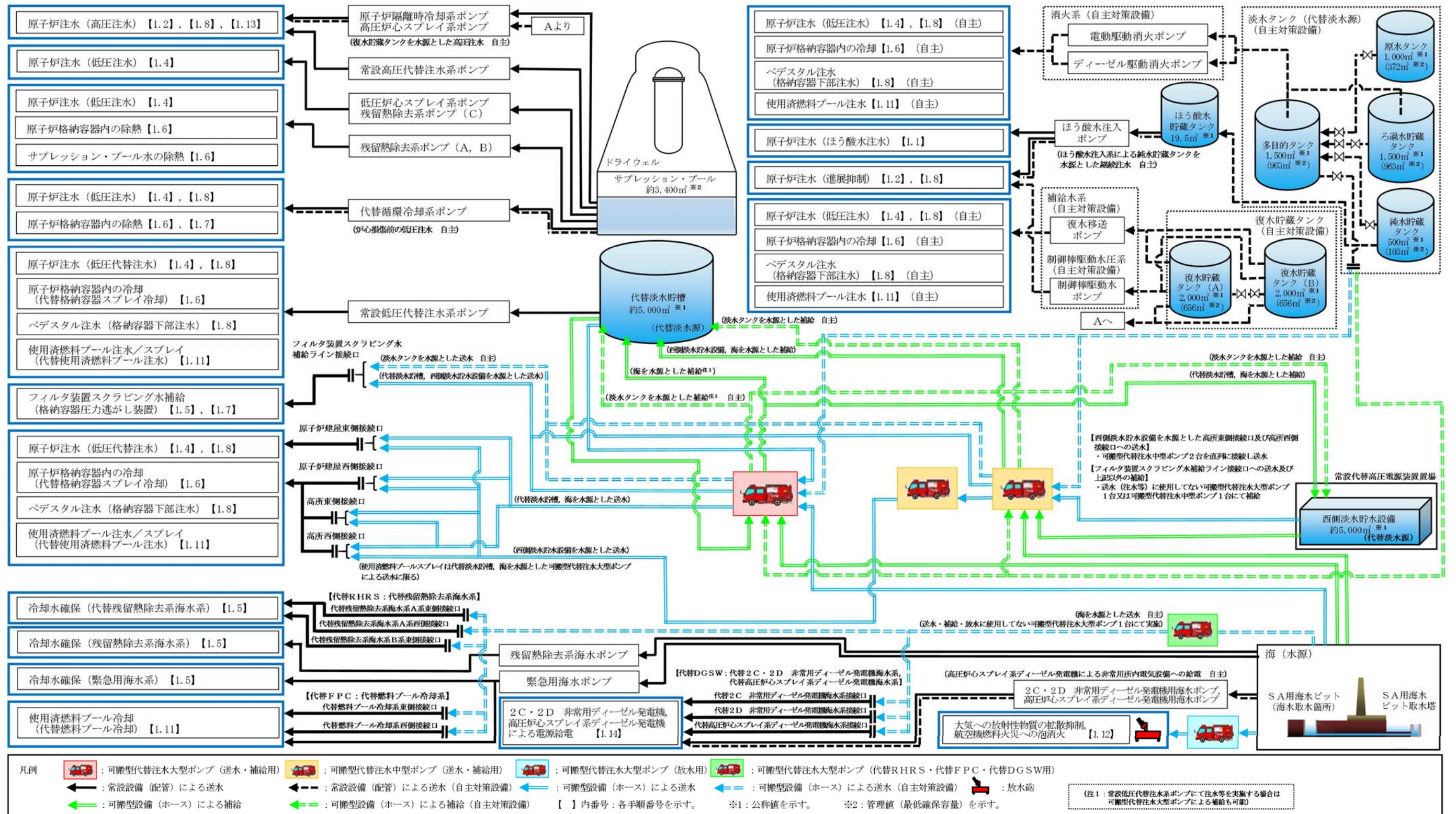
常設設備へ送水する際は、津波等の自然災害の影響により、取水箇所に瓦礫等の漂流物が浮遊、又は水底に堆積していることが懸念されるが、**可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ**付属の水中ポンプユニットについては、吸込み部を水面より低く着底しない位置に固定して設置するため、漂流物の影響を受けにくい。また、水中ポンプユニットの吸込み部にはストレーナを設置しているため、異物の吸込み防止を図ることが可能である。



ストレーナ

可搬型代替注水大型ポンプ**又は可搬型代替注水中型ポンプ**
付属の水中ポンプユニット

水源から必要な箇所への給水経路



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 (1/11)

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) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合)		
1.13.2.1(1) a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(1) a. (a)	低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	【1.4.2.2(1) a. (a)】 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水
1.13.2.1(1) a. (b)	低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.2(3) a. (a)】 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却
1.13.2.1(1) a. (c)	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のペデスタル (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	【1.8.2.2(1) c. 】 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(1) b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却		
1.13.2.1(1) b. (a)	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	【1.6.2.2(1) b. (a)】 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却
1.13.2.1(1) b. (b)	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	【1.6.2.3(1) b. (a)】 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却
1.13.2.1(1) c. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水		
1.13.2.1(1) c. (a)	格納容器下部注水系 (常設) によるペデスタル (ドライウエル部) への注水	【1.8.2.1(1) a. 】 格納容器下部注水系 (常設) によるペデスタル (ドライウエル部) への注水

手順等		リンク先
1.13.2.1(1)d. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ		
1.13.2.1(1)d.(a)	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライオン）を使用した使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1)a.】 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライオン）を使用した使用済燃料プール注水
1.13.2.1(1)d.(b)	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ	【1.11.2.2(1)a.】 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ
1.13.2.1(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）		
1.13.2.1(2)a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水		本資料に記載
1.13.2.1(2)b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(2)b.(a)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	【1.4.2.2(1)a.(b)】 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）
1.13.2.1(2)b.(b)	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.2(3)a.(b)】 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）
1.13.2.1(2)b.(c)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のベアスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	【1.8.2.2(1)d.】 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）
1.13.2.1(2)c. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却		
1.13.2.1(2)c.(a)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）	【1.6.2.2(1)b.(b)】 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水/海水）
1.13.2.1(2)c.(b)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）	【1.6.2.3(1)b.(b)】 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水/海水）
1.13.2.1(2)d. 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給		
1.13.2.1(2)d.(a)	フィルタ装置スクラビング水補給	【1.5.2.2(1)a.(b)】 【1.7.2.1(1)c.】 フィルタ装置スクラビング水補給

リンク先一覧 (3/11)

手順等		リンク先
1.13.2.1(2) e. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水		
1.13.2.1(2) e. (a)	格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水	格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水（淡水／海水） 【1.8.2.1(1) b.】
1.13.2.1(2) f. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ		
1.13.2.1(2) f. (a)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水） 【1.11.2.1(1) b.】
1.13.2.1(2) f. (b)	可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水） 【1.11.2.2(1) b.】
1.13.2.1(2) f. (c)	可搬型代替注水大型ポンプを使用した使用済燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水） 【1.11.2.2(1) c.】
1.13.2.1(3) サプレッション・プールを水源とした対応手順		
1.13.2.1(3) a. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(3) a. (a)	高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉注水（中央制御室からの高圧代替注水系起動）	中央制御室からの高圧代替注水系起動 【1.2.2.2(1) a.】 【1.2.2.3(1) a.】
1.13.2.1(3) a. (b)	高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉注水（現場での人力操作による高圧代替注水系起動）	現場での人力操作による高圧代替注水系起動 【1.2.2.3(1) b.】
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・プールを水源とした原子炉注水	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 【1.2.2.1(1)】
1.13.2.1(3) a. (d)	高圧炉心スプレイ系によるサブプレッション・プールを水源とした原子炉注水	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 【1.2.2.1(2)】
1.13.2.1(3) a. (e)	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 【1.8.2.2(1) a.】

リンク先一覧 (4/11)

手順等		リンク先
1.13.2.1(3) a. (f)	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のパデスタル (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 【1.8.2.2(1) b. (f)】
1.13.2.1(3) b. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の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注水	残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水 【1.4.2.1(1)】 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉注水 【1.4.2.2(2) a. (a)】
1.13.2.1(3) b. (b)	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 【1.4.2.1(2)】 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水 【1.4.2.2(2) a. (b)】
1.13.2.1(3) c. 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		
1.13.2.1(3) c. (a)	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による原子炉格納容器内の除熱 【1.6.2.1(1)】 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 復旧後の原子炉格納容器内の除熱 【1.6.2.2(2) a. (a)】 【1.6.2.3(2) a. (a)】
1.13.2.1(3) c. (b)	残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) によるサブプレッション・プールの除熱	残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) によるサブプレッション・プールの除熱 【1.6.2.1(2)】 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) 復旧後のサブプレッション・プールの除熱 【1.6.2.2(2) a. (b)】 【1.6.2.3(2) a. (b)】
1.13.2.1(3) d. サプレッション・プール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)	代替循環冷却系による原子炉注水	代替循環冷却系による原子炉注水 【1.4.2.2(1) a. (c)】
1.13.2.1(3) d. (b)	代替循環冷却系による残留溶融炉心の冷却	代替循環冷却系による残留溶融炉心の冷却 【1.4.2.2(3) a. (c)】
1.13.2.1(3) d. (c)	代替循環冷却系によるサブプレッション・プールの除熱(炉心損傷前)	代替循環冷却系によるサブプレッション・プールの除熱 【1.6.2.2(1) a. (a)】
1.13.2.1(3) d. (d)	代替循環冷却系によるサブプレッション・プールの除熱(炉心損傷後)	代替循環冷却系によるサブプレッション・プールの除熱 【1.6.2.3(1) a. (a)】
1.13.2.1(3) d. (e)	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷前)	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱 【1.6.2.2(1) a. (b)】
1.13.2.1(3) d. (f)	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷後)	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱 【1.6.2.3(1) a. (b)】

リンク先一覧 (5/11)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(3) d. (g)	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	【1.7.2.1(2)】	代替循環冷却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. (h)	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	【1.8.2.2(1) e.】	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(4)	西側淡水貯水設備を水源とした対応手順		
1.13.2.1(4) a.	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水		本資料に記載
1.13.2.1(4) b.	西側淡水貯水設備を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(4) b. (a)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	【1.4.2.2(1) a. (b)】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）
1.13.2.1(4) b. (b)	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.2(3) a. (b)】	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(4) b. (c)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	【1.8.2.2(1) d.】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
1.13.2.1(4) c.	西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却		
1.13.2.1(4) c. (a)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）	【1.6.2.2(1) b. (b)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(4) c. (b)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）	【1.6.2.3(1) b. (b)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(4) d.	西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給		
1.13.2.1(4) d. (a)	フィルタ装置スクラビング水補給	【1.5.2.2(1) a. (b)】 【1.7.2.1(1) c.】	フィルタ装置スクラビング水補給
1.13.2.1(4) e.	西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水		
1.13.2.1(4) e. (a)	格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水	【1.8.2.1(1) b.】	格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）

リンク先一覧 (6/11)

手順等		リンク先
1.13.2.1(4) f. 西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水		
1.13.2.1(4) f. (a)	可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライオン）を使用した使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1) b.】
1.13.2.1(5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンの注水を水源とした対応手順		
1.13.2.1(5) a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンの注水を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(5) a. (a)	消火系による原子炉注水	【1.4.2.2(1) a. (d)】 消火系による原子炉注水
1.13.2.1(5) a. (b)	消火系による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.2(3) a. (d)】 消火系による残存溶融炉心の冷却
1.13.2.1(5) a. (c)	消火系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	【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(5) b. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンの注水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内の冷却（炉心損傷前）	【1.6.2.2(1) b. (c)】 消火系による原子炉格納容器内の冷却
1.13.2.1(5) b. (b)	消火系による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）	【1.6.2.3(1) b. (c)】 消火系による原子炉格納容器内の冷却
1.13.2.1(5) c. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンの注水を水源とした原子炉格納容器下部への注水		
1.13.2.1(5) c. (a)	消火系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水	【1.8.2.1(1) c.】 消火系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水
1.13.2.1(5) d. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンの注水を水源とした使用済燃料プールへの注水		
1.13.2.1(5) d. (a)	消火系による使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1) d.】 消火系による使用済燃料プール注水
1.13.2.1(6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順		
1.13.2.1(6) a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(6) 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注水	本資料に記載

リンク先一覧 (7/11)

手順等		リンク先
1.13.2.1(6) 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注水	本資料に記載
1.13.2.1(6) a. (c)	制御棒駆動水圧系による原子炉注水	【1.2.2.5(1) b.】 制御棒駆動水圧系による原子炉注水
1.13.2.1(6) a. (d)	原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	本資料に記載
1.13.2.1(6) b. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水		
1.13.2.1(6) b. (a)	補給水系による原子炉注水	【1.4.2.2(1) a. (e)】 補給水系による原子炉注水
1.13.2.1(6) b. (b)	補給水系による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.2(3) a. (e)】 補給水系による残存溶融炉心の冷却
1.13.2.1(6) b. (c)	補給水系による原子炉压力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	【1.8.2.2(1) g.】 補給水系による原子炉压力容器への注水
1.13.2.1(6) 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		
1.13.2.1(6) c. (a)	補給水系による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）	【1.6.2.2(1) b. (d)】 補給水系による原子炉格納容器内の冷却
1.13.2.1(6) c. (b)	補給水系による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）	【1.6.2.3(1) b. (d)】 補給水系による原子炉格納容器内の冷却
1.13.2.1(6) d. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水		
1.13.2.1(6) d. (a)	補給水系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水	【1.8.2.1(1) d.】 補給水系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水
1.13.2.1(6) e. 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水		
1.13.2.1(6) e. (a)	補給水系による使用済燃料プールへの注水	【1.11.2.1(1) c.】 補給水系による使用済燃料プール注水

リンク先一覧 (8/11)

手順等		リンク先
1.13.2.1(7) 淡水タンクを水源とした対応手順		
1.13.2.1(7) a.	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水	本資料に記載
1.13.2.1(7) b. 淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給		
1.13.2.1(7) b. (a)	フィルタ装置スクラビング水補給	【1.5.2.2(1) a. (b)】 【1.7.2.1(1) c. 】
1.13.2.1(8) 海を水源とした対応手順		フィルタ装置スクラビング水補給
1.13.2.1(8) a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水		
1.13.2.1(8) b. 海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(8) b. (a)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	【1.4.2.2(1) a. (b)】 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8) b. (b)	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.2(3) a. (b)】 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(8) b. (c)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	【1.8.2.2(1) d. 】 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8) c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却		
1.13.2.1(8) c. (a)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）	【1.6.2.2(1) b. (b)】 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(8) c. (b)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）	【1.6.2.3(1) b. (b)】 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(8) d. 海を水源とした原子炉格納容器下部への注水		
1.13.2.1(8) d. (a)	格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水	【1.8.2.1(1) b. 】 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）

手順等		リンク先	
1.13.2.1(8) e. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ			
1.13.2.1(8) e. (a)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1) b.】	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水/海水）
1.13.2.1(8) e. (b)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ	【1.11.2.2(1) b.】	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水/海水）
1.13.2.1(8) e. (c)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ	【1.11.2.2(1) c.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水/海水）
1.13.2.1(8) f. 海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保			
1.13.2.1(8) f. (a)	残留熱除去系海水系による冷却水の確保	【1.5.2.1(1)】	残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保
1.13.2.1(8) g. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送			
1.13.2.1(8) g. (a)	緊急用海水系による冷却水の確保	【1.5.2.3(1) a.】	緊急用海水系による冷却水（海水）の確保
1.13.2.1(8) g. (b)	代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保	【1.5.2.3(1) b.】	代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保
1.13.2.1(8) h. 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(8) h. (a)	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）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.】	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制
1.13.2.1(8) i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火			
1.13.2.1(8) i. (a)	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火	【1.12.2.2(2) a.】	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火
1.13.2.1(8) j. 海を水源とした2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保			
1.13.2.1(8) j. (a)	2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保（非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電）	【1.14.2.1(1)】	非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

リンク先一覧 (10/11)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(8) j. (b)	高圧炉心スプレイスレーン系ディーゼル発電機による冷却水の確保 (高圧炉心スプレイスレーン系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電)	【1.14.2.2(2)】	高圧炉心スプレイスレーン系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電
1.13.2.1(8) k.	非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイスレーン系ディーゼル発電機海水系への代替送水	【1.14.2.2(3)】	2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイスレーン系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイスレーン系ディーゼル発電機の電源給電機能の復旧
1.13.2.1(8) l.	海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	【1.11.2.4(1) a. (a)】 【1.11.2.4(1) a. (b)】 【1.11.2.4(1) a. (c)】	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保
1.13.2.1(9) 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	【1.1.2.1(2)】	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）原子炉制御「反応度制御」
1.13.2.1(9) a. (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	【1.2.2.5(1) a.】	ほう酸水注入系による原子炉注水
1.13.2.1(9) a. (b)	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	【1.8.2.2(1) h.】	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入
1.13.2.1(9) a. (c)	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		
1.13.2.2(1)	代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順		
1.13.2.2(1) a.	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水/海水）		
1.13.2.2(1) a. (a)	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給		本資料に記載

リンク先一覧 (11 / 11)

手順等		リンク先
1.13.2.2(1) a. (b)	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	本資料に記載
1.13.2.2(1) a. (c)	海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	本資料に記載
1.13.2.2(2) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順		
1.13.2.2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (淡水/海水)		
1.13.2.2(2) a. (a)	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給	本資料に記載
1.13.2.2(2) a. (b)	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給	本資料に記載
1.13.2.2(2) a. (c)	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給	本資料に記載
1.13.2.3 水源を切り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の切替え		
1.13.2.3(1) a.	原子炉隔離時冷却系による原子炉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.	代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え	本資料に記載
1.13.2.3(2) b.	西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え	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 (代替淡水貯槽) から内部水源 (サブレーション・プール) 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. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備

(a) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

b. 交流電源喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

(b) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電

(c) 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D 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電源給電機能の復旧

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 交流電源及び直流電源喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

(b) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

- (b) 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
- (c) 重大事故等対処設備
- e. 燃料給油時の対応手段及び設備
 - (a) 燃料給油設備による各機器への給油
 - (b) 重大事故等対処設備
- f. 手順等

1.14.2 重大事故等時の手順

1.14.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順

- (1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2 交流電源喪失時の対応手順

- (1) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

- a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

- b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

- (2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電

- (3) 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D 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電源給電機能の復旧

1.14.2.3 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順

- (1) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

- a. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

- b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

- (2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順

- (1) 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
 - a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
 - b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
- (2) 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
 - a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
 - b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.5 燃料給油時の対応手順

- (1) 燃料給油設備による各機器への給油
 - a. 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油
 - b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油
 - c. 軽油貯蔵タンクから2C・2D 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への給油

1.14.2.6 その他の手順項目について考慮する手順

1.14.2.7 重大事故等時の対応手段の選択

- (1) 交流電源喪失時
- (2) 直流電源喪失時

添付資料1.14.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.14.2 重大事故対策の成立性

1. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
2. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電
4. 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D 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電源給電機能の復旧
5. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
6. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
7. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
8. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
9. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
10. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
11. 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

12. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油
13. 軽油貯蔵タンクから2C・2D 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への給油

添付資料1.14.3 不要直流負荷 切り離しリスト

1. 不要直流負荷 切り離しリスト
2. 中央制御室内における不要直流負荷切り離し操作場所の概要図

添付資料1.14.4 代替交流電源設備による非常用所内電気設備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対象機器リスト

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 2C（又は2D））への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置
2. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（P/C 2C（又は2D））への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置

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 2C）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
2. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M/C 2D）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
3. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（P/C 2C）への給電時の現場による受電前準備操作対象

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（P／C 2D）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
5. 所内常設直流電源喪失時の常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C 2C）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
6. 所内常設直流電源喪失時の可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C 2D）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

添付資料1.14.6 緊急用電源切替盤にて電源給電可能な設計基準事故対処設備リスト

1. 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緊急用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（交流）
2. 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緊急用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（直流）

添付資料1.14.7 緊急用電源切替盤による電源切替操作方法について

添付資料1.14.8 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

1.14 電源の確保に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保

a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。

b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。

c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。

d) 所内電気設備（モータコントロールセンタ(MCC)、パワーセンタ(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，使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）の著しい損傷及び運転停止中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。

1.14.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

外部電源が喪失した場合において、非常用所内電気設備へ給電するための設計基準事故対処設備として、2C・2D 非常用ディーゼル発電機（以下「非常用ディーゼル発電機」を「D/G」という。）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下「HPCS D/G」という。）、125V系蓄電池 A系・B系・HPCS系及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系を設置している。

また、2C・2D D/G, HPCS D/G, 125V系蓄電池 A系・B系・HPCS系及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系より給電された電力を各負荷へ分配するための設計基準事故対処設備として、非常用所内電気設備であるメタクラ（メタルクラッド開閉装置、以下「M/C」という。）、パワーセンタ（以下「P/C」という。）、モータコントロールセンタ（以下「MCC」という。）、直流充電器及び直流主母線盤等を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.14.1-1図及び第1.14.1-2図）。

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

※1 自主対策設備

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況

において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十七条及び技術基準規則第七十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、**重大事故等対処設備及び**自主対策設備の関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、設計基準事故対処設備の故障として、非常用所内電気設備への交流電源による給電並びに直流設備への直流電源による給電に使用する設備及び所内電気設備の故障を想定する。

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故**対処**設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と、整備する手順についての関係を第1.14.1-1表に整理する。

a. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備

(a) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備が健全であれば重大事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。

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。

- ・ 2 C D/G
- ・ 2 D D/G
- ・ H P C S D/G

- ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ
- ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ

b. 交流電源喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源が喪失した場合は、設計基準事故対処設備である 2 C・2 D D/G 及び HPCS D/G により、非常用所内電気設備である M/C 2 C・2 D・HPCS へ交流電源を自動で給電することに加えて常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置 (2台) により代替所内電気設備である緊急用 M/C へ給電する。

また、2 C・2 D D/G の故障により非常用所内電気設備への給電ができない場合は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置 (3台) (又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車) により非常用所内電気設備へ給電する手段がある。

i) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置 (2台) により代替所内電気設備である緊急用 M/C, 緊急用 P/C へ給電するとともに、外部電源喪失及び 2 C・2 D D/G の故障により非常用所内電気設備への給電ができない場合は、2 C・2 D D/G の電源給電機能の代替手段として、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置 (3台) の追加により代替所内電気設備である緊急用 M/C を経由して非常用所内電気設備である M/C 2 C (又は 2 D) へ給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 1—3 図に示す。

- ・常設代替高圧電源装置

ii) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

常設代替交流電源設備又は代替所内電気設備である緊急用M/Cの故障により非常用所内電気設備への給電ができない場合は、常設代替交流電源設備の電源給電機能の代替手段として、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により非常用所内電気設備であるP/C 2C・2Dへ給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-3図に示す。

- ・可搬型代替低圧電源車

(b) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失及び2C・2D D/Gの故障により、非常用所内電気設備であるM/C 2C・2Dへの給電ができない場合は、設計基準事故対処設備であるHPCS D/G、非常用所内電気設備であるM/C HPCS及び常用所内電気設備であるM/C 2Eの使用が可能であって、さらにM/C HPCSの負荷であるHPCSポンプの停止が可能な場合は、2C・2D D/Gの電源給電機能の代替手段として、HPCS D/GからM/C HPCS及びM/C 2Eを経由して非常用所内電気設備であるM/C 2C（又は2D）へ給電する手段がある。

HPCS D/GによるM/C 2C（又は2D）への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-3図に示す。

- ・HPCS D/G
- ・M/C HPCS

- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ
- ・ M/C 2E

(c) 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D 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電源給電機能の復旧

外部電源喪失及び2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のポンプ等の故障による2C・2D D/G又はHPCS D/Gのディーゼル機関の冷却機能喪失により、2C・2D D/G又はHPCS D/Gによる非常用所内電気設備への給電ができない場合は、2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の冷却機能の代替手段として、可搬型代替注水大型ポンプにより2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系に海水を送水し、各ディーゼル機関を冷却することで、2C・2D D/G又はHPCS D/Gの電源給電機能を復旧する手段がある。

なお、審査基準及び基準規則の要求機能ではないため自主対策として位置付けるが、重大事故等時において電源給電機能の復旧が期待できる。

2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D D/G又はHPCS D/Gの電源給電機能の復旧で使用する設備は以下のとおり。系統概要図を第1.14.1-5図に示す。

- ・ 2C D/G

- ・ 2 D D/G
- ・ H P C S D/G
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.14.1 (2) b. (a) i) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、常設代替高圧電源装置は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.14.1 (2) b. (a) ii) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、可搬型代替低圧電源車は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.14.1 (2) b. (b) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、H P C S D/G, M/C H P C S 及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.14.1 (2) b. (c) 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による 2 C・2 D 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電源給電機能の復旧」で使用する設備のうち、2 C・2 D D/G 及び H P C S D/G は重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、交流電源が喪失した場合においても炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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

・ M/C 2 E

耐震 S クラスではなく S s 機能維持を担保できないが、 M/C 2 C・2 D・H P C S と同等の母線容量 (3,000A) を有しており、健全性が確認できた場合は電源融通電路として使用できることから、事故対応に必要な電源を確保するための手段として有効である。

・ 可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、 2 C・2 D D /G 又は H P C S D /G が使用可能な場合は、 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系に海水を送水し、 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の冷却機能を確保することで、 2 C・2 D D /G 又は H P C S D /G の電源給電機能を復旧できるため、事故対応に必要な電源を確保するための手段として有効である。

c. 交流電源及び直流電源喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失及び 2 C・2 D D /G の故障により直流 125V 充電器 2 A・2 B の交流入力電源が喪失した場合は、代替直流電源設備である所内常設直流電源設備（又は可搬型代替直流電源設備）により非常用所内電気設備である直流 125V 主母線盤 2 A・2 B へ給電する手段がある。

また、所内常設直流電源設備には、非常用所内電気設備である直流125V主母線盤H P C S及び直流±24V中性子モニタ用分電盤2 A・2 Bへ給電する手段がある。

i) 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失及び2 C・2 D D/Gの故障により非常用所内電気設備である直流125V充電器2 A・2 Bの交流入力電源が喪失した場合は、所内常設直流電源設備である125V系蓄電池 A系・B系により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤2 A・2 Bへ無停電で給電する手段がある。

また、所内常設直流電源設備には、非常用所内電気設備である直流125V主母線盤H P C S及び直流±24V中性子モニタ用分電盤2 A・2 Bへ無停電で給電する手段がある。

125V系蓄電池 A系・B系は、自動給電開始から1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要な直流負荷を切り離すことにより8時間、その後、中央制御室外において不要な直流負荷を切り離すことで、常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）による給電を開始するまで最大24時間にわたり、直流125V主母線盤2 A・2 Bへ給電する。

所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-4図に示す。

- ・ 125V系蓄電池 A系
- ・ 125V系蓄電池 B系
- ・ 125V系蓄電池 H P C S系
- ・ 中性子モニタ用蓄電池 A系
- ・ 中性子モニタ用蓄電池 B系

ii) 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

所内常設直流電源設備である125V系蓄電池 A系・B系から直流125V主母線盤2 A・2 Bへの自動給電開始から24時間以内に常設代替交流電源設備による直流125V充電器2 A・2 Bの交流入力電源の復旧が見込めず、125V系蓄電池 A系・B系が枯渇するおそれがある場合は、125V系蓄電池 A系・B系の電源給電機能の代替手段として、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤2 A（又は2 B）へ給電する手段がある。

可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-4図に示す。

- ・可搬型代替低圧電源車
- ・可搬型整流器

(b) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失、2 C・2 D D/G及びM/C 2 C・2 Dの故障により、非常用所内電気設備である直流125V充電器2 A・2 Bの交流入力電源が喪失している状態で、設計基準事故対処設備であるHPCS D/G、非常用所内電気設備であるM/C HPCS及び非常用所内電気設備である直流125V 予備充電器の使用が可能であつて、さらにHPCSポンプの停止が可能な場合は、2 C・2 D D/Gの電源給電機能の代替手段として、HPCS D/GからM/C HPCS及び直流125V 予備充電器を経由して非常用所内電気設備である直流125V主母線盤2 A（又は2 B）へ給電する手段がある。

HPCS D/Gによる直流125V主母線盤2A（又は2B）への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-3図及び第1.14.1-4図に示す。

- ・HPCS D/G

- ・M/C HPCS

- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

- ・直流125V 予備充電器

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.14.1 (2) c. (a) i) 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、125V系蓄電池 A系・B系・HPCS系及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.14.1 (2) c. (a) ii) 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.14.1 (2) c. (b) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、HPCS D/G, M/C HPCS及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ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全て網羅されている。

(添付資料1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、直流電源が喪失した場合においても炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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。

- ・ 直流125V 予備充電器

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、直流125V充電器2A・2Bと同等の出力電流(420A)を有しており、健全性が確認できた場合は電源融通電路として使用できることから、事故対応に必要な電源を確保するための手段として有効である。

d. 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備

非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失した場合は、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）及び代替直流電源設備である常設代替直流電源設備（又は可搬型代替直流電源設備）から代替所内電気設備へ給電する手段がある。

なお、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備は、重大事故等時において、共通要因である地震、津波、火災及び溢水により同時に機能を失うことなく、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とする。

(a) 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

i) 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失し、「1.14.1(2)b.

(a)i) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」ができない場合の代替手段として、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備である緊急用M/Cへ給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-3図に示す。

- ・常設代替高圧電源装置
- ・緊急用M/C

ii) 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失し、「1.14.1 (2) d.

(a) i) 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」ができない場合の代替手段として、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から代替所内電気設備である緊急用P/Cへ給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-3図に示す。

- ・可搬型代替低圧電源車
- ・緊急用P/C

(b) 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

i) 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失し、「1.14.1 (2) c.

(a) i) 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」ができない場合の代替手段として、常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池により代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ無停電で給電する手段がある。

また、通常待機時において非常用所内電気設備から代替所内電気設備へ常時給電されるが、外部電源、2C・2D D/G及び非常用所内電気設備の電源給電機能の喪失により代替所内電気設備である緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車）による給電を開始するまで、

直流負荷の切り離しをせずに最大24時間にわたり、常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ無停電で直流電源が給電される。

常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-4図に示す。

- ・ 緊急用125V系蓄電池
- ・ 緊急用直流125V主母線盤

ii) 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失し、常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に代替交流電源設備により緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず、緊急用125V系蓄電池が枯渇するおそれがある場合は、「1.14.1 (2) d. (b) i) 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」の代替手段として、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ給電する手段がある。

可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-4図に示す。

- ・ 可搬型代替低圧電源車
- ・ 可搬型整流器
- ・ 緊急用直流125V主母線盤

(c) 重大事故等対処設備

「1.14.1 (2) d. (a) i) 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、常設代替高圧電源装置

及び緊急用M/Cは重大事故等対処設備と位置づける。

「1.14.1 (2) d. (a) ii) 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、可搬型代替低圧電源車及び緊急用P/Cは重大事故等対処設備と位置づける。

「1.14.1 (2) d. (b) i) 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、緊急用125V系蓄電池及び緊急用直流125V主母線盤は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.14.1 (2) d. (b) ii) 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器及び緊急用直流125V主母線盤は重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

e. 燃料給油時の対応手段及び設備

(a) 燃料給油設備による各機器への給油

i) 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

重大事故等の対処に必要な可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、窒素供給装置用電源車及び可搬型代替注水中型ポンプ等に対して、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを使用し、燃料を給油する手段がある。

- ・可搬型設備用軽油タンク

- ・タンクローリ

ii) 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

重大事故等の対処に必要な常設代替高圧電源装置に対して、燃料給油設備である軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプにより自動で燃料を給油する手段がある。

軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油で使用する設備は以下のとおり。

- ・軽油貯蔵タンク
- ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ

なお、外部電源喪失時に、常設代替高圧電源装置に燃料を給油するため、通常待機時に閉としている軽油貯蔵タンク出口弁を開とし、常設代替高圧電源装置への燃料流路を構成することとする。

iii) 軽油貯蔵タンクから2C・2D 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への給油

重大事故等時に設計基準事故対処設備である2C・2D D/G及びHPCS D/Gが健全であれば、2C・2D D/G及びHPCS D/Gに対して、燃料給油設備である軽油貯蔵タンクから2C・2D 非常用ディーゼル発電機 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 燃料移送ポンプにより自動で燃料を給油する手段がある。

軽油貯蔵タンクから2C・2D D/G及びHPCS D/Gへの給油で使用する設備は以下のとおり。

- ・軽油貯蔵タンク
- ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ
- ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ

・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ

(b) 重大事故等対処設備

「1.14.1 (2) e. (a) i) 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油」で使用する設備のうち、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリは重大事故等対処設備と位置づける。

「1.14.1 (2) e. (a) ii) 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油」で使用する設備のうち、軽油貯蔵タンク及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは重大事故等対処設備と位置づける。

「1.14.1 (2) e. (a) iii) 軽油貯蔵タンクから2C・2D 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への給油」で使用する設備のうち、軽油貯蔵タンク、2C・2D 非常用ディーゼル発電機 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 燃料移送ポンプは重大事故等対処設備と位置づける。

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

(添付資料1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、事故対応に必要な設備の燃料を確保し、運転を継続することができる。

f. 手順等

上記「1.14.1 (2) a. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備」, 「1.14.1 (2) b. 交流電源喪失時の対応手段及び設備」, 「1.14.1 (2) c. 交流電源及び直流電源喪失時の対応手段及び設備」, 「1.14.1 (2) d. 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備」及び「1.14.1 (2) e. 燃料給油時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員等※2の対応として「非常時運転手順書（事象ベース）」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.14.1-1表）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び他の条文にて選定した重大事故等対処設備と本条文にて選定した給電手段との関連性についても整理する（第1.14.1-2表）。

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

（添付資料 1.14.8）

1.14.2 重大事故等時の手順

1.14.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順

(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

2C・2D D/G及びHPCS D/Gが健全な場合は、自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）による起動，又は中央制御室から起動し，非常用所内電気設備であるM/C 2C・2D・HPCSに給電する。

(a) 手順着手の判断基準

【2C・2D D/G及びHPCS D/Gの起動の判断基準】

外部電源が喪失した場合又はM/C 2C・2D・HPCSの電圧がないことを確認した場合

【2C・2D D/G及びHPCS D/Gの中央制御室からの起動の判断基準】

2C・2D D/G及びHPCS D/Gが自動起動しなかった場合

(b) 操作手順

非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.7-1図に，系統

概要図を第1.14.2.1-1図に、タイムチャートを第1.14.2.1-2図に示す。

【2C・2D D/G及びHPCS D/Gの起動の判断基準】

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に2C・2D D/G及びHPCS D/Gによる非常用所内電気設備への自動給電状態の確認を指示する。
- ② 運転員等は、発電長に2C・2D D/G及びHPCS D/Gが自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）により起動し、受電遮断器が投入された(M/C 2C・2D・HPCSが給電する)ことを報告する。

【2C・2D D/G及びHPCS D/Gの中央制御室からの起動】

- ③ 発電長は、手順着手の判断に基づき、運転員等に2C・2D D/G及びHPCS D/Gを中央制御室から起動させ、非常用所内電気設備への給電開始を指示する。
 - ④ 運転員等は、発電長に中央制御室にて2C・2D D/G及びHPCS D/Gを起動し、受電遮断器が投入した(M/C 2C・2D・HPCSが給電した)ことを報告する。
- (c) 操作の成立性

【2C・2D D/G及びHPCS D/Gの起動】

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2C・2D D/G及びHPCS D/Gを起動し、受電遮断器が投入される(M/C 2C・2D・HPCSが給電する)ことの確認完了までの所要時間を1分以内と想定する。

【2C・2D D/G及びHPCS D/Gの中央制御室からの

起動】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから2 C・2 D D/G及びHPCS D/Gを起動し、受電遮断器が投入（M/C 2 C・2 D・HPCS が給電する）完了まで2分以内と想定する。

中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

1.14.2.2 交流電源喪失時の対応手順

(1) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

通常待機時は、非常用所内電気設備であるM/C 2 C（又は2 D）から代替所内電気設備に給電しているが、外部電源が喪失した場合は、M/C 2 C（又は2 D）から受電している連絡遮断器が開放し、代替所内電気設備が停電するため、常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置（2台）により代替所内電気設備である緊急用M/C、緊急用P/Cに給電する。

外部電源喪失及び2 C・2 D D/Gの故障によりM/C 2 C・2 Dの母線電圧が喪失した場合は、常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置（3台）の追加により代替所内電気設備である緊急用M/Cを経由して非常用所内電気設備であるM/C 2 C（又は2 D）へ給電する。

(a) 手順着手の判断基準

【常設代替高压電源装置（2台）の中央制御室からの起動の判断基準】

外部電源が喪失した場合

【常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動の判断基準】

常設代替高圧電源装置（2台）の遠隔操作回路の故障等により中央制御室からの起動ができない場合

【代替所内電気設備受電の判断基準】

常設代替高圧電源装置（2台）の運転状態において発電機の電圧（6,600V±10%）及び周波数（50Hz±5%）が許容範囲内にある場合

【常設代替高圧電源装置（3台）の中央制御室からの追加起動の判断基準】

外部電源喪失及び2C・2D D/Gの故障によりM/C 2C・2Dの母線電圧が喪失した場合

【常設代替高圧電源装置（3台）の現場からの追加起動の判断基準】

常設代替高圧電源装置（3台）の遠隔操作回路の故障等により中央制御室からの起動ができない場合

【非常用所内電気設備受電の判断基準】

常設代替高圧電源装置（5台）（（3台）追加起動時）の運転状態において発電機の電圧（6,600V±10%）及び周波数（50Hz±5%）が許容範囲内にある場合

(b) 操作手順

常設代替高圧電源装置（2台）による代替所内電気設備への給電手順及び常設代替高圧電源装置（3台）による代替所内電気設備を経由した非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.7-1図に、系統概要図を第1.14.2.2-1図に、タイムチャートを第1.14.2.2-2図に示す。

【常設代替高圧電源装置（2台）の中央制御室からの起動の場合】

① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設代高

圧電源装置（2台）の中央制御室からの起動を指示する。

- ② 運転員等は、中央制御室にて常設代替高圧電源装置（2台）を起動し、発電長に常設代替高圧電源装置（2台）の中央制御室からの起動が完了したことを報告する。

※ 中央制御室からの起動が完了した場合は操作手順⑦へ

【常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動の場合】

- ③ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動を依頼する。
- ④ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、屋外（常設代替高圧電源装置置場）にて常設代替高圧電源装置（2台）を起動し、災害対策本部長に常設代替高圧電源装置（2台）の起動が完了したことを報告する。
- ⑥ 災害対策本部長は、発電長に常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動が完了したことを連絡する。

【代替所内電気設備受電】

- ⑦ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設代替高圧電源装置（2台）による代替所内電気設備への給電開始を指示する。
- ⑧ 運転員等は、中央制御室にて緊急用M/Cの受電遮断器を「入」とし、緊急用M/C、緊急用P/C及び緊急用MCCを受電する。
- ⑨ 運転員等は、中央制御室にて緊急用M/C、緊急用P/C及び緊急用MCCの必要な負荷へ給電する（又は給電を確認する）。
- ⑩ 運転員等は、発電長に常設代替高圧電源装置（2台）による代替

所内電気設備への給電が完了したことを報告する。

【常設代替高圧電源装置（3台）の中央制御室からの追加起動の場合】

- ⑪ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設代替高圧電源装置（3台）の中央制御室からの追加起動を指示する。
- ⑫ 運転員等は、中央制御室にて常設代替高圧電源装置（3台）を追加起動し、発電長に常設代替高圧電源装置（3台）の中央制御室からの追加起動が完了したことを報告する。

※ 中央制御室からの起動が完了した場合は操作手順⑰へ

【常設代替高圧電源装置（3台）の現場からの追加起動の場合】

- ⑬ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に常設代替高圧電源装置（3台）の現場からの追加起動を依頼する。
- ⑭ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に常設代替高圧電源装置（3台）の現場からの追加起動を指示する。
- ⑮ 重大事故等対応要員は、屋外（常設代替高圧電源装置置場）にて常設代替高圧電源装置（3台）を追加起動し、災害対策本部長に常設代替高圧電源装置（3台）の追加起動が完了したことを報告する。
- ⑯ 災害対策本部長は、発電長に常設代替高圧電源装置（3台）の現場からの追加起動が完了したことを連絡する。

【非常用所内電気設備受電】

- ⑰ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設代替高圧電源装置（3台）による緊急用M/Cを経由した非常用所内電気設備への給電開始を指示する。
- ⑱ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にてM/C 2C（又は2D）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異

常がないことを外観点検により確認する。

- ⑱ 運転員等は、中央制御室又は原子炉建屋付属棟内にて給電準備としてM/C 2C（又は2D）及びP/C 2C・2Dの負荷遮断器を「切」とし、動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離する。
- ⑳ 運転員等は、中央制御室にて緊急用M/Cを経由したM/C 2C（又は2D）受電のための連絡遮断器を「入」とするとともに、P/C 2C・2Dの連絡遮断器を「入」として、M/C 2C（又は2D）、P/C 2C・2D及びMCC 2C系・2D系を受電する。
- ㉑ 運転員等は、中央制御室又は原子炉建屋付属棟内にてM/C 2C（又は2D）、P/C 2C・2D及びMCC 2C系・2D系の必要な負荷へ給電する（又は給電を確認する）。
- ㉒ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にてM/C 2C（又は2D）、P/C 2C・2D及びMCC 2C系・2D系の受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。
- ㉓ 運転員等は、発電長に常設代替高圧電源装置（3台）による緊急用M/Cを経由した非常用所内電気設備への給電が完了したことを報告する。

また、遮断器用制御電源の喪失により中央制御室からのM/C 2C（又は2D）及びP/C 2C・2Dの遮断器操作ができない場合は、現場にて遮断器本体を手動で投入して電路を構成する。

(c) 操作の成立性

【常設代替高圧電源装置（2台）の中央制御室からの起動及び代替所内

【電気設備受電】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動及び緊急用M／C受電完了まで4分以内と想定する。

【常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動及び代替所内電気設備受電】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名^{※1}及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動及び緊急用M／C受電完了までの所要時間を40分以内と想定する。

【常設代替高圧電源装置（3台）の中央制御室からの起動及び非常用所内電気設備受電】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（3台）の起動及びM／C 2 C（又は2 D）受電完了までの所要時間を92分以内と想定する。

【常設代替高圧電源装置（3台）の現場からの起動及び非常用所内電気設備受電】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（3台）の起動及びM／C 2 C（又は2 D）受電完了までの所要時間を88分以内と想定する。

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

b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

常設代替交流電源設備又は代替所内電気設備である緊急用M/Cの故障によりM/C 2C・2Dの母線電圧が喪失した場合は、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により非常用所内電気設備であるP/C 2C・2Dに給電する。

(a) 手順着手の判断基準

【可搬型代替低圧電源車の起動の判断基準】

常設代替高圧電源装置又は緊急用M/Cの故障により、常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電ができない場合

【非常用所内電気設備受電の判断基準】

可搬型代替低圧電源車の運転状態において発電機の電圧

(440V±10%)及び周波数(50Hz±5%)が許容範囲内にある場合

(b) 操作手順

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.7-1図に、系統概要図を第1.14.2.2-3図に、タイムチャートを第1.14.2.2-4図に示す。

【可搬型代替低圧電源車の起動】

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車によるP/C 2C・2Dへの給電準備開始を依頼する。
- ② 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車によるP/C 2C・2Dへの給電準備開始を指示する。
- ③ 発電長は、運転員等に可搬型代替低圧電源車によるP/C 2

C・2Dへの給電準備開始を指示する。

- ④ 重大事故等対応要員は、原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋西側接続口にて可搬型代替低圧電源車（2台）を配置し、可搬型代替低圧電源車から可搬型代替低圧電源車接続盤まで可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを、可搬型代替低圧電源車（2台）の間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び並列運転用制御ケーブルを布設し、接続する。なお、可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）については、屋外の地下に設置されているため、水が滞留している場合は排水後に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルの布設、接続を行う。
- ⑤ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にてP/C 2C・2Dの受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室及び原子炉建屋付属棟内にて給電準備としてP/C 2C・2Dの受電遮断器及び負荷遮断器を「切」とし、動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離するとともに、P/C 2C・2Dの負荷抑制のため、必要な負荷以外の遮断器を「切」とし、発電長に可搬型代替低圧電源車によるP/C 2C・2Dへの給電準備が完了したことを報告する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋西側接続口にて可搬型代替低圧電源車からP/C 2C・2D間の連絡母線までの電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車によるP/C 2C・2Dへの給電準備が完了したことを報告する。

- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替低圧電源車による P / C 2 C ・ 2 D への給電準備が完了したことを連絡する。
- ⑨ 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による P / C 2 C ・ 2 D 間の連絡母線への給電を依頼する。
- ⑩ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車による P / C 2 C ・ 2 D 間の連絡母線への給電開始を指示する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋西側接続口にて可搬型代替低圧電源車 (2台) の起動及び並列操作により P / C 2 C ・ 2 D 間の連絡母線への給電を実施し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による P / C 2 C ・ 2 D 間の連絡母線への給電が完了したことを報告する。
- ⑫ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替低圧電源車 (2台) による P / C 2 C ・ 2 D 間の連絡母線への給電が完了したことを連絡する。

【非常用所内電気設備受電】

- ⑬ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に非常用所内電気設備の受電開始を指示する。
- ⑭ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にて P / C 2 C ・ 2 D の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。
- ⑮ 運転員等は、中央制御室にて P / C 2 C ・ 2 D の連絡遮断器を「入」とし、P / C 2 C ・ 2 D 及び MCC 2 C 系 ・ 2 D 系を受電する。
- ⑯ 運転員等は、中央制御室又は原子炉建屋付属棟内にて P / C

2 C・2 D及びM C C 2 C系・2 D系の必要な負荷へ給電する（又は給電を確認する）。

⑰ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にてP / C 2 C・2 D及びM C C 2 C系・2 D系の受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑱ 運転員等は、発電長に非常用所内電気設備の受電が完了したことを報告する。

また、遮断器用制御電源の喪失により中央制御室からのM / C 2 C（又は2 D）及びP / C 2 C・2 Dの遮断器操作ができない場合は、現場にて遮断器本体を手動で投入して電路を構成する。

(c) 操作の成立性

【可搬型代替低圧電源車の起動】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替低圧電源車の起動完了までの所要時間を170分以内と想定する。

【非常用所内電気設備受電】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名及び現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからP / C 2 C・2 D受電までの所要時間を180分以内と想定する。

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

(2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失及び2C・2D D/Gの故障により、非常用所内電気設備であるM/C 2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、HPCS D/G、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系、M/C HPCS及びM/C 2E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は、HPCS D/GからM/C HPCS及びM/C 2Eを経由して非常用所内電気設備であるM/C 2C(又は2D)へ給電する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源喪失及び2C・2D D/Gの故障により、M/C 2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、HPCS D/G、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系、M/C HPCS、M/C 2E及びM/C 2C(又は2D)の使用が可能であって、さらにHPCSポンプの停止が可能な場合

(b) 操作手順

HPCS D/GによるM/C 2C・2Dへの給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.7-1図に、系統概要図を第1.14.2.2-5図に、タイムチャートを第1.14.2.2-6図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にHPCS D/GによるM/C HPCS及びM/C 2Eを経由したM/C 2C(又は2D)への給電準備開始を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室にて給電準備としてM/C 2Eの予備変圧器受電遮断器を「切」とする。
- ③ 運転員等は、中央制御室にて給電準備としてM/C HPCS及びM/C 2C(又は2D)及びP/C 2C・2Dの負荷遮断器を「切」とし、動的負荷の自動起動防止のためスイッチ

を隔離する。

- ④ 運転員等は、中央制御室にて給電準備としてM/C HPCS及びM/C 2Eを経由してM/C 2C（又は2D）に給電するために必要となる遮断器用インターロックの解除を実施する。
- ⑤ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にてM/C HPCS、M/C 2E、M/C 2C（又は2D）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。
- ⑥ 運転員等は、発電長にHPCS D/GによるM/C 2C（又は2D）への給電準備が完了したことを報告する。
- ⑦ 発電長は、運転員等にHPCS D/GによるM/C 2C（又は2D）への給電開始を指示する。
- ⑧ 運転員等は、中央制御室にてHPCS D/Gを起動（又は運転状態を確認）し、M/C HPCSのHPCS D/G用受電遮断器を「入」とし、M/C HPCS及びMCC HPCSを受電する。
- ⑨ 運転員等は、中央制御室にてM/C HPCSからM/C 2E受電のための連絡遮断器を「入」として、M/C 2Eを受電する。
- ⑩ 運転員等は、中央制御室にてM/C HPCSからM/C 2Eを経由したM/C 2C（又は2D）受電のための連絡遮断器を「入」とするとともに、P/C 2C・2Dの連絡遮断器を「入」として、M/C 2C（又は2D）、P/C 2C・2D及びMCC 2C系・2D系を受電する。

⑪ 運転員等は、中央制御室又は原子炉建屋付属棟内にてM/C 2C（又は2D）、P/C 2C・2D及びMCC 2C系・2D系の必要な負荷へ給電する（又は給電を確認する）。

⑫ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にてM/C HPCS、M/C 2E、M/C 2C（又は2D）、P/C 2C・2D、MCC 2C系・2D系及びHPCS MCCの受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑬ 運転員等は、発電長にHPCS D/GによるM/C 2C（又は2D）への給電が完了したことを報告する。

また、遮断器用制御電源の喪失により中央制御室からのM/C 2C（又は2D）及びP/C 2C・2Dの遮断器操作ができない場合は、現場にて遮断器本体を手動で投入して電路を構成する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからHPCS D/GによるM/C 2C・2Dへの給電までの所要時間を95分以内と想定する。

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

(3) 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D 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電源給電機能の復旧

外部電源喪失及び2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧

炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のポンプ等の故障による2C・2D D/G又はHPCS D/Gのディーゼル機関の冷却機能喪失により2C・2D D/G又はHPCS D/Gの電源給電機能が復旧できない状態で、2C・2D D/G又はHPCS D/Gの使用が可能な場合に、2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の冷却機能の代替手段として、可搬型代替注水大型ポンプにより2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系に海水を送水し、各ディーゼル機関を冷却することで、2C・2D D/G又はHPCS D/Gの電源給電機能を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のポンプ・電動機・配管・ケーブル等の故障により2C・2D D/G又はHPCS D/Gの電源給電機能が復旧できない状態で、2C・2D D/G又はHPCS D/Gの使用が可能な場合

(b) 操作手順

2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D D/G又はHPCS D/Gの電源給電機能の復旧の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.7-1図に、系統概要図を第1.14.2.2-7図に、タイムチャートを第1.14.2.2-8図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水開始を依頼する。

- ② 災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプから2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水を行うことを決定し、プラントの被災状況に応じて代替送水のための水源から接続口の場所を決定する。
- ③ 災害対策本部長は、発電長に2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水のための水源から接続口の場所を連絡し、2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水のための系統構成開始を依頼する。
- ④ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に水源から接続口までの代替送水準備開始を指示する。
- ⑤ 発電長は、運転員等に2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水準備開始を指示する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを指示された水源の場所に配置し、ホースを可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプに接続後、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプを水源の水面へ設置する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、指定された水源から接続口へホースを布設・接続し、2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水準備完了を災害対策本部長に報告する。
- ⑧ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にて2C・2D非常用ディ

ーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水のための系統構成を実施し、発電長に代替送水のための系統構成が完了したことを報告する。

- ⑨ 発電長は、災害対策本部長に 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水のための系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑩ 災害対策本部長は、発電長に 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水開始を連絡する。
- ⑪ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動、2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水開始及び 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の送水状態に漏えい等異常がないことの確認を指示する。
- ⑫ 発電長は、2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水開始後のディーゼル機関入口圧力が規定圧力値（360kPa）以上であることの確認を指示する。
- ⑬ 重大事故等対応要員は、指定された接続口の弁を全開後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプの起動が完了したことを報告する。
- ⑭ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプを起動したことを連絡する。
- ⑮ 重大事故等対応要員は、ホースの水張り及び空気抜きを実施す

る。

- ⑯ 重大事故等対応要員は、代替送水中は可搬型代替注水大型ポンプ付の圧力計を確認しながら規定圧力値（360kPa）以上になるよう可搬型代替注水大型ポンプを操作する。
- ⑰ 重大事故等対応要員は、2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機海水系の送水状態に漏えい等異常がないことを確認し、災害対策本部長に2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機海水系への代替送水開始及び2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機海水系の送水状態に漏えい等異常がないことを報告する。
- ⑱ 運転員等は、中央制御室にてディーゼル機関入口圧力が規定圧力値（360kPa）以上であることを確認する。
- ⑲ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機海水系への代替送水が開始されたことを連絡する。
- ⑳ 発電長は、運転員等に2C・2D D/G又はHPCS D/Gの起動並びに負荷上昇操作を開始し、電源供給機能の復旧を指示する。
- ㉑ 運転員等は、中央制御室にて2C・2D D/G又はHPCS D/Gの起動並びに負荷上昇操作を実施する。
- ㉒ 運転員等は、発電長に2C・2D D/G又はHPCS D/Gの起動並びに負荷上昇操作が完了し、電源給電機能が復旧し

たことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2DD/G又はHPCS D/Gの電源給電機能の復旧までの所要時間を300分以内と想定する。

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

1.14.2.3 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順

(1) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失及び2C・2DD/Gの故障によりP/C 2C・2Dの母線電圧が喪失し、非常用所内電気設備である直流125V充電器2A・2B、直流125V HP CS 充電器及び直流±24V 充電器A・Bの交流入力電源が喪失した場合は、所内常設直流電源設備である125V系蓄電池 A系・B系・HP CS系及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤2A・2B・HP CS及び直流±24V中性子モニタ用分電盤2A・2Bに自動給電する。

125V系蓄電池 A系・B系は、自動給電開始から1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要な直流負荷を切り離すことにより8時間、その後、中央制御室外において不要な直流負荷を切り離すことで、常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）による給電を開始するまで最大24時間にわたり、直流125V主母線

盤 2 A ・ 2 B へ給電する。

なお、蓄電池は充電時に水素ガスが発生するため、バッテリー室の換気を確保した上で、蓄電池の浮動充電を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電確認の判断基準】

外部電源喪失及び 2 C ・ 2 D D / G の故障により P / C 2 C ・ 2 D の母線電圧が喪失した場合

【不要な直流負荷の切り離しの判断基準】

125V系蓄電池 A系・B系から直流125V主母線盤 2 A ・ 2 B への自動給電開始から1時間以内に常設代替高圧電源装置（2台）による代替所内電気設備への給電もなく、常設代替高圧電源装置による直流125V充電器 2 A ・ 2 B の交流入力電源の復旧が見込めない場合

(b) 操作手順

所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.7-1図に、系統概要図を第1.14.2.3-1図に、タイムチャートを第1.14.2.3-2図に示す。

【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電確認】

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に125V系蓄電池 A系・B系・H P C S系及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系による非常用所内電気設備への自動給電状態の確認を指示する。
- ② 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にて直流125V充電器 2 A ・ 2 B, 直流125V H P C S 充電器及び直流±24V 充電器 A ・ B の交流入力電源が喪失したことを直流125V充電器 2 A ・ 2 B, 直

流125V H P C S 充電器及び直流±24V 充電器 A・B の「蓄電池放電中」警報により確認する。

- ③ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にて125V系蓄電池 A系・B系・H P C S系及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系による直流125V主母線盤 2 A・2 B・H P C S，直流±24V中性子モニタ用分電盤 2 A・2 B，直流125VM C C 2 A系及び直流125V分電盤 2 A系・2 B系への自動給電状態に異常がないことを直流125V充電器 2 A・2 B，直流125V H P C S 充電器及び直流±24V 充電器 A・B の蓄電池電圧指示値（規定電圧105V～130V及び規定電圧22V～27V）により確認し，発電長に直流125V主母線盤 2 A・2 B・H P C S，直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A・2 B，直流125VM C C 2 A系及び直流125V分電盤 2 A系・2 B系へ自動給電されていることを報告する。

【不要な直流負荷の切離し】

- ④ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に125V系蓄電池 A系・B系の延命処置として、1時間以内に中央制御室にて、8時間後に現場にて不要な直流負荷の切離しを指示する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室及び原子炉建屋付属棟内にて125V系蓄電池 A系・B系の延命処置として不要な直流負荷の切離しを実施し，発電長に不要な直流負荷の切離しが完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電確認】

125V系蓄電池 A系・B系・H P C S系及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系による直流125V主母線盤 2 A・2 B・H P C S及び

直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A・2 B への給電については、運転員の操作は不要である。

【直流125V主母線盤 2 A・2 B の不要な負荷の切離し】

中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、不要な負荷の切離しの作業開始を判断してから作業完了までの所要時間を60分以内と想定する。

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

b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

125V系蓄電池 A系・B系による直流125V主母線盤 2 A・2 B への自動給電開始から24時間以内に、常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）による直流125V充電器 2 A・2 B の交流入力電源の復旧が見込めず125V系蓄電池 A系・B系が枯渇するおそれがある場合に、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A（又は2 B）に給電する。

(a) 手順着手の判断基準

125V系蓄電池 A系・B系による直流125V主母線盤 2 A・2 B への自動給電開始から24時間以内に、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器 2 A・2 B の交流入力電源の復旧が見込めず、直流125V主母線盤 2 A・2 B の母線電圧が125Vから徐々に低下している状態で、125V系蓄電池 A系・B系が枯渇するおそれがある場合

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.7-1図に、系統概要図を第1.14.2.3-3図に、タイムチャートを第1.14.2.3-4図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による非常用所内電気設備への給電準備開始を依頼する。
- ② 発電長は、運転員等に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の受電準備開始を指示する。
- ③ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電準備開始を指示する。
- ④ 重大事故等対応要員は、原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を配置し、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から可搬型代替低圧電源車接続盤までの間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び可搬型整流器用ケーブルを布設し、接続する。なお、可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）については、屋外の地下に設置されているため、水が滞留している場合は排水後に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルの布設、接続を行う。
- ⑤ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にて直流125V主母線盤 2 A（又は 2 B）の受電前状態において異臭・発煙・破損等異常がないことを外観点検により確認し、発電長に非常用所内電気設備の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋

東側接続口にて可搬型代替低圧電源車（可搬型整流器経由）から直流125V主母線盤 2 A（又は 2 B）までの間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し，災害対策本部長に可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電準備が完了したことを報告する。

- ⑦ 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電準備が完了したことを連絡する。
- ⑧ 発電長は，災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電開始を依頼する。
- ⑨ 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電開始を指示する。
- ⑩ 発電長は，運転員等に非常用所内電気設備の受電開始を指示する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を起動し，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電を開始し，災害対策本部長に可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電が完了したことを報告する。
- ⑫ 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電が完了したことを報告する。
- ⑬ 運転員等は，原子炉建屋付属棟内にて可搬型代替直流電源設備用電源切替盤及び直流125V主母線盤 2 A（又は 2 B）の配線用

遮断器を「入」（又は「入」を確認する。）とし、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤を経由して直流125V主母線盤 2 A（又は 2 B）、直流125VMCC 2 A系及び直流125V分電盤 2 A系（又は 2 B系）を受電する。

⑭ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にて直流125V主母線盤 2 A（又は 2 B）、直流125VMCC 2 A系及び直流125V分電盤 2 A系（又は 2 B系）にて遮断器用制御電源等の必要な負荷の配線用遮断器を「入」（又は「入」を確認）する。

⑮ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にて直流125V主母線盤 2 A（又は 2 B）、直流125VMCC 2 A系及び直流125V分電盤 2 A系（又は 2 B系）の受電状態において異臭・発煙・破損等異常がないことを外観点検により確認する。

⑯ 運転員等は、発電長に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による非常用所内電気設備への給電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、現場対応を運転員等（当直運転員）1名、重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから直流125V主母線盤 2 A（又は 2 B）の受電完了までの所要時間を250分以内と想定する。

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

(2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失、2C・2D D/G及びM/C 2C・2Dの故障により、非常用所内電気設備である直流125V充電器 2 A・2 Bの交流入力電源

が喪失している状態で、HPCS D/G、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系、M/C HPCS及び直流125V予備充電器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は、HPCS D/GからM/C HPCS及び直流125V予備充電器を経由して非常用所内直流電気設備である直流125V主母線盤2A（又は2B）へ給電する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源喪失及び2C・2D D/Gの故障により、M/C 2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、HPCS D/G、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系、M/C HPCS及び直流125V予備充電器の使用が可能であって、さらにHPCSポンプの停止が可能な場合

(b) 操作手順

HPCS D/GによるM/C 2C・2Dへの給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.7-1図に、系統概要図を第1.14.2.3-5図に、タイムチャートを第1.14.2.3-6図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にHPCS D/GによるM/C HPCS及び直流125V予備充電器を経由した直流125V主母線盤2A（又は2B）への給電準備開始を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室にて給電準備として直流125V充電器2A・2Bの出力遮断器を「切」とする。
- ③ 運転員等は、中央制御室にて給電準備としてM/C HPCSの負荷遮断器を「切」とし、動的負荷の自動起動防止のためスイッチを隔離する。

- ④ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にてM/C HPCS、直流125V予備充電器及び直流125V主母線盤2A（又は2B）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。
- ⑤ 運転員等は、発電長にHPCS D/Gによる直流125V主母線盤2A（又は2B）への給電準備が完了したことを報告する。
- ⑥ 発電長は、運転員等にHPCS D/Gによる直流125V主母線盤2A（又は2B）への給電開始を指示する。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室にてHPCS D/Gを起動（又は運転状態を確認）し、M/C HPCSのHPCS D/G用受電遮断器を「入」とし、M/C HPCS及びMCC HPCSを受電する。
- ⑧ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にてMCC HPCSから直流125V予備充電器受電のための配線用遮断器を「入」として、直流125V予備充電器を受電する。
- ⑨ 運転員等は、中央制御室にてM/C HPCSから直流125V予備充電器を経由した直流125V主母線盤2A（または2B）受電のための配線用遮断器を「入」として、直流125V主母線盤2A（または2B）を受電する。
- ⑩ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にて直流125V主母線盤2A（または2B）への給電状態に異常がないことを発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直選手員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからHPCS D/Gによる直流125V主母線盤2A（また

は2 B) への給電までの所要時間を90分以内と想定する。

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

1.14.2.4 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順

(1) 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置により代替所内電気設備である緊急用M/C、緊急用P/C及び緊急用MCCへ給電する。

(a) 手順着手の判断基準

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の判断基準】

M/C 2C・2Dの故障による非常用所内電気設備の電源給電機能喪失により緊急用M/Cの母線電圧が喪失した場合

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の判断基準】

常設代替高圧電源装置の遠隔操作回路の故障等により中央制御室からの起動ができない場合

【代替所内電気設備受電の判断基準】

常設代替高圧電源装置の運転状態において発電機の電圧

(6,600V±10%)及び周波数(50Hz±5%)が許容範囲内にある場合

(b) 操作手順

常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.7-1図に、系統概要図を第1.14.2.2-1図に、タイムチャートを第1.14.2.2-2図に示す。

なお、電路構成については「1.14.2.2(1)a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」のうち、代替所内電気設備への給

電と同様である。

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の場合】

操作手順は「1.14.2.2 (1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」の操作手順①～②と同様である。

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合】

操作手順は「1.14.2.2 (1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」の操作手順③～⑥と同様である。

【代替所内電気設備受電】

操作手順は「1.14.2.2 (1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」の操作手順⑦～⑪と同様である。

(c) 操作の成立性

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動及び代替所内電気設備受電】

操作の成立性は「1.14.2.2 (1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」の操作の成立性と同様である。

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動及び代替所内電気設備受電】

操作の成立性は「1.14.2.2 (1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」の操作の成立性と同様である。

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

b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失し、常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電が見込めない場合に、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により代替所内電気設備である緊

急用 P / C 及び緊急用 M C C へ給電する。

(a) 手順着手の判断基準

【可搬型代替低圧電源車の起動の判断基準】

常設代替高圧電源装置又は緊急用 M / C の故障により，常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電ができない場合

【代替所内電気設備受電の判断基準】

可搬型代替低圧電源車の運転状態において発電機の電圧

(440V ± 10%) 及び周波数 (50Hz ± 5%) が許容範囲内にある場合

(b) 操作手順

可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.7-1図に，系統概要図を第1.14.2.4-1図に，タイムチャートを第1.14.2.4-2図に示す。

【可搬型代替低圧電源車の起動】

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電準備開始を依頼する。
- ② 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電準備開始を指示する。
- ③ 発電長は，運転員等に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電準備開始を指示する。
- ④ 重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車 (2台) を配置し，可搬型代替低圧電源車から可搬型代替低圧電源車接続盤まで可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを，可搬型代替低圧電源車 (2台) の間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び並列運転用制

御ケーブルを布設し、接続する。なお、可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）については、屋外の地下に設置されているため、水が滞留している場合は排水後に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルの布設、接続を行う。

- ⑤ 運転員等は、中央制御室及び原子炉建屋付属棟内にて給電準備として緊急用 P / C の受電遮断器を「切」とし、発電長に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電準備が完了したことを報告する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車から緊急用 P / C 間の連絡母線までの電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電準備が完了したことを報告する。
- ⑦ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電準備が完了したことを連絡する。
- ⑧ 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による P / C 2 C ・ 2 D 間の連絡母線への給電を依頼する。
- ⑨ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車による P / C 2 C ・ 2 D 間の連絡母線への給電開始を指示する。
- ⑩ 重大事故等対応要員は、原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車（2台）の起動及び並列操作により P / C 2 C ・ 2 D 間の連絡母線への給電を実施し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による P / C 2 C ・ 2 D 間の連絡母線への給電が完了したことを報告する。

- ⑪ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替低圧電源車（2台）によるP/C 2C・2D間の連絡母線への給電が完了したことを連絡する。

【代替所内電気設備受電】

- ⑫ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電開始を指示する。
- ⑬ 運転員等は、中央制御室にて緊急用P/Cの連絡遮断器を「入」とし、緊急用P/C及び緊急用MCCを受電する。
- ⑭ 運転員等は、中央制御室にて緊急用P/C及び緊急用MCCの必要な負荷へ給電する（又は給電を確認する）。
- ⑮ 運転員等は、発電長に可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電完了までの所要時間を180分以内と想定する。

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

(2) 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源給電機能喪失及び代替交流電源設備の故障により、代替所内電気設備である緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合は、常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池か

ら代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に自動給電する。

緊急用125V系蓄電池は、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による給電を開始するまで最大24時間にわたり、緊急用直流125V主母線盤へ給電する。

(a) 手順着手の判断基準

M/C 2C・2Dの故障による非常用所内電気設備の電源給電機能喪失及び代替交流電源設備の故障により緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合。

(b) 操作手順

常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.7-1図に、系統概要図を第1.14.2.4-3図に、タイムチャートを第1.14.2.4-4図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設代替所内直流電源設備による代替所内電気設備への自動給電状態の確認を指示する。
- ② 運転員等は、原子炉建屋廃棄物処理棟内にて、緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失したことを緊急用直流125V充電器の「蓄電池放電中」警報により確認する。
- ③ 運転員等は、原子炉建屋廃棄物処理棟内にて、緊急用125V系蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電状態に異常がないことを緊急用直流125V充電器の蓄電池電圧指示値（規定電圧105V～130V）により確認し、発電長に緊急用直流125V主母線盤、緊急用直流125VMCC及び緊急用直流125V計装分電盤へ自動給電されていることを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急用125V系蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への給電については、運転員の操作は不要である。

b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

緊急用125V系蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に、常設代替高圧電源装置(又は可搬型代替低圧電源車)による緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず緊急用125V系蓄電池が枯渇するおそれがある場合に、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に給電する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急用125V系蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に、常設代替交流電源設備による緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず、緊急用直流125V主母線盤の母線電圧が125Vから徐々に低下している状態で、緊急用125V系蓄電池が枯渇するおそれがある場合

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.7-1図に、系統概要図を第1.14.2.4-5図に、タイムチャートを第1.14.2.4-6図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型代替直流電源設備による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の給電準備開始を依頼する。
- ② 発電長は、運転員等に可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備の受電準備開始を指示する。
- ③ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替直流電源

設備による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電準備開始を指示する。

- ④ 重大事故等対応要員は、原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を配置し、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から可搬型代替低圧電源車接続盤までの間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び可搬型整流器用ケーブルを布設し、接続する。なお、可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）については、屋外の地下に設置されているため、水が滞留している場合は排水後に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルの布設、接続を行う。
- ⑤ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にて緊急用直流125V主母線盤の受電前状態において異臭・発煙・破損等異常がないことを外観点検により確認し、発電長に代替所内電気設備の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車（可搬型整流器経由）から可搬型代替直流電源設備用電源切替盤までの間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し、災害対策本部長に可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電準備が完了したことを報告する。
- ⑦ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替直流電源設備による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電準備が完了したことを連絡する。
- ⑧ 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替直流電源設備による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電開始を依頼する。

- ⑨ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電開始を指示する。
- ⑩ 発電長は、運転員等に代替所内電気設備の受電開始を指示する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口にて可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を起動し、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電を開始し、災害対策本部長に可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電が完了したことを報告する。
- ⑫ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替直流電源設備による可搬型代替直流電源設備用電源切替盤への給電が完了したことを連絡する。
- ⑬ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にて可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用M C C側」へ切り替え、緊急用直流125V主母線盤の配線用遮断器を「入」（又は「入」を確認）し、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤を経由して緊急用直流125V主母線盤、緊急用直流125VM C C及び緊急用直流125V計装分電盤を受電する。
- ⑭ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にて緊急用直流125V主母線盤、緊急用直流125VM C C及び緊急用直流125V計装分電盤にて必要な負荷の配線用遮断器を「入」（又は「入」を確認）とする。
- ⑮ 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にて緊急用直流125V主母線盤、緊急用直流125VM C C及び緊急用直流125V計装分電盤の受電状態において異臭・発煙・破損等異常がないことを外観点検により確認する。
- ⑯ 運転員等は、発電長に可搬型代替直流電源設備による代替所内

電気設備の受電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、現場対応を運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電完了までの所要時間を240分以内と想定する。

1.14.2.5 燃料給油時の対応手順

(1) 燃料給油設備による各機器への給油

a. 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

重大事故等の対処に必要なとなる可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、窒素供給装置用電源車及び可搬型代替注水中型ポンプ等に対して、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを使用し、燃料を給油する。

(a) 手順着手の判断基準

【可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油】

重大事故等の対処に必要なとなる可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、窒素供給装置用電源車及び可搬型代替注水中型ポンプ等を使用する場合

【タンクローリから各機器への給油】

重大事故等の対処に必要なとなる可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、窒素供給装置用電源車及び可搬型代替注水中型ポンプ等の燃料保有量及び燃料消費率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料消費率から燃料が枯渇する前に給油することとし、同一箇所での作業が重複する際は適宜、給油間隔を考慮して作業を実施する。

- ・可搬型代替低圧電源車：運転開始後約2.2時間
- ・可搬型代替注水大型ポンプ：運転開始後約3.5時間
- ・窒素供給装置用電源車：運転開始後約2.2時間
- ・可搬型代替注水大型ポンプ：運転開始後約3.5時間
- ・可搬型代替注水中型ポンプ：運転開始後約3.5時間

(b) 操作手順

可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油手順の概要は以下のとおり。系統概要図を第1.14.2.5-1図、第1.14.2.5-3図に、タイムチャートを第1.14.2.5-2図、第1.14.2.5-4図に示す。

【可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油】

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへ軽油の給油開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、給油操作に必要な装備品・資機材を準備のうえ車両保管場所へ移動し、タンクローリの健全性を確認する。
- ③ 重大事故等対応要員は、可搬型設備用軽油タンクのマンホール付近へタンクローリを配置する。
- ④ 重大事故等対応要員は、可搬型設備用軽油タンクのマンホール（上蓋）を開放し、車載ホースをタンクローリの吸排口に接続し、車載ホースの先端を可搬型設備用軽油タンクに挿入する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、タンクローリ付属の各バルブの切替操

作を実施し、車載タンク上部にて2室あるタンクのうち使用する側のマンホール（上蓋）を開放する。

- ⑥ 重大事故等対応要員は、車載ポンプを起動し、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油を開始する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、車載タンク上部のマンホール（上蓋）からの目視により、車載タンクへの吸入量（満タン）を確認し、車載ポンプを停止する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、タンクローリの各バルブの切替操作を実施し、車載タンク上部のマンホール（上蓋）を閉止する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、車載ホース及び可搬型設備用軽油タンクのマンホール（上蓋）を復旧し、災害対策本部長に可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油完了を報告する。

【タンクローリから各機器への給油】

- ⑩ 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員にタンクローリによる給油対象設備への給油を指示する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、給油対象設備の給油口付近へタンクローリを配置する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、給油対象設備の車載燃料タンクを開放し、ピストルノズルを車載燃料タンクに挿入する。
- ⑬ 重大事故等対応要員は、タンクローリ付属の各バルブの切替操作を実施し、車載タンク上部にて2室あるタンクのうち使用する側のマンホール（上蓋）を開放する。
- ⑭ 重大事故等対応要員は、車載ポンプを作動し、タンクローリから給油対象設備への給油を開始する。
- ⑮ 重大事故等対応要員は、給油対象設備の車載燃料タンク油量・

油面計により，給油量（満タン）を目視で確認し，車載ポンプを停止する。

- ⑯ 重大事故等対応要員は，タンクローリの各バルブの切替操作を実施し，車載タンク上部のマンホール（上蓋）を閉止する。
- ⑰ 重大事故等対応要員は，ピストルノズル及び車載燃料タンクを復旧し，災害対策本部長にタンクローリから給油対象設備への給油完了を報告する。

※ 重大事故等対応要員は，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプ，窒素供給装置用電源車及び可搬型代替注水中型ポンプ等を7日間連続運転継続させるために，タンクローリの車載タンクの軽油の残量及び可搬型代替低圧電源車及び可搬型代替注水大型ポンプの定格負荷運転時の給油間隔に応じて，操作手順③～⑰を繰り返す。

(c) 操作の成立性

【可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油】

タンクローリ 1 台当たり重大事故等対応要員2名で作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型設備用軽油タンクからタンクローリの車載タンクへの給油完了までの所要時間を90分以内と想定する。

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

【タンクローリから各機器への給油】

重大事故等対応要員2名で作業を実施した場合，作業開始を判断してからタンクローリにて各可搬型設備への給油完了までの所要時間を50分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、照明、通信連絡設備を整備する。

なお、燃料消費量が最大になる場合に使用する設備の燃料が枯渇しないように以下の時間までに給油を実施する。

- ・可搬型代替低圧電源車の燃料消費率は、定格容量にて約110L/hであり、起動から枯渇までの時間は約2.2時間。
- ・可搬型代替注水大型ポンプの燃料消費率は、定格容量にて約218L/hであり、起動から枯渇までの時間は約3.5時間。
- ・窒素供給装置用電源車の燃料消費率は、定格容量にて約110L/hであり、起動から枯渇までの時間は約2.2時間。
- ・可搬型代替注水中型ポンプの燃料消費率は、定格容量にて約35.7L/hであり、起動から枯渇までの時間は約3.5時間。

また、事象発生後7日間、可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、窒素供給装置用電源車及び可搬型代替注水中型ポンプの運転を継続するために必要な燃料(軽油)の燃料消費量は約102kLであり、可搬型設備用軽油タンクは210kL以上となるよう管理する。

b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

外部電源喪失時に、設計基準事故対処設備である2C・2D D/Gに対して、燃料給油設備である軽油貯蔵タンクから2C・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプにより自動で給油を行うが、2C・2D D/Gの機能喪失時には、通常待機時閉としている軽油貯蔵タンク出口弁を開とすることで常設代替高圧電源装置への燃料供給系統が構成し、重大事故等の対処に必要な常設代替高圧電源装置に対して、燃料給油設備である軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプにより自動で給油する。

なお、常設代替高圧電源装置の給油間隔は運転開始後約2.2時間であり、燃料が枯渇するまでに自動で給油されていることを確認する。

(a) 手順着手の判断基準

常設代替高圧電源装置を起動した場合

(b) 操作手順

軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油手順の概要は以下のとおり。系統概要図を第1.14.2.5-5図に、タイムチャートを第1.14.2.5-6図に示す。

① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に軽油貯蔵タンク出口弁を閉から開への切替操作及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプの自動起動を指示する。

② 運転員等は、軽油貯蔵タンク出口弁を閉から開への切り替え及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを自動起動し、発電長に軽油貯蔵タンク出口弁の開から閉への切替操作及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプが自動起動完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断し軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油完了までの所要時間を15分以内と想定する。

c. 軽油貯蔵タンクから2C・2D 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への給油

重大事故等時に設計基準事故対処設備である2C・2D D/G及びHPCS D/Gが健全であれば、2C・2D D/G及びHPCS D/Gに対して、燃料給油設備である軽油貯蔵タンクから2C・2D 非

常用ディーゼル発電機 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 燃料移送ポンプにより自動で給油をする。

(a) 手順着手の判断基準

2C・2D D/G及びHPCS D/Gを起動した場合

(b) 操作手順

軽油貯蔵タンクから2C・2D D/G及びHPCS D/Gへの給油手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に2C・2D 非常用ディーゼル発電機 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による2C・2D D/G及びHPCS D/Gへの自動燃料給油状態の確認を指示する。
- ② 運転員等は、原子炉建屋付属棟内にて2C・2D 非常用ディーゼル発電機 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 燃料移送ポンプの操作スイッチ位置が自動になっていることを確認し、発電長に自動燃料給油状態になっていることを報告する。

(c) 操作の成立性

軽油貯蔵タンクから2C・2D 非常用ディーゼル発電機 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 燃料移送ポンプを用いての2C・2D D/G及びHPCS D/Gへの給油については、運転員の操作は不要である。

1.14.2.6 その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水大型ポンプにより送水を行う手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に

関する手順等」にて整備する。

1.14.2.7 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 1.14.2.7-1 図に示す。

(1) 交流電源喪失時

外部電源喪失及び 2C・2D D/G の故障により非常用所内電気設備へ交流電源が給電できない場合の代替交流電源として、常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）がある。

短期的には、低圧代替注水設備（常設）への給電、中期的には、除熱のために用いる残留熱除去系への給電が主な目的となることから、短時間で電力供給が可能であり、長期間にわたる運転が期待でき、更に大容量である常設代替交流電源設備による給電を優先する。

常設代替交流電源設備からの給電ができない場合は、可搬型代替交流電源設備による給電を行う。

具体的な優先順位は、以下のとおり。

優先1：常設代替交流電源設備から非常用所内電源設備への給電

M/C 2C への給電を優先し、M/C 2C に給電できない場合は M/C 2D に給電する。

常設代替交流電源設備から代替所内電気設備への給電

優先2：可搬型代替交流電源設備から非常用所内電気設備への給電

優先3：可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備への給電

(2) 直流電源喪失時

全交流動力電源喪失時、直流母線への直流電源が給電できない場合の対応手段として、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備がある。

原子炉への注水として用いる原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系，原子炉の減圧に用いる逃がし安全弁（自動減圧機能），原子炉格納容器内の減圧及び除熱に用いる格納容器圧力逃がし装置への給電が主な目的となる。短時間で電力給電が可能であり，長期間にわたる運転が期待できる手段から優先して準備する。

直流電源喪失時の対応として，全交流動力電源喪失時に，常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）による給電を開始するまでの間最大24時間にわたり，所内常設直流電源設備である125V系蓄電池 A系・B系及び常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池にて原子炉隔離時冷却系の運転及び自動減圧系の動作等に必要な直流電源の給電を行う。

なお，所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備は，**直流125V充電器 2 A・2 B**及び**緊急用直流125V充電器**の交流入力電源の喪失と同時に非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A・2 B及び代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に無停電で自動給電される。

さらに，全交流動力電源喪失が継続し，125V系蓄電池 A系・B系又は緊急用125V系蓄電池が枯渇するおそれがある場合は，可搬型代替直流電源設備を用いて直流125V主母線盤 2 A・2 B及び緊急用直流125V主母線盤へ給電する。

具体的な優先順位は以下のとおり。

優先1: 所内常設直流電源設備から非常用所内電気設備への給電(自動)

常設代替直流電源設備から代替所内電気設備への給電（自動）

優先2：可搬型代替直流電源設備から非常用所内電気設備への給電

直流125V主母線盤 2 Aへの給電を優先し，直流125V主母線盤

2 Aに給電できない場合は直流125V主母線盤 2 Bに給電す

る。

優先3：可搬型代替直流電源設備から代替所内電気設備への給電

なお、常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）により交流電源が復旧した場合には、直流125V充電器 2 A・2 B 及び緊急用直流125V充電器を起動（又は起動を確認）して直流125V主母線盤 2 A・2 B 及び緊急用直流125V主母線盤の電源給電機能を回復させる。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧 (1/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1	
非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	—	非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 (1/2)	主要設備	2C D/G 2D D/G HPCS D/G 2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「減圧冷却」等 重大事故等対策要領
			関連設備	軽油貯蔵タンク～2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ流路 2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ～2C 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク流路 2C 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク～2C D/G流路 軽油貯蔵タンク～2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ流路 2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ～2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク流路 2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク～2D D/G流路	重大事故等対処設備	

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

※2：125V A系・B系・HPCS系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※3：緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (2/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書※1
非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	—	非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 (2/2)	<p>軽油貯蔵タンク～高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ流路</p> <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ～高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料油デイトンク流路</p> <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料油デイトンク～HPCS D/G 流路</p> <p>2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ～2C D/G流路</p> <p>2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ～2D D/G流路</p> <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ～HPCS D/G流路</p> <p>2C D/G～M/C 2C 電路</p> <p>2D D/G～M/C 2D 電路</p> <p>HPCS D/G～M/C HPCS 電路</p>	<p>重大事故等対処設備</p> <p>非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「減圧冷却」等</p> <p>重大事故等対策要領</p>

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

※2：125V A系・B系・HPCS系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系からの給電は、運転員による操作は不要である。

※3：緊急用125V系蓄電池からの給電は、運転員による操作は不要である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (3/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
			主要設備	重大事故等対応設備	
代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	2C・2D 非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	主要設備	常設代替高圧電源装置	重大事故等対応設備
			関連設備	軽油貯蔵タンク～常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ流路 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ～常設代替高圧電源装置流路 常設代替高圧電源装置～緊急用断路器電路 緊急用断路器～緊急用M/C電路 緊急用M/C～M/C 2C電路 緊急用M/C～M/C 2D電路	重大事故等対応設備

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

※2：125V系蓄電池 A系・B系・HPCS及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は、運転員による操作は不要である。

※3：緊急用125V系蓄電池からの給電は、運転員による操作は不要である。

：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (4/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
			主要設備	重大事故等対応設備	
代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	2C・2D 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非常用所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車	重大事故等対応設備	非常時運転手順書 (事象ベース) 「全交流電源喪失」 重大事故等対策要領
			関連設備	重大事故等対応設備	
			可搬型設備用軽油タンク～タンクローリ流路 タンクローリ～可搬型代替低圧電源車流路 可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)電路 可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)～P/C 2C電路 可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)～P/C 2D電路 可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤(東側)電路 可搬型代替低圧電源車接続盤(東側)～P/C 2C電路 可搬型代替低圧電源車接続盤(東側)～P/C 2D電路		

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

※2: 125V系蓄電 A系・B系・HPCS池及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は, 運転員による操作は不要である。

※3: 緊急用125V系蓄電池からの給電は, 運転員による操作は不要である。

■: 自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (5/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電	2C・2D 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による非常用所内電気設備への給電	主要設備	HPCS D/G M/C HPCS 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
					M/C 2E	
			関連設備	軽油貯蔵タンク～高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ流路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ～HPCS D/G流路 HPCS D/G～M/C HPCS 電路	重大事故等対処設備	
	M/C HPCS～M/C C 2E 電路 M/C 2E～M/C 2C 電路 M/C 2E～M/C 2D 電路	自主対策設備				

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

※2：125V系蓄電池 A系・B系・HPCS及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は、運転員による操作は不要である。

※3：緊急用125V系蓄電池からの給電は、運転員による操作は不要である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧 (6/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{*1}
送水による2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替 機能の復旧	2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系 2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系	送水による2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替 機能の復旧 (1/2)	主要設備 2C D/G 2D D/G HPCS D/G	重大事故等対応設備	重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ	
			関連設備 軽油貯蔵タンク～2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ流路 2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ～2C非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク流路 2C非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク～D/G 2C流路	重大事故等対応設備	

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

※2：125V系蓄電池 A系・B系・HPCS及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※3：緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧 (7/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
送水による2D非常用ディーゼル発電機海水系発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系電への給電替 機能又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系電への給電替	2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	送水による2D非常用ディーゼル発電機海水系発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系電への給電替 機能の復旧(2/2)	関連設備 軽油貯蔵タンク～2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ流路 2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ～2D非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク流路 2D非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク～D/G 2D流路 軽油貯蔵タンク～高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ流路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ～高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク流路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク～HPCS D/G 流路 2C D/G～M/C 2C 電路 2D D/G～M/C 2D 電路 HPCS D/G～M/C HPCS 電路 可搬型代替注水大型ポンプ～2C D/G 流路 可搬型代替注水大型ポンプ～2D D/G 流路 可搬型代替注水大型ポンプ～HPCS D/G 流路	重大事故等対応設備 重大事故等対策要領 自主対策設備	

- ※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
- ※2：125V系蓄電池 A系・B系・HPCS及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は，運転員による操作は不要である。
- ※3：緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (8/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}	
代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	<div style="background-color: yellow; display: inline-block; padding: 2px;">2C・2D</div> 非常用ディーゼル発電機 及びHPCSディーゼル発電機	所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	主要設備	125V系蓄電池 A系 ^{※2} 125V系蓄電池 B系 ^{※2} 125V系蓄電池 HPCS系 ^{※2} 中性子モニタ用蓄電池 A系 ^{※2} 中性子モニタ用蓄電池 B系 ^{※2}	重大事故等対応設備	非常時運転手順書 (事象ベース) 「全交流電源喪失」
			関連設備	125V系蓄電池 A系～直流125V主母線盤 2A回路 125V系蓄電池 B系～直流125V主母線盤 2B回路 125V系蓄電池 HPCS系～直流125V主母線盤 HPCS回路 中性子モニタ用蓄電池 A系～直流±24V中性子モニタ用分電盤 2A回路 中性子モニタ用蓄電池 B系～直流±24V中性子モニタ用分電盤 2B回路	重大事故等対応設備	

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

※2：125V系蓄電池 A系・B系・HPCS及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は、運転員による操作は不要である。

※3：緊急用125V系蓄電池からの給電は、運転員による操作は不要である。

：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (9/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	2C・2D 非常用ディーゼル発電機	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 (1/2)	主要設備	可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器	重大事故等対応設備
			関連設備	可搬型設備用軽油タンク～タンクローリ流路 タンクローリ～可搬型代替低圧電源車流路 可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)電路 可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)～可搬型整流器電路 可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤(東側)電路 可搬型代替低圧電源車接続盤(東側)～可搬型整流器電路 可搬型整流器～可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)電路 可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)～可搬型代替直流電源設備用電源切替盤電路	重大事故等対応設備
					非常時運転手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領

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

※2: 125V系蓄電池 A系・B系・HPCS及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は, 運転員による操作は不要である。

※3: 緊急用125V系蓄電池からの給電は, 運転員による操作は不要である。

■: 自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (10/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	<div style="background-color: yellow; display: inline-block; padding: 2px;">2C・2D</div> 非常用ディーゼル発電機	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 (2/2)	関連設備	可搬型整流器～可搬型代替低圧電源車接続盤 (東側) 電路 可搬型代替低圧電源車接続盤 (東側) ～可搬型代替直流電源設備用電源切替盤電路 可搬型代替直流電源設備用電源切替盤～直流125V主母線盤 2A電路 可搬型代替直流電源設備用電源切替盤～直流125V主母線盤 2B電路	重大事故等対応設備 非常時運転手順書 (事象ベース) 「全交流電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領

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

※2: 125V系蓄電池 A系・B系・HPCS及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は、運転員による操作は不要である。

※3: 緊急用125V系蓄電池からの給電は、運転員による操作は不要である。

: 自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（11/20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電	2C・2D 非常用ディーゼル発電機及びM/C 2C・2D	高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電（1/2）	主要設備	HPCS D/G M/C HPCS 高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	重大事故等対応設備
				直流125V予備充電器	自主対策設備
			関連設備	軽油貯蔵タンク～高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ流路 高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ～高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機 燃料油デイタンク流路 高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機 燃料油デイタンク～HPCS D/G流路 高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機用海水ポンプ～HPCS D/G流路 HPCS D/G～M/C HPCS 電路 M/C HPCS～MC C HPCS	重大事故等対応設備

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

※2：125V系蓄電池 A系・B系・HPCS及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※3：緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（12/20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電	2C・2D 非常用ディーゼル発電機 及び M/C 2C・2D	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電（2/2）	関連設備	MCC HPCS～直流 125V予備充電器電路 直流125V予備充電器～直 流125V主母線盤2A電路 直流125V予備充電器～直 流125V主母線盤2B電路	重大事故等対策要 領

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

※2：125V系蓄電池 A系・B系・HPCS及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※3：緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (13/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
			主要設備	重大事故等対応設備	
代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	非常用所内電気設備	常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	主要設備	常設代替高圧電源装置 緊急用M/C	重大事故等対応設備
			関連設備	軽油貯蔵タンク～常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ流路 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ～常設代替高圧電源装置流路 常設代替高圧電源装置～緊急用断路器電路 緊急用断路器～緊急用M/C電路 緊急用M/C～緊急用動力変圧器電路 緊急用動力変圧器～緊急用P/C電路 緊急用P/C～緊急用MCC電路 緊急用MCC～緊急用直流125V充電器電路 緊急用MCC～緊急用電源切替盤電路	

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

※2：125V系蓄電池 A系・B系・HPCS及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は、運転員による操作は不要である。

※3：緊急用125V系蓄電池からの給電は、運転員による操作は不要である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (14/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	非常用所内電気設備	可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	主要設備	可搬型代替低圧電源車 緊急用P/C	重大事故等対応設備
			関連設備	可搬型設備用軽油タンク～タンクローリ流路 タンクローリ～可搬型代替低圧電源車流路 可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)電路 可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)～緊急用P/C電路 可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤(東側)電路 可搬型代替低圧電源車接続盤(東側)～緊急用P/C電路 緊急用P/C～緊急用MCC電路 緊急用MCC～緊急用直流125V充電器電路 緊急用MCC～緊急用電源切替盤電路	重大事故等対応設備

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

※2：125V系蓄電池 A系・B系・HPCS及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は、運転員による操作は不要である。

※3：緊急用125V系蓄電池からの給電は、運転員による操作は不要である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (15/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	非常用所内電気設備	常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	主要設備	緊急用125V系蓄電池※3 緊急用直流125V主母線盤	重大事故等対応設備
			関連設備	緊急用125V系蓄電池～緊急用直流125V主母線盤電路 緊急用125V主母線盤～緊急用直流125VMCC電路 緊急用125V主母線盤～緊急用直流125V計装分電盤電路 緊急用125V直流MCC～緊急用電源切替盤電路 緊急用直流125V計装分電盤～緊急用電源切替盤電路	重大事故等対応設備

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

※2：125V系蓄電 A系・B系・HPCS池及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は、運転員による操作は不要である。

※3：緊急用125V系蓄電池からの給電は、運転員による操作は不要である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (16/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	非常用所内電気設備	可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 (1/2)	主要設備	可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器 緊急用直流125V主母線盤	重大事故等対応設備
			関連設備	可搬型設備用軽油タンク～タンクローリ流路 タンクローリ～可搬型代替低圧電源車流路 可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)電路 可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)～可搬型整流器電路 可搬型整流器～可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)電路 可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)～可搬型代替直流電源設備用電源切替盤電路 可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤(東側)電路 可搬型代替低圧電源車接続盤(東側)～可搬型整流器電路	重大事故等対応設備

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

※2 : 125V系蓄電 A系・B系・HPCS池及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は, 運転員による操作は不要である。

※3 : 緊急用125V系蓄電池からの給電は, 運転員による操作は不要である。

■ : 自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (17/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	非常用所内電気設備	可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 (2/2)	関連設備	可搬型整流器～可搬型代替低圧電源車接続盤 (東側) 電路 可搬型代替低圧電源車接続盤 (東側) ～可搬型代替直流電源設備用電源切替盤電路 可搬型代替直流電源設備用電源切替盤～緊急用直流125V主母線盤電路 緊急用直流125V主母線盤～緊急用直流125VMCC電路 緊急用直流125V主母線盤～緊急用直流125V計装分電盤 緊急用直流125VMCC～緊急用電源切替盤電路 緊急用直流125V計装分電盤～緊急用電源切替盤電路	重大事故等対応設備 非常時運転手順書 (事象ベース) 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領

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

※2 : 125V系蓄電池 A系・B系・HPCS及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は, 運転員による操作は不要である。

※3 : 緊急用125V系蓄電池からの給電は, 運転員による操作は不要である。

■ : 自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧 (18/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※ ¹
燃料給油設備による各機器への給油	2C・2D 非常用ディーゼル発電機	可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油	主要設備	可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	重大事故等対応設備	重大事故等対策要領
			関連設備	可搬型代替設備用軽油タンク～タンクローリ流路 タンクローリ～各機器流路	重大事故等対応設備	

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

※2：125V系蓄電池 A系・B系・HPCS及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は，運転員による操作は不要である。

※3：緊急用125V系蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (19/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
燃料給油設備による各機器への給油	2C・2D 非常用ディーゼル発電機	軽油貯蔵タンクから常設代替高压電源装置への給油	主要設備	軽油貯蔵タンク 常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			関連設備	軽油貯蔵タンク～常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ流路 常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ～常設代替高压電源装置流路	重大事故等対処設備	

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

※2：125V系蓄電 A系・B系・HPCS池及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は、運転員による操作は不要である。

※3：緊急用125V系蓄電池からの給電は、運転員による操作は不要である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (20/20)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{*1}
燃料給油設備による各機器への給油	2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系発電機	軽油貯蔵タンクから2C・2D 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油 非常用ディーゼル発電機及び	主要設備	軽油貯蔵タンク 2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備
			関連設備	軽油貯蔵タンク～2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ流路 2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ～2C 非常用ディーゼル発電機 燃料油デイトタンク流路 2C 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトタンク～2C D/G流路 軽油貯蔵タンク～2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ流路 2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ～2D 非常用ディーゼル発電機 燃料油デイトタンク流路 2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトタンク～2D D/G流路 軽油貯蔵タンク～高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ流路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ～高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料油デイトタンク流路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトタンク～HPCS D/G 流路	重大事故等対応設備

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

※2：125V A系・B系・HPCS系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系からの給電は、運転員による操作は不要である。

※3：緊急用125V系蓄電池からの給電は、運転員による操作は不要である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.14.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/7)

対応手順	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.14.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順 (1)非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電		
非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	判断基準	電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧
		警報発報 最終遮断 主保護トリップ (1系) 主保護トリップ (2系)

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

第1.14.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (2/7)

対応手順	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.14.2.2 交流電源喪失時の対応手順 (1) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電			
常設代替交流電源設備 による非常用所内電気 設備への給電	判断基準	電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※1} M/C 2 D 電圧 ^{※1}	
	操作	常設代替高压電 源装置運転監視	常設代替高压電源装置発電機電圧 常設代替高压電源装置発電機周波数
		電源	緊急用M/C 電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※1} M/C 2 D 電圧 ^{※1} P/C 2 C 電圧 ^{※1} P/C 2 D 電圧 ^{※1}
可搬型代替交流電源設 備による非常用所内電 気設備への給電	判断基準	電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※1} M/C 2 D 電圧 ^{※1} P/C 2 C 電圧 ^{※1} P/C 2 D 電圧 ^{※1}	
	操作	可搬型代替低压 電源車運転監視	可搬型代替低压電源車発電機電圧 可搬型代替低压電源車発電機周波数
		電源	P/C 2 C 電圧 ^{※1} P/C 2 D 電圧 ^{※1}
1.14.2.2 交流電源喪失時の対応手順 (2) 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電			
高压炉心スプレイ系デ ィーゼル発電機による 非常用所内電気設備へ の給電	判断基準	電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※1} M/C 2 D 電圧 ^{※1}	
	操作	HPCS D/G 運転監視	HPCS D/G 電圧 HPCS D/G 周波数
		電源	M/C HPCS 電圧 ^{※1} M/C 2 E 電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※1} M/C 2 D 電圧 ^{※1}

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

第1.14.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (3/7)

対応手順	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.14.2.2 交流電源喪失時の対応手順 (3) 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D 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電源給電機能の復旧		
2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D 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電源給電機能の復旧	判断基準	電源 275kV東海原子力線 1L, 2L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2C 電圧 ^{※1} M/C 2D 電圧 ^{※1}
	操作	2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系 非常用ディーゼル発電機 2C・2D 海水冷却水入口圧力 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水冷却水入口圧力
1.14.2.3 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (1) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電		
所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	判断基準	電源 275kV東海原子力線 1L, 2L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2C 電圧 ^{※1} M/C 2D 電圧 ^{※1} M/C HPCS 電圧 ^{※1} P/C 2C 電圧 ^{※1} P/C 2D 電圧 ^{※1}
		警報発報 直流125V充電器 2A・2B 「交流入力電源喪失」警報 直流125V充電器 2A・2B 「蓄電池放電中」警報
	蓄電池放電継続時間	125V系蓄電池 A系・B系による給電開始から8時間又は24時間以内
	操作	電源 直流125V充電器 2A・2B の125V系蓄電池 A系・B系電圧 ^{※1}

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

第1.14.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (4/7)

対応手順	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.14.2.3 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (1)代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電		
可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	判断基準	電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※1} M/C 2 D 電圧 ^{※1} P/C 2 C 電圧 ^{※1} P/C 2 D 電圧 ^{※1} 直流125V充電器 2 A・2 B の125V系蓄電池 A系・B系電圧 ^{※1}
		可搬型代替直流電源設備運転監視 可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数 可搬型整流器電圧
	操作	電源 直流125V充電器 2 A・2 B の125V系蓄電池 A系・B系電圧 ^{※1}
1.14.2.3 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (2)高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電		
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電	判断基準	電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※1} M/C 2 D 電圧 ^{※1} M/C H P C S 電圧 ^{※1} P/C 2 C 電圧 ^{※1} P/C 2 D 電圧 ^{※1}
		高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機運転監視 常設代替高圧電源装置発電機周波数 常設代替高圧電源装置エンジン回転数 常設代替高圧電源装置潤滑油入口温度 常設代替高圧電源装置潤滑油入口圧力
	操作	電源 緊急用M/C 電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※1} M/C 2 D 電圧 ^{※1} P/C 2 C 電圧 ^{※1} P/C 2 D 電圧 ^{※1}

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

第1.14.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (5/7)

対応手順	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.14.2.4 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順 (1)代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電		
常設代替交流電源設備 による代替所内電気設 備への給電	判断基準 電源	緊急用M/C電圧 ^{※1} M/C 2C電圧 ^{※1} M/C 2D電圧 ^{※1}
	常設代替高圧電 源装置運転監視	常設代替高圧電源装置発電機電圧 常設代替高圧電源装置発電機周波数
	操作 電源	緊急用M/C電圧 ^{※1} 緊急用P/C電圧 ^{※1}
可搬型代替交流電源設 備による代替所内電気 設備への給電	判断基準 電源	275kV東海原子力線 1L, 2L電圧 154kV原子力1号線電圧 緊急用M/C電圧 ^{※1}
	可搬型代替低圧 電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数
	操作 電源	緊急用P/C電圧 ^{※1}

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

第1.14.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (6/7)

対応手順	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.14.2.4 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順 (2)代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電		
常設代替直流電源設備 による代替所内電気設 備への給電	判断基準 電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※1} M/C 2 D 電圧 ^{※1} P/C 2 C 電圧 ^{※1} P/C 2 D 電圧 ^{※1}
	警報 発報	緊急用直流125V充電器「交流入力電源喪失」 警報 緊急用直流125V充電器「蓄電池放電中」警 報
可搬型代替直流電源設 備による代替所内電気 設備への給電	判断基準 電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※1} M/C 2 D 電圧 ^{※1} P/C 2 C 電圧 ^{※1} P/C 2 D 電圧 ^{※1}
	警報 発報	緊急用直流125V充電器「交流入力電源喪失」 警報 緊急用直流125V充電器「蓄電池放電中」警 報
	操作 電源	緊急用直流125V充電器の緊急用125V系蓄電 池電圧 ^{※1}

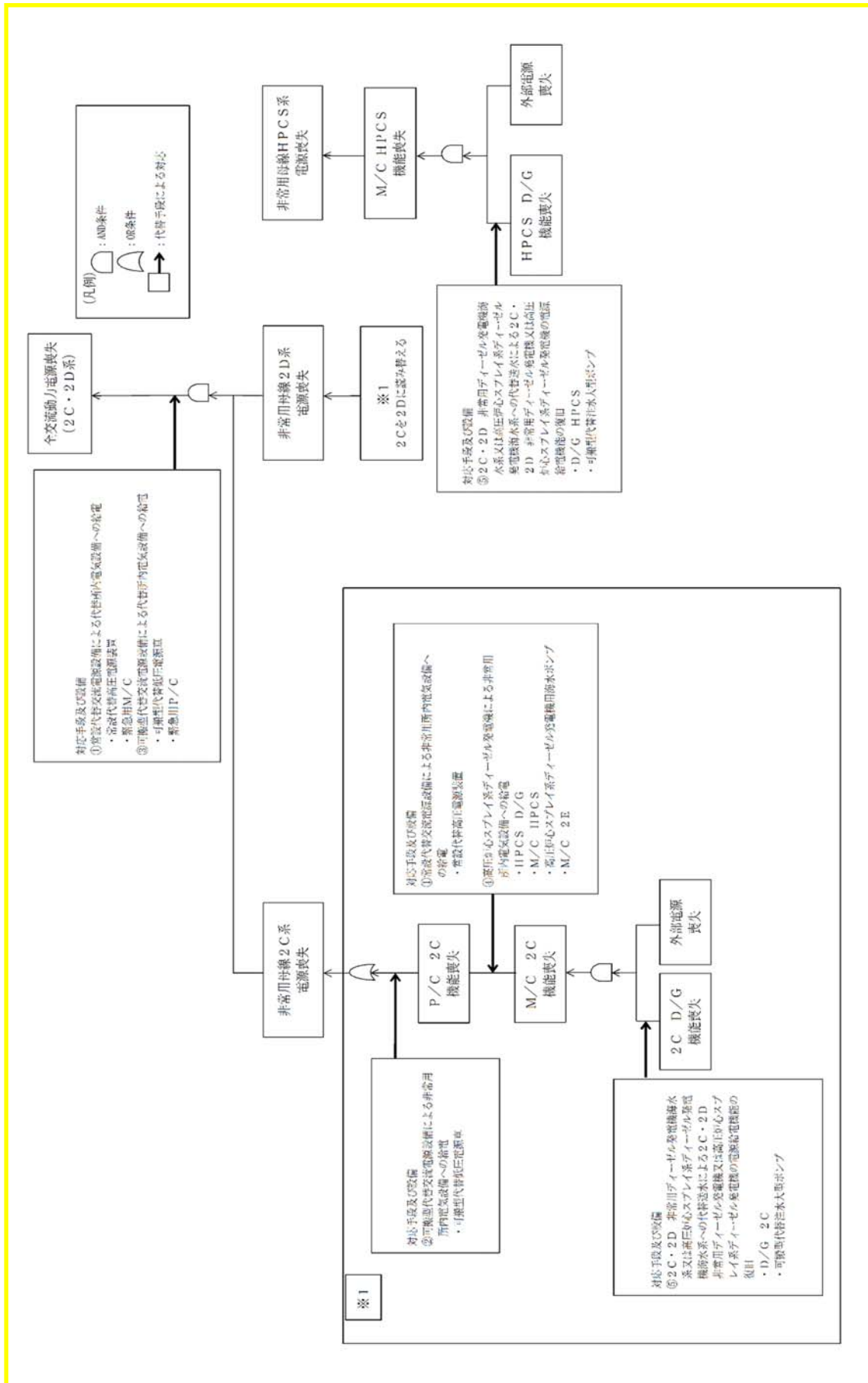
※1 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については重大事故等対処設備とする。

第1.14.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器

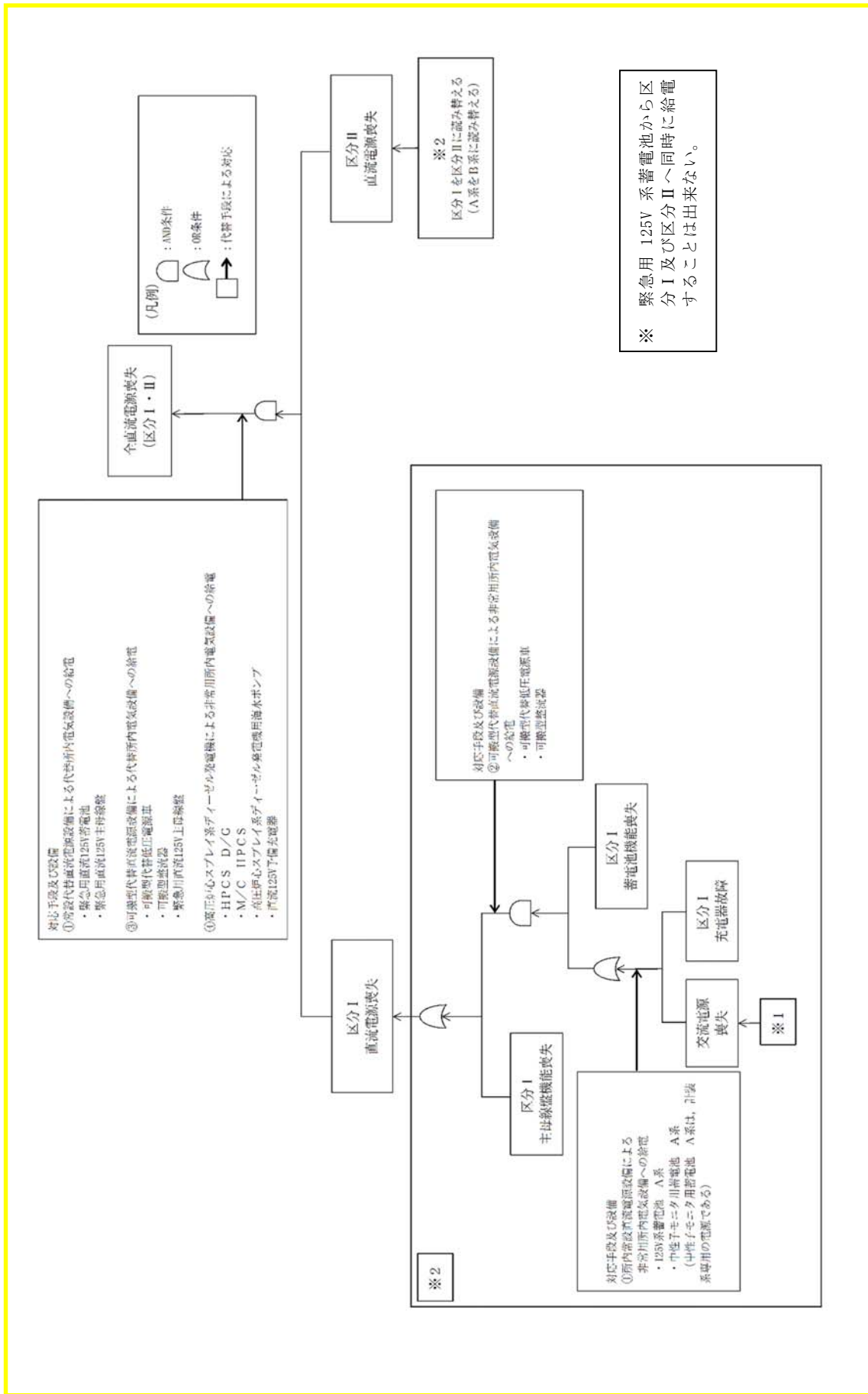
監視計器一覧 (7/7)

対応手順	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.14.2.5 燃料給油時の対応手順 (1)燃料給油設備による各機器への給油		
可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油	判断基準	補機監視機能 可搬型設備用軽油タンク油面
	操作	補機監視機能 可搬型設備用軽油タンク油面
軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油	判断基準	補機監視機能 各機器油タンクレベル
	操作	補機監視機能 各機器油タンクレベル
軽油貯蔵タンクから2C・2D 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への給油	判断基準	補機監視機能 2C・2D非常用ディーゼル発電機 燃料油 デイタンクレベル 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料 油デイタンクレベル
	操作	補機監視機能 2C・2D非常用ディーゼル発電機 燃料油 デイタンクレベル 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料 油デイタンクレベル

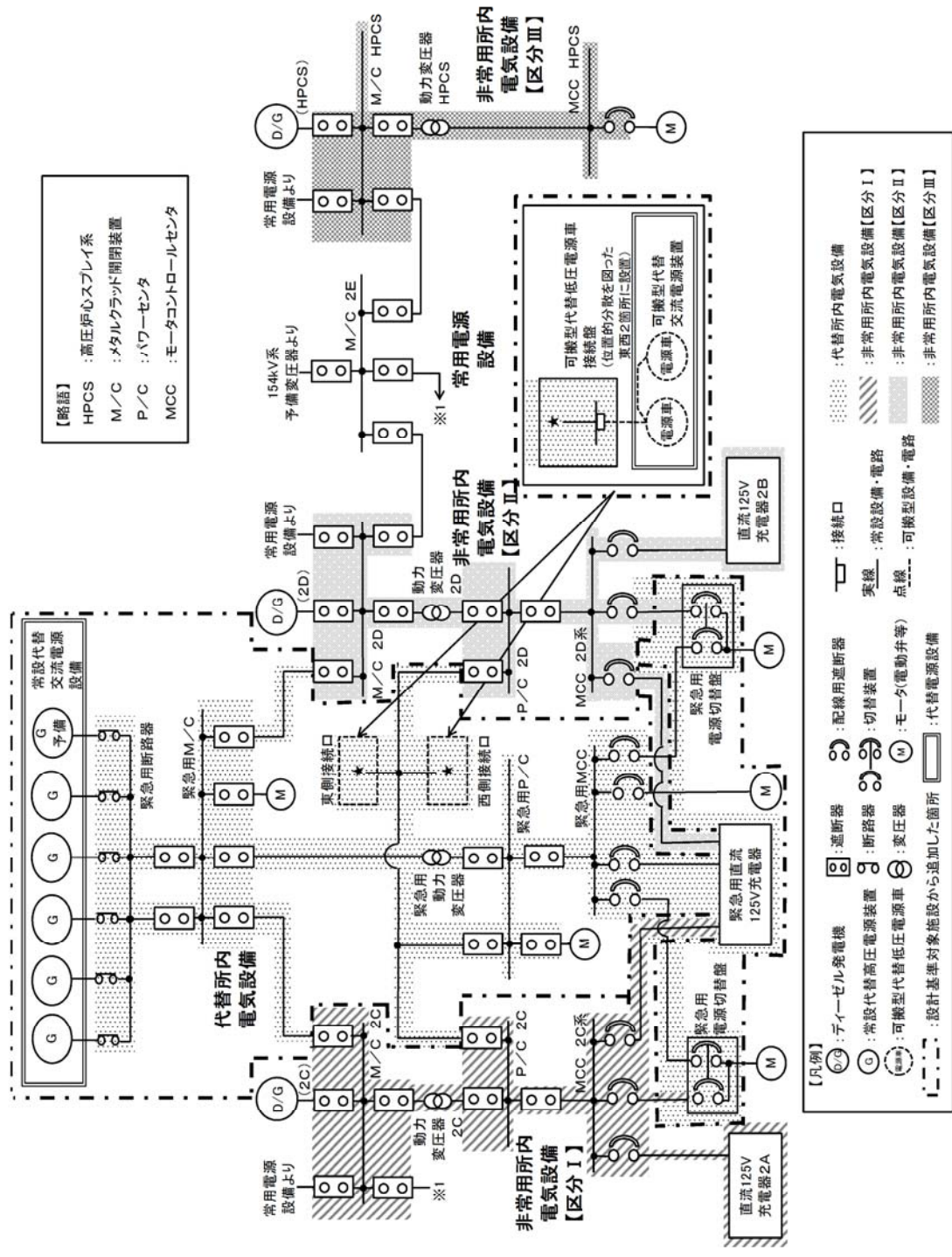
※1 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については重大事故等対処設備とする。



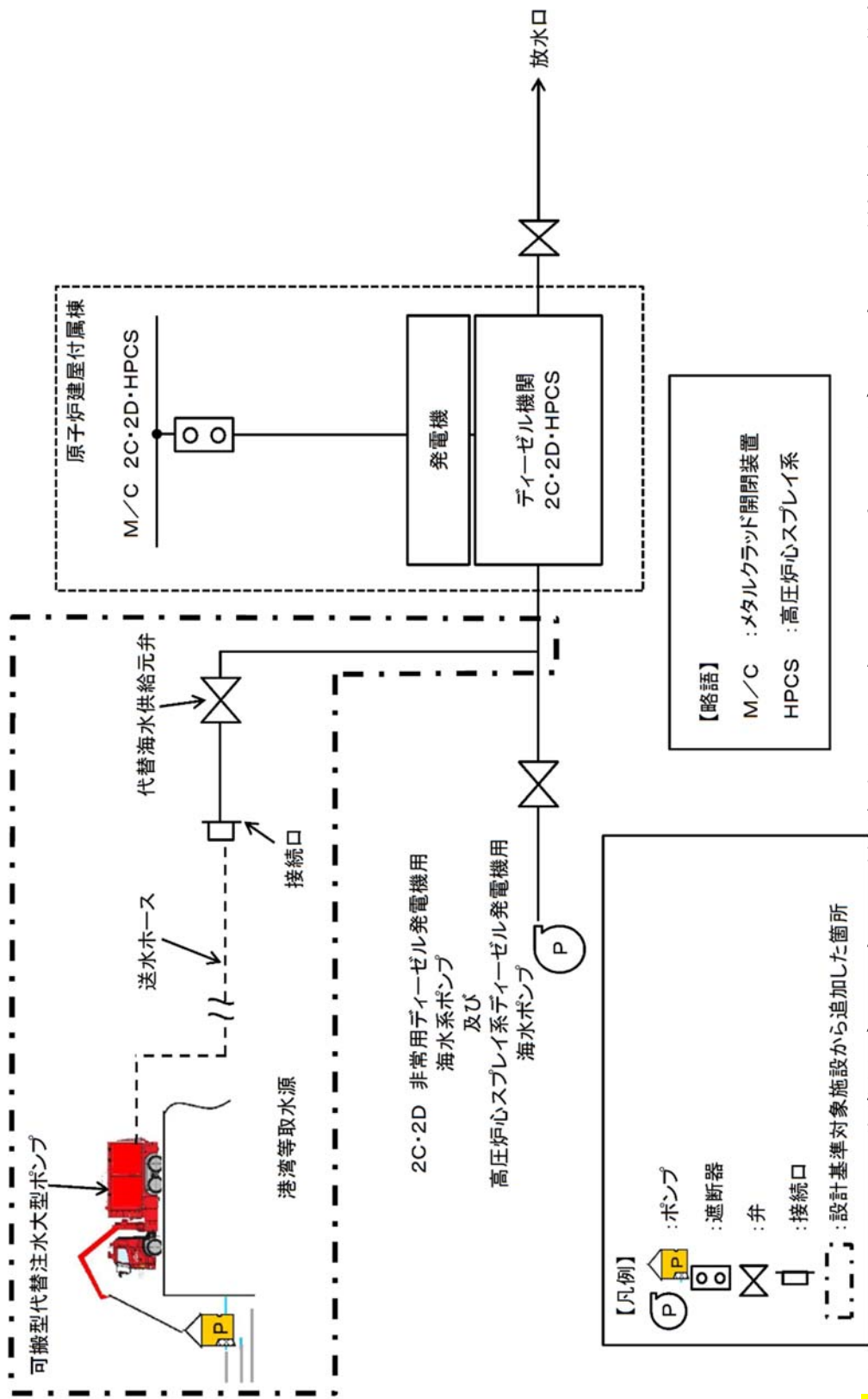
第 1.14.1-1 図 機能喪失原因対策分析 (交流)



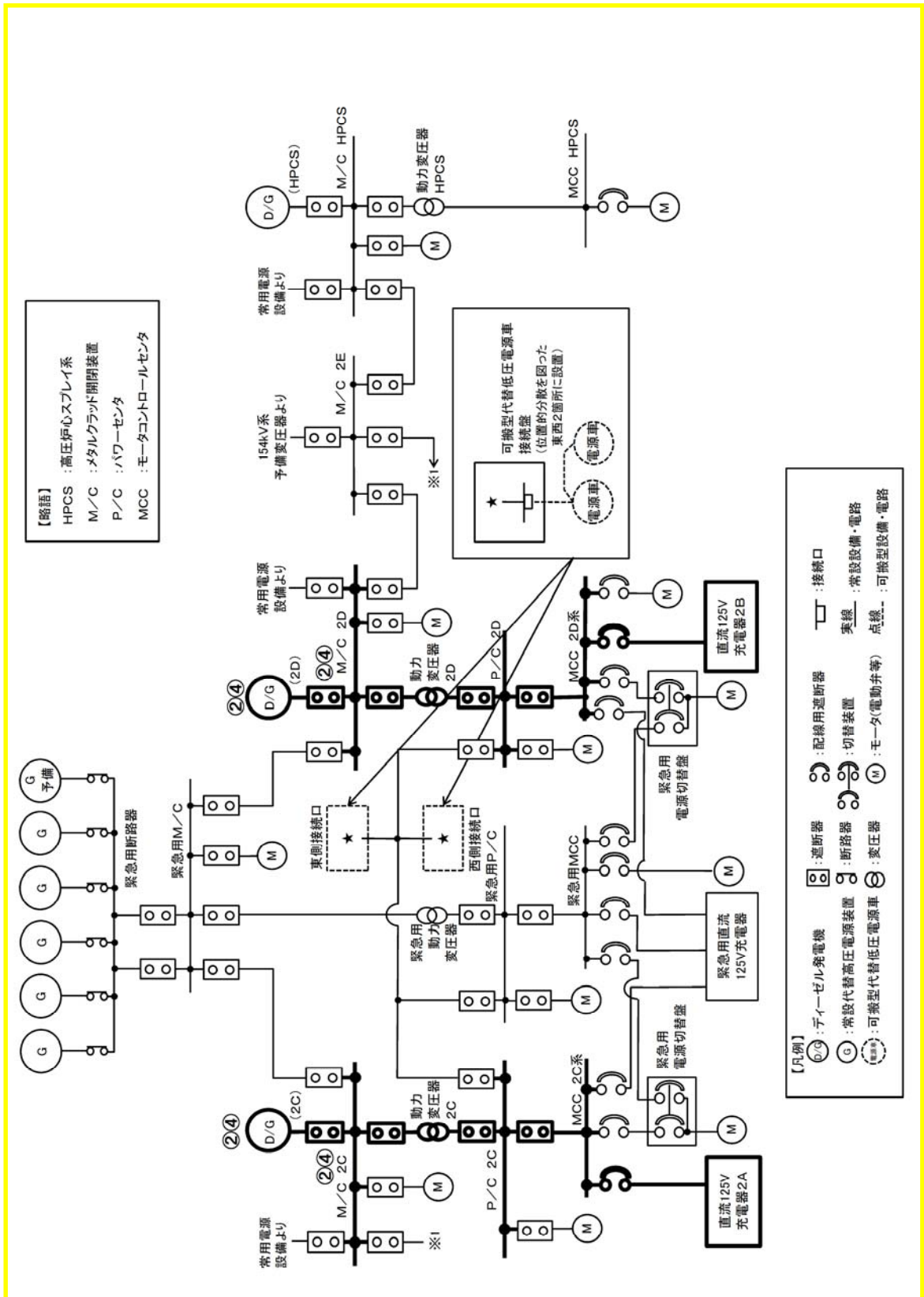
第 1.14.1-2 図 機能喪失原因対策分析 (直流)



第 1.14.1-3 図 交流電源単線結線図



第 1.14.1-5 図 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による 2C・2D 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電源給電機能の復旧手順の系統概要図



第 1.14.2.1-1 図 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の系統概略図

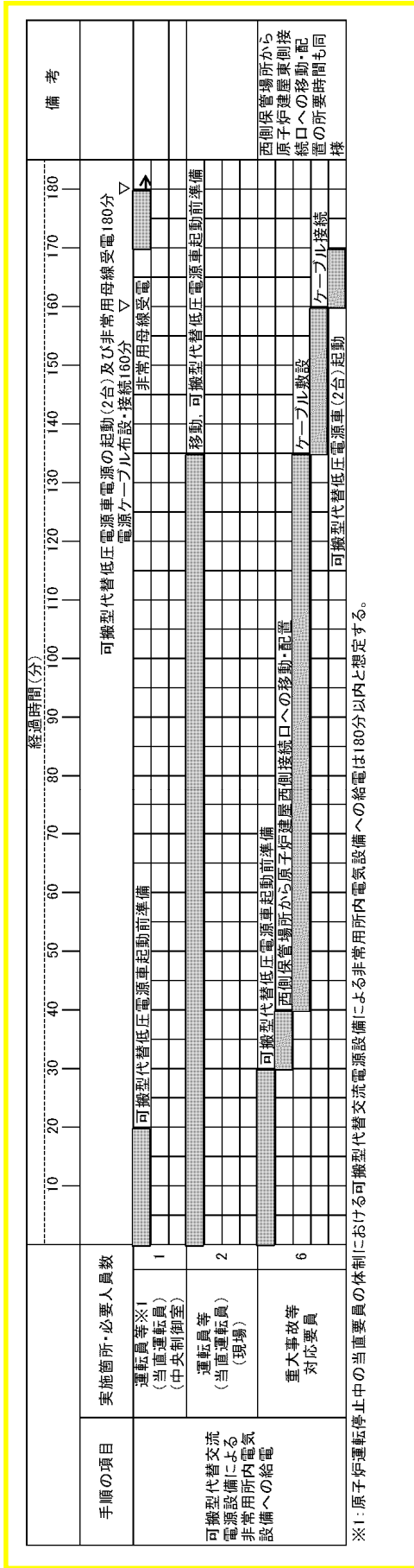
手順の項目	実施箇所・必要人員数	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電【常設代替高压電源装置の中央制御室からの起動】	運転員等※1 (当直運転員) (中央制御室)	常設代替高压電源装置(2台)による緊急用母線受電4分 ▽ 常設代替高压電源装置2台起動及び緊急用母線受電										常設代替高压電源装置(3台)追加起動87分▽ ▽非常用母線受電92分
		<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 100%; text-align: center;"> </div> </div>										
	運転員等 (当直運転員) (現場)	非常用母線受電準備										
	2	非常用母線受電準備										

※1: 原子炉運転停止中の当直要員の体制における常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電は92分以内と想定する。

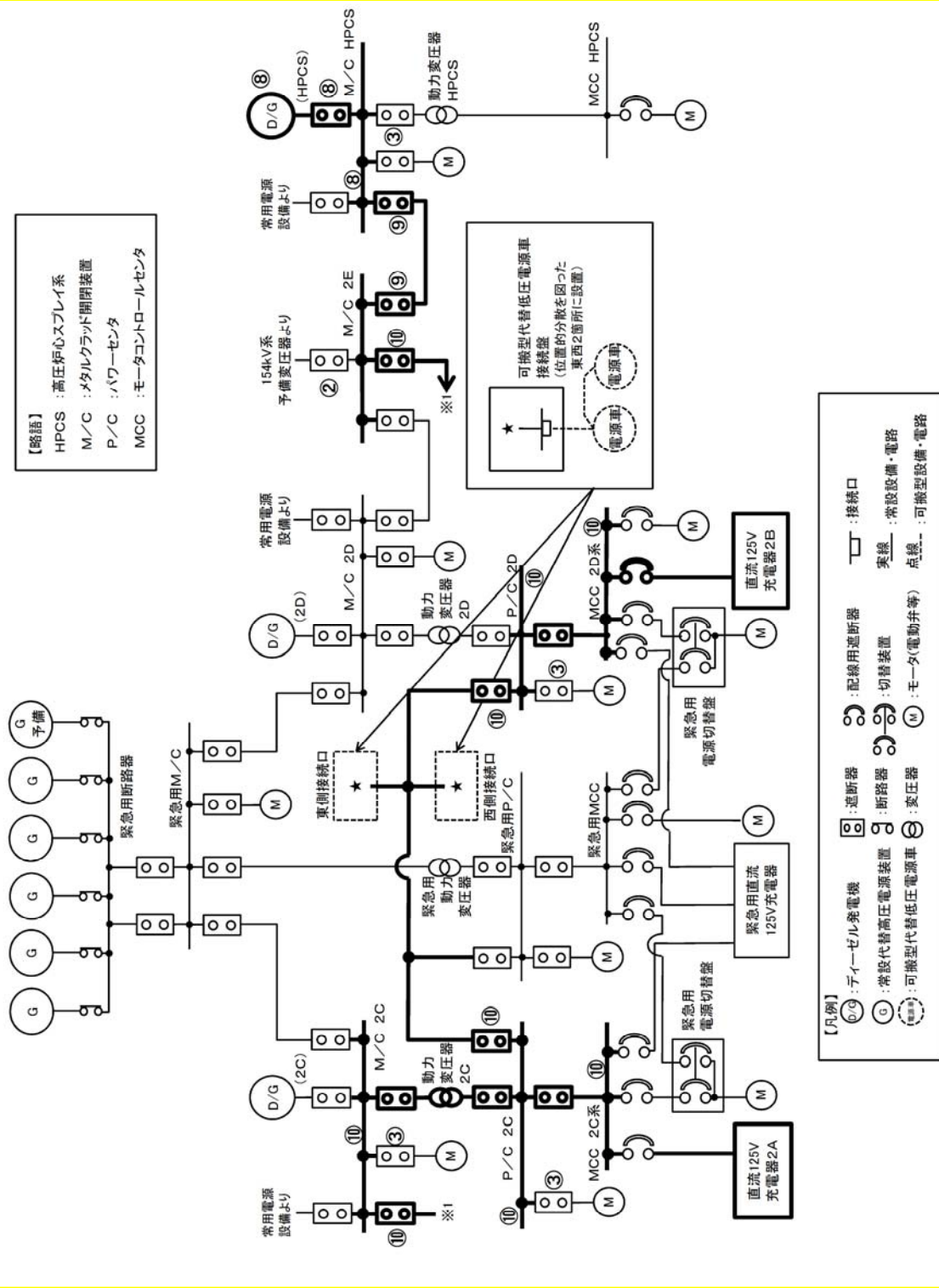
手順の項目	実施箇所・必要人員数	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電【常設代替高压電源装置の現場からの起動】	運転員等※1 (当直運転員) (中央制御室)	常設代替高压電源装置(2台)による緊急用母線受電40分 ▽ 非常用母線受電準備										非常用母線受電88分 ▽常設代替高压電源装置(3台)追加起動83分
		<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 100%; text-align: center;"> </div> </div>										
	1	緊急用母線受電										
	2	非常用母線受電準備										
	2	常設代替高压電源装置2台起動 常設代替高压電源装置3台追加起動										

※1: 原子炉運転停止中の当直要員の体制における常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電は88分以内と想定する。

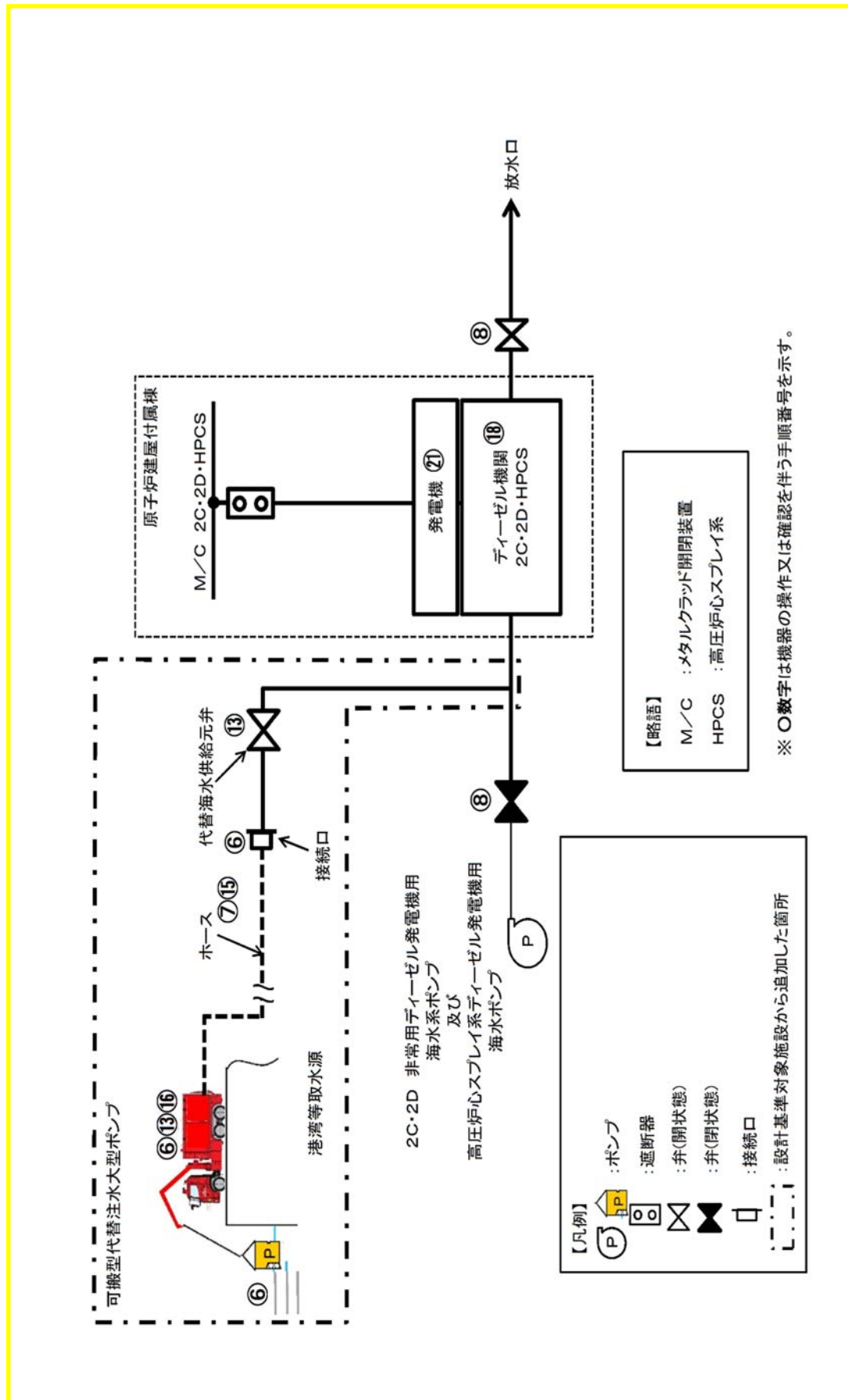
第 1.14.2.2-2 図 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート



第 1.14.2.2-4 図 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート



第 1.14.2.2-5 図 高圧炉心スプレイスディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電 手順の系統概要図

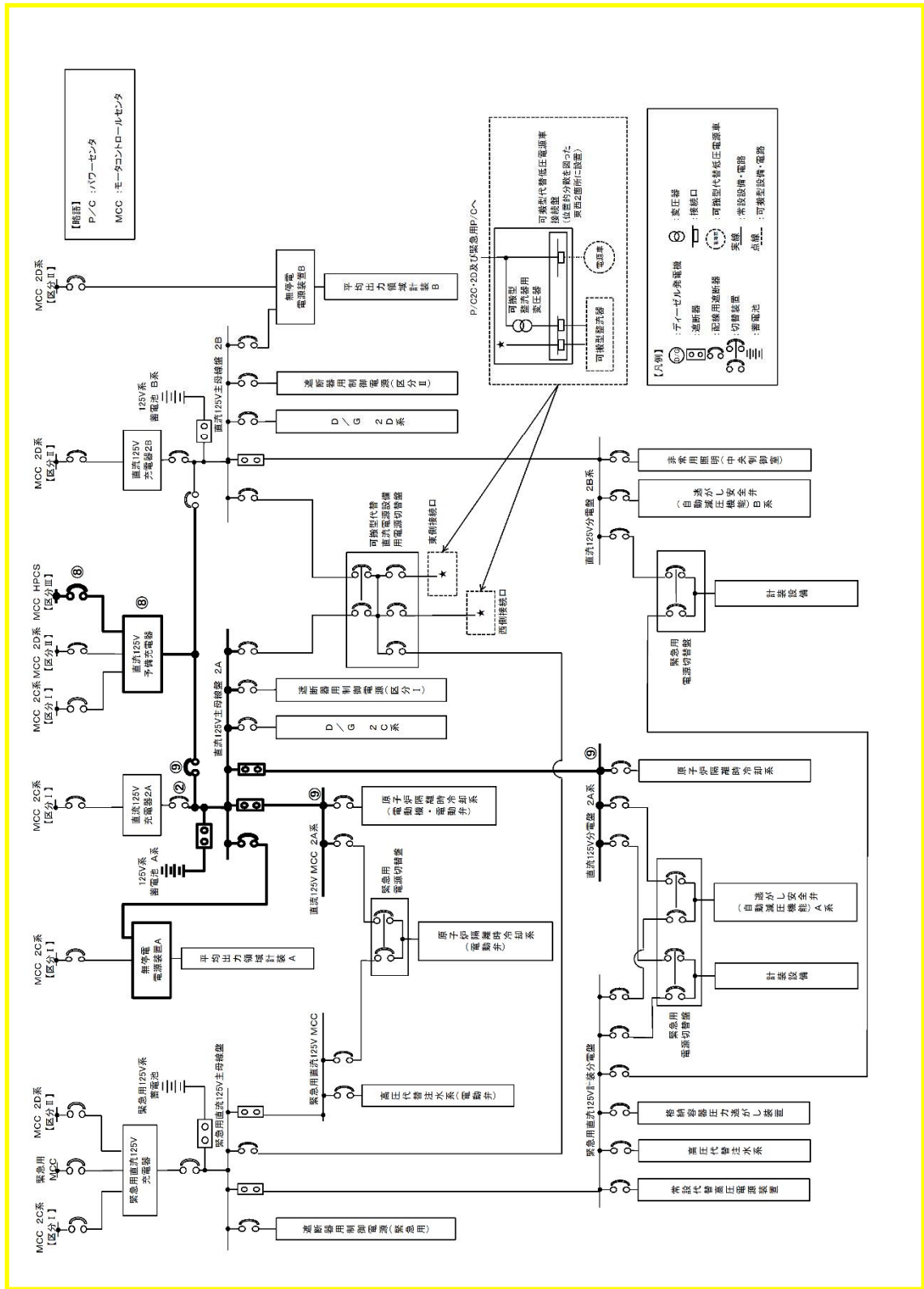


第 1.14.2.2-7 図 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機海水系への代替送水による 2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧 手順の系統概要図

		経過時間(時間)												備考												
		1	8	9	20	21	22	23	24	▽1時間					▽8時間				24時間▽							
手順の項目	実施箇所・必要人員数																									
	所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	不要負荷の切り離し																						
		運転員等 (当直運転員) (現場)	2	不要負荷の切り離し →																						
		運転員等操作なし	0	125V系蓄電池 A系・B系による直流125V主母線盤2A・2Bへの自動給電																						
		給電開始後24時間連続給電																								

注: 所内常設直流電源設備(中性子モニタ用蓄電池A系・B系)による非常用所内電気設備(直流±24V中性子モニタ用分電盤2A・2B)への給電は運転員操作なし

第 1. 14. 2. 3 - 2 図 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート



第 1.14.2.3-5 図 高圧炉心スプレイスレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電手順の系統概要図 (2 / 2)

手順の項目	実施箇所・必要人員数	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
高圧炉心スプレイス 系ディーゼル発電機による非常用所 内電気設備(直流125V主母線盤2A(又は2B))への 給電	※1 運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	HPCS D/Gによる直流125V主母線盤2A(又は2B)への給電90分											
		M/C HPCS受電前準備、インターロック解除											
		HPCS D/G起動、M/C HPCS受電											
		→ 直流125V主母線盤2A(又は2B)受電											
		移動、M/C HPCS・125V 予備充電器											
		・直流125V主母線盤2A(又は2B)受電前確認											

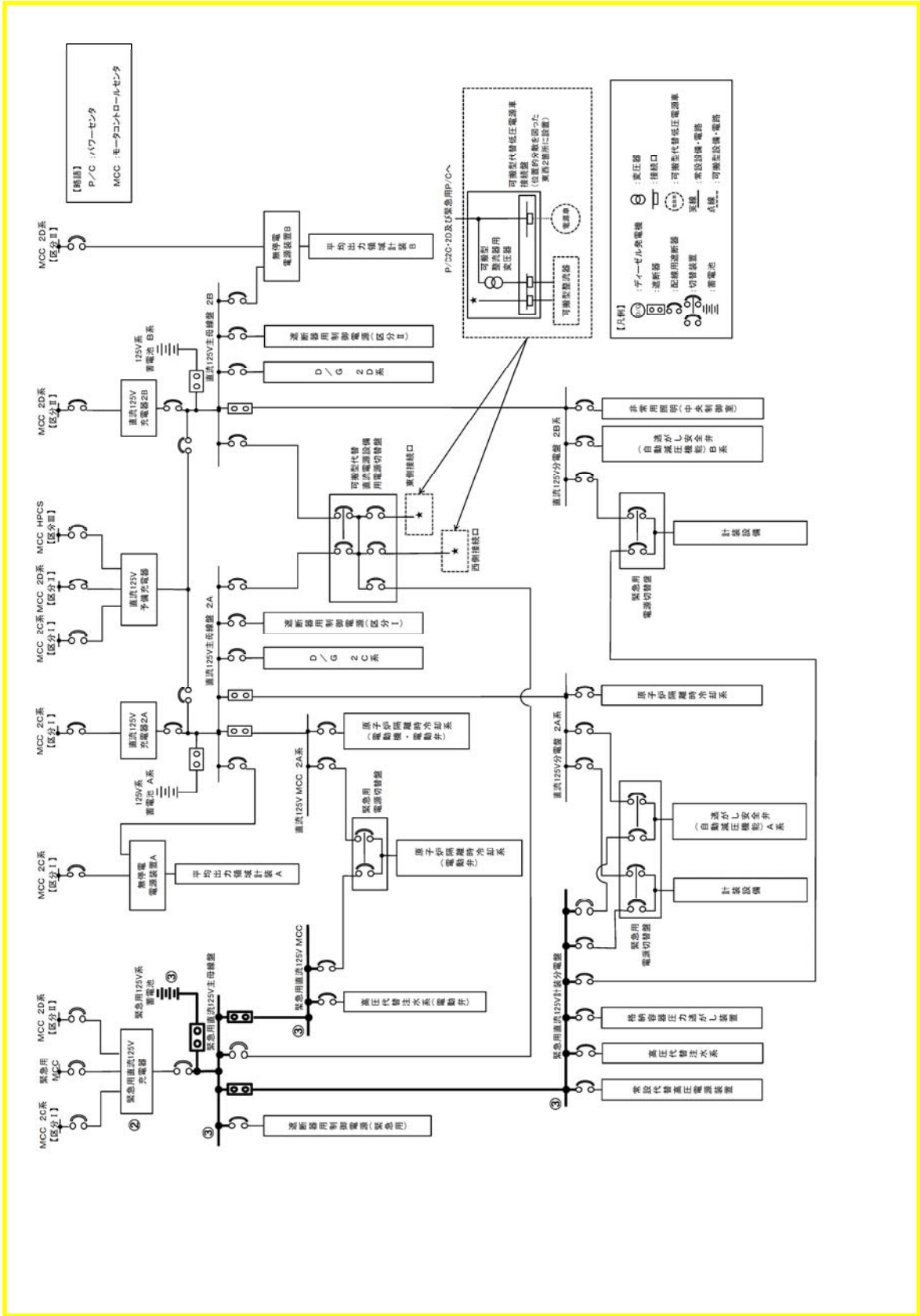
※1:原子炉運転停止中の当直要員の体制における高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機による直流125V主母線盤2A(又は2B)への給電は90分以内と想定する。

第 1.14.2.3-6 図 高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート

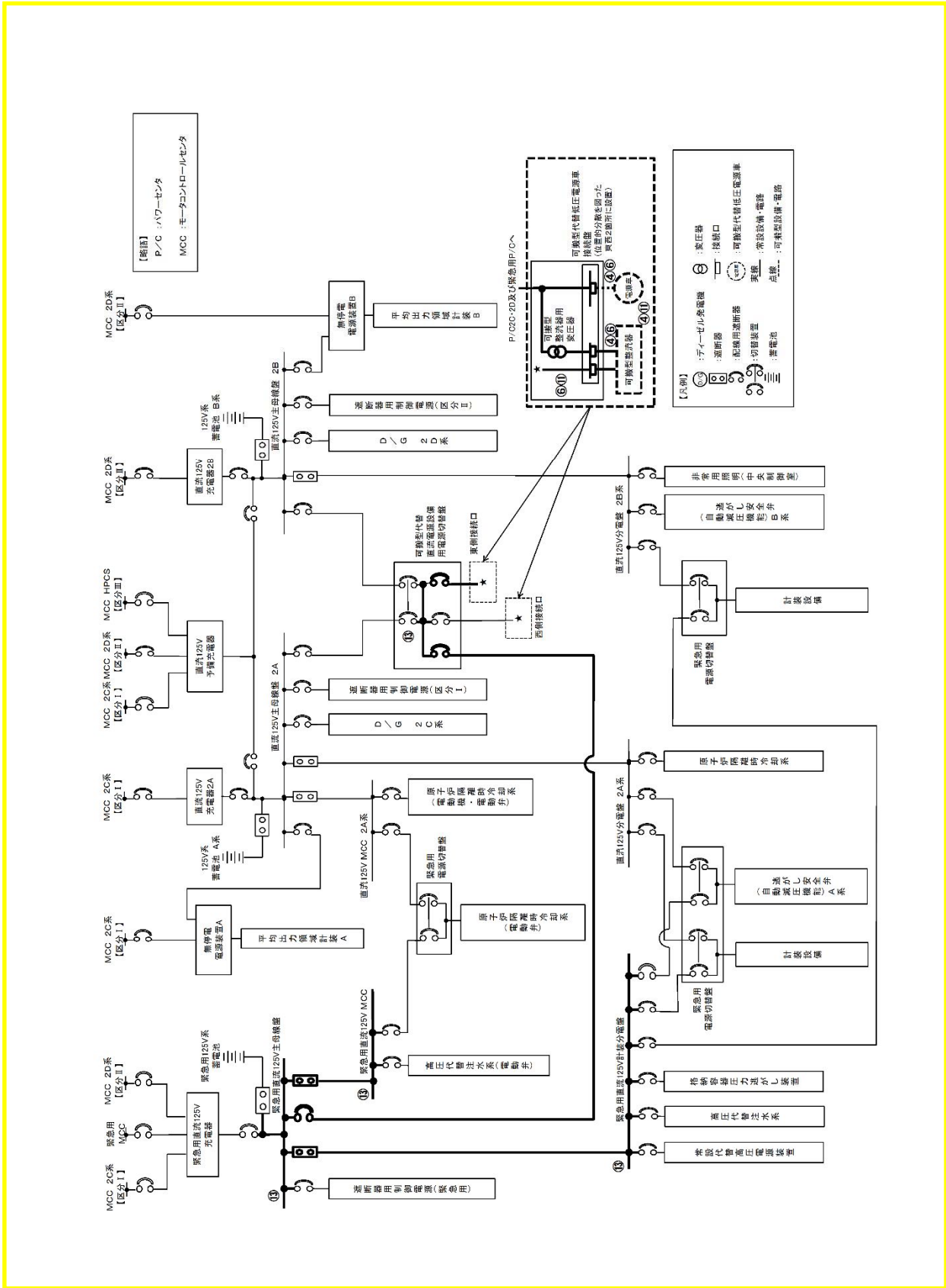
手順の項目	実施箇所・必要人員数	経過時間(分)												備考							
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180	
可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	運転員等※1 (当直運転員) (中央制御室)	可搬型代替低圧電源車起動前準備																			
		非常用母線受電																			
	運転員等 (当直運転員) (現場)	移動、可搬型代替低圧電源車起動前準備																			
		可搬型代替低圧電源車起動前準備																			
	重大事故等 対応要員	西側保管場所から原子炉建屋西側接続口への移動・配置																			
		ケーブル敷設																			
		ケーブル接続																			
		可搬型代替低圧電源車(2台)起動																			

※1:原子炉運転停止中の当直要員の体制における可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電は180分以内と想定する。

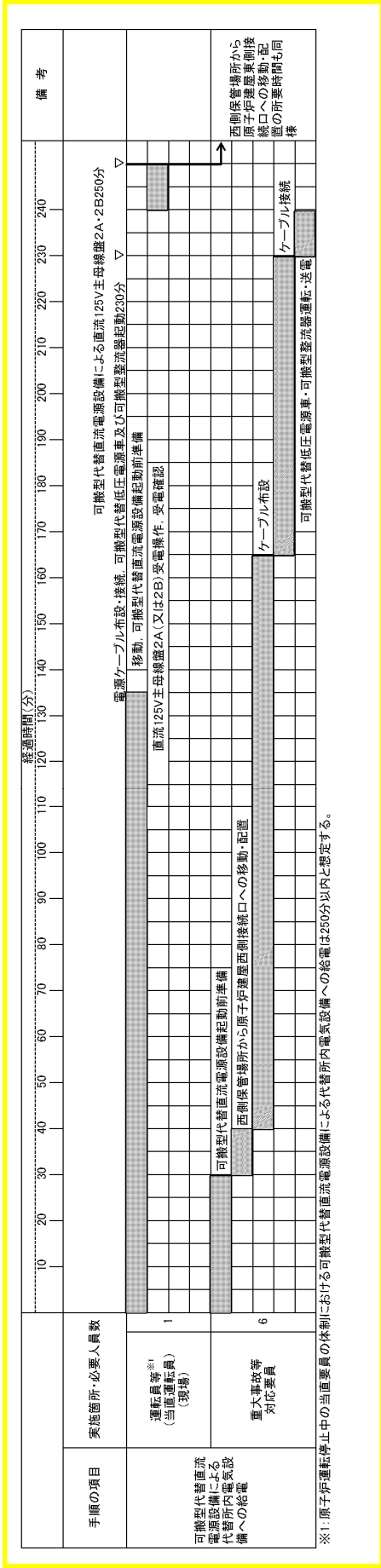
第 1.14.2.4-2 図 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 タイムチャート



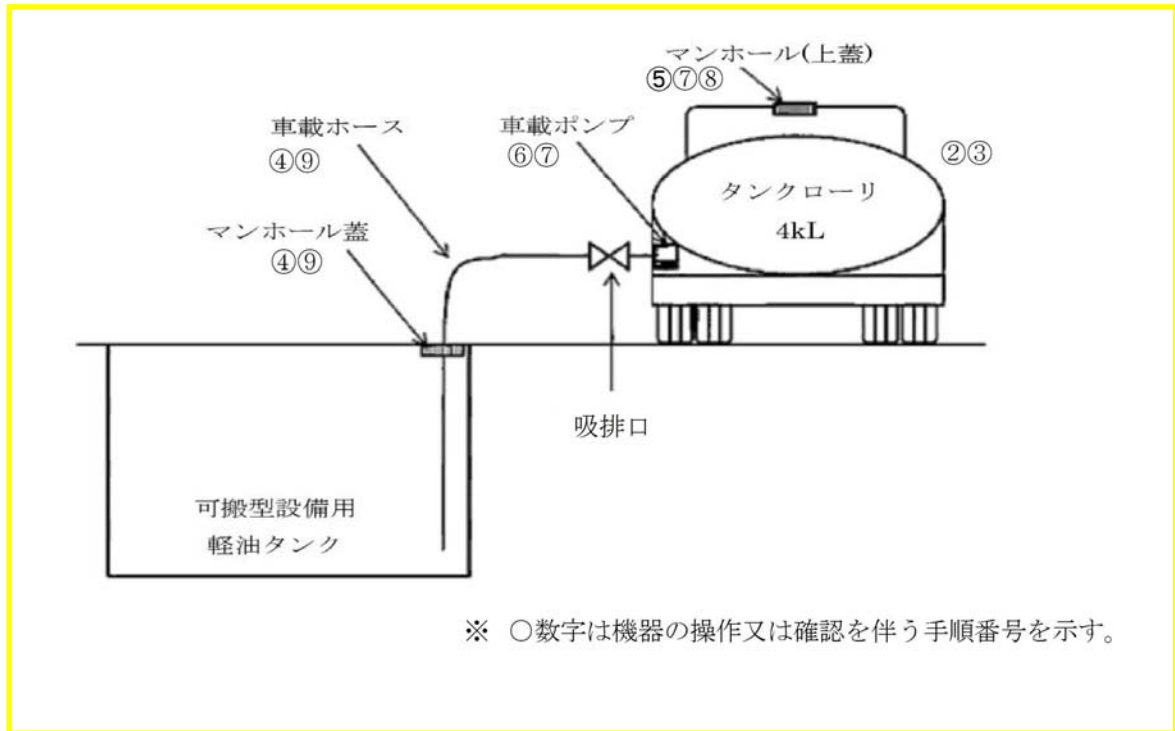
第 1.14.2.4-3 図 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 手順の系統概要図



第 1.14.2.4-5 図 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 手順の系統概要図



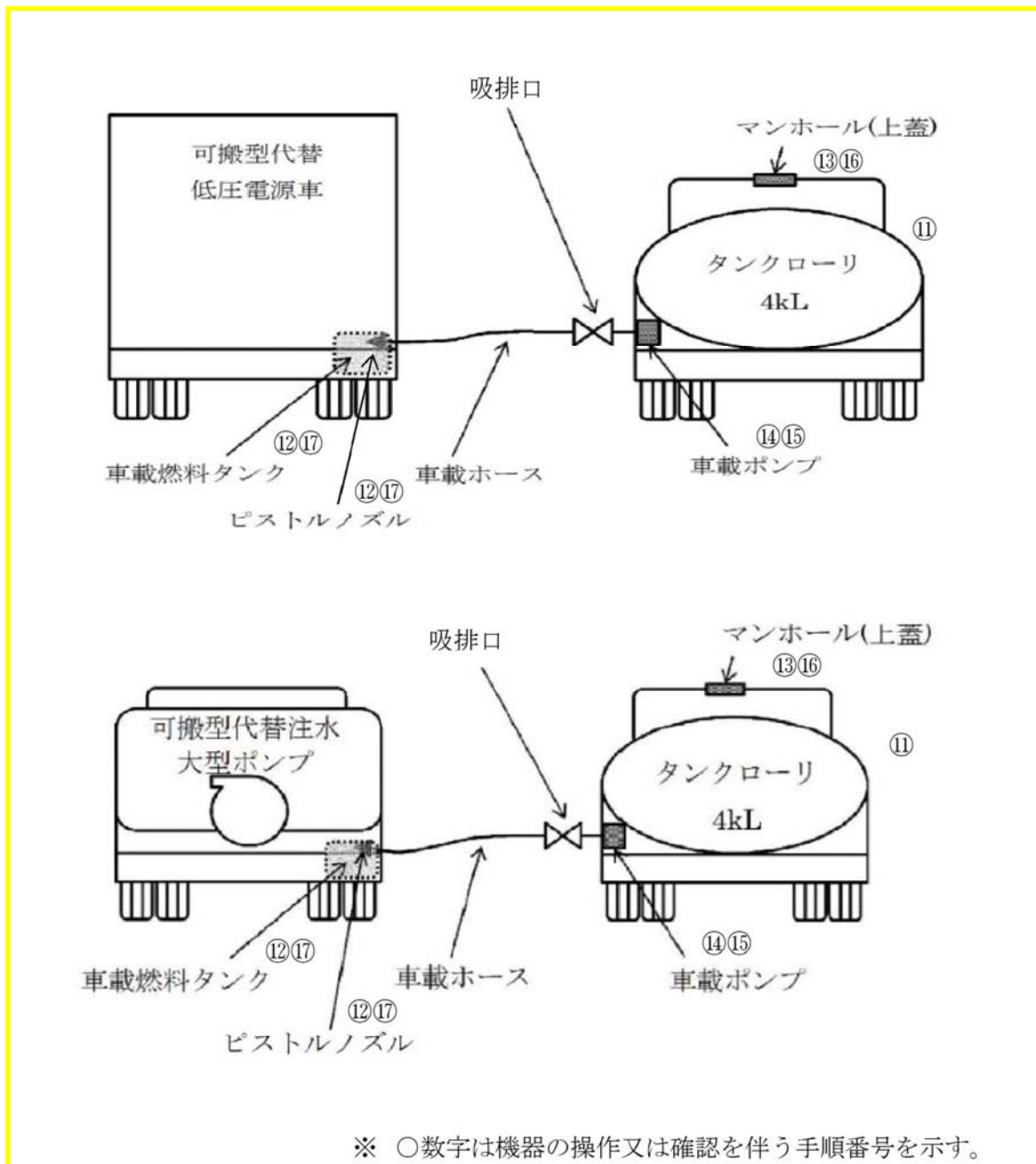
第 1.14.2.4-6 図 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 タイムチャート



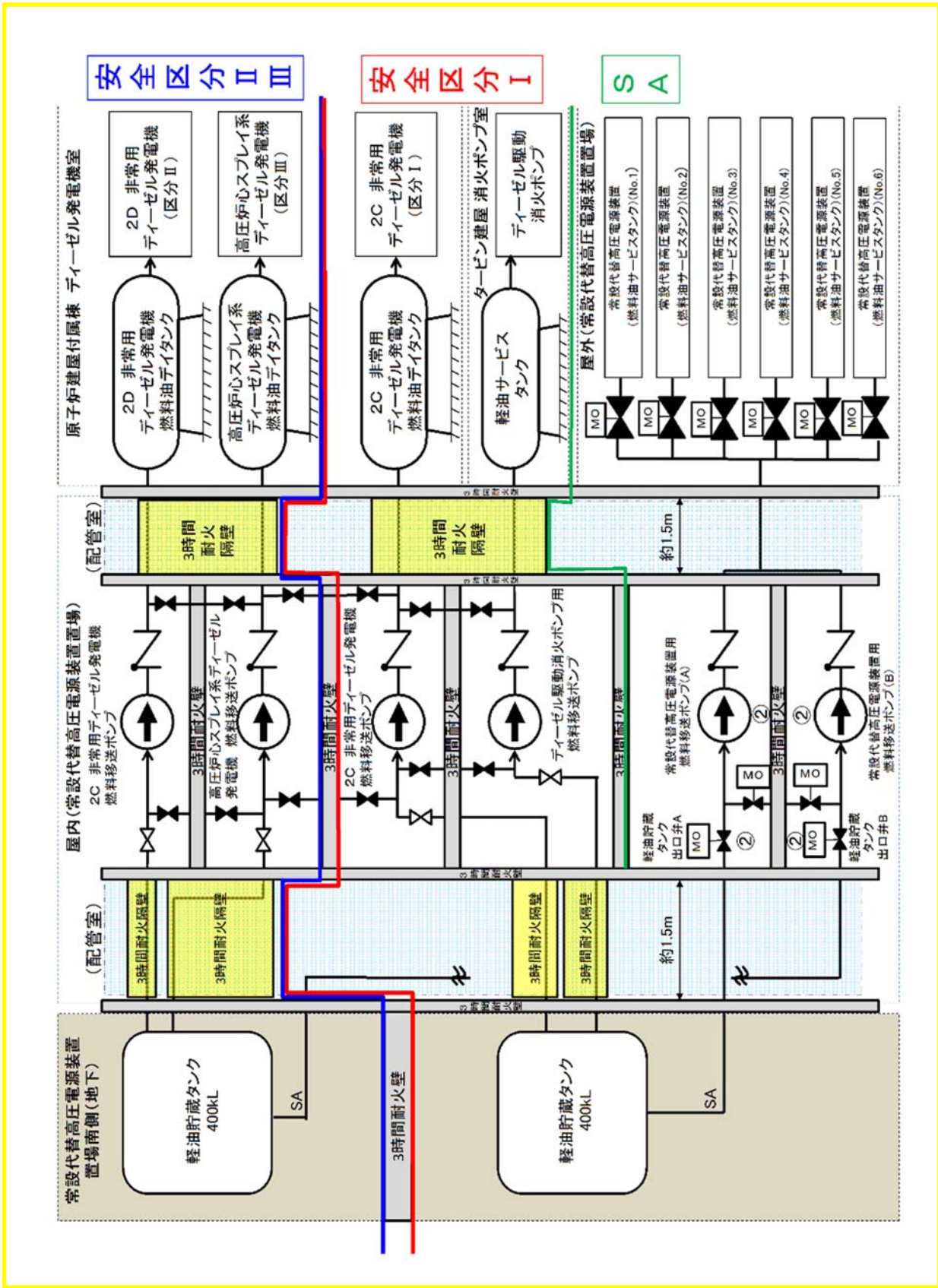
第 1.14.2.5-1 図 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油手順の系統概要図

手順の項目	実施箇所・必要人員数	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの給油(初回)	重大事故等 対応要員 2	可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの給油完了90分 ▽										※1: 防護具着用、可搬型設備保管場所への移動、使用する設備の準備等	
		出動準備(※1)											
		タンクローリー配置											
		給油準備											
		給油											後片付け
可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの給油(2回目以降)	重大事故等 対応要員 2	可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの給油完了50分 ▽											
		タンクローリー配置											
		給油準備											
		給油											
		後片付け											

第 1. 14. 2. 5 - 2 図 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの給油 タイムチャート



第 1. 14. 2. 5-3 図 タンクローリから各機器への給油 手順の系統概要図



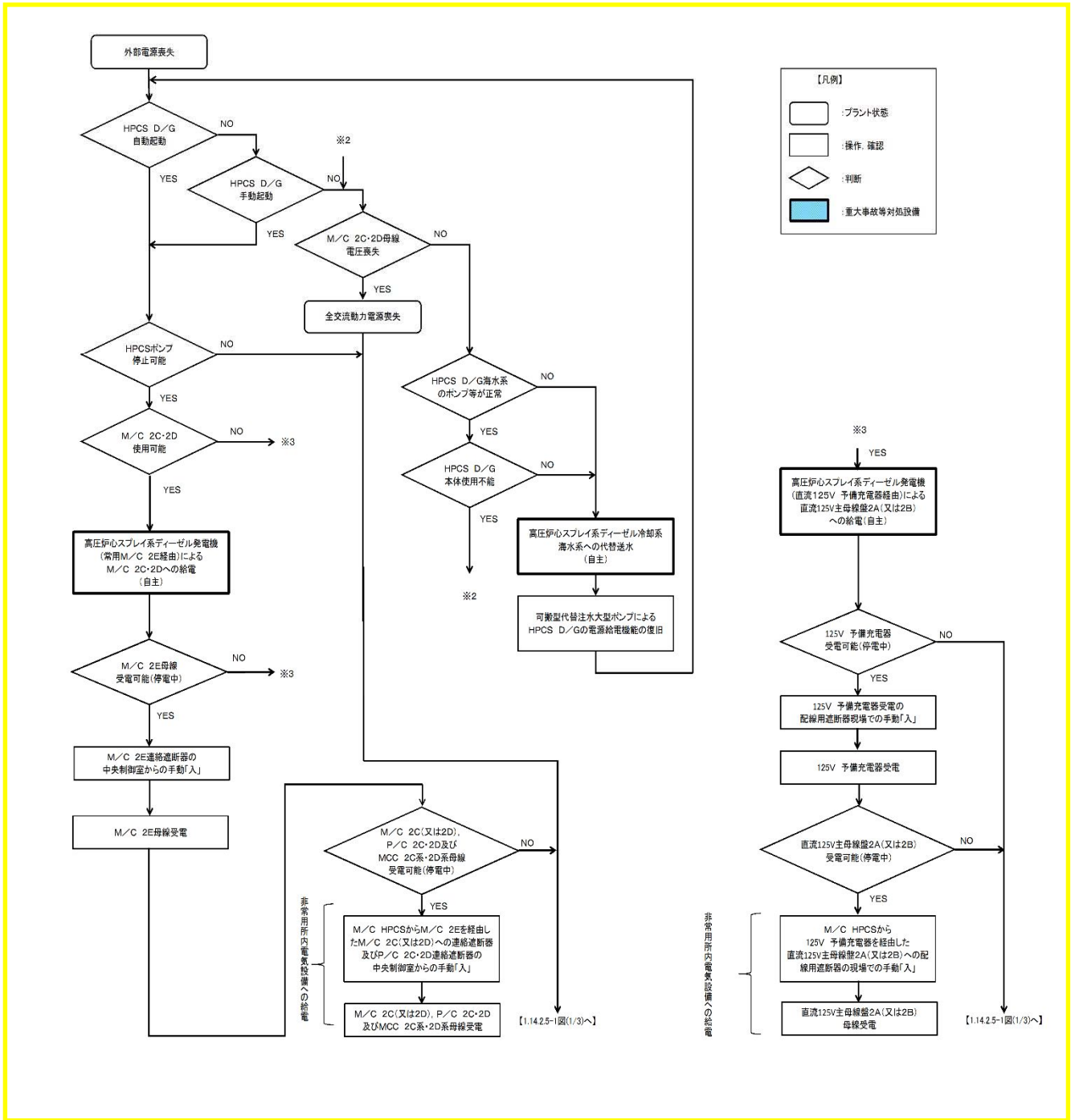
第 1.14.2.5-5 図 軽油貯蔵タンクから常設代替高压電源装置への給油 手順の系統概要図

手順の項目	実施箇所・必要人員数	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	▽ 燃料給油設備による常設代替高圧電源装置への給油15分											
		移動											

燃料給油設備による自動給油状態確認

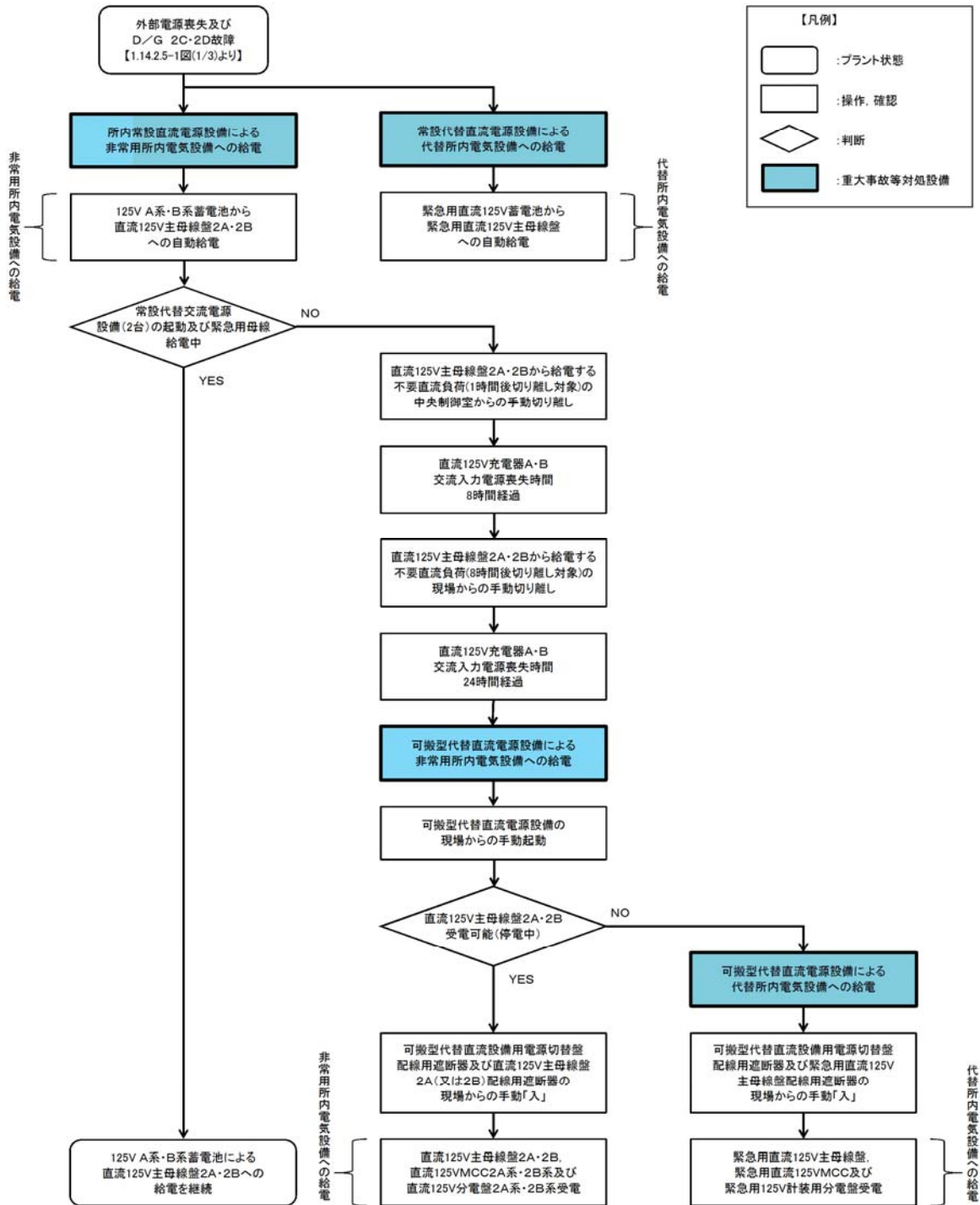
第1.14.2.5-6 図 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油 タイムチャート

(2) 交流動力電源喪失時 (2/2)



第 1.14.2.7-1 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート (2/3)

(3) 直流動力電源喪失時



第 1.14.2.7-1 図 重大事故等発生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 (1.14)	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。 2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</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原子炉内燃料体（以下、「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を施設しなければならない。 2 発電用原子炉施設には、第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。</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。</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>(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。</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
<p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間以内に、十分な余裕を持って可搬型代替電源設備に繋ぎ込み、給電を開始できること。</p>	③	<p>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。 c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p>	<p>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。 c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p>	⑨ ⑩
<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) 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。</p>	<p>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。</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>	④	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑪
<p>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。</p>	-	<p>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。</p>	<p>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。</p>	-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
非常用交流電源設備による非常用所内電気設備	2 C D/G	既設	① ⑤	-	-	-
	2 D D/G	既設				
	HPCS D/G	既設				
	2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	既設				
	2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	既設				
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	既設				
常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	常設代替高圧電源装置	新設	① ② ⑤ ⑦ ⑧	-	-	-
可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ⑤ ⑥ ⑧	-	-	-
-	-	-	-	-	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電	HPCS D/G M/C HPCS 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ M/C 2E

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

重大事故等対処設備					自主対策	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
-	-	-	-	-	2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は 高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機 海水系への代替送水による 2C・2D非常用ディーゼル発電機又は 高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機の 電源給電機能の復旧	D/G 2C
						D/G 2D
						HPCS D/G
						可搬型代替注水大型ポンプ
所内常設直流電源設備による 非常用所内電気設備への給電	125V系蓄電池 A系	新設	① ② ⑤ ⑨	-	-	-
	125V系蓄電池 B系	新設				
	125V系蓄電池 HPCS系	既設				
	中性子モニタ用蓄電池 A系	既設				
	中性子モニタ用蓄電池 B系	既設				
可搬型代替直流電源設備による 非常用所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑧ ⑩	-	-	-
	可搬型整流器	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

重大事故等対処設備				自主対策		
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
常設代替交流電源設備による 代替所内電気設備への給電	常設代替高压電源装置	新設	① ② ④ ⑤ ⑦ ⑧ ⑩	-	-	-
	緊急用M/C	新設				
可搬型代替交流電源設備による 代替所内電気設備への給電	可搬型代替低压電源車	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑧ ⑩	-	-	-
	緊急用P/C	新設				
常設代替直流電源設備による 代替所内電気設備への給電	緊急用125V系蓄電池	新設	① ② ④ ⑤ ⑨ ⑩	-	-	-
	緊急用直流125V主母線盤					
可搬型代替直流電源設備による 代替所内電気設備への給電	可搬型代替低压電源車	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑧ ⑩ ⑪	-	-	-
	可搬型整流器	新設				
	緊急用直流125V主母線盤	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/5)

重大事故等対処設備					自主対策	
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
可搬型設備用軽油タンクから 各機器への給油	可搬型設備用軽油タンク	新設	-	-	-	-
	タンクローリ	新設				
常設代替高压電源装置からの給油	軽油貯蔵タンク	新設	-	-	-	-
	常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ	新設				
軽油貯蔵タンクから2C・2D 及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油	軽油貯蔵タンク	新設	-	-	-	-
	2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	新設				
	2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	新設				
	高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	新設				

重大事故対策の成立性

1. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a. 操作概要

外部電源が喪失した場合は、常設代替高圧電源装置（2台）により代替所内電気設備である緊急用M/C，緊急用P/Cに給電する。

外部電源喪失及び2C・2D D/Gの故障によりM/C 2C・2Dの母線電圧が喪失した場合は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置（3台）の追加により代替所内電気設備である緊急用M/Cを經由して非常用所内電気設備であるM/C 2C（又は2D）に給電する。

b. 作業場所

原子炉建屋付属棟 地下1階，地下2階（非管理区域）

屋外（常設代替高圧電源装置置場）

c. 必要要員数及び操作時間

常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【常設代替高圧電源装置（2台）の中央制御室からの起動及び代替所内電気設備受電】

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名）

所要時間目安※：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動及び緊急用M/C受電完了までの所要時間を4分以内。

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

【常設代替高圧電源装置 (2台) の現場からの起動及び代替所内電気設備受電】

必要要員数：5名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名，重大事故等対応要員2名）

所要時間目安※：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置 (2台) の起動及び緊急用M/C受電完了までの所要時間を40分以内。

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

【常設代替高圧電源装置 (3台) の中央制御室からの起動及び非常用所内電気設備受電】

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名）

所要時間目安※：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置 (3台) の起動及びM/C 2C（又は2D）受電完了までの所要時間を常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の場合92分以内。

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

【常設代替高圧電源装置 (3台) の現場からの起動及び代替所内電気設備受電】

必要要員数：5名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名，重大事故等対応要員2名）

所要時間目安※：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置 (3台) の起動及びM/C 2C（又は2D）受電完了までの所要時間を88分以内。

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d. 操作の成立性

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

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能である。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。



常設代替高圧電源装置（イメージ）



現場操作盤

2. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a. 操作概要

常設代替交流電源設備又は代替所内電気設備である緊急用M/Cの故障によりM/C 2C・2Dの母線電圧が喪失した場合は、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により非常用所内電気設備であるP/C 2C・2Dに給電する。

b. 作業場所

原子炉建屋西側可搬型代替低圧電源車設置エリア又は原子炉建屋東側可搬型代替低圧電源車設置エリア

原子炉建屋附属棟 地下1階，地下2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【可搬型代替低圧電源車の起動】

必要要員数：9名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※：作業開始を判断してから可搬型代替低圧電源車（2台）の起動完了までの所要時間を170分以内。

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

【非常用所内電気設備受電】

必要要員数：9名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※：作業開始を判断してからP/C 2C・2D受電完

了までの所要時間を170分以内。

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

d. 操作の成立性

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

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

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

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型代替低圧電源車



低圧ケーブル接続箇所（可搬型代替低圧電源車）



操作盤

3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電

a. 操作概要

外部電源喪失及び2C・2D D/Gの故障により、非常用所内電気設備であるM/C 2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、HPCS D/G（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系含む）、M/C HPCS及びM/C 2Eの使用が可能であって、さらにHPCSポンプの停止が可能な場合は、HPCS D/GによりM/C HPCS及びM/C 2Eを経由してM/C 2C（又は2D）に給電する。

b. 作業場所

原子炉建屋付属棟 地下1階，地下2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

HPCS D/Gによる非常用所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名）

所要時間目安※：95分以内

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d. 操作の成立性

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

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能である。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，

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



M/C 受電確認

4. 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D 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電源給電機能の復旧

a. 操作概要

2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のポンプ等の故障により2C・2D D/G又はHPCS D/Gの電源給電機能が復旧できない状態で、2C・2D D/G又はHPCS D/Gの使用が可能な場合に、2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の冷却機能の代替手段として、可搬型代替注水大型ポンプにより2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系に海水又は淡水を送水し、各ディーゼル機関を冷却することで、2C・2D D/G又はHPCS D/Gの電源給電機能を復旧する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋付属棟 地下1階、地下2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D D/G及びHPCS D/Gの電源給電機能の復旧に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：9名（中央制御室運転員1名，重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※：300分以内

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

d. 操作の成立性

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

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

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

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



可搬型代替大型ポンプ



送水ホース

5. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a. 操作概要

外部電源喪失及び2C・2D D/Gの故障によりP/C 2C・2Dの母線電圧が喪失し、非常用所内電気設備である直流125V充電器A・Bの交流入力電源が喪失した場合は、所内常設直流電源設備である125V系蓄電池 A系・B系から非常用所内電気設備である直流125V主母線盤2A・2Bに自動給電する。

125V系蓄電池 A系・B系は、自動給電開始から1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要なではない直流負荷を切り離すことにより8時間、その後、中央制御室外において不要な負荷の切り離すことで、常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）による給電を開始するまで最大24時間にわたり、直流125V主母線盤2A・2Bへ給電する。

なお、125V系蓄電池 A系・B系による直流125V主母線盤2A・2Bへの自動給電については、運転員の操作は不要である。

b. 作業場所

原子炉建屋付属棟 1階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電のうち、中央制御室外において不要直流負荷の切り離しに必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名）

所要時間目安※：60分以内

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

d. 操作の成立性

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

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能である。

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



不要直流負荷切離し（NFB）



不要負荷切離し（遮断器）



空調機運転状態確認



充電器運転状態確認

6. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a. 操作概要

125V系蓄電池 A系・B系から直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの自動給電開始から24時間以内に、常設代替交流電源設備による直流125V充電器 A・Bの交流入力電源の復旧が見込めず、125V系蓄電池 A系・B系が枯渇するおそれがある場合は、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A（又は2 B）へ給電する。

b. 作業場所

原子炉建屋西側可搬型代替低圧電源車設置エリア又は原子炉建屋東側可搬型代替低圧電源車設置エリア

原子炉建屋附属棟 1階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（現場運転員2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※：240分以内

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

d. 操作の成立性

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

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手

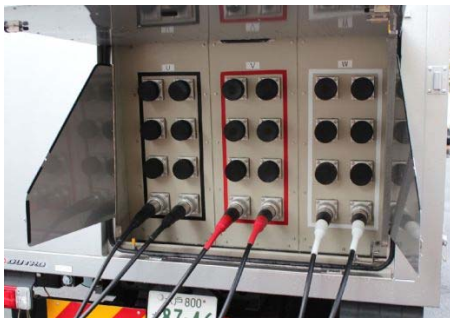
袋) を装備又は携行して作業を行う。

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

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS 端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



可搬型代替低圧電源車



低圧ケーブル接続箇所(可搬型代替低圧電源車)

操作盤



可搬型整流器

7. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 操作概要

外部電源が喪失した場合は、常設代替高圧電源装置（2台）により代替所内電気設備である緊急用M/C，緊急用P/Cに給電する。

b. 作業場所

屋外（常設代替高圧電源装置置場）

c. 必要要員数及び操作時間

常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【常設代替高圧電源装置（2台）の中央制御室からの起動及び代替所内電気設備受電】

必要要員数：1名（中央制御室運転員1名）

所要時間目安※：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動及び緊急用M/C受電完了までの所要時間を4分以内。

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

【常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動及び代替所内電気設備受電】

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名，重大事故等対応要員2名）

所要時間目安※：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動及び緊急用M/C受電完了までの所要時間を40分以内。

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

d. 操作の成立性

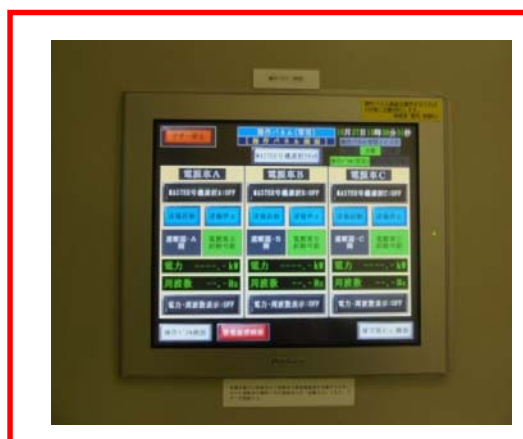
作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能である。

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。



常設代替高圧電源装置（イメージ）



中央制御室操作盤（イメージ）

8. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 操作概要

常設代替交流電源設備又は代替所内電気設備である緊急用M/Cの故障によりM/C 2C・2Dの母線電圧が喪失した場合は、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により代替所内電気設備である緊急用P/Cに給電する。

b. 作業場所

原子炉建屋西側可搬型代替低圧電源車設置エリア又は原子炉建屋東側可搬型代替低圧電源車設置エリア

原子炉建屋附属棟 地下1階，地下2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【可搬型代替低圧電源車の起動】

必要要員数：9名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※：作業開始を判断してから可搬型代替低圧電源車（2台）の起動完了までの所要時間を170分以内。

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

【代替所内電気設備受電】

必要要員数：9名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※：作業開始を判断してからP/C 2C・2D受電完

了までの所要時間を170分以内。

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

d. 操作の成立性

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

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

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

連絡手段：携行型有線通話装置、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受信器のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型代替低圧電源車



低圧ケーブル接続箇所（可搬型代替低圧電源車）



操作盤

9. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 操作概要

外部電源喪失及び2C・2D D/Gの故障によりP/C 2C・2Dの母線電圧が喪失し、代替所内電気設備である緊急用直流125V系充電器の交流入力電源が喪失した場合は、常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に自動給電する。

緊急用125V系蓄電池は、自動給電開始から常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）による給電を開始するまで最大24時間にわたり、緊急用直流125V主母線盤へ給電する。

なお、緊急用125V系蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電については、運転員の操作は不要である。

b. 作業場所

—

c. 必要要員数及び操作時間

常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電は、交流電源喪失後切替操作無しで行われる。

d. 操作の成立性

常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電は、交流電源喪失後切替操作無しで行われる。

10. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 操作概要

緊急用125V系蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず緊急用125V系蓄電池が枯渇するおそれがある場合に、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に給電する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋付属棟 1階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：7名（現場運転員1名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安※：240分以内

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d. 操作の成立性

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

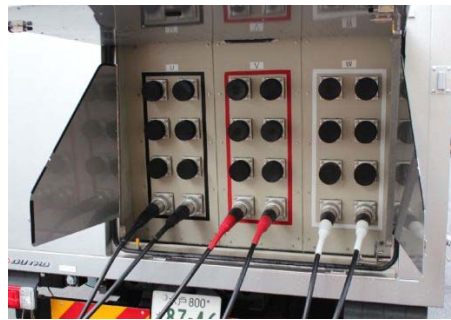
また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

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

連絡手段：携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



可搬型代替低圧電源車



低圧ケーブル接続箇所（可搬型代替低圧電源車）



操作盤

11. 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

a. 操作概要

重大事故等の対処に必要なとなる可搬型代替低圧電源車，窒素供給装置用電源車，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプに対して，可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを使用し，燃料を給油する。

b. 作業場所

屋外（可搬型設備用軽油タンク近傍）

屋外（可搬型重大事故等対策設備近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油（初回）及びタンクローリから各機器への給油に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油】

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安※：90分以内

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

【タンクローリから各機器への給油】

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安※：50分以内

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d. 操作の成立性

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

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

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

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



ホース接続



ホース展張



可搬型設備用軽油タンクへのホース挿入



ピストルノズル（給油装置）

12. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

a. 操作概要

重大事故等の対処に必要な常設代替高圧電源装置に対して、軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを使用し、燃料を給油する。

なお、常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプによる常設代替高圧電源装置への自動給油については、運転員の操作は不要である。

b. 作業場所

—

c. 必要要員数及び操作時間

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプによる軽油貯蔵タンクから常設代替高圧装置への給油は、燃料給油装置の操作無しで行われる。

d. 操作の成立性

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプによる軽油貯蔵タンクから常設代替高圧装置への給油は、燃料給油装置の操作無しで行われる。

13. 軽油貯蔵タンクから2C・2D 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への給油

a. 操作概要

重大事故等の対処に必要となる2C・2D 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対して、軽油貯蔵タンクから2C・2D 非常用ディーゼル発電機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ポンプを使用し、燃料を給油する。

なお、2C・2D 非常用ディーゼル発電機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ポンプによる常設代替高圧電源装置への自動給油については、運転員の操作は不要である。

b. 作業場所

—

c. 必要要員数及び操作時間

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプによる軽油貯蔵タンクから常設代替高圧装置への給油は、燃料給油装置の操作無しで行われる。

d. 操作の成立性

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプによる軽油貯蔵タンクから常設代替高圧装置への給油は、燃料給油装置の操作無しで行われる。

不要直流負荷 切り離しリスト(1/2)

【不要負荷の分類】

- ①事象発生1時間以降又は8時間以降の対策での使用を想定しない負荷
- ②全交流動力電源喪失事象における対策での使用を想定しない負荷
- ③常用系負荷

直流125V蓄電池2A系

操作場所	CKT	用途名称	使用時間	分類
原子炉建屋付属棟3階 中央制御室 ^{※1}	—	平均出力領域計装 (APRM) c h. A	1h	①
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤2A	3C	直流125V分電盤2A-2 ・275kV系保護装置, 所内変圧器 ・主タービン, 主発電機 ・原子炉再循環系, 主蒸気漏えい抑制系 ・原子炉給水系, 復水系, 循環水系 他	8h	①, ③
	5A-1	M/C 2A-1 制御電源 (常用電源系)		③
	5A-2	M/C 2A-2 制御電源 (常用電源系)		③
	5B-1	P/C 2A-1 制御電源 (常用電源系)		③
	5B-2	P/C 2A-2 制御電源 (常用電源系)		③
	5C-1	P/C 2A-3 制御電源 (常用電源系)		③
	5C-2	中央制御室外原子炉停止装置盤		②
	6B-2	原子炉再循環ポンプ低周波MGセットA 発電機遮断器用制御電源		①
	6C-1	D/G 2C 初期励磁電源		②
	6C-2	D/G 2C 制御電源		②
原子炉建屋付属棟1階 直流125V分電盤2A-1	1	原子炉再循環ポンプ低周波MGセットA 制御電源	①	
	2	所内変圧器保護継電器盤	③	
	3	安全保護系ロジックCH. A	①	
	4	オフガス系制御盤	③	
	6	復水器水室制御盤	③	
	8	安全保護系MGセットA制御盤	①	
	10	サービス建屋非常用照明	①	
	12	主発電機ロックアウト継電器G1	③	
	13	タービン駆動原子炉給水ポンプA制御盤	③	
	14	屋外電気設備故障表示	③	
20	安全保護系MGセットシャントトリップ	①		

※1：切り離し操作場所は添付資料1.14.3-2に示す。

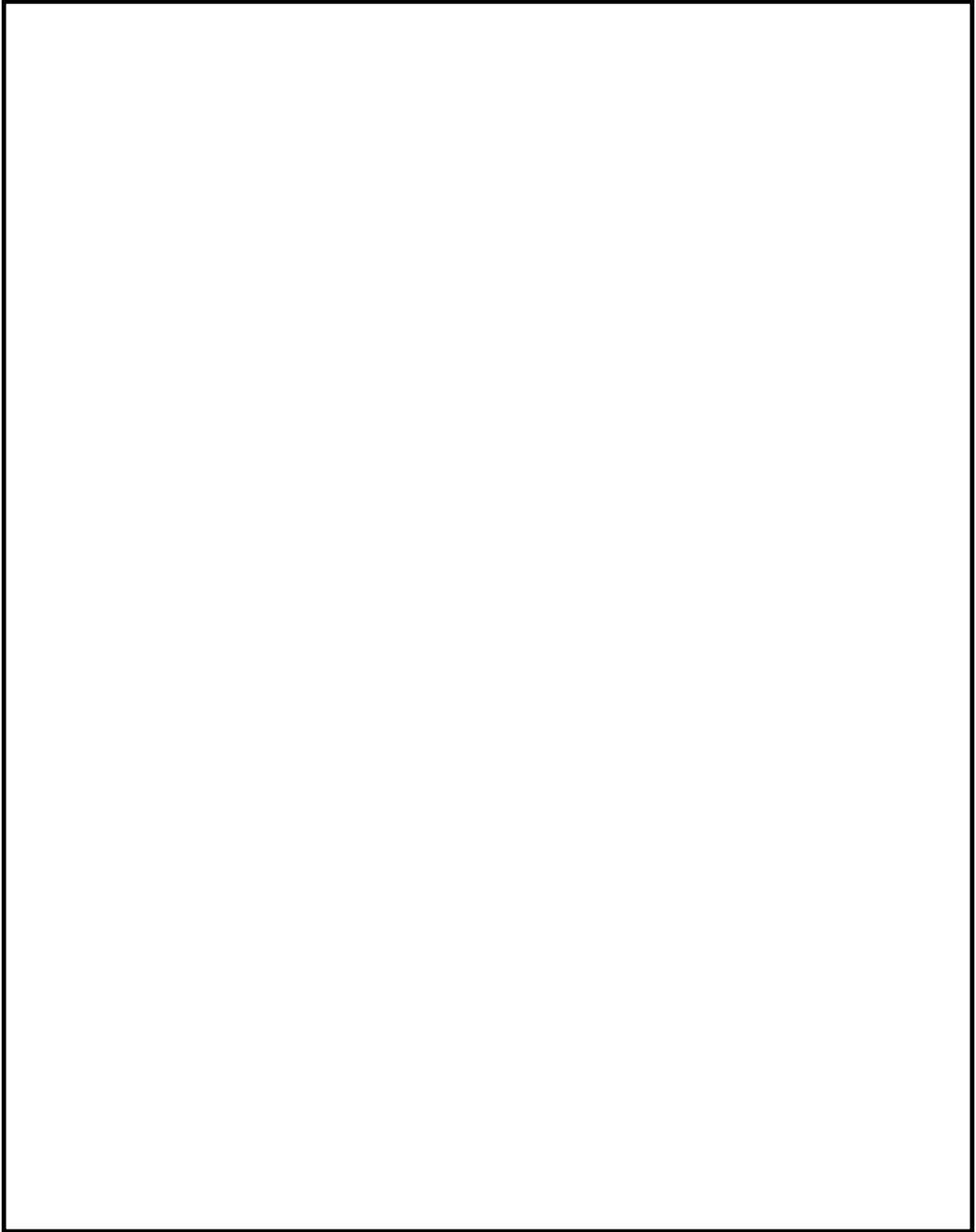
不要直流負荷 切り離しリスト(2/2)

直流125V蓄電池 2 B 系

操作場所	CKT	用途名称	使用時間	分類
原子炉建屋付属棟3階 中央制御室※1	—	平均出力領域計装 (A P R M) c h. B	1h	①
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤 2 B	3C	直流125V分電盤 2 B - 2 ・275kV系保護装置, 主タービン, 主発電機 ・原子炉再循環系, 主蒸気漏えい抑制系 ・原子炉給水系, 復水系, 循環水系 他	8h	①, ③
	4A-1	M/C 2 B - 1 制御電源 (常用電源系)		③
	4A-2	M/C 2 B - 2 制御電源 (常用電源系)		③
	4B-1	P/C 2 B - 1 制御電源 (常用電源系)		③
	4B-2	P/C 2 B - 2 制御電源 (常用電源系)		③
	4C-1	P/C 2 B - 3 制御電源 (常用電源系)		③
	4C-2	P/C 2 B - 5 制御電源 (常用電源系)		③
	5A-2	M/C 2 E 制御電源 (常用電源系)		③
	5B-2	原子炉再循環ポンプ低周波MGセットB 発電機遮断器用制御電源		①
	5C-1	D/G 2 D 初期励磁電源		②
	5C-2	D/G 2 D 制御電源		②
原子炉建屋付属棟1階 直流125V分電盤 2 B - 1	1	原子炉再循環ポンプ低周波MGセットB 制御電源	①	
	2	移動式炉内核計装	②	
	3	安全保護系ロジック C H. B	①	
	5	常用系故障表示	③	
	7	サービス建屋直流電源	③	
	10	復水器電気防食装置盤	③	
	14	主発電機ロックアウト継電器 G 2	③	
	15	廃棄物処理設備監視盤	③	
	19	タービン駆動原子炉給水ポンプ封水制御故障表示	③	
	20	安全保護系MGセットシャントトリップ	①	
21	ドライウェル除湿装置故障表示	②		

※1：切り離し操作場所は添付資料1.14.3-2に示す。

中央制御室内における不要直流負荷切り離し操作場所の概要図



常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備 (M/C 2C (又は2D))

への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置 (1/2)

操作対象制御盤	対象スイッチ
H13-P601	残留熱除去系ポンプ (A)
	残留熱除去系ポンプ (B)
	残留熱除去系ポンプ (C)
	残留熱除去系レグシールポンプ
	低圧炉心スプレイ系ポンプ
	低圧炉心スプレイ系レグシールポンプ
H13-P602	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプ A
	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプ B
	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプ C
	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプ D
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプ A
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプ B
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプ C
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプ D
CP-3	補機冷却用海水ポンプ (A)
	補機冷却用海水ポンプ (B)
	原子炉補機冷却水ポンプ (A)
	原子炉補機冷却水ポンプ (B)
	タービン補機冷却水ポンプ (A)
	タービン補機冷却水ポンプ (B)
CP-5	中央制御室空気調和機ファン (A)
	中央制御室空気調和機ファン (B)

常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備 (M/C 2C (又は2D))
 への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置 (2/2)

操作対象制御盤	対象スイッチ
C P - 5	中央制御室フィルタ系ファン (A)
	中央制御室フィルタ系ファン (B)
	S W G R エアーハンドリングユニットファン (A)
	S W G R エアーハンドリングユニットファン (B)
	バッテリー室エアーハンドリングユニットファン (A)
	バッテリー室エアーハンドリングユニットファン (B)
	バッテリー室排気ファン (A)
	バッテリー室排気ファン (B)
	ドライウエル内ガス冷却装置送風機 (A)
	ドライウエル内ガス冷却装置送風機 (B)
	ドライウエル内ガス冷却装置送風機 (C)
	ドライウエル内ガス冷却装置送風機 (D)
	ドライウエル内ガス冷却装置送風機 (E)
C P - 6	非常用ガス再循環系排風機 (A)
	非常用ガス再循環系排風機 (B)
	非常用ガス処理系排風機 (A)
	非常用ガス処理系排風機 (B)

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備(P/C 2C(又は2D))

への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置(1/2)

操作対象制御盤	対象スイッチ
H13-P601	残留熱除去系レグシールポンプ
	低圧炉心スプレイ系レグシールポンプ
H13-P602	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプ A
	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプ B
	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプ C
	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプ D
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプ A
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプ B
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプ C
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプ D
CP-3	原子炉補機冷却水ポンプ(A)
	原子炉補機冷却水ポンプ(B)
	タービン補機冷却水ポンプ(A)
	タービン補機冷却水ポンプ(B)
CP-5	中央制御室空気調和機ファン(A)
	中央制御室空気調和機ファン(B)

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備(P/C 2C(又は2D))
への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置(2/2)

操作対象制御盤	対象スイッチ
C P - 5	中央制御室フィルタ系ファン (A)
	中央制御室フィルタ系ファン (B)
	S W G R エアーハンドリングユニットファン (A)
	S W G R エアーハンドリングユニットファン (B)
	バッテリー室エアーハンドリングユニットファン (A)
	バッテリー室エアーハンドリングユニットファン (B)
	バッテリー室排気ファン (A)
	バッテリー室排気ファン (B)
	ドライウエル内ガス冷却装置送風機 (A)
	ドライウエル内ガス冷却装置送風機 (B)
	ドライウエル内ガス冷却装置送風機 (C)
	ドライウエル内ガス冷却装置送風機 (D)
	ドライウエル内ガス冷却装置送風機 (E)
C P - 6	非常用ガス再循環系排風機 (A)
	非常用ガス再循環系排風機 (B)
	非常用ガス処理系排風機 (A)
	非常用ガス処理系排風機 (B)

常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M/C 2C）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下2階 M/C 2C	補機冷却用海水ポンプ（A）	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟地下2階 P/C 2C	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（A）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2C-1	制御電源「切」
	原子炉補機冷却水ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2C-2	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（A）	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2C-4	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤 2A	D/G 2C初期励磁電源	電源「切」
	D/G 2C制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 M/C 2D	補機冷却用海水ポンプ（B）	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 P/C 2D	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（B）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2D-1	制御電源「切」
	原子炉補機冷却水ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2D-2	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（B）	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2D-7	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2D-3	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2D-8	制御電源「切」
原子炉建屋 MCC 2D-4	制御電源「切」	
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤 2B	D/G 2D初期励磁電源	制御電源「切」
	D/G 2D制御用電源	制御電源「切」

常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M/C 2D）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下2階 M/C 2C	補機冷却用海水ポンプ（A）	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟地下2階 P/C 2C	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（A）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2C-1	制御電源「切」
	原子炉補機冷却水ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2C-2	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（A）	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2C-7	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2C-3	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2C-8	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2C-4	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤 2A	D/G 2C初期励磁電源	電源「切」
	D/G 2C制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 M/C 2D	補機冷却用海水ポンプ（B）	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 P/C 2D	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（B）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2D-1	制御電源「切」
	原子炉補機冷却水ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2D-2	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（B）	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2D-4	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤 2B	D/G 2D初期励磁電源	制御電源「切」
	D/G 2D制御用電源	制御電源「切」

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（P/C 2C）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下2階 P/C 2C	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（A）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2C-1	制御電源「切」
	原子炉補機冷却水ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2C-2	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（A）	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2C-4	制御電源「切」
	P/C 2C受電遮断器	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤 2A	D/G 2C初期励磁電源	電源「切」
	D/G 2C制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 P/C 2D	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（B）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2D-1	制御電源「切」
	原子炉補機冷却水ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2D-2	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（B）	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2D-7	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2D-3	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2D-8	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2D-4	制御電源「切」
	P/C 2D受電遮断器	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤 2B	D/G 2D初期励磁電源	制御電源「切」
	D/G 2D制御用電源	制御電源「切」

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（P/C 2D）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下2階 P/C 2C	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（A）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2C-1	制御電源「切」
	原子炉補機冷却水ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2C-2	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（A）	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2C-7	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2C-3	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2C-8	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2C-4	制御電源「切」
P/C 2C受電遮断器	制御電源「切」	
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤 2A	D/G 2C初期励磁電源	電源「切」
	D/G 2C制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 P/C 2D	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（B）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2D-1	制御電源「切」
	原子炉補機冷却水ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋 MCC 2D-2	制御電源「切」
	タービン補機冷却水ポンプ（B）	制御電源「切」
	原子炉建屋 MCC 2D-4	制御電源「切」
P/C 2D受電遮断器	制御電源「切」	
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤 2B	D/G 2D初期励磁電源	制御電源「切」
	D/G 2D制御用電源	制御電源「切」

所内常設直流電源喪失時の常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備

(M/C 2C) への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト (1/2)

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋附属棟地下2階 M/C 2C	M/C 2A-2連絡	制御電源「切」 遮断器「切」
	補機冷却用海水ポンプ(A)	制御電源「切」 遮断器「切」
	M/C 2E連絡	制御電源「切」 遮断器「切」
	D/G 2C受電	制御電源「切」 遮断器「切」
	緊急用M/C連絡	遮断器「入」※1
原子炉建屋附属棟地下2階 P/C 2C	P/C 2C受電	遮断器「入」※1
	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ(A)	制御電源「切」 遮断器「切」
	P/C 2D連絡	遮断器「入」
	制御棒駆動水ポンプ(A)	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋 MCC 2C-1	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉補機冷却水ポンプ(A)	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋 MCC 2C-2	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン補機冷却水ポンプ(A)	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋 MCC 2C-4	制御電源「切」 遮断器「切」
原子炉建屋附属棟1階 直流125V主母線盤2A	D/G 2C初期励磁電源	電源「切」
	D/G 2C制御用電源	電源「切」
原子炉建屋附属棟1階 直流125V充電器A	125V系蓄電池A系	電源「切」
原子炉建屋附属棟地下1階 M/C 2D	M/C 2B-2連絡	制御電源「切」 遮断器「切」
	補機冷却用海水ポンプ(B)	制御電源「切」 遮断器「切」
	M/C 2E連絡	制御電源「切」 遮断器「切」
	D/G 2D受電	制御電源「切」 遮断器「切」
	緊急用M/C連絡	制御電源「切」※2 遮断器「切」※2

※1 遮断器が「切」となっている場合は「入」とする。

※2 制御電源及び遮断器が「入」となっている場合は「切」とする。

所内常設直流電源喪失時の常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備

(M/C 2C) への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト (2/2)

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋附属棟地下1階 P/C 2D	P/C 2D受電	制御電源「切」※ ¹ 遮断器「切」※ ¹
	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ (B)	制御電源「切」 遮断器「切」
	P/C 2C連絡	遮断器「入」
	制御棒駆動水ポンプ (B)	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋 MCC 2D-1	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉補機冷却水ポンプ (B)	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋 MCC 2D-2	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン補機冷却水ポンプ (B)	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋 MCC 2D-7	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋 MCC 2D-3	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋 MCC 2D-8	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋 MCC 2D-4	制御電源「切」 遮断器「切」
原子炉建屋附属棟1階 直流125V主母線盤 2B	D/G 2D初期励磁電源	電源「切」
	D/G 2D制御用電源	電源「切」
原子炉建屋附属棟1階 直流125V充電器 B	125V系蓄電池 B系	電源「切」

※1 制御電源及び遮断器が「入」となっている場合は「切」とする。

所内常設直流電源喪失時の可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備
(M/C 2D) への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト (1/2)

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下2階 P/C 2C	P/C 2C受電	制御電源「切」※ ¹ 遮断器「切」※ ¹
	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ (A)	制御電源「切」 遮断器「切」
	制御棒駆動水ポンプ (A)	制御電源「切」 遮断器「切」
	P/C 2D連絡	遮断器「入」
	タービン建屋 MCC 2C-1	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉補機冷却水ポンプ (A)	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋 MCC 2C-2	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン補機冷却水ポンプ (A)	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋 MCC 2C-7	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋 MCC 2C-3	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋 MCC 2C-8	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋 MCC 2C-4	制御電源「切」 遮断器「切」
	P/C 2C受電遮断器	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤 2A	D/G 2C初期励磁電源	電源「切」
	D/G 2C制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V充電器 A	125V系蓄電池 A系	電源「切」

※1 制御電源及び遮断器が「入」となっている場合は「切」とする。

所内常設直流電源喪失時の可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備
(M/C 2D) への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト (2/2)

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋附属棟地下1階 P/C 2D	P/C 2D受電	遮断器「入」※1
	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ (B)	制御電源「切」 遮断器「切」
	P/C 2C連絡	遮断器「入」
	制御棒駆動水ポンプ (B)	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋 MCC 2D-1	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉補機冷却水ポンプ (B)	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋 MCC 2D-2	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン補機冷却水ポンプ (B)	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋 MCC 2D-4	制御電源「切」 遮断器「切」
	P/C 2D受電遮断器	制御電源「切」
原子炉建屋附属棟1階 直流125V主母線盤 2B	D/G 2D初期励磁電源	電源「切」
	D/G 2D制御用電源	電源「切」
原子炉建屋附属棟1階 直流125V充電器 B	125V系蓄電池 B系	電源「切」

※1 遮断器が「切」となっている場合は「入」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緊急用電源切替盤にて
電源給電可能な設計基準事故対処設備の電動弁リスト（交流）

	弁名称	該当条文 (技術的能力)	設計基準事故 対処設備	重大事故等 対処設備
1	残留熱除去系注入弁（C）	47条（1.4）	MCC 2D7/5A	緊急用 MCC
2	低圧炉心スプレイ系注入弁	47条（1.4）	MCC 2C8/9D	緊急用 MCC
3	残留熱除去系熱交換器（A）海水出口 流量調節弁	48条（1.5）	MCC 2C5/7D	緊急用 MCC
4	残留熱除去系熱交換器（B）海水出口 流量調節弁	48条（1.5）	MCC 2D3/4D	緊急用 MCC
5	一次隔離弁（S/C側）	48条（1.5）, 50条（1.7）, 52条（1.9）	—	緊急用 MCC
6	一次隔離弁（D/W側）	48条（1.5）, 50条（1.7）, 52条（1.9）	—	緊急用 MCC
7	二次隔離弁	48条（1.5）, 50条（1.7）, 52条（1.9）	—	緊急用 MCC
8	二次隔離弁バイパス弁	48条（1.5）, 50条（1.7）, 52条（1.9）	—	緊急用 MCC
9	残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁	49条（1.6）	MCC 2D3/4B	緊急用 MCC
10	残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁	49条（1.6）	MCC 2D3/5C	緊急用 MCC
11	残留熱除去系（A）D/Wスプレイ弁	49条（1.6）	MCC 2C9/6B	緊急用 MCC
12	残留熱除去系（A）D/Wスプレイ弁	49条（1.6）	MCC 2C9/6C	緊急用 MCC
13	残留熱除去系注入弁（A）	50条（1.7）	MCC 2C8/2D	緊急用 MCC
14	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス 弁	50条（1.7）	MCC 2C5/6D	緊急用 MCC
15	残留熱除去系熱交換器（A）出口弁	50条（1.7）	MCC 2C3/3B	緊急用 MCC
16	残留熱除去系（A）ミニフロー弁	50条（1.7）	MCC 2C3/5D	緊急用 MCC
17	格納容器下部注水系ベDESTAL注入 ライン流量調整弁	51条（1.8）	MCC 2D8/3E	緊急用 MCC
18	格納容器下部注水系ベDESTAL注入 ライン隔離弁	51条（1.8）	MCC 2D8/4E	緊急用 MCC
19	原子炉冷却材浄化系吸込弁	—	MCC 2D5/6E	緊急用 MCC
20	ドライウエル隔離弁	—	MCC 2C3/7B	緊急用 MCC
21	ドライウエル隔離弁	—	MCC 2C3/6C	緊急用 MCC

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緊急用電源切替盤にて
電源給電可能な設計基準事故対処設備の電動弁リスト（直流）

弁名称		該当条文 (技術的能力)	設計基準事故 対処設備	重大事故等 対処設備
1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁	45条 (1.2)	直流125V MCC 2A	緊急用直流 125V MCC
2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	45条 (1.2)	直流125V MCC 2A	緊急用直流 125V MCC

緊急用電源切替盤による電源切替操作方法について

1. 概要

緊急用電源切替盤による電源切替の操作は、以下の2通りの操作方法で実施する。

- a) 非常用所内電気設備からの給電より代替所内電気設備からの給電へ切替を行う場合
- b) 代替所内電気設備からの給電より非常用所内電気設備からの給電へ切替を行う場合

2. 操作方法

- a) 非常用所内電気設備からの給電より代替所内電気設備からの給電へ切替を行う場合
 - ①緊急用電源切替盤の非常用所内電気設備側の配線用遮断器をOFFとする。
 - ②非常用所内電気設備と代替所内電気設備の突合せ給電を防ぐため、2つの配線用遮断器の同時ONができないようにメカニカルインターロックを非常用所内電気設備側へスライドさせる。
 - ③代替所内電気設備側の配線用遮断器をONにする。（緊急用電源切替盤による電源切替操作完了）

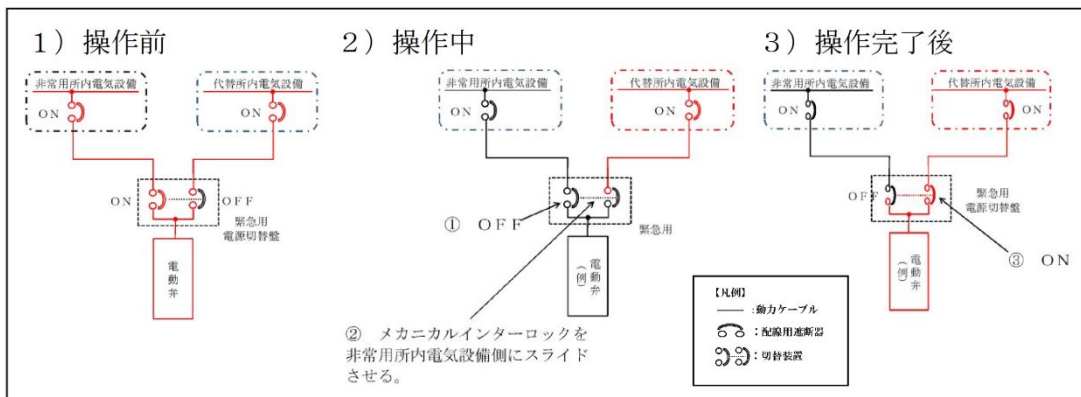


図 緊急用電源切替盤操作方法

- b) 代替所内電気設備からの給電より非常用所内電気設備からの給電へ切替を行う場合
 - a) と逆の手順で実施する。

以上

審査基準における要求事項毎の給電対象設備(1/11)

対象条文	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 挿入 ・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 ・自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力抑制 ・原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制 ・ほう酸水注入	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>非常用交流電源設備</p> <p>MCC 2C系</p> <p>MCC 2D系</p> <p>・ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ・制御棒 ・制御棒駆動機構 ・制御棒駆動系水圧制御ユニット ・自動減圧系の起動阻止スイッチ ・ATWS緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ・ほう酸水注入ポンプ(A) 電動弁</p> <p>・ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ・制御棒 ・制御棒駆動機構 ・制御棒駆動系水圧制御ユニット ・自動減圧系の起動阻止スイッチ ・ATWS緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ・ほう酸水注入ポンプ(B) 電動弁</p>	<p>緊急用M/C</p> <p>緊急用MCC</p> <p>充電器A 緊急用充電器</p> <p>・常設高圧代替注水系ポンプ ・常設高圧代替注水系電動弁</p> <p>・原子炉隔離時冷却系電動弁 ・主蒸気系電動弁</p>
<p>[1.2] 原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>所内常設直流電源 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備</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>所内常設直流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備</p>	<p>緊急用M/C</p> <p>緊急用MCC</p> <p>充電器A 緊急用充電器</p> <p>・常設高圧代替注水系ポンプ ・常設高圧代替注水系電動弁</p> <p>・原子炉隔離時冷却系電動弁 ・主蒸気系電動弁</p>
	<p>・高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却</p>	<p>・代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 ・代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p>

審査基準における要求事項毎の給電対象設備(2/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段審査基準の要求に適合するための手段 注1	電源設備、給電経路、給電対象設備
【1.2】 原子炉冷却材圧カバウンタリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	<ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸注入系による進展抑制[ほう酸水注入] 	<p style="text-align: center;">電源設備、給電経路、給電対象設備</p> <p style="text-align: center;">交流 直流</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> M/C 2C系 ・ほう酸水注入ポンプ(A) ・ほう酸水注入系(A)電動弁 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> MCC 2D系 ・ほう酸水注入ポンプ(B) ・ほう酸水注入系(B)電動弁 </div> </div>
【1.3】 原子炉冷却材圧カバウンタリを減圧するための手順等	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉減圧の自動化(過渡時自動減圧機能による減圧) ・手動による原子炉減圧(逃がし安全弁による減圧) ・常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 ・可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 ・代替直流電源設備による復旧 ・代替交流電源設備による復旧 	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 充電器A, B 緊急用充電器 </div> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> ・逃がし安全弁B, C(過渡自動減圧機能) ・逃がし安全弁(自動減圧機能) </div>
【1.4】 原子炉冷却材圧カバウンタリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水 ・低圧炉心スプレイス系による原子炉注水 ・残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱 ・低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 ・低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却 ・代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却 	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> M/C 2C ・残留熱除去系ポンプ(A) ・残留熱除去系海水ポンプ(A), (C) ・低圧炉心スプレイス系ポンプ </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> M/C 2D ・残留熱除去系ポンプ(B), (C) ・残留熱除去系海水ポンプ(B), (D) </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> MCC 2C系 ・残留熱除去系(A)系電動弁 ・低圧炉心スプレイス系電動弁 ・残留熱除去系海水系(A)系電動弁 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> MCC 2D系 ・残留熱除去系(B)系, (C)系電動弁 ・残留熱除去系海水系(B)系電動弁 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 緊急用M/C ・緊急用海水ポンプ </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 緊急用P/C ・常設低圧代替注水系ポンプ(A), (B) ・代替循環冷却系ポンプ </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 緊急用MCC ・低圧代替注水系電動弁 ・代替循環冷却系電動弁 </div> </div>

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (3/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備、給電経路、給電対象設備
<p>【1.4】 原子炉冷却材圧カバウン タリ低圧時に発電用原子 炉を冷却するための手順 等</p>	<p>重圧代替注水系(可搬型)による原子炉 注水 ・低圧代替注水系(可搬型)による残存溶 融炉心の冷却</p>	
	<p>・残留熱除去系(低圧注水系)の復旧後の 原子炉注水 ・残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の 復旧後の原子炉除熱</p>	

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (4/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備、給電経路、給電対象設備
<p>[15] 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p>	<p>・残留熱除去系海水による除熱</p>	
	<p>・耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱 ・緊急用海水系による除熱</p>	

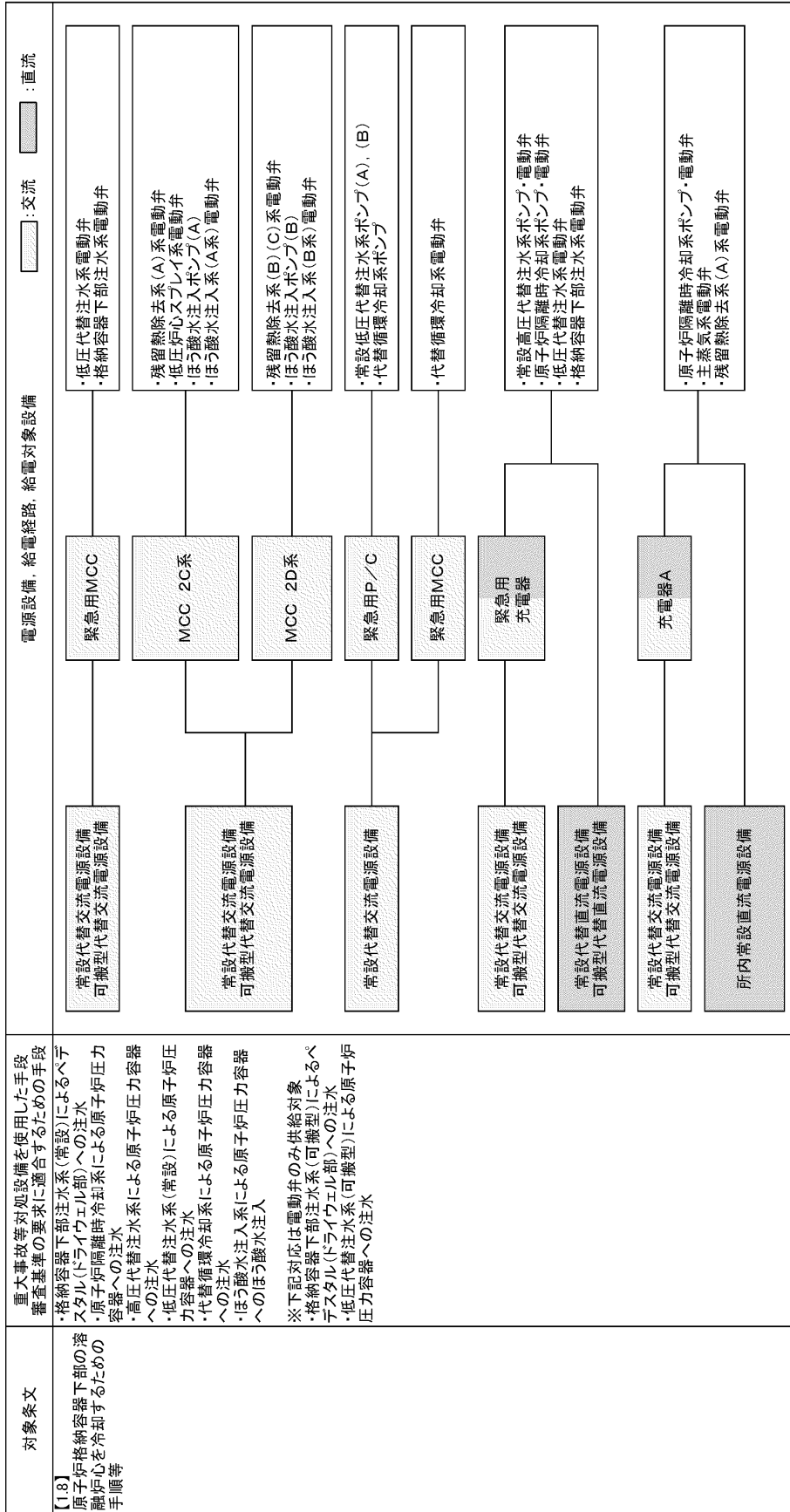
審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (5/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備 給電経路 給電対象設備
<p>【16】 原子炉格納容器内の冷却 等のための手順等</p>	<p>・残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による格納容器内除熱 ・残留熱除去系(サブレーション・プール水除熱知系)によるサブレーション・プール水除熱 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器内の冷却 ・代替循環冷却系による格納容器除熱 ・残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)復旧後の格納容器除熱 ・残留熱除去系(サブレーション・プール水除熱)復旧後のサブレーション・プール水除熱 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器内の冷却</p>	<p style="text-align: center;">非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備</p> <p style="text-align: center;">非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備</p>
	<p>・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器内の冷却</p>	<p style="text-align: center;">非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p>


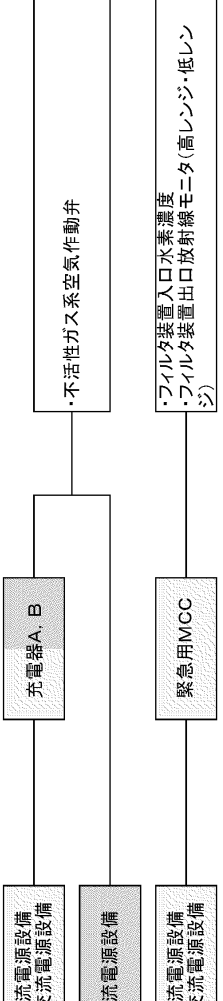

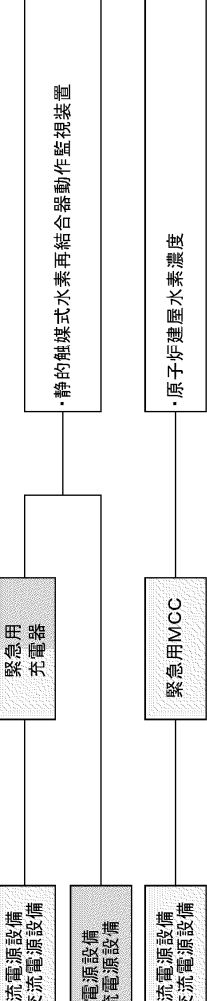
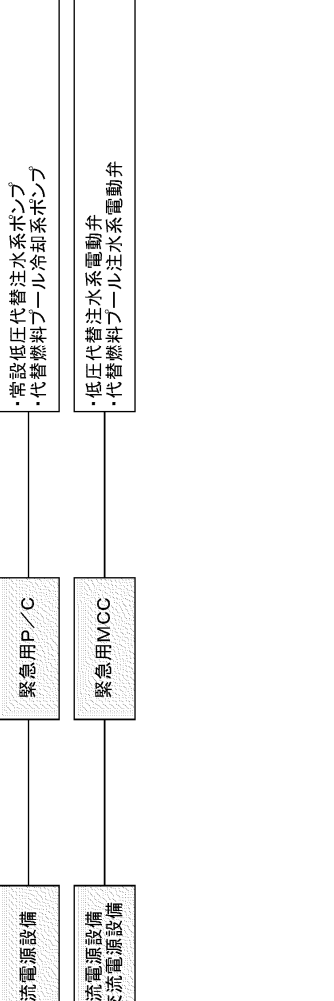
審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (6/11)

対象条文	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<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> <p>・格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>電流 : 交流</p> <p>電流 : 直流</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>常設直流電源設備 可搬型直流電源設備</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>充電器A, B 緊急用充電器</p> <p>MCC 2D系</p> <p>緊急用MCC</p> <p>・格納容器圧力逃がし装置電動弁 ・不活性ガス系空気作動弁</p> <p>・耐圧強化ベント系電動弁</p> <p>・移送ポンプ</p>
<p>・代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>緊急用M/C</p> <p>M/C 2C系</p> <p>緊急用P/C</p> <p>MCC 2C系</p> <p>緊急用MCC</p> <p>・緊急用海水ポンプ</p> <p>・残留熱除去系海水ポンプ(A), (C)</p> <p>・代替循環冷却系ポンプ</p> <p>・残留熱除去系(A)系電動弁</p> <p>・代替循環冷却系電動弁</p>

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (7/11)



審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (8/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<p>【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破壊を防止するための手順等</p>	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素ガス及び酸素の排出 	<p style="text-align: center;">電源設備, 給電経路, 給電対象設備</p> <p style="text-align: right;">交流 :  : 直流</p>  <ul style="list-style-type: none"> 不活性ガス系空気作動弁 フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)
<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>	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 	 <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内水素濃度(SA) 格納容器内酸素濃度(SA)
<p>【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p>	<ul style="list-style-type: none"> 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 	 <ul style="list-style-type: none"> 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋水素濃度
<p>【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p>	<ul style="list-style-type: none"> 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水(注水ライン)を使用し、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水(注水ライン)を使用し、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水(注水ライン)を使用し、常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールスプレイ 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水(注水ライン)を使用し、常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールスプレイ 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 	 <ul style="list-style-type: none"> 常設低圧代替注水系ポンプ 代替燃料プール冷却系ポンプ 低圧代替注水系電動弁 代替燃料プール注水系電動弁

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (9/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
【1.12】 工場等外への放射性物質 の拡散を抑制するための 手順等	-	-
【1.13】 重大事故等の収束に必要 となる水の供給手順等	-	-
【1.15】 事故時の計装に関する手 順等	<p>・重要監視/パラメータへの給電</p>	<p>緊急用直流電源 ※1</p> <p>緊急用充電器</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>常設直流電源設備 可搬型直流電源設備</p> <p>充電器A</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>常設直流電源設備 可搬型直流電源設備</p> <p>充電器B</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>常設直流電源設備 可搬型直流電源設備</p> <p>緊急用交流電源 ※4</p> <p>区分 I 直流電源 ※2</p> <p>区分 II 直流電源 ※3</p> <p>緊急用交流電源 ※4</p> <p>区分 I 交流電源 ※5</p> <p>区分 II 交流電源 ※6</p> <p>区分 II 交流電源 ※7</p> <p>MCC HPCS系</p> <p>MCC 2D系</p> <p>MCC 2C系</p> <p>緊急用MCC</p>

審査基準における要求事項毎の給電対象設備(10/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 ・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
【1.15】 事故時の計装に関する手 順等	<p>※1 (緊急用直流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力(SA) 原子炉水位(SA広帯域/燃料棒) 高圧代替注水系統流量 低圧代替注水系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ドライフェル容器温度 サブプレッション・チェンバース温気温度 サブプレッション・プール水位 ドライフェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 サブプレッション・プール水位 格納容器下部水位 フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スワッチング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ(高/低レンジ) 雨水降化ベント系放射線モニタ 代替循環冷却系ポンプ入口温度 常設循環冷却系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 動的熱媒式水素再結合器動作監視装置 使用済燃料プール温度(SA) 使用済燃料プールエア放射線モニタ(高/低レンジ) 原子炉建屋水素濃度 使用済燃料プール監視カメラ 安全パラメータ表示システム 緊急用海水系統流量(残留熱除去系統) 緊急用海水系統流量(残留熱除去系統) 	<p>※2 (区分Ⅰ直流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉向離時冷却系系統流量 格納容器内部気放射線レベル(A/O/W) 格納容器内部気放射線レベル(S/C) 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 主蒸気逃がし安全弁A <p>※3 (区分Ⅱ直流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内部気放射線レベル(B/D/W) 格納容器内部気放射線レベル(S/C) 安全パラメータ表示システム出力制御器 <p>※4 (緊急用交流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内水素濃度(SA) フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置スクラビングpH 原子炉建屋水素濃度 格納容器内酸蒸気濃度(SA) 使用済燃料プール監視カメラ冷却装置 <p>※5 (区分Ⅰ交流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系統交換器入口/出口温度 残留熱除去系統系統流量 残留熱除去系海水系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系統流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 <p>※6 (区分Ⅱ交流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系統交換器入口/出口温度 残留熱除去系統系統流量 残留熱除去系海水系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 <p>※7 (区分Ⅲ交流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心スプレイ系統流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 <p>※8 (区分Ⅰ直流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力A, C(ATWS) 原子炉水位A, C(ATWS) 津波監視カメラ 構内監視カメラ 測位計 取水ピット水位計 起動領域計装chA <p>※5 (区分Ⅰ交流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 平均出力領域計装chA <p>※3 (区分Ⅱ直流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし安全弁B 原子炉圧力B, D(ATWS) 原子炉水位B, D(ATWS) 起動領域計装chB <p>※6 (区分Ⅱ交流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 平均出力領域計装chB

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (11/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 ・居住性の確保	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 style="text-align: center;">電源設備、給電経路、給電対象設備</p> <p style="text-align: center;">交流 直流</p>
<p>【1.17】 監視測定等に関する手順 等</p>	<p>・モニタリング・ポストの代替電源設備からの給電</p>	
<p>【1.18】 緊急時対策所の居住性等 に関する手順等</p>	<p>※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</p>	
<p>【1.19】 通信連絡に関する手順等</p>	<p>・発電所内の通信連絡 ※緊急時対策所ガスタービン発電機による給電に 関しては【1.18】にて整理 ※今後の検討結果により変更となる可能性 がある</p>	

1.15 事故時の計装に関する手順等

< 目 次 >

1.15.1 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. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備
- b. 原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備
- c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備
- d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備
- e. 手順等

1.15.2 重大事故等時の手順

1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

(1) 計器故障時の手順

- a. 他チャンネルによる計測
- b. 代替パラメータによる推定
- c. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順

- a. 代替パラメータによる推定
- b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

c. 重大事故等時の対応手段の選択

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

a. 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の給電

b. 可搬型代替直流電源設備からの給電

c. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

d. 重大事故等時の対応手段の選択

1.15.2.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

1.15.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

- 添付資料 1.15.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.15.2 重大事故等の対処に必要なパラメータの選定
- 添付資料 1.15.3 重大事故等対処に係る監視事項
- 添付資料 1.15.4 重大事故等対策の成立性
- 添付資料 1.15.5 可搬型計測器の必要個数整理
- 添付資料 1.15.6 代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について
- 添付資料 1.15.7 自主対策設備仕様
- 添付資料 1.15.8 計装設備の全体像について
- 添付資料 1.15.9 手順リンク先について
- 添付資料 1.15.10 重要計器及び重要代替計器の系統概要図
- 添付資料 1.15.11 主要パラメータと代替パラメータの相関関係による推定について（具体例）
- 添付資料 1.15.12 原子炉水位不明時の対応について
- 添付資料 1.15.13 R P V 破損判断について

1.15 事故時の計装に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握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 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握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、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
 - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）
 - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。

- ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。
- iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
- c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。
- d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等について説明する。

1.15.1 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

重大事故等時において、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を実施するため、発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の状態を把握することが重要である。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを技術的能力に係る審査基準（以下「審査基準」という。）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータを抽出する。

（添付資料 1.15.3）

抽出されたパラメータ（以下「抽出パラメータ」という。）のうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ^{※1}（以下「主要パラメータ」という。）及び主要パラメータを計測するための重大事故等対処設備を選定する（第 1.15-1 図）。

※1：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は確認、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、使用済燃料プールの監視。

抽出パラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転

状態及びその他の設備の運転状態により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータ（以下「補助パラメータ」という。）に分類し、第 1.15-4 表に整理する。また、補助パラメータのうち、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。

なお、重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の「設置許可基準規則」第四十三条への適合方針のうち、(2)操作の確実性（「設置許可基準規則」第四十三条第一項二）にて、適合性を整理する。

また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータを推定するために必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて推定する対応手段及びその他想定する故障に対応する対応手段を整備し、重大事故等対処設備を選定する（以下「機能喪失原因対策分析」という。）。機能喪失原因対策分析の結果を第 1.15-2 図に示す。

さらに、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要なパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※2}を選定する。

※2 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすこと

や全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、審査基準だけでなく、「設置許可基準規則」第五十八条及び「技術基準規則」第七十三条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.15.1, 1.15.7）

抽出パラメータは、審査基準 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータより抽出する。

（添付資料 1.15.3）

なお、審査基準 1.16～1.19 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるための直接的な手順ではないため、各々の手順において整理する。

主要パラメータは、以下のとおり分類する。

- ・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（少なくとも 1 つ以上保有）により計測するパラメータをいう。

- ・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち，自主対策設備の計器のみで計測されるが，計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

代替パラメータは，以下のとおり分類する。

- ・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（少なくとも1つ以上保有）により計測するパラメータをいう。

- ・常用代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

また，主要パラメータ及び代替パラメータを計測する設備を以下のとおり分類する。

主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要計器

重要監視パラメータを計測する計器のうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器をいう。

- ・常用計器

主要パラメータを計測する計器のうち，重要計器以外の自主対策設備の計器をいう。

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要代替計器

重要代替監視パラメータを計測する計器のうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器をいう。

- ・常用代替計器

代替パラメータを計測する計器のうち，重要代替計器以外の自主対策設備の計器をいう。

重要計器及び重要代替計器の系統概要図を第 1.15-3 図に示す。

(添付資料 1.15.2)

以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第 1.15-2 表に示す。あわせて，設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力を明確化するために，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲，個数，耐震性及び電源設備からの給電元についても第 1.15-2 表に整理する。

有効監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器の計測範囲，個数及び電源並びに代替パラメータを計測する重要代替計器を第 1.15-5 表に示す。

整理した結果を踏まえ，原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計測範囲を超えた場合，原子炉施設の状態を推定するための手段を整備する。

重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視し，記録

する手順等を整備する。

なお、主要パラメータが重大事故等対処設備で計測できず、かつその代替パラメータも重大事故等対処設備で計測できない場合は、重大事故等時に原子炉施設の状況を把握するため、主要パラメータを計測する計器の1つを重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。

(添付資料 1.15.2)

(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、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合を想定する。また、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失による計器電源の喪失を想定する。

監視機能及び計器電源の喪失原因と対応手段の検討及び審査基準、基準規則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と自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失の想定、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 1.15-1 表に示す。

a. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障又は計器の故障が疑われる場合、原子炉施設の状態を把握するため、多重化された同一計器の他チャンネル^{※3}の計器に

より計測する手段及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある。なお、主要パラメータのうち、重要監視パラメータ及び有効監視パラメータを計測する計器が故障した場合に使用する重要代替監視パラメータを第 1.15-3 表に示す。

※3 チャンネル：単一故障を想定しても、パラメータの監視機能が喪失しないように、1つのパラメータを測定原理が同じである複数の計器で監視しており、多重化された監視機能のうち、検出器から指示部までの最小単位をチャンネルと呼ぶ。

他チャンネルによる計測に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 主要パラメータの他チャンネルの重要計器
- ・ 主要パラメータの他チャンネルの常用計器

代替パラメータを計測する設備は以下のとおり。

- ・ 重要代替計器
- ・ 常用代替計器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した主要パラメータを計測する計器の故障時に、原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、当該パラメータの他チャンネルの重要計器は、重大事故等対処設備として位置づける。

代替パラメータによる推定に使用する設備のうち、重要代替計器は、重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。

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

- ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器

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

- b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備

- (a) 対応手段

重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲（把握能力）を超えた場合は、原子炉施設の状態を把握するため、代替

パラメータにより推定する手段及び可搬型の計測器（可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）及び可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。））により計測する手段がある。

代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 重要代替計器
- ・ 常用代替計器

可搬型の計測器による計測に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した主要パラメータの値が計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合に、原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、重要代替計器及び可搬型計測器は、重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料 1.15.1）

以上の重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有

効な設備であるため、自主対策設備として位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 常用代替計器

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

c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備

(a) 対応手段

監視する計器に供給する電源（以下「計器電源」という。）が喪失するおそれがある場合に、代替電源（交流，直流）として常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電し，当該パラメータの計器により計測又は監視する手段がある。

また，計器電源が喪失した場合に，電源（乾電池）を内蔵した可搬型計測器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成図を第 1.15-5 図に示す。

代替電源（交流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替高圧電源装置
- ・ 可搬型代替低圧電源車

代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替低圧電源車
- ・ 可搬型整流器

可搬型の計測器による計測又は監視に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器並びに可搬型計測器は、重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。

d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等時において、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメ

ータを計測又は監視及び記録する手段がある。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視及び記録する設備は以下のとおり。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置により構成される。

- ・データ表示装置

また、重大事故等時に有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータが使用できる場合は、パラメータを記録する手段がある。

有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計算機
- ・放射線管理計算機
- ・記録計

なお、その他の記録として運転日誌、警報状態及びプラントトリップ状態を記録する手段がある。

その他のパラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計算機

重要監視パラメータは、原則、安全パラメータ表示システム（SPDS）へ記録するが、可搬型計測器によるパラメータ

の測定の値，複数の計測結果を使用し計算により推定するパラメータの値は，記録用紙に記録する手順を整備する。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備である安全パラメータ表示システム（SPDS）は，重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料 1.15.1）

以上の重大事故等対処設備により，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率等，想定される重大事故等の対応に必要なパラメータを計測又は監視及び記録することができる。

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

- ・ プロセス計算機
- ・ 放射線管理計算機
- ・ 記録計

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

e. 手順等

上記の「a. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備」, 「b. 原子炉圧力容器内の温度, 圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備」, 「c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備」及び「d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は, 運転員等^{※4}, 重大事故等対応要員及び保修班^{※5}の対応として「非常時運転手順書(事象ベース)」及び「重大事故等対策要領」に定める(第1.15-1表)。

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

※5 保修班: 災害対策本部要員のうち保修班をいう。

1.15.2 重大事故等時の手順

1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

(1) 計器故障時の手順

主要パラメータを計測する計器が、故障により計測することが困難となった場合又は計器の故障が疑われる場合、当該パラメータを推定する手段を整備する。なお、代替パラメータによる主要パラメータの推定方法を第 1.15-3 表に示す。

a. 他チャンネルによる計測

主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャンネル故障により計測することが困難となった場合に、主要パラメータの他チャンネルの重要計器による計測を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

主要パラメータを計測する多重化された重要計器のチャンネル故障が発生した場合。

(b) 操作手順

主要パラメータの他チャンネルの重要計器による計測手順の概要は以下のとおり。

① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に主要パラメータの他チャンネルの重要計器による計測を指示する。

② 運転員等は、主要パラメータの他チャンネルの重要計器

の指示値を読み取る。

- ③運転員等は，読み取った指示値が計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことを確認する。
- ④運転員等は，読み取った指示値を発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の計測は，中央制御室運転員等1名で対応が可能である。また，計測手順を整備するため，速やかに対応できる。

b. 代替パラメータによる推定

主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合又は計器の故障が疑われる場合は，代替パラメータである重要代替計器又は常用代替計器による推定を行う。

計器が故障するまでの原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ，関連するパラメータを複数確認し，得られた情報の中から有効な情報を評価することで，原子炉施設の状態を把握する。

推定に当たっては，推定に使用する計器が複数ある場合，代替パラメータと主要パラメータの関連性，検出器の種類及び使用環境条件を考慮し，使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。

(a) 手順着手の判断基準

主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合又は計器の故障が疑われる場合。

(b) 操作手順

主要パラメータの重要代替計器又は常用代替計器による推定手順の概要は以下のとおり。

① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に主要パラメータの重要代替計器による計測を指示する。

② 運転員等は、主要パラメータの重要代替計器の指示値を読み取る。

③ 運転員等は、読み取った指示値を発電長へ報告する。

④ 発電長は、指示値が計測範囲外又はプラント状況により予め推定される値との間に大きな差異がある場合は、常用代替計器の確認を運転員等に指示する。

⑤ 発電長は、災害対策本部長へ重要代替計器の指示値から主要パラメータの推定を依頼する。

⑥ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に重要代替計器の値から主要パラメータの推定を指示する。

⑦ 重大事故等対応要員は、主要パラメータの推定結果を災害対策本部長へ報告する。

⑧ 災害対策本部長は、発電長に主要パラメータの推定結果を報告する。

(c) 操作の成立性

上記の推定は、中央制御室運転員等 1 名で対応が可能であ

る。また、推定手順を整備するため、速やかに対応できる。

具体的な推定方法については、第 1.15-3 表に整理する。

なお、代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおり。

- ・同一物理量（温度、圧力、水位、流量、放射線量率、水素濃度及び中性子束）から推定するケース
- ・水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定するケース
- ・流量を注水先又は水源の水位変化を監視することにより推定するケース
- ・圧力から原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の水位を推定するケース
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定するケース
- ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定するケース
- ・水素燃焼するおそれのある状態であるかを推定するケース
- ・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース
- ・制御棒の位置指示により未臨界を推定するケース
- ・プラントの状態により最終ヒートシンクの確保を推定するケース
- ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース

また、推定に当たっては、以下に示す事項及び計測される値の不確かさを考慮する。

- ・ 基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては、急激な原子炉減圧等により基準配管の水が蒸発し、不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認し、パラメータを推定する。なお、原子炉水位及び原子炉圧力を除き、基準配管の水位変動に起因する不確かさを考慮する必要はない。
- ・ 自主対策設備である常用代替計器が監視機能を維持している場合、重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。ただし、常用代替計器で計測されるパラメータの値は、環境条件や不確かさを考慮し、重要計器又は重要代替計器で測定されるパラメータの値との差異を評価し、信頼性を考慮した上で使用する。
- ・ 重大事故等時に最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、炉心損傷及び原子炉圧力容器が破損した状況であるため、原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線量率等が厳しい環境下においても、その監視機能を維持できる重要代替計器を優先して使用する。また、重大事故等時と校正時の状態変化による影響を考慮する。
- ・ 圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが

生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。

- ・推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

(添付資料 1.15.6)

c. 重大事故等時の対応手段の選択

主要パラメータを計測する計器が故障した場合の、対応手段の優先順位を以下に示す。

主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合に、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、他チャンネルの重要計器により主要パラメータを計測する。

他チャンネルの重要計器の故障により、計測することが困難となった場合は、他チャンネルの常用計器により主要パラメータを計測する。

主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合又は計器の故障が疑われる場合は、第 1.15-3 表にて定める優先順位にて重要代替計器を優先し、次に常用代替計器により代替パラメータを計測し、主要パラメータを推定する。

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順

計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合に、原子炉圧力容器内

の温度，圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を代替パラメータにより推定する。また，推定するために必要な代替パラメータについては，複数のパラメータの中から確からしさを考慮し，第 1.15-3 表に優先順位を定める。

これらのパラメータのうち，パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは，原子炉圧力容器内の温度と水位であり，その他のパラメータは計測範囲を超えない。なお，これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には，可搬型計測器により計測することも可能である。可搬型計測器により計測可能な計器について第 1.15-2 表に示す。

(添付資料 1.15.5)

- ・原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度を計測する原子炉圧力容器温度の計測範囲は，0～500℃である。

重大事故等時において原子炉の冷却機能が喪失し，原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以下になった場合，原子炉圧力容器温度は計測範囲を超える場合がある。その場合，重大事故等時における炉心損傷の判断基準は 300℃以上であり，また，**損傷炉心の冷却失敗判断**及び原子炉圧力容器破損の徴候検知は原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達した場合であり，計測範囲内で判断可能である。

なお，原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は，可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。

- ・原子炉圧力容器内の圧力

原子炉圧力容器内の圧力を計測する原子炉圧力及び原子炉圧力（S A）の計測範囲は、0～10.5MPa [gage] である。原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa [gage]）の 1.2 倍（10.34MPa [gage]）を監視可能であり、重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

- ・原子炉圧力容器内の水位

原子炉圧力容器内の水位を計測する原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（S A 広帯域）の計測範囲は、蒸気乾燥器スカート下端を基準に－3,800 mm～1,500mm である。また、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A 燃料域）の計測範囲については、燃料有効長頂部を基準に－3,800 mm～1,300mm である。

炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル 3～8（蒸気乾燥器スカート下端を基準に 300～1,400mm）及び燃料有効長底部まで監視可能であり、原子炉圧力容器内の水位は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

重大事故等時において原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以下になった場合、原子炉水位は計測範囲を超える場合がある。その場合、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレー系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレー系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から

崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定することが可能である。

また、原子炉の満水確認は、原子炉圧力又は原子炉圧力（S A）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは原子炉圧力容器温度により監視可能である。

原子炉冷却材喪失（大破断 L O C A）又は炉心損傷後において原子炉水位不明と判断した場合は、事象進展に応じ、原子炉水位 L 0 までの水位回復判断を原子炉注水流量と必要注水時間により、また、損傷炉心の冷却維持判断を崩壊熱相当以上の原子炉注水流量により、さらに、損傷炉心の冷却失敗判断に原子炉圧力容器温度（下鏡部）を用いて、原子炉水位を推定する。

（添付資料 1.15.10）

- ・原子炉圧力容器への注水量

原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータは、高压代替注水系系統流量、低压代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高压炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低压炉心スプレイ系系統流量である。

高压代替注水系系統流量の計測範囲は、0～50 L / s としており、計測対象である常設高压代替注水系ポンプの最大流量は 38 L / s であるため、重大事故等時において計器の計測範

囲内での流量測定が可能である。

低圧代替注水系（常設）による低圧代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は、 $0\sim 500\text{m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $0\sim 80\text{m}^3/\text{h}$ ）としており、計測対象である低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水時の最大流量は $470\text{m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $75\text{m}^3/\text{h}$ ）であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧代替注水系（可搬型）による低圧代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は、 $0\sim 300\text{m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $0\sim 80\text{m}^3/\text{h}$ ）としており、計測対象である低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水時の最大流量は $268\text{m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $75\text{m}^3/\text{h}$ ）であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

代替循環冷却系原子炉注水流量の計測範囲は、 $0\sim 150\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水時の最大流量は $100\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

原子炉隔離時冷却系系統流量の計測範囲は、 $0\sim 50\text{L}/\text{s}$ としており、計測対象である原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量は $40\text{L}/\text{s}$ であるため、計器の計測範囲での流量測定が可能である。

高圧炉心スプレイ系系統流量の計測範囲は、 $0\sim 500\text{L}/\text{s}$ としており、計測対象である高圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量は $438\text{L}/\text{s}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

残留熱除去系系統流量の計測範囲は、0～600 L / s としており、計測対象である残留熱除去系ポンプの最大流量は 470 L / s であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧炉心スプレイ系系統流量の計測範囲は、0～600 L / s としており、計測対象である低圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量は 456 L / s であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

- ・原子炉格納容器への注水量

原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量である。

低圧代替注水系（常設）による低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、0～500m³ / h としており、計測対象である低圧代替注水系（常設）による原子炉格納容器への注水時における最大流量は 449m³ / h であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧代替注水系（可搬型）による低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、0～500m³ / h としており、計測対象である低圧代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器への注水時における最大流量は 349m³ / h であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧代替注水系（常設又は可搬型）による低圧代替注水系格納容器下部注水流量の計測範囲は、0～200m³ / h としてお

り，計測対象である低圧代替注水系格納容器下部注水による原子炉格納容器への注水時における最大流量は $168\text{m}^3/\text{h}$ であるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の計測範囲は， $0\sim 300\text{m}^3/\text{h}$ としており，計測対象である代替循環冷却系による原子炉格納容器への注水時の最大流量は $250\text{m}^3/\text{h}$ であるため，重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

a．代替パラメータによる推定

重大事故等時において，原子炉圧力容器内の水位が計器の計測範囲を超えた場合に，重要代替計器を用いた代替パラメータによる推定を行う。また，原子炉水位不明と判断した場合は，あらかじめ設定した判断パラメータにより推定を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に，原子炉圧力容器内の水位が計器の計測範囲を超えて，指示値が確認できない場合。また，原子炉水位不明と判断した場合。

(b) 操作手順

原子炉圧力容器内の水位が計器の計測範囲を超えた場合の推定手順の概要は以下のとおり。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に主

要パラメータの重要代替計器による計測を指示する。

②運転員等は，原子炉注水系のうち，機器動作状態にある重要代替計器の流量計から指示値を読み取る。

③運転員等は，読み取った指示値を発電長に報告する。

④発電長は，災害対策本部長へ重要代替計器の指示値から主要パラメータの推定を依頼する。

⑤災害対策本部長は，重大事故等対応要員に重要代替計器の値から主要パラメータの推定を指示する。

⑥重大事故等対応要員は，主要パラメータの推定結果を災害対策本部長へ報告する。

⑦災害対策本部長は，発電長に主要パラメータの推定結果を報告する。

原子炉水位不明と判断した場合の推定手順の概要は以下のとおり。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に事象進展に応じて設定した，判断パラメータによる計測を指示する。

②運転員等は，あらかじめ設定した判断パラメータの指示値を読み取る。

③運転員等は，読み取った指示値を発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の推定は，中央制御室運転員等 1 名で対応が可能である。また，推定手順を整備するため，速やかに対応できる。

b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

重大事故等時において，原子炉压力容器内の温度を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合で，重要代替計器の故障等により代替パラメータによる推定が困難となった場合に，重要監視パラメータ又は重要代替監視パラメータの可搬型計測器による計測を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に，原子炉压力容器内の温度を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に，代替パラメータによる推定が困難となった場合。

(b) 操作手順

可搬型計測器による計測手順の概要は以下のとおり。また，タイムチャートを第 1.15—6 図に示す。

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に可搬型計測器によるパラメータの計測を依頼する。
- ② 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型計測器による計測開始を指示する。
- ③ 重大事故等対応要員は，必要な資機材を携帯し，中央制御室まで移動する。移動後，中央制御室保管の可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し，残量が少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ④ 重大事故等対応要員は，可搬型計測器を手順に定められた端子台に接続し，測定を開始する。

⑤重大事故等対応要員は、可搬型計測器に表示された計測値を読み取り、換算表等を用いて工学値に換算し、換算結果を記録用紙に記録する。

⑥重大事故等対応要員は、計測結果を発電長に報告する。
その後、災害対策本部長へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作対応は1測定点当たり、重大事故等対応要員2名にて実施し、作業開始を判断してから計測するまでの所要時間は約59分と想定する。

重大事故等対応要員が中央制御室までの移動に要する時間を49分とし、可搬型計測器1測定点当たり10分としている。
2測定点以降、連続で接続する場合は10分追加時間となる。

円滑に作業ができるように、アクセスルートを確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1.15.4)

c. 重大事故等時の対応手段の選択

原子炉圧力容器内の温度及び水位が計器の計測範囲を超えて、監視機能が喪失した場合の対応手段の優先順位を以下に示す。

原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータである原子炉圧力容器温度が計器の計測範囲を超えた場合は、他チャンネルにより、原子炉圧力容器内の温度を推定する。

原子炉圧力容器温度が計器の計測範囲を超えた場合で、かつ代替パラメータにより推定できない場合は、可搬型計測器により原

原子炉圧力容器温度を計測する。なお、可搬型計測器による計測においては、原子炉圧力容器破損の徴候検知及び損傷炉心の冷却失敗を判断する原子炉圧力容器温度（下鏡部）を優先する。

原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位が計器の計測範囲を超えた場合は、原子炉注水系のうち、機器動作状態にある重要代替計器の流量計から、原子炉水位を推定する。

原子炉水位不明時は、原子炉圧力容器内が満水状態であることを、原子炉圧力又は原子炉圧力（S A）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧により推定する。また、事象進展に応じた判断パラメータにより、原子炉水位を推定する。

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

全交流動力電源喪失又は直流電源喪失により計器電源が喪失するおそれがある場合に、代替電源（交流、直流）から計器へ給電する。さらに、計器電源が喪失した場合に、可搬型計測器により、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

a. 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の給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

b. 可搬型代替直流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生し、直流電源が枯渇するおそれがある場合に、可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器からの給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

c. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり、計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち、手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器で計測又は監視を行う手順を整備する。

可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。また、同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

なお、可搬型計測器により計測可能なパラメータについて第1.15-2表、第1.15-6表に示す。

（添付資料 1.15.5）

(a) 手順着手の判断基準

計器電源が喪失するおそれがあり、中央制御室でのパラメータ監視が困難となる場合。

(b) 操作手順

1.15.2.1 (2)b. 「可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」と同様。

d. 重大事故等時の対応手段の選択

全交流動力電源喪失又は直流電源喪失により計器電源が喪失した場合に、計器に給電する対応手段の優先順位を以下に示す。

全交流動力電源喪失が発生した場合は、代替電源（交流）の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計測可能な計器に給電する。なお、常設代替交流電源設備を優先して給電する。

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の給電が困難となった場合で、直流電源が枯渇するおそれがある場合は、代替電源（直流）の可搬型代替直流電源設備から計器に給電する。

代替電源（交流，直流）からの給電が困難となった場合は、可搬型計測器により重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

1.15.2.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により、計測結果を記録する。安全パラメータ表示システム（SPDS）に記録されたパラメータの計測結果を、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。

ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラ

メータ（使用した計測結果を含む）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。

主要パラメータのうち記録可能なパラメータについて、自主対策設備であるプロセス計算機、放射線管理計算機及び記録計により計測結果、警報等を記録する。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果並びに有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータのうち記録可能なパラメータの計測結果の記録について整理し、第 1.15-6 表に示す。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合。

(2) 操作手順

重大事故等が発生し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を記録する手順の概要は以下のとおり。

a. 安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、非常用所内電源である非常用ディーゼル発電機又は代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電可能で、2週間分（1分周期）の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるよう、記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する手順の概要は以下のとおり。系統概要図を

とに自動で帳票印刷する。

(b) 警報記録

プロセス計算機が稼働状態にあれば、プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発生時、警報の状態を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

また、プラントの過渡変化による重要警報のファーストヒット警報発生時、その発生順序(シーケンス)、トリップ状態、工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設の作動状況を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

(c) 事故時データ収集記録

プロセス計算機が稼働状態にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録し、運転員等は、中央制御室にて事象発生後に手動で帳票印刷する。

e. 放射線管理計算機による記録

放射線管理計算機が稼働状態であれば、定められたプロセスの計測結果を任意で記録し、緊急時対策所にて手動で帳票印刷する。

f. 記録計による記録

記録計が稼働状態であれば、定められたプロセスの計測結果を自動で記録し、中央制御室にてチャート用紙に印字する。

(3) 操作の成立性

安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録は、緊急時対策支援システム伝送装置の記録容量（2週間分）を超える前に、緊急時対策所にて**保修班 2**名で行う。室内での端末操作であるため、対応が可能である。

可搬型計測器の記録は、中央制御室での記録用紙への記録であり、重大事故等対応要員2名にて対応が可能である。

プロセス計算機による記録は、自動で帳票印刷されるため、中央制御室にて**運転員等 1**名で対応が可能である。

1.15.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

審査基準 1.9, 1.10, 1.11, 1.14, **1.18**については、各審査基準において要求事項があるため、以下のとおり各々の手順において整備する。

原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順は「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」にて整備する。

原子炉建屋内の水素濃度監視に関する手順は「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。

使用済燃料プールの監視に関する手順は「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。

全交流動力電源喪失及び直流電源喪失時の**代替**電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）に関する手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第 1.15-1 表 事故時に必要な計装に関する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧

分類	機能喪失を想定する 対応設備 ※1	対応 手段	対応設備	整備する手順書 ※2	
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器 ※3	重大事故等 対応設備	-
		他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの常用計器 ※3	自主対策 設備	
		代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対応設備	
		代替パラメータによる推定	常用代替計器	自主対策 設備	
	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対応設備	重大事故等対策要領
		代替パラメータによる推定	常用代替計器	自主対策 設備	
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	重大事故等 対応設備	
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	（交流）からの給電	常設代替交流電源設備 ※4 ・常設代替高圧電源装置	重大事故等 対応設備	非常時運転手順書 （事象ベース） 「全交流電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領
			可搬型代替交流電源設備 ※4 ・可搬型代替低圧電源車		
		（直流）からの給電	可搬型代替直流電源設備 ※4 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器		
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器		
—	—	パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（SPDS） （データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDSデータ表示装置）	重大事故等 対応設備	重大事故等対策要領
		パラメータ記録	プロセス計算機	自主対策 設備	—
			放射線管理計算機		
			記録計		

- ※1：機能喪失を想定する設計基準事故対処設備は「全交流動力電源喪失」を対象とし、また、重大事故等対処設備は「計器の故障」、「計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合」及び「直流電源喪失」を対象とする。
- ※2：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
- ※3：他チャンネルの計器がある場合。
- ※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ：自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.15—2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15—3 図 No.	
① 原子炉 圧力容器内の 温度	原子炉圧力容器温度	※1	0～500℃	302℃※3	重大事故等時における炉心損傷の判断基準は 300℃以上であり、また、損傷炉心の冷却失敗 判断及び原子炉圧力容器破損の徴候検知 (300℃) に対して 500℃まで監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	熱電対	1	⑩	
	原子炉圧力	※2			「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。 「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力 (SA)	※2									
	原子炉水位 (広帯域)	※2									
	原子炉水位 (燃料域)	※2									
	原子炉水位 (SA 広帯域)	※2									
	原子炉水位 (SA 燃料域)	※2									
	残留熱除去系熱交換器入口 温度	※2									
	原子炉圧力		2	0～10.5MPa [gage]		8.23MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高使 用圧力 (8.62MPa [gage]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gage]) を監視可能。	S	弾性圧力 検出器	1	④
	原子炉圧力 (SA)		2	0～10.5MPa [gage]		8.23MPa [gage]		Ss 機能 維持	緊急用 直流電源		弾性圧力 検出器
② 原子炉圧力 容器内の	原子炉水位 (広帯域)	※2				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。 「④原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位 (燃料域)	※2									
	原子炉水位 (SA 広帯域)	※2									
	原子炉水位 (SA 燃料域)	※2									
	原子炉圧力容器温度	※2									

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
③ 原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位（広帯域）	2	-3,800～1,500 mm ※4	-3,800～1,400 mm ※4	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル 3～8（300～1,400mm ※4）及び燃料有効長底部まで監視可能。	Ss 機能維持	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	⑫
	原子炉水位（燃料域）	2	-3,800～1,300 mm ※5	448～1,300 mm ※5		S	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑬
	原子炉水位（SA 広帯域）	1	-3,800～1,500 mm ※4	-3,800～1,400 mm ※4		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑭
	原子炉水位（SA 燃料域）	1	-3,800～1,300 mm ※5	448～1,300 mm ※5		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑮
	高压代替注水系系統流量	※2								
	低压代替注水系原子炉注水流量	※2								
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2								
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2								
	高压炉心スプレイ系系統流量	※2								
	残留熱除去系系統流量	※2								
	低压炉心スプレイ系系統流量	※2								
	原子炉圧力	※2								
原子炉圧力（SA）	※2									
サブプレッション・チェンバ圧力	※2									

「④ 原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

「② 原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

「⑦ 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (3/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
④ 原子炉圧力容器への 注水量容器への	高圧代替注水系系統流量	※1	0~50L/s	— ※6	常設高圧代替注水系ポンプの最大流量 (38L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	1	①	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※1	0~50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量 (40L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	区分 I 直流電源	差圧式流量 検出器		④	
	高圧炉心スプレイレイ系系統流量	※1	0~500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイレイ系ポンプの最大流量 (438L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	区分 III 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器		⑤	
	(常設ライ ン用)	低圧代替注水系 原子炉注水量	※1	0~500m ³ /h ※7	— ※6	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時における最大流量 (470m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1	②
		(常設ライ ン用)	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時における最小流量 (75m ³ /h) を監視可能。	— ※6	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時における最大流量 (268m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器			
			(可搬ライ ン用)	— ※6	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時における最大流量 (268m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器			
		(可搬ライ ン用)	— ※6	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時における最小流量 (75m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器				
	代替循環冷却系原子炉注水量	※1	2	0~150m ³ /h	— ※6	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時における最大流量 (100m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	③	
	残留熱除去系系統流量	※1	3	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大流量 (470L/s) を監視可能。	S	区分 I, II 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	⑥	
	低圧炉心スプレイレイ系系統流量	※1	1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイレイ系ポンプの最大流量 (456L/s) を監視可能。	S	区分 I 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	⑦	
	代替淡水貯槽水位	※2	「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯水設備水位	※2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	サブレーション・プール水位	※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位 (広帯域)	※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
原子炉水位 (燃料域)	※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。									
原子炉水位 (S/A 広帯域)	※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。									
原子炉水位 (S/A 燃料域)	※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。									

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (4/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑤ 原子炉 格納容器への 注水量	(常設ライ ン用) ※1	1	0~500m ³ /h ※7	- ※6	低圧代替注水系 (常設) による原子炉格納容 器スプレイ時における最大流量 (449m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1	⑧
	(可搬ライ ン用) ※1	1	0~500m ³ /h ※8	- ※6	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉格納 容器スプレイ時における可搬型代替注水大型 ポンプによる最大流量 (349m ³ /h) を監視可 能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器		
	低圧代替注水系格納容器下部 注水量	※1	0~200m ³ /h	- ※6	低圧代替注水系 (常設又は可搬型) による原 子炉格納容器下部への注水時における最大流 量 (168m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※23	差圧式流量 検出器	1	⑨
	代替淡水貯槽水位	※2								
	西側淡水貯水設備水位	※2								
⑥ 原子炉格納容器内の 温度	サブレーション・プールの水位	※2								
	格納容器下部水位	※2								
	ドライウエル雰囲気温度		0~300℃	136℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可 能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22, ※23	熱電対	1	④6
	サブレーション・チェンバ 雰囲気温度		0~200℃	136℃		Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22, ※23	熱電対	1	④7
	サブレーション・プール水温度		0~200℃	88℃	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [Gage]) におけるサブレーション・プールの飽和温 度 (約 167℃) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	測温 抵抗体	1	④8
格納容器下部水温	(水温計兼 デブリ落 下検知用) ※1	5	0~500℃ ※10 (ペダスタル床面 0m) ※11	- ※6	ペダスタル底部にデブリが落下した際の温度 上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示 値がダウンスケールすることを検知すること でデブリ落下を検知可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※23	測温 抵抗体	4	
	(水温計兼 デブリ堆 積検知用) ※1	5	0~500℃ ※10 (ペダスタル床面 +0.2m) ※11	- ※6	ペダスタル床面 0.2m 以上のデブリ堆積を温 度上昇又は高温のデブリと検出器の接触によ る指示ダウンスケールにより検知可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※23	測温 抵抗体	4	④9
ドライウエル圧力	※2									
サブレーション・チェンバ圧力	※2									

「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。

「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (5/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑦ 原子炉 圧格納容器内の	ドライウエル圧力	1	0~1MPa [abs]	250kPa [gage]	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gage]) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	⑤D
	サブレーション・チェンバ 圧力	1	0~1MPa [abs]	196kPa [gage]		Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	⑤D
	ドライウエル雰囲気温度	※2								
	サブレーション・チェンバ 雰囲気温度	※2								
⑧ 原子炉格納 水位	サブレーション・ブール水位	1	-1~9m ※12 (EL. 2, 030~ 12, 030mm)	-0.5~0m (EL. 2, 530~ 3, 030mm)	ウェットウエルイベント操作可否判断 (ベント ライン下端高さ-1.64m:通常水位+6.5m) を 把握できる範囲を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	⑤B
	(高さ1m超 検知用)	2	+1.05m ※11, ※13 (EL. 12, 856mm)	- ※6	炉心損傷後, 原子炉圧力容器破損までの間に, ペデスタル床面から 1m を超える高さまでの 事前注水されたことの検知が可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※23	電極式水位 検出器		
	(高さ 0.5m, 1.0m 未滿検知 用)	各 2	+0.50m, +0.95m ※11, ※14 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	- ※6	デブリ落下後, ペデスタル床面 0.2m 以上の デブリ堆積までの間, ペデスタル床面から 0.5m~1m の範囲に水位が維持されているこ との確認が可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※23	電極式水位 検出器	1	⑤C
	格納容器下部水位	各 2	+2.25m, +2.75m ※11, ※15 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	- ※6	ペデスタル床面 0.2m 以上のデブリ堆積後, ペデスタル床面近傍のペデスタル床面から 2.25m~2.75m の範囲に水位が維持されてい ることの確認が可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※23	電極式水位 検出器		
	低圧代替注水系原子炉注水流量	※2								
	低圧代替注水系格納容器 スブレイ流量	※2								
	低圧代替注水系格納容器 下部注水流量	※2								
	代替淡水貯槽水位	※2								
	西側淡水貯水設備水位	※2								
	ドライウエル圧力	※2								
サブレーション・チェンバ 圧力	※2									
「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。										
「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。										
「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。										
「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。										
「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。										

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑩ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度 (S/A) ※1	1	0~100vol%	3.3vol%以下	重大事故等に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲(0~56.6vol%)を監視可能。	Ss 機能維持	計器, サンプルリソング装置: 緊急用 交流電源	熱伝導式 水素検出器	※24	69
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※2									
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※2									
	ドライウエル圧力 ※2									
	サブレーション・チェンバ圧力 ※2									
⑩ 原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 2	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	10Sv/h 未満 ※16	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合約 10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	Ss 機能維持	区分 I, II 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	※24	65
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 2	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	10Sv/h 未満 ※16	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合約 10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	Ss 機能維持	区分 I, II 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	※24	67

「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。

「⑩原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
① 未臨界の維持又は確認	起動領域計装	8	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0$ $\times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0~40%又は0~125% $(1.0 \times 10^8 \sim 1.5$ $\times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の 約 19 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。なお、起動領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	S	区分 I, II 中性子 モニタ用 直流電源	核分裂 電離箱	※24	69
	平均出力領域計装	2 ※17	0~125% $(1.0 \times 10^{12} \sim 1.0$ $\times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。なお、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものではないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、緊急停止失敗時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	S	区分 I, II 原子炉 保護系 交流電源 区分 I, II 直流電源	核分裂 電離箱	※24	69

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (8/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
＜格納容器圧力逃がし装置＞										
	フィルタ装置水位	2	180～5,500mm	—※6	系統待機時におけるスクラビンゾウ水位の設定範囲及びベント後の下限水位から上限水位の範囲を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源※22	差圧式水位検出器	1	⑳
	フィルタ装置圧力	※1	0～1MPa [gage]	—※6	原子炉格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力 (0.62MPa [gage]) が監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源※22	弾性圧力検出器	1	㉑
	フィルタ装置スクラビンゾウ温度	※1	0～300℃	—※6	原子炉格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度 (200℃) が監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源※22	熱電対	1	㉒
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	—※6	原子炉格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 5×10^1 Sv/h) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源※22	イオンチェンバ	—※24	㉓
	フィルタ装置入口水素濃度	1	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	—※6	原子炉格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 7×10^0 mSv/h) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源※22	計器、サンプリング装置：緊急用交流電源※22	—※24	㉔
	＜耐圧強化ベント系＞	2	0～100vol%	—※6	原子炉格納容器ベント停止後の窒素によるバージを実施し、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 未満であることを監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源※22	熱伝導式水素検出器	—※24	㉕
＜代替循環冷却系＞										
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	※1	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	—※6	耐圧強化ベント実施時に、想定される排気ラインの最大線量当量率 (約 4×10^3 mSv/h) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源※22	イオンチェンバ	—※24	㉖
サブレーション・ブール水温度										
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	2	0～100℃	—※6	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	Ss 機能維持	緊急用直流電源	熱電対	1	㉗
	代替循環冷却系原子炉注水流量				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	代替循環冷却系格納容器スプレ イ流量	2	0～300m ³ /h	—※6	代替循環冷却系による原子炉格納容器スプレイ時における最大流量 (250m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	1	㉘

⑩ 最終ヒートシンクの確保 (1/2)

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.		
	＜残留熱除去系＞											
	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0～300℃	249℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器入口温度の変動範囲（249℃）を監視可能。	Ss 機能維持	区分 I, II 計測用交流電源	熱電対	1	⑫		
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0～300℃	249℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の変動範囲（249℃）を監視可能。	Ss 機能維持	区分 I, II 計測用交流電源	熱電対	1	⑬		
	残留熱除去系系統流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。										
	残留熱除去系海水系系統流量	1	0～550L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系海水系ポンプの最大流量（493L/s）を監視可能。	Ss 機能維持	区分 I 計測用交流電源	差圧式流量検出器	1	⑭		
		1										
	緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器）	※1	0～800m ³ /h	※6	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の最大流量（660m ³ /h）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※2,2	差圧式流量検出器	1	⑭		
	緊急用海水系流量 （残留熱除去系補機）	※1	0～50m ³ /h	※6	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の最大流量（40m ³ /h）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※2,2	差圧式流量検出器	1	⑮		
	原子炉圧力容器温度	※2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。									
	ドライウエル圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									
	サブレーション・チェンバ圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									
	ドライウエル雰囲気温度	※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。									
	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。									

⑫ 最終ヒートシンクの確保（2/2）

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (10/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域)				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位 (燃料域)										
	原子炉水位 (SA 広帯域)										
	原子炉水位 (SA 燃料域)										
	原子炉圧力										「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。
	原子炉圧力 (SA)										
	ドライウエル雰囲気温度										
ドライウエル圧力				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							

第 1.15—2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (11/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15—3 図 No.
	サブレシジョン・ブール水位				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	代替淡水貯槽水位	※1	0～20m	—※6	代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプラストライン配管下端 (0～19m) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22, ※23	差圧式水位 検出器	1	⑮
	西側淡水貯水設備水位	※1	0～4.5m	—※6	西側淡水貯水設備の水槽底部+1m 上から水槽上端+5m まで (事故収束に必要な貯水量) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22, ※23	電波式水位 検出器	1	⑯
	高压代替注水系統流量	※2								
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2								
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2								
	高压炉心スプレイ系系統流量	※2								
	残留熱除去系系統流量	※2								
	低压炉心スプレイ系系統流量	※2								
	常設高压代替注水系ポンプ吐出 圧力	※2	0～10MPa [gage]	—※6	常設高压代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力 (6.90MPa [gage]) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 区分 I	弾性圧力 検出器	1	⑰
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出 圧力	※2	0～10MPa [gage]	5.98MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力 (5.98MPa [gage]) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 区分 II	弾性圧力 検出器		⑱
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	※2	0～10MPa [gage]	7.24MPa [gage]	高压炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力 (7.24MPa [gage]) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 区分 III	弾性圧力 検出器	⑳	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	※2	0～5MPa [gage]	—※6	代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.45MPa [gage]) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	1	㉑
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	※2	0～4MPa [gage]	2.30MPa [gage]	残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力 (2.30MPa [gage]) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 区分 I, II	弾性圧力 検出器		㉒
	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	※2	0～4MPa [gage]	2.53MPa [gage]	低压炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力 (2.53MPa [gage]) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 区分 I	弾性圧力 検出器	㉓	
	常設低压代替注水系ポンプ吐出 圧力	※2	0～5MPa [gage]	—※6	常設低压代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.50MPa [gage]) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22, ※23	弾性圧力 検出器		㉔

「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (12/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑭ 水源の確保 (2/2)	低圧代替注水系原子炉注水流量	※2			「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量	※2								
	低圧代替注水系格納容器 下部注水流量	※2								
	原子炉水位 (広帯域)	※2								
	原子炉水位 (燃料域)	※2								
	原子炉水位 (S A 広帯域)	※2								
	原子炉水位 (S A 燃料域)	※2								
⑮ 原子炉建屋内の 水素濃度	原子炉建屋水素濃度	※1	0~10vol%	※6	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限界 (水素濃度: 4vol%) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 交流電源	触媒式 水素検出器	※24	⑳
		※2	0~20vol%			Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	※24	
	静的触媒式水素再結 動作監視装置	※2	0~300℃	※6	重大事故等時において、静的触媒式水素再結 合器の最高使用温度 (300℃) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	熱電対	2	㉑
	格納容器内酸素濃度 (S A)	※1	0~25vol%	4.4vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の 水素燃焼の可能性を把握する上で、酸素濃度 の可燃限界 (5vol%) を監視可能。	Ss 機能 維持	計器, サンプル リリング装置: 緊急用 交流電源	磁気力式 酸素検出器	※24	㉒
⑯ 原子炉格納 容器内の	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	※2			「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。					
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	※2								
	ドライウエル圧力	※2								
	サブプレッション・チェンバ圧力	※2								

第 1.15—2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (13/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15—3 図 No.
① 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	1	-4,300 ~ +7,200mm ※19 (EL.35,077 ~ 46,577mm)	+6,818mm (EL.46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下端 (EL.35,097mm) までの範囲にわたり水位を監視可能。	Ss 機能維持	区分 II 直流電源 緊急用 直流電源	ガイドパルス式水位検出器	※24	28
		1	0 ~ 120°C	66°C	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度 (100°C) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	測温 抵抗体	1	
	1	0 ~ 120°C	66°C	重大事故等時に変動する可能性のある放射線量率 (3.0mSv/h 以下) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	緊急用 直流電源	熱電対	※24	28
	1	10 ⁻² ~ 10 ⁵ Sv/h 10 ⁻³ ~ 10 ⁴ mSv/h	※6	重大事故等時に発生する可能性のある放射線量率 (3.0mSv/h 以下) を監視可能。	Ss 機能維持	カメラ：緊急 用直流電源 空冷装置：緊急 用交流電源	イオン チェンバ	※24	29 30	
	1	—	※6	重大事故等時に発生する可能性のある放射線量率 (3.0mSv/h 以下) を監視可能。	Ss 機能維持	カメラ：緊急 用直流電源 空冷装置：緊急 用交流電源	赤外線 カメラ	※24	29 30	

※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※3：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

※4：基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (ベッセルゼロレベルより 1,340cm)。 ※5：基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm)。

※6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※7：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。 ※8：可搬型設備による対応時に使用。 ※9：狭帯域流量。

※10：R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m、0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)。 ※11：ペダスタル底面 (コリウムシールド上表面：EL.11,806mm) からの高さ。

※12：基準点は通常運転水位 EL.3,030mm (サブレーション・チェンバ底部より 7,030mm)。 ※13：R P V 破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)。

※14：R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) (高さ 0.5m、1.0m 未満水位計)。 ※15：R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合) (満水管理水位計)。

※16：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※17：平均出力領域計装 A ~ F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E, F にはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

※18：2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置。 ※19：基準点は使用済燃料ラック上端 EL.39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)。

※20：検出点 2 箇所。 ※21：検出点 8 箇所。

※22：「設置許可基準規則」第 47 条、48 条及び 49 条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に對して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、電源については、非常用所内電氣設備と独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。詳細については、「3.14 電源設備 (「設置許可基準規則」第 57 条に對する設計方針を示す章) の補足説明資料 57-9」参照。なお、各条文中に「設置許可基準規則」第 57 条に對するパラメータとすることで多様性を有しており、低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位に對して常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドラウイェル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については、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代替所内電氣設備を経由して電源を受電できる設計とする。可搬型計測器による計測が可能な設計としており、多様性を有しては、「3.14 電源設備 (「設置許可基準規則」第 57 条に對する設計方針を示す章) の補足説明資料 57-9」参照。なお、各条文中に「設置許可基準規則」第 57 条に對するパラメータの選定結果は、補足説明資料 58-10 に整理している。

※23：「設置許可基準規則」第 51 条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しては、補足説明資料 58-10 に整理している。

※24：「可搬型計測器で計測できるパラメータでない場合を「-」で示す。全交流動力電源喪失時は、水素・酸素濃度監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置 (水位・温度 (SA 広域)、監視カメラ) に a 對して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には、監視計測器は使用可能である。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/16)

【推定ケース】

- ケース 1 : 同一物理量 (温度, 圧力, 水位, 流量, 放射線量率, 水素濃度及び中性子束) から推定する。
- ケース 2 : 水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定する。
- ケース 3 : 流量を注水先又は水源の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース 4 : 圧力から原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の水位を推定する。
- ケース 5 : 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位, 圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 6 : 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定する。
- ケース 7 : 水素燃焼するおそれのある状態であることを推定する。
- ケース 8 : 装置の作動状況により水素濃度を推定する。
- ケース 9 : 制御棒の位置指示により未臨界を推定する。
- ケース 10 : プラントの状態により最終ヒートシンクの確保を推定する。
- ケース 11 : 使用済燃料プールの状態を同一物理量 (温度), あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により, 使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。

なお, 代替パラメータによる推定に当たっては, 代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① 原子炉圧力容器温度の 1 チャンネルが故障した場合, 他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また, スクラム後, 原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③ 残留熱除去系が運転状態であれば, 残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		② 原子炉圧力	ケース 6	
		② 原子炉圧力 (SA) ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース 1	
		③ 残留熱除去系熱交換器入口温度		

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力	① 主要パラメータの他チャネル ② 原子炉圧力 (SA) ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA 広帯域) ③ 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	① 原子炉圧力の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ② 原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	① 主要パラメータの他チャネル ② 原子炉圧力 ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA 広帯域) ③ 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	① 原子炉圧力 (SA) の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ② 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	① 主要パラメータの他チャヤンネル ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 高圧代替注水系統流量 ③ 低圧代替注水系統流量 ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ③ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ③ 高圧炉心スプレイ系系統流量 ③ 残留熱除去系系統流量 ③ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ④ 原子炉圧力 ④ 原子炉圧力 (SA) ④ サブレーション・チェンバ圧力	ケース 1 ケース 2 ケース 4	① 原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) の 1 チャヤンネルが故障した場合、他チャヤンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (SA 広帯域) 又は原子炉水位 (SA 燃料域) により推定する。 ③ 高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブレーション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。
	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域) ② 高圧代替注水系統流量 ② 低圧代替注水系統流量 ② 代替循環冷却系原子炉注水流量 ② 代替循環冷却系原子炉注水流量 ② 原子炉隔離時冷却系系統流量 ② 高圧炉心スプレイ系系統流量 ② 残留熱除去系系統流量 ② 低圧炉心スプレイ系系統流量 ③ 原子炉圧力 ③ 原子炉圧力 (SA) ③ サブレーション・チェンバ圧力	ケース 1 ケース 2 ケース 4	① 原子炉水位 (SA 広帯域) 又は原子炉水位 (SA 燃料域) の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ② 高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブレーション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧代替注水系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S.A.広帯域) ②原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース 3	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S.A.広帯域) ②原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース 3	①低圧代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S.A.広帯域) ③原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース 1 ケース 3	①代替循環冷却系原子炉注水流量の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ②代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S.A.広帯域) ②原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース 3	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	高圧炉心スプレイス系系統流量	①サブプレッジョン・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S.A.広帯域) ②原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース 3	①高圧炉心スプレイス系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイス系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッジョン・プール水位を優先する。
	残留熱除去系系統流量	①主要パラメータの他チャネル ②サブプレッジョン・プール水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S.A.広帯域) ③原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース 1 ケース 3	①残留熱除去系系統流量の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ②残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	低圧炉心スプレイス系系統流量	①サブプレッジョン・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S.A.広帯域) ②原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース 3	①低圧炉心スプレイス系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイス系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッジョン・プール水位を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②サブプレッション・プール水位	ケース 3	①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先のサブプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
	低圧代替注水系統格納容器下部注水量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	ケース 3	①低圧代替注水系統格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系統格納容器下部注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
原子炉格納容器内の温度 (1/2)	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 1 ケース 6	①ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合には、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③サブプレッション・チェンバ圧力により、上記①と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②サブプレッション・プール水温度 ③サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 6	②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7 / 16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度 (2 / 2)	サブレーション・プール水温度	① 主要パラメータの他チャンネル ② サブレーション・チェンバ霧囲気温度	ケース 1	① サブレーション・プール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② サブレーション・プール水温度の監視が不可能となった場合には、サブレーション・チェンバ霧囲気温度によりサブレーション・プール水温度を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器下部水温	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① 格納容器下部水温の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 < R P V 破損判断基準 > デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個 (予備 1 個含む) 設置し、R P V 破損の早期判断の観点から、2 個以上が上昇傾向 (デブリ落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に、R P V 破損を判断する。 < ベデスタル満水注水判断基準 > デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個 (予備 1 個含む) 設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3 個以上がオバースケール (デブリの接触による温度上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に、ベデスタル満水注水を判断する。
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	① サブレーション・チェンバ圧力	ケース 1	① ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、サブレーション・チェンバ圧力により推定する。 ② 飽和温度 / 圧力の関係を利用してドライウエル霧囲気温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③ [ドライウエル圧力] ※2
		② ドライウエル霧囲気温度	ケース 6	
		③ [ドライウエル圧力] ※2	ケース 1	
サブレーション・チェンバ圧力	サブレーション・チェンバ圧力	① ドライウエル圧力	ケース 1	① サブレーション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合には、ドライウエル圧力により推定する。 ② 飽和温度 / 圧力の関係を利用してサブレーション・チェンバ霧囲気温度によりサブレーション・チェンバ圧力を推定する。 ③ 監視可能であればサブレーション・チェンバ圧力 (常用計器) により、圧力を推定する。
		② サブレーション・チェンバ霧囲気温度	ケース 6	
		③ [サブレーション・チェンバ圧力] ※2	ケース 1	

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 代替淡水貯槽水位 ② 西側淡水貯水設備水位 ③ ドライウエル圧力 ③ サプレッション・チェンバ圧力	ケース 2 ケース 4	① サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合には、低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、サブプレッション・プール水位を推定する。 ② 水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、サブプレッション・プール水位を推定する。 <ベント判断基準> サプレッション・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッション・プールへ移行する場合は想定しており、サブプレッション・プール水位の計測目的から考えと保守的な評価となり問題ないことから、推定した値からベント実施判断基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m (ベントライン下端から-1.64m) の到達確認をもって、ベントを実施する。 ③ ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッション・プール水位を推定する。 推定は、注水先に近い低圧代替注水系格納容器スプレイ流量を優先する。
	格納容器下部水位	① 主要パラメータの他チャンネル ② 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③ 代替淡水貯槽水位 ③ 西側淡水貯水設備水位	ケース 1 ケース 2 ケース 2	① 格納容器下部水位の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③ 水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ① 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ① ドライウエル圧力 ① サプレッション・チェンバ圧力	ケース 7	① 格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合には、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。 ① ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ② 監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用計器) により、水素濃度を推定する。
		② [格納容器内水素濃度] ※2	ケース 1	推定は、重要代替計器である格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C), ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	ケース 1	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合には、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	ケース 1	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合には、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
未 臨 界 の 維 持 又 は 確 認	起動領域計装 平均出力領域計装	① 主要パラメータの他チャンネル ② 平均出力領域計装	ケース 1	① 起動領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 起動領域計装の監視が不可能となった場合には、平均出力領域計装により推定する。 ③ 制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ [制御棒操作監視系] ※2	ケース 9	
		① 主要パラメータの他チャンネル ② 起動領域計装	ケース 1	
	[制御棒操作監視系]	① 起動領域計装 ② 平均出力領域計装	ケース 9	① 平均出力領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 平均出力領域計装の監視が不可能となった場合には、起動領域計装により推定する。 ③ 制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）の監視が不可能となった場合には、起動領域計装により推定する。 ② 平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11 / 16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンの確保 (1 / 2)	<格納容器圧力逃がし装置> フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度	① 主要パラメータ (フィルタ装置水位, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ), フィルタ装置入口水素濃度) の他チャヤンネル ② ドライウエル雰囲気温度 ② サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ② ドライウエル圧力 ② サプレッション・チェンバ圧力	ケース 1 ケース 1 0	① 主要パラメータのうち、フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)、フィルタ装置入口水素濃度の 1 チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ② 格納容器圧力逃がし装置による冷却において、フィルタ装置水位、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)、フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度、サプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンの確保が確保されていることを推定する。 ② なお、フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合には、フィルタ容器内は飽和状態であるため、スクラビング水温度からフィルタ装置圧力を推定する。 ② フィルタ装置スクラビング水温度の監視が不可能となった場合には、優先して予備側検出素子により計測する。予備側の監視が不可能な場合には、フィルタ容器内は飽和状態であるため、フィルタ装置圧力からスクラビング水温度を推定する。
	<耐圧強化ベント系> 耐圧強化ベント系放射線モニタ	① ドライウエル雰囲気温度 ① サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ① ドライウエル圧力 ① サプレッション・チェンバ圧力	ケース 1 0	① 耐圧強化ベント系による冷却において、耐圧強化ベント系放射線モニタの監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンの確保が確保されていることを推定する。 推定は、ドライウエル又はウェットウエルのベントに使用した方を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 (2/2)	< 代替循環冷却系 > サプレッション・プールの水温度 代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレ 流量	① 主要パラメータの他チャンネル ② ドライウエル雰囲気温度 ② サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 1 ケース 1 0	① 主要パラメータの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(代替循環冷却系ポンプ入口温度、代替循環冷却系原子炉注水流量及び代替循環冷却系格納容器スプレ流量は、他系統が運転状態の場合) ② 代替循環冷却系による冷却において、サプレッション・プール水温度、代替循環冷却系ポンプ入口温度、代替循環冷却系原子炉注水流量、代替循環冷却系格納容器スプレ流量の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	< 残留熱除去系 > 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 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	① 主要パラメータ (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、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量) の他チャンネル ② 原子炉圧力容器温度 ② ドライウエル雰囲気温度 ② サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ② サプレッション・プール水温度	ケース 1 ケース 1 0	① 主要パラメータのうち、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、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 残留熱除去系による冷却において、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、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量、緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)、緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度、サプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。 推定は、主要パラメータ (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、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量) の他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器ハイパスの監視	<p><原子炉圧力容器内の状態> 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S.A.広帯域) 原子炉水位 (S.A.燃料域) 原子炉圧力 (S.A.)</p>	<p>① 主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S.A.)) の他チャンネルにより推定する ※2 [エリア放射線モニタ]</p>	<p>ケース 1 ケース 5</p>	<p>① 主要パラメータのうち, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力及び原子炉圧力 (S.A.) の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S.A.広帯域), 原子炉水位 (S.A.燃料域), 原子炉圧力及び原子炉圧力 (S.A.) の監視が不可能となった場合は, ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器ハイパスの発生を推定する。 推定は, 主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S.A.)) の他チャンネルを優先する。</p>
	<p><原子炉格納容器内の状態> ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力</p>	<p>① 主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネル ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (S.A.広帯域) ② 原子炉水位 (S.A.燃料域) ② 原子炉圧力 ② 原子炉圧力 (S.A.) ※2 [エリア放射線モニタ]</p>	<p>ケース 1 ケース 5</p>	<p>① 主要パラメータのうち, ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ② ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S.A.広帯域), 原子炉水位 (S.A.燃料域), 原子炉圧力 (S.A.) 及びエリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器ハイパスの発生を推定する。 推定は, 主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネルを優先する。</p>
	<p><原子炉建屋内の状態> [エリア放射線モニタ]</p>	<p>① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域) ① 原子炉水位 (S.A.広帯域) ① 原子炉水位 (S.A.燃料域) ① 原子炉圧力 ① 原子炉圧力 (S.A.) ① ドライウエル雰囲気温度 ① ドライウエル圧力</p>	<p>ケース 5</p>	<p>① エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S.A.広帯域), 原子炉水位 (S.A.燃料域), 原子炉圧力 (S.A.), ドライウエル雰囲気温度及びドライウエル圧力により格納容器ハイパスの発生を推定する。</p>

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (1/2)	サブプレッジョン・プールの水位	① 高圧代替注水系統流量 ① 代替循環冷却系原子炉注水流量 ① 原子炉隔離冷却系系統流量 ① 高圧炉心スプレイス系統流量 ① 残留熱除去系統流量 ① 低圧炉心スプレイス系統流量 ② 常設高圧代替注水ポンプ吐出力 ② 代替循環冷却系ポンプ吐出力 ② 原子炉隔離冷却系ポンプ吐出力 ② 高圧炉心スプレイスポンプ吐出力 ② 残留熱除去系ポンプ吐出力 ② 低圧炉心スプレイスポンプ吐出力	ケース 2	① サプレッジョン・プール水位の監視が不可能となった場合には、サブプレッジョン・プールの水を水源とする高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを推定する。 ② サプレッジョン・プールの水を水源とする常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイス系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイス系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止基準> サプレッジョン・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、水源が確保されていることを推定する。原子炉压力容器への注水中に、ECCS系の配管破断などによりサブプレッジョン・プールの水が流出し、ポンプの必要NPSHが得られず、吐出圧力の異常（圧力低下、ハンチングなど）が確認された場合に、ポンプを停止する。 推定は、サブプレッジョン・プールの水を水源とするポンプの注水量を優先する。
	代替淡水貯槽水位	① 低圧代替注水系統原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系統格納容器スプレイス流量 ① 低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位（広帯域） ② 原子炉水位（燃料域） ② 原子炉水位（S.A.広帯域） ② 原子炉水位（S.A.燃料域） ② サプレッジョン・プール水位 ③ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出力	ケース 2	① 代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合には、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプによる各注水先への流量から、代替淡水貯槽水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位及びサブプレッジョン・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお、代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③ 常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から、ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (2/2)	西側淡水貯水設備水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (S.A. 広帯域) ② 原子炉水位 (S.A. 燃料域) ② サブプレッション・プールの水位	ケース 2	① 西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合には、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプによる各注水先への流量から、西側淡水貯水設備水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内 の酸素濃度	原子炉建屋酸素濃度	① 主要パラメータの他チャネル ② 静的触媒式酸素再結合器動作監視装置	ケース 1 ケース 8	① 原子炉建屋酸素濃度の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ② 原子炉建屋酸素濃度の監視が不可能となった場合には、静的触媒式酸素再結合器動作監視装置 (静的触媒式酸素再結合器入口/出口の差温度から酸素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
原子炉格納容器内 の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S.A.)	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ① 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ① ドライウエル圧力 ① サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 7 ケース 1	① 格納容器内酸素濃度 (S.A.) の監視が不可能となった場合には、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。 ① ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、酸素燃焼の可能性を推定する。 ② 監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 推定は、重要代替計器である格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)、ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース11	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール温度 (SA) により使用済燃料プールの温度を推定する。また、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて放射線量を計測した後、水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、温度の場合は同じ仕様である使用済燃料プール温度 (SA) を、水位の場合は使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) を優先する。
	使用済燃料プール温度 (SA)	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース11	①使用済燃料プール温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) により温度を推定する。 ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料プール温度 (SA) ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース11	①使用済燃料プールエリア放射線モニタの監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料プール温度 (SA) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。
使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	ケース11	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料プール温度 (SA)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、使用済燃料プールの状態を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-4 表 補助パラメータ (1/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ
	154kV 原子力 1 号線電圧	原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ
	M/C 2 C 電圧 ※1	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	M/C 2 D 電圧 ※1	
	M/C 2 E 電圧	
	M/C HPCS 電圧 ※1	
	P/C 2 C 電圧 ※1	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ
	P/C 2 D 電圧 ※1	
	緊急用 M/C 電圧 ※1	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	緊急用 P/C 電圧 ※1	緊急用 P/C の受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 ※1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 ※1	
	直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧 ※1	
	中性子モニタ用蓄電池 A 系電圧 ※1	
	中性子モニタ用蓄電池 B 系電圧 ※1	
	直流 125V 充電器 A・B 蓄電池電圧	
	直流±24V 充電器 A・B 蓄電池電圧	
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ※1	
	緊急用直流 125V 充電器蓄電池電圧	
	HPCS D/G 電圧	
	HPCS D/G 周波数	
	D/G 2 C・2 D 海水系入口圧力	
	HPCS D/G 海水系入口圧力	
	常設代替高圧電源装置発電機電圧	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ
	常設代替高圧電源装置発電機周波数	
	常設代替高圧電源装置エンジン回転数	
	常設代替高圧電源装置潤滑油入口温度	
	常設代替高圧電源装置潤滑油入口圧力	
	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	
	可搬型代替低圧電源車発電機周波数	
	可搬型整流器電圧	
	常設代替高圧電源装置燃料タンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ
可搬型設備用軽油タンク油面		
各機器油タンクレベル		

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

第 1.15-4 表 補助パラメータ (2/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
補機関係	ほう酸水貯蔵タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 ※1	
	局所出力領域計装	
	常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ
	高圧代替注水系タービン入口圧力	
	高圧代替注水系タービン排気圧力	
	低圧代替注水系流量 (格納容器頂部)	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ
	低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)	
	非常用ガス処理系出口放射線モニタ	耐圧強化ベント系による運転状態を確認するパラメータ
	計器用空気系系統圧力	
	緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ
代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度		
その他	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ
	制御棒駆動水圧系系統流量	
	制御棒駆動系冷却水ライン流量	
	原子炉水位 (狭帯域)	原子炉の水位を確認するパラメータ
	非常用窒素供給系供給圧力 ※1	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ
	非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力 ※1	
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 ※1	
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力 ※1	
	主蒸気流量	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ
	給水流量	給復水系の運転状態を確認するパラメータ
	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	
	復水器真空度	
	タービン駆動給水ポンプ吐出圧力	
	電動駆動給水ポンプ吐出圧力	
	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	消火系の運転状態を確認するパラメータ
	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	補給水系の運転状態を確認するパラメータ
	純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	
	原子炉冷却材浄化系系統流量	
	原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度	原子炉冷却材浄化系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度	

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

第 1.15-4 表 補助パラメータ (3/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	代替循環冷却系ポンプ出口流量	代替循環冷却系の運転状態を確認するパラメータ
	第二弁操作室差圧	第二弁操作室の陽圧化を確認するパラメータ
	空気ポンベユニット空気供給流量	
	薬液タンク圧力	サプレション・プール水 pH 制御設備の状態を確認するパラメータ
	薬液タンク液位	
	制御棒位置指示	溶融炉心の徴候を検知するパラメータ
	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量	
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力	
	可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度	
	可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度	
	非常用ガス再循環系空気流量	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ
	非常用ガス処理系空気流量	
	使用済燃料プール温度	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ
	スキマサージタンク水位	
	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	
	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	
	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	
	原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ
	モニタリング・ポスト	原子炉建屋周辺の放射線量率を確認するパラメータ
	高所淡水池	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ
	北側淡水池	
	復水貯蔵タンク水位	
	ろ過水貯蔵タンク水位	
純水貯蔵タンク水位		
多目的タンク水位		
原水タンク水位		

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

第 1.15-5 表 有効監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器（自主対策設備）

分類	有効監視パラメータ 常用代替監視パラメータ	重要代替計器	計測範囲	個数	電源
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ※2	—	0～500kPa[abs]	1	区分Ⅰ，Ⅱ 計装用交流電源
				1	所内バイタル交流電源
	サプレッション・チェンバ圧力 ※2	—	0～500kPa[abs]	1	区分Ⅰ，Ⅱ 計装用交流電源
				1	所内バイタル交流電源
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 ※2	—	0～20vol%/ 0～100vol%	2	区分Ⅰ，Ⅱ 計装用交流電源
未臨界の維持又は確認	制御棒操作監視系 ※1	起動領域計装 平均出力領域計装	00～48 (制御棒位置指示)	185	所内バイタル交流電源
格納容器バイパスの監視	エリア放射線モニタ ※1	原子炉水位（広帯域）	10 ⁻⁴ ～10 ⁰ mSv/h 10 ⁻³ ～10 ¹ mSv/h 10 ⁻² ～10 ² mSv/h 10 ⁰ ～10 ⁴ mSv/h	13 6 1 1	区分Ⅰ，Ⅱ 計装用交流電源
		原子炉水位（燃料域）			
		原子炉水位（SA広帯域）			
		原子炉水位（SA燃料域）			
		原子炉圧力			
		原子炉圧力（SA）			
		ドライウエル雰囲気温度			
		ドライウエル圧力			
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 ※2	—	0～10vol%/ 0～30vol%	2	区分Ⅰ，Ⅱ 計装用交流電源

※1：分類のうち、有効監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (1/6)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		記録		
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ※1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉圧力 ※2	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力 (SA) ※2					
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
	原子炉水位 (SA広帯域) ※2					
	原子炉水位 (SA燃料域) ※2	最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>を監視するパラメータと同じ。				
	残留熱除去系熱交換器入口温度 ※2					
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	可	要	—	SPDS	—
	原子炉圧力 (SA)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
	原子炉水位 (SA広帯域) ※2					
	原子炉水位 (SA燃料域) ※2	最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力容器温度 ※2					
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (燃料域)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (SA広帯域)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (SA燃料域)	可	要	—	SPDS	—
	高压代替注水系系統流量 ※1	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	低压代替注水系原子炉注水流量 ※2					
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※2					
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※2					
	高压炉心スプレイ系系統流量 ※2					
	残留熱除去系系統流量 ※2					
	低压炉心スプレイ系系統流量 ※2					
	原子炉圧力 ※2	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	原子炉圧力 (SA) ※2	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
サブプレッション・チェンバ圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高压代替注水系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	低压代替注水系原子炉注水流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	高压炉心スプレイ系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	低压炉心スプレイ系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—

※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

[]：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

□：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (2/6)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		記録		
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	サブプレッション・プール水位 ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	西側淡水貯水設備水位 ※2					
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
	原子炉水位 (SA 広帯域) ※2					
	原子炉水位 (SA 燃料域) ※2					
原子炉格納容器への注水量	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	低压代替注水系格納容器下部注水流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	西側淡水貯水設備水位 ※2					
	サブプレッション・プール水位 ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器下部水位 ※2					
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・プール水温度	可	要	—	SPDS	—
	格納容器下部水温 ※1	可	要	—	SPDS	—
	ドライウエル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2					
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・チェンバ圧力	可	要	—	SPDS	—
	ドライウエル雰囲気温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※2					
	[ドライウエル圧力]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。
	[サブプレッション・チェンバ圧力]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。

※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

[]：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

□：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (3/6)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ※1	可	要	—	SPDS	—
	格納容器下部水位 ※1	可	要	—	SPDS	—
	低压代替注水系原子炉注水流量 ※2	原子炉压力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 ※2	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	低压代替注水系格納容器下部注水流量 ※2					
	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	西側淡水貯水設備水位 ※2					
	ドライウエル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
サブプレッション・チェンバ圧力 ※2						
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※2	原子炉格納容器内の放射線量率を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※2					
	ドライウエル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2					
	[格納容器内水素濃度]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
未臨界の維持又は確認	起動領域計装	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	SPDS	—
	平均出力領域計装	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	SPDS	—
	[制御棒操作監視系]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機	—

※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

[]：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

□：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (4/6)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	可	要	—	SPDS	—
	フィルタ装置圧力 ※1	可	要	—	SPDS	—
	フィルタ装置スクラビング水温度 ※1	可	要	—	SPDS	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	フィルタ装置入口水素濃度	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	サブプレッション・プール水温度	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	可	要	—	SPDS	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系熱交換器入口温度	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系熱交換器出口温度	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系系統流量	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	残留熱除去系海水系系統流量	可	要	—	SPDS	—
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ※1	可	要	—	SPDS	—
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) ※1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉圧力容器温度 ※2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウェル雰囲気温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※2					
	ドライウェル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
サブプレッション・チェンバ圧力 ※2						
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域)	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域)					
	原子炉水位 (SA広帯域)					
	原子炉水位 (SA燃料域)					
	原子炉圧力	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力 (SA)					
	ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウェル圧力	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
[エリア放射線モニタ]	否	—	可搬型計測器での計測対象外	放射線管理計算機記録計	—	

※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

[]：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

□：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (5/6)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		記録		
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
水源の確保	サブプレッション・プール水位	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	代替淡水貯槽水位 ※1	可	要	—	SPDS	—
	西側淡水貯水設備水位 ※1	可	要	—	SPDS	—
	高压代替注水系系統流量 ※2	原子炉压力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※2					
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※2					
	高压炉心スプレイ系系統流量 ※2					
	残留熱除去系系統流量 ※2					
	低压炉心スプレイ系系統流量 ※2					
	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 ※2					
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—
	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—
	低压代替注水系原子炉注水流量 ※2	原子炉压力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 ※2					
	低压代替注水系格納容器下部注水流量 ※2					
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉压力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
原子炉水位 (SA広帯域) ※2						
原子炉水位 (SA燃料域) ※2						
常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—	

※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

[]：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

□：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (6/6)

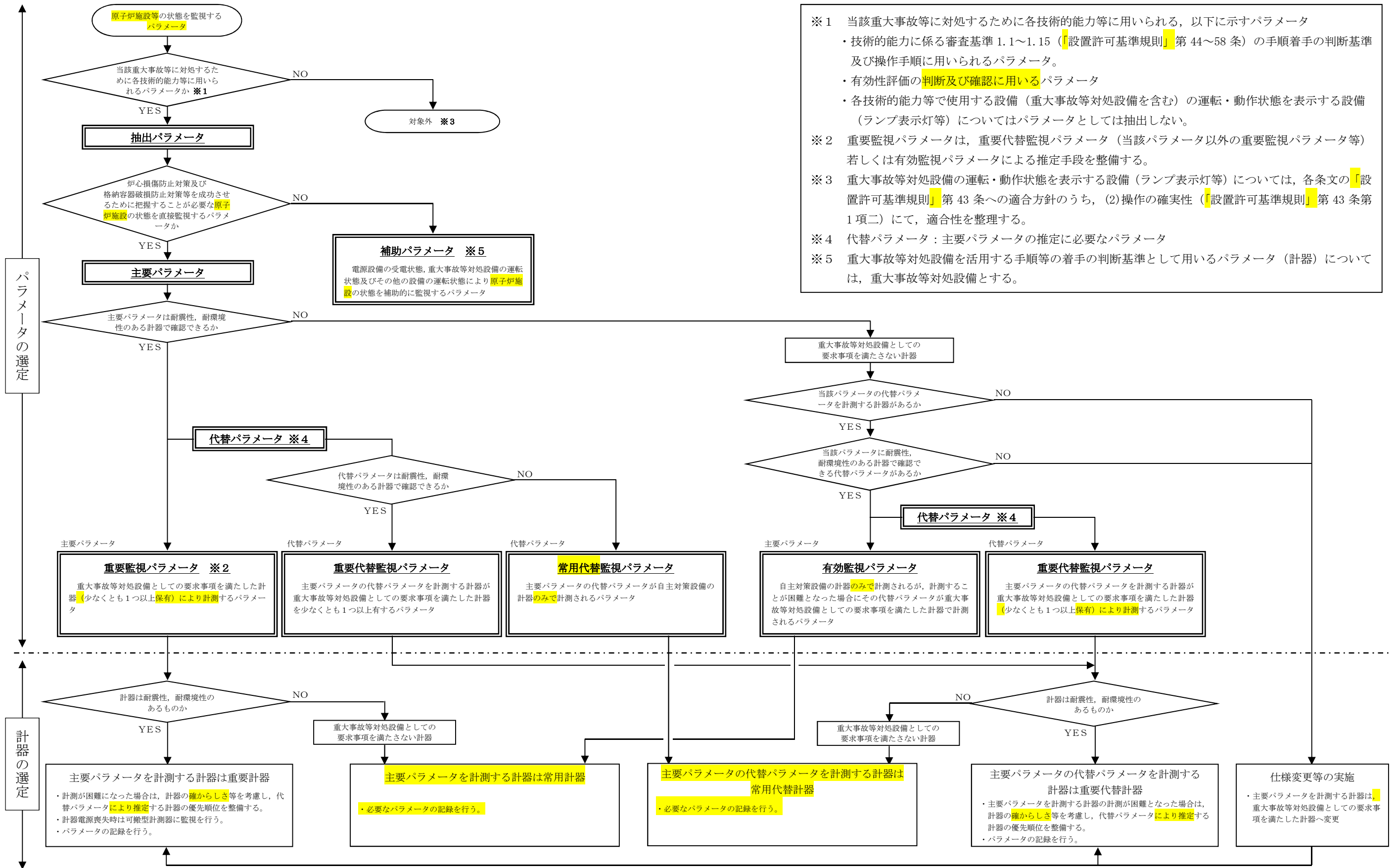
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		要否理由	記録	
		計測			記録先	備考
		可否	要否			
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ※1	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ※2	可	要	—	SPDS	—
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※2	原子炉格納容器内の放射線量率を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※2					
	ドライウェル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2					
	[格納容器内酸素濃度]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 (SA 広域)	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	使用済燃料プール温度 (SA 広域)	可	要	—	SPDS	—
	使用済燃料プール温度 (SA)	可	要	—	SPDS	—
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	使用済燃料プール監視カメラ	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により給電可能であるため、計器の使用が可能。	監視モニター表示端末	—

※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

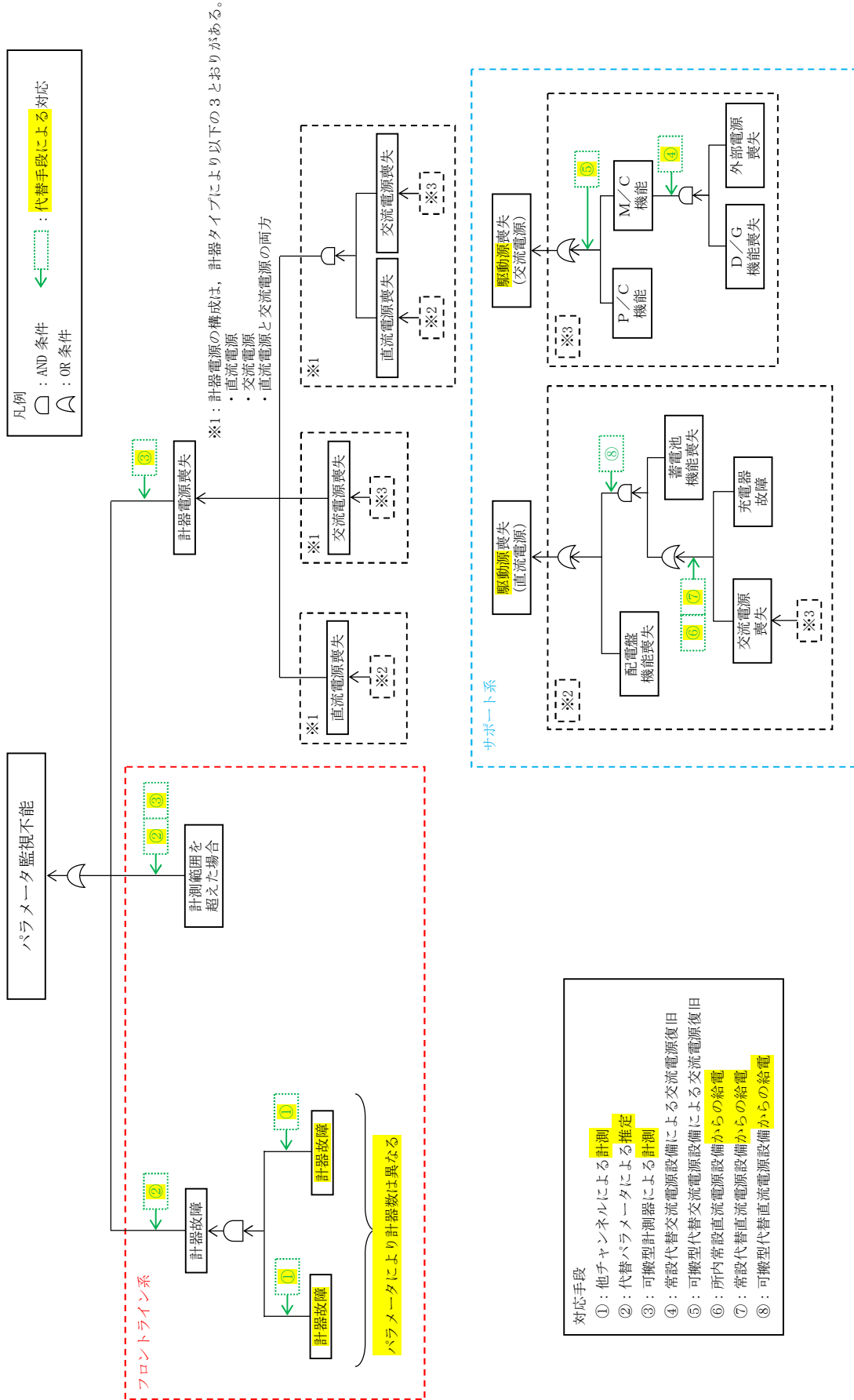
※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

[]：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

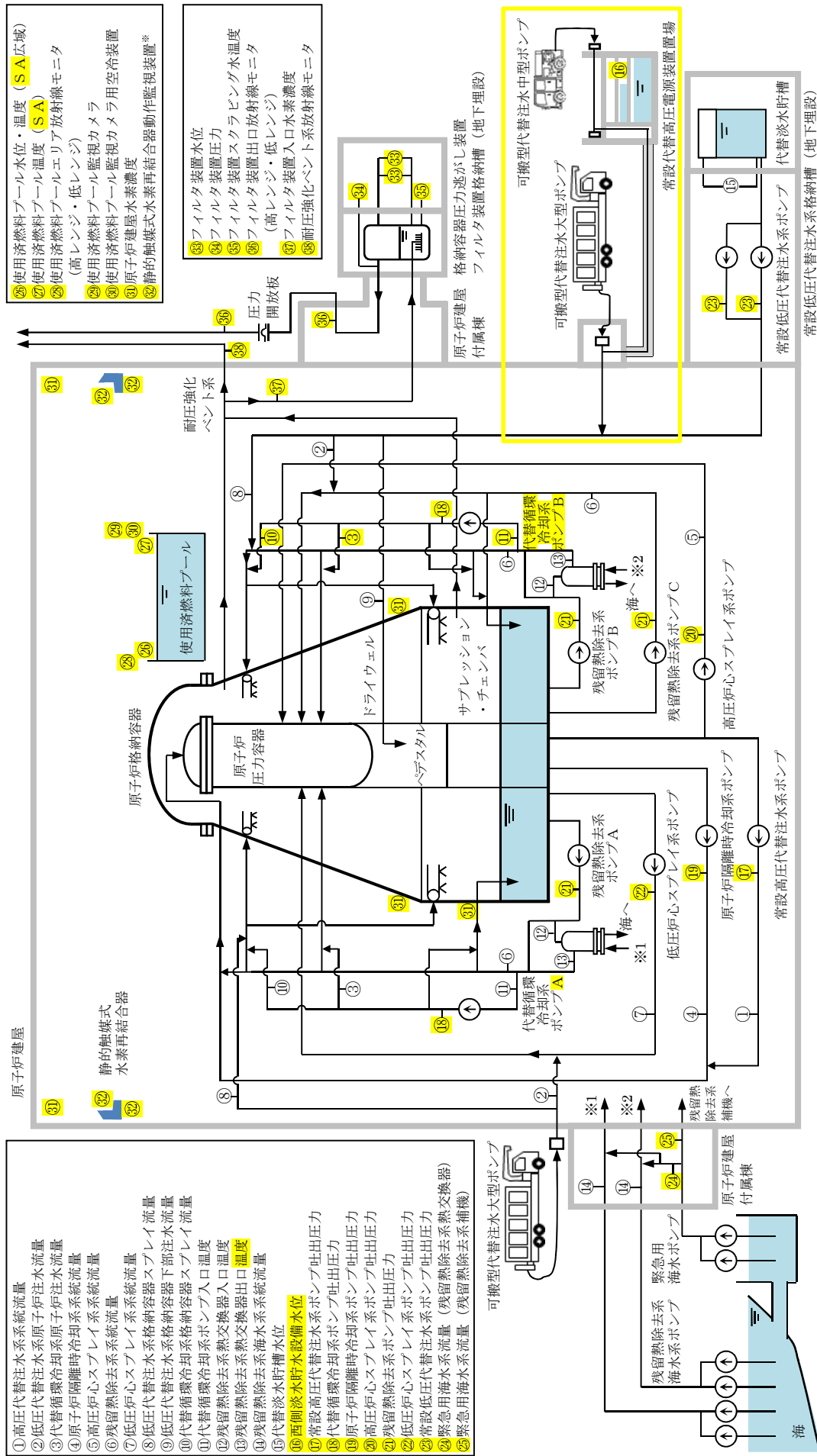
□：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。



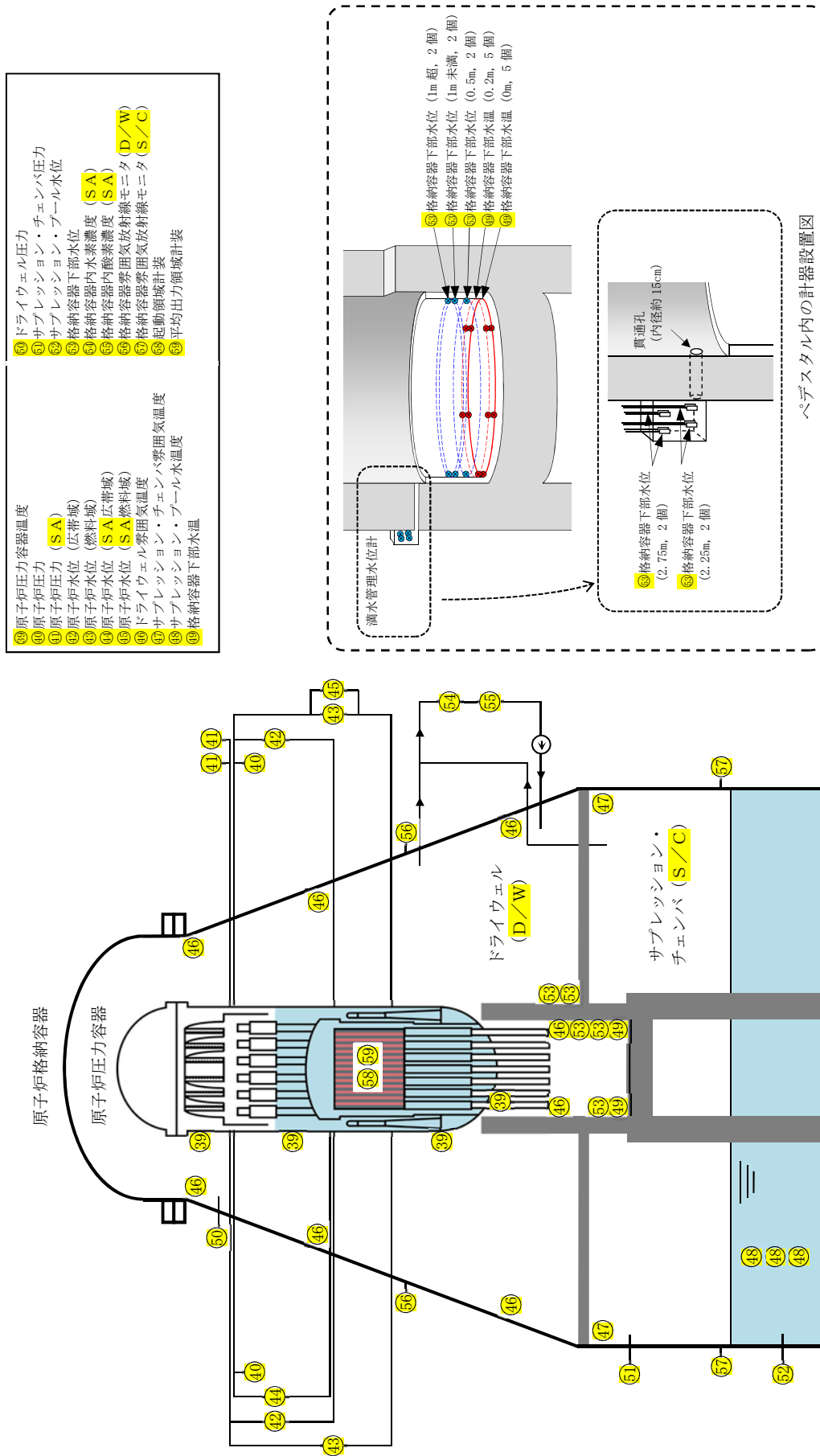
第 1.15-1 図 重大事故等時に必要なパラメータ及び計器の選定フロー



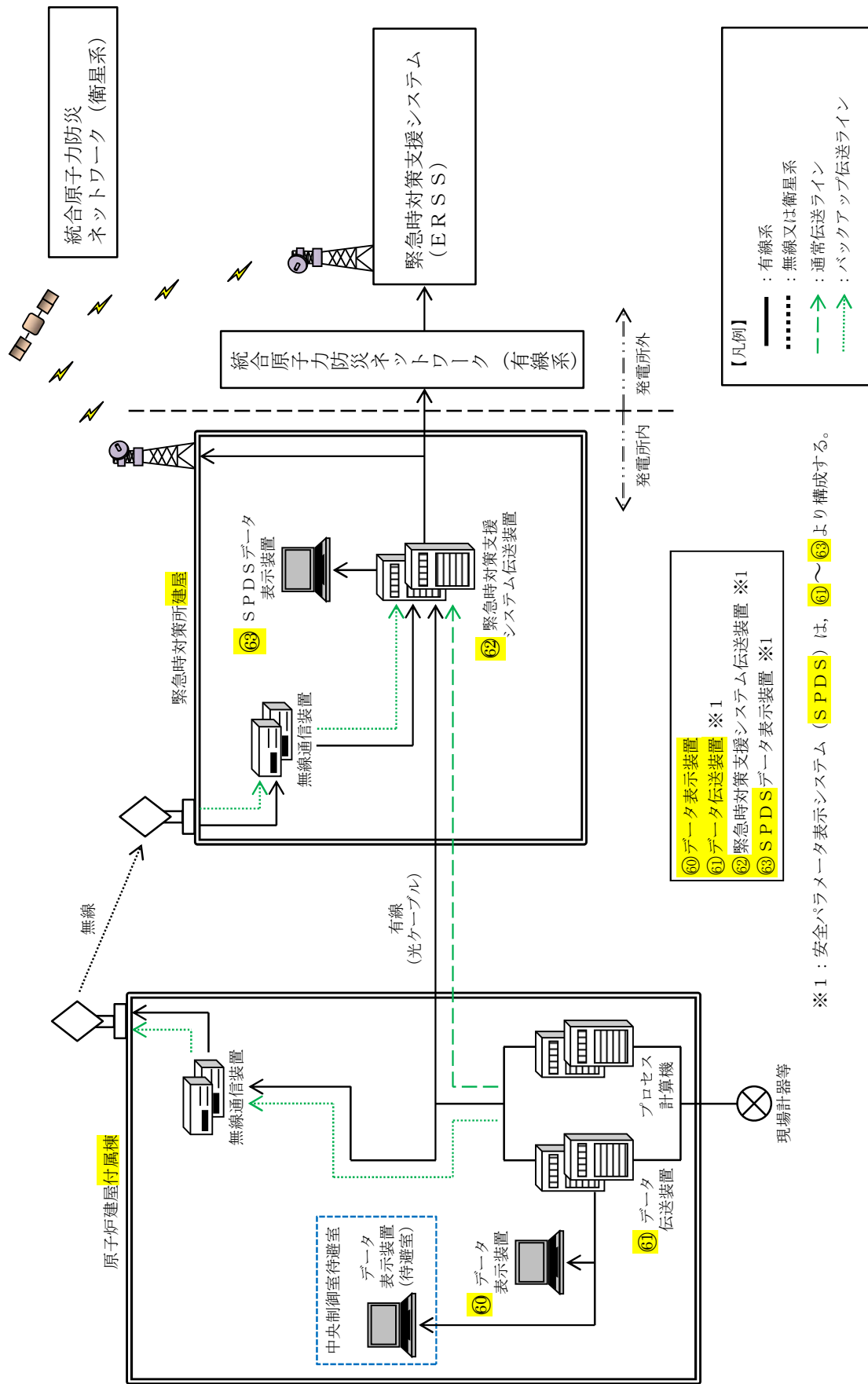
第 1.15-2 図 機能喪失原因対策分析



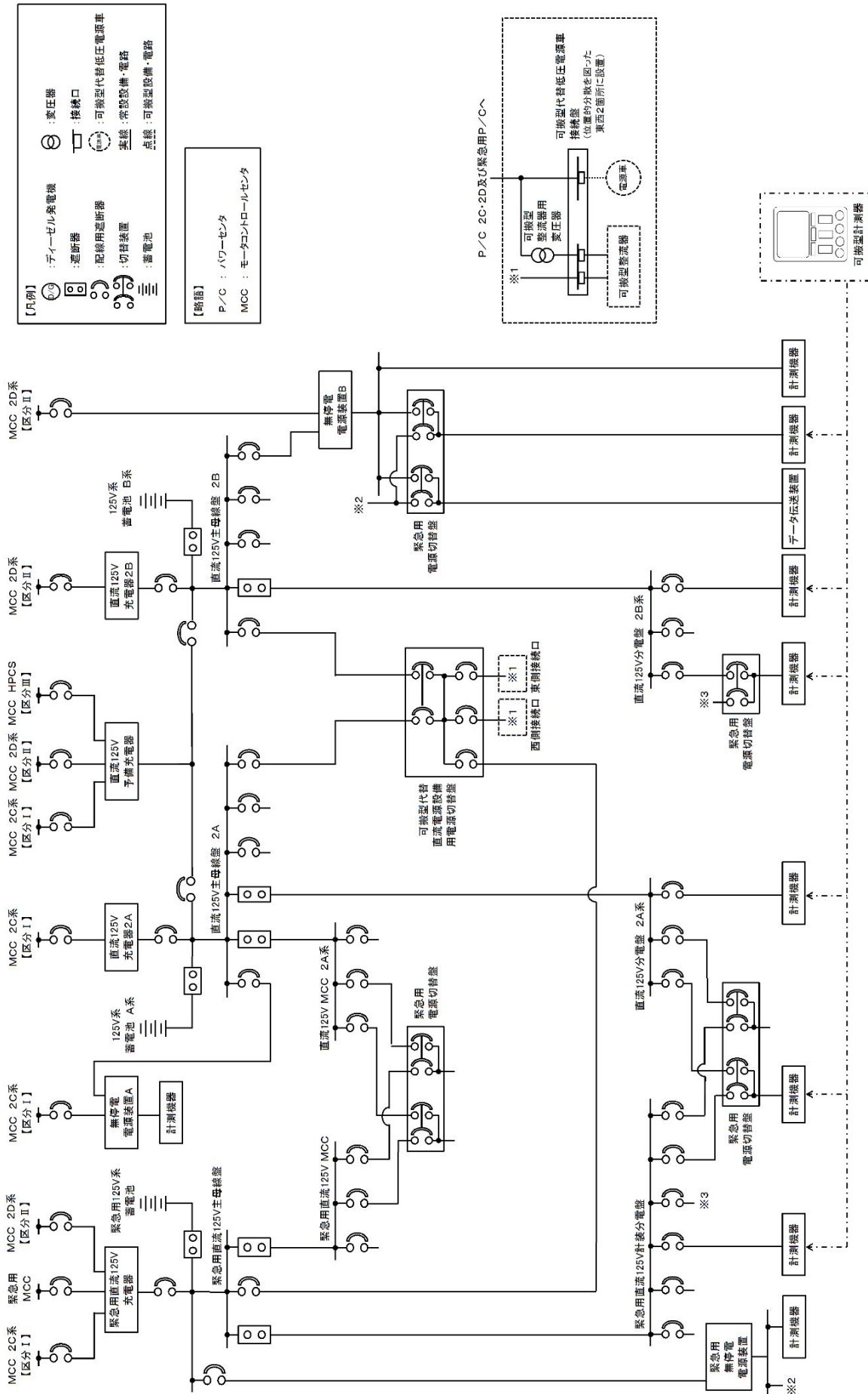
第 1.15-3 図 重要計器及び重要代替計器 (重大事故等対処設備) の系統概要図 (1/2)



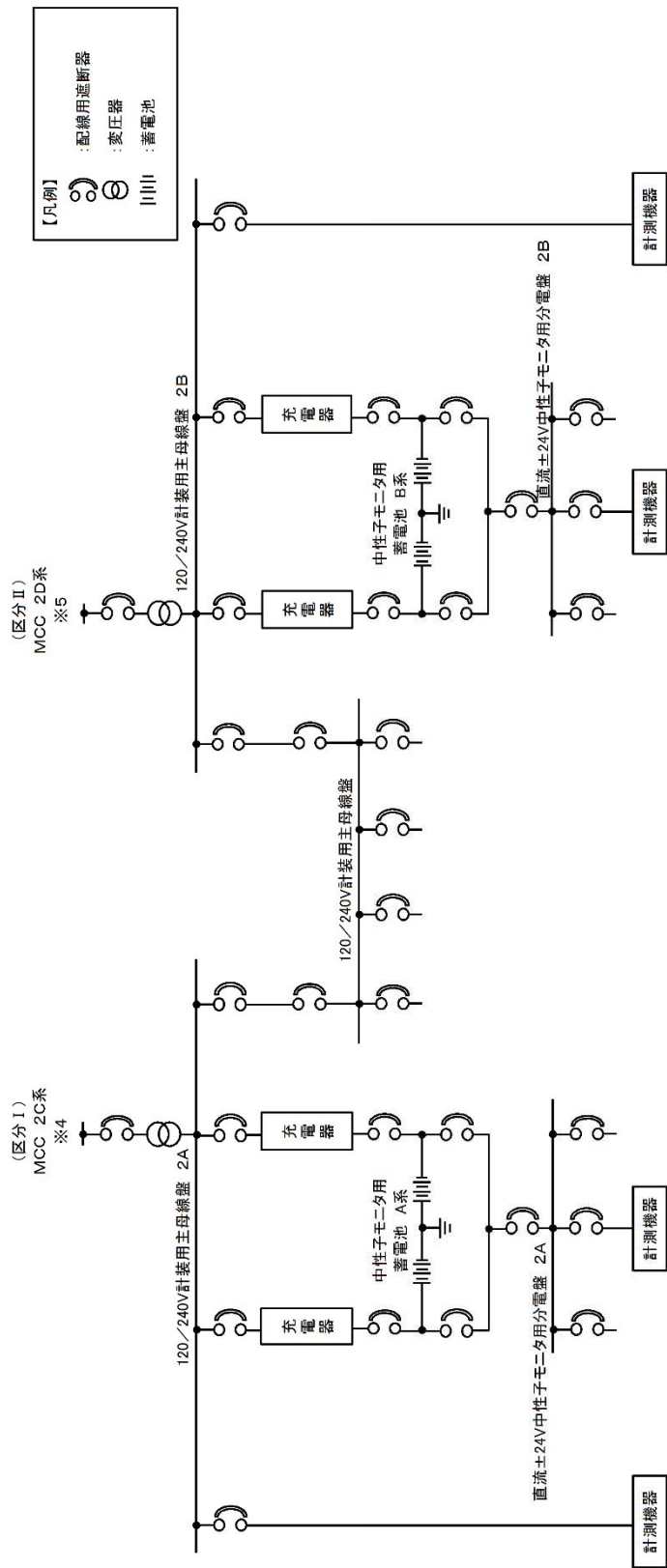
第 1.15-3 図 重要計器及び重要代替計器 (重大事故等対処設備) の系統概要図 (2/2)



第 1.15-4 図 データ表示装置及び安全パラメータ表示システム (SPDS) の系統概要図

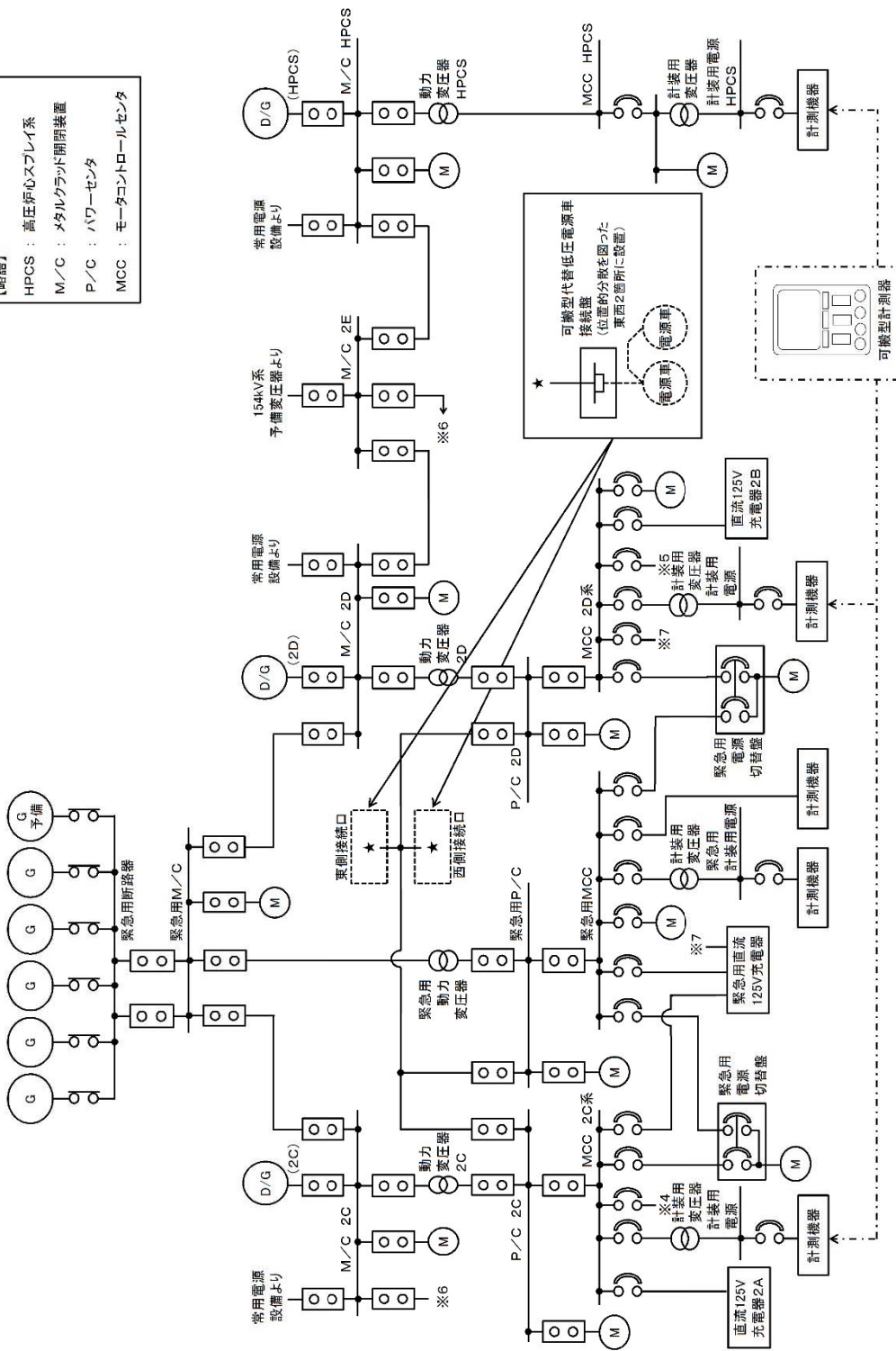


第 1.15-5 図 計器の電源構成図 (直流) (1/3)



第 1.15-5 図 計器の電源構成図 (直流) (2/3)

【略語】
 HPCS : 高圧炉心スプレイス
 M/C : メタルクラッド開閉装置
 P/C : パワーセンタ
 MCC : モータコントロールセンタ



【凡例】
 (G): ディーゼル発電機
 (D/G): 遮断器
 (M/C): 常設代替高圧電源装置
 (P/C): 可搬型代替低圧電源車
 (MCC): 配線用遮断器
 (M): 切替装置
 (M): 変圧器
 (M): モータ(電動弁等)
 (M): 緊急用電源切替盤
 (M): 緊急用直流125V充電器
 (M): 計装用変圧器
 (M): 計装用電源
 (M): 直流125V充電器2A
 (M): 直流125V充電器2B
 (M): 計測機器
 (M): 接続口
 (M): 実線: 常設設備・電路
 (M): 点線: 可搬型設備・電路

第 1.15-5 計器の電源構成図 (交流) (3/3)

		経過時間 (分)								備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	
手順の項目	要員 (数)	∇49分 接続開始 ∇59分 接続完了, 計測開始								
可搬型計測器によるパラメータ確認	重大事故等 対応要員	2	移動					1 測定点 当たり 10分 (接続, 計測のみ)		

第 1.15-6 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測タイムチャート

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（1.15）	番号	設置許可基準規則（58条）	技術基準規則（73条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握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、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる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、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。以下同じ。）を計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握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、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	—	<p>【解釈】 1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」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、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	<p>【解釈】 1 第73条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」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、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	—
<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。(最高計測可能温度等)</p>	②	<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。(最高計測可能温度等)</p>	<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。(最高計測可能温度等)</p>	⑧
<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。 i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p>	③	<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p>	<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p>	⑨
<p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	④	<p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	<p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	⑩
<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	⑤	<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	⑪
<p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>	⑥	—	—	—

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					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	既設 新設	① ② ⑦ ⑧	-	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの常用計器
代替パラメータによる推定	重要代替計器	既設 新設	① ② ③ ④ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩	-	代替パラメータによる推定	常用代替計器
可搬型計測器による計測	可搬型計測器	新設	① ⑥ ⑦	-	-	-
非常用電源（直流）からの給電	所内常設直流電源設備	既設	① ⑥ ⑦	-	-	-
代替電源（交流）からの給電	常設代替交流電源設備	新設	① ⑥ ⑦	-	-	-
	可搬型代替交流電源設備	新設				
代替電源（直流）からの給電	常設代替直流電源設備	新設	① ⑥ ⑦	-	-	-
	可搬型代替直流電源設備	新設				
パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（SPDS） （データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDSデータ表示装置）	新設	① ⑤ ⑦ ⑪	-	パラメータ記録	プロセス計算機
						放射線管理計算機
						記録計

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（1.15）	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握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>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	<p>—</p>
<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p>	<p>当該重大事故等に対処するために監視することが必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）は、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握するための能力（設計基準最大値、計測範囲、個数、耐震性、使用電源）を明確化する。 なお、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの把握能力を第1.15-2表に示す。</p>
<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。 i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。 iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	<p>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難になった場合又は計測範囲を超えた場合は、当該パラメータの他チャンネルによる計測、代替パラメータによる推定及び可搬型計測器により計測する手順を整備する。 また、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえ、た確からしさを考慮し、優先順位を定める。</p>

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（1.15）	適合方針
	<p>なお，代替パラメータの優先順位及び推定方法を第1.15-3表に示す。</p>
<p>c)原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録できること。</p>	<p>原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ表示装置により計測又は監視及び記録する手順を整備する。</p> <p>また，複数の計測結果を計算により推定するパラメータの値及び可搬型計測器により計測した値（換算表等を用いた換算結果）を記録用紙に記録する手順を整備する。</p>
<p>d)直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>	<p>監視する計器に供給する計器電源が喪失し，監視機能が喪失した場合に，代替電源設備として常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から，計器へ給電する手順を整備する。</p> <p>また，代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合は，特に重要なパラメータとして，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを可搬型計測器により計測又は監視する手順を整備する。</p> <p>なお，電源の供給に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

重大事故等の対処に必要なパラメータの選定

1. 選定の考え方

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、技術的能力に係る審査基準 1. 1～1. 15（設置許可基準規則第 44～58 条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ及び有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータより選定する。

選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は確認、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、使用済燃料プールの監視）は、以下の通り分類する（図 1 参照）。

なお、重大事故等の対処に必要なパラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを次の 2 項で選定する。また、全ての監視対象パラメータについては添付資料 1. 15. 3 で整理する。

重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を、少なくとも 1 つ以上を有するパラメータをいう。

有効監視パラメータ

主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難になった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を、少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。

常用代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器でのみ計測されるパラメータをいう。

補助パラメータ

抽出パラメータのうち、主要パラメータ以外の電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により、原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータをいう。

なお、主要パラメータが重大事故等対処設備の計器で計測できず、かつその代替パラメータも重大事故等対処設備の計器で計測できない場合は、重大事故等時に原子炉施設の状況を把握するため、主要パラメータを計測する計器の1つを、重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。

- ※1 当該重大事故等に対処するために各技術的能力等を用いられる、以下に示すパラメータ・技術的能力に係る審査基準 1.1~1.15（設置許可基準規則 第 44~58 条）の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ。
- ・有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ
 - ・各技術的能力等で使用する設備（重大事故等対応設備を含む）の点検・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）について主パラメータとしては抽出しない。
- ※2 重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータによる検定手段を備える。
- ※3 重大事故等対応設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、作業文の設置許可基準規則 第 13 条への適合方針のうち、(2)條件の確実性（設置許可基準規則 第 43 条第 1 項二）にて、適合性を整理する。
- ※4 代替パラメータ：主パラメータの検定に必要なパラメータ（計器）について
- ※5 重大事故等対応設備を所定する判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対応設備とする。

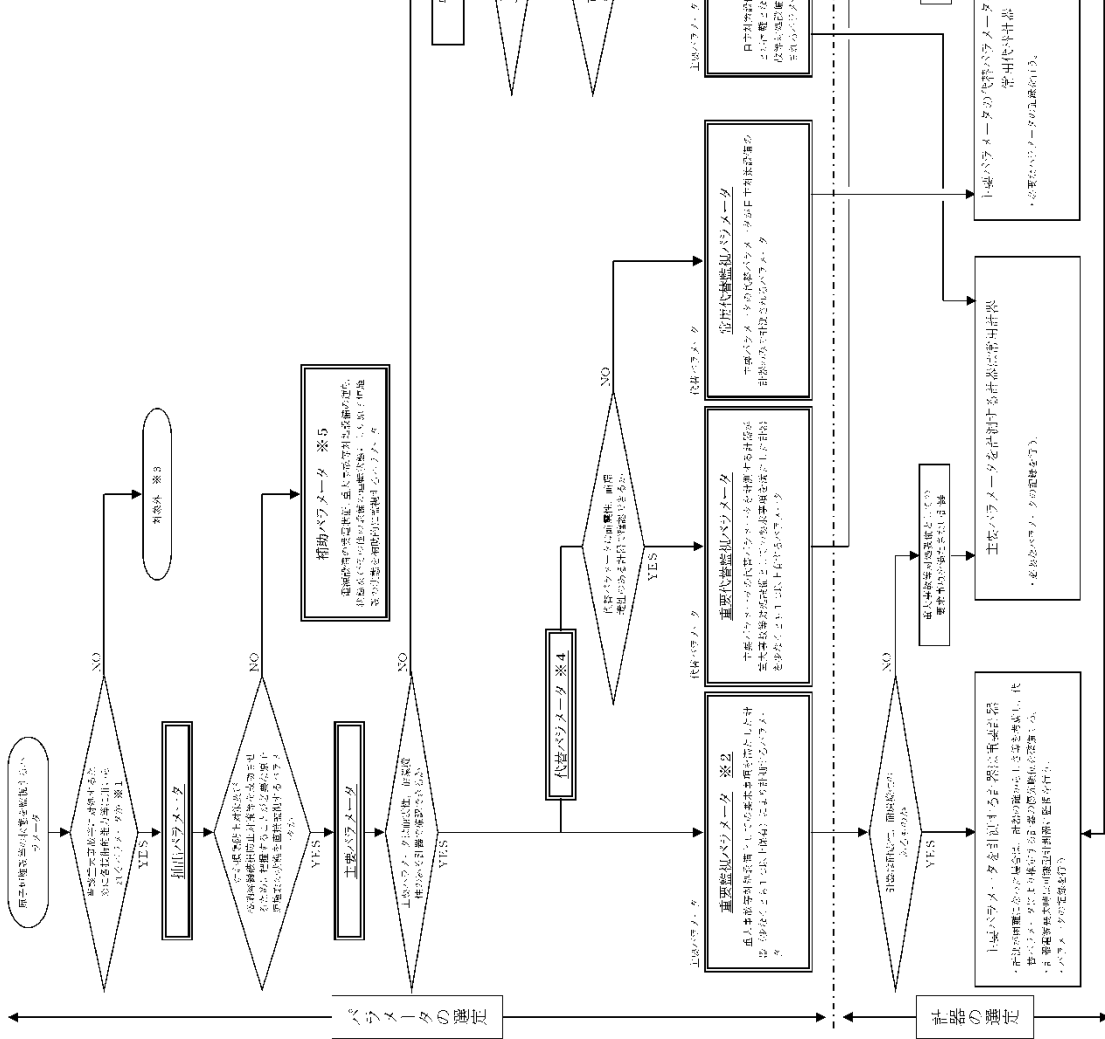


図 1 重大事故等時に必要なパラメータ及び計器の選定フロー

2. 選定の結果

重大事故等の対処に必要なパラメータとして、技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 のパラメータの手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータの中から、炉心損傷対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを選定した。

選定結果を表 1 に示す。

表 1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (1/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャンネル 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 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 残留熱除去系熱交換器入口温度
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 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 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力容器温度
	原子炉圧力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の水位 (1/2)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力

※：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (2/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の水位 (2/2)	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高压代替注水系系統流量	サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
	低压代替注水系原子炉注水流量	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
	代替循環冷却系原子炉注水流量	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
	原子炉隔離時冷却系系統流量	サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
	高压炉心スプレイ系系統流量	サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
	残留熱除去系系統流量	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)

※：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (3/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	低圧炉心スプレイ系系統流量	サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 サブプレッション・プール水位
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 格納容器下部水位
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・プール水温度 サブプレッション・チェンバ圧力
	サブプレッション・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ雰囲気温度
	格納容器下部水温	主要パラメータの他チャンネル
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度 [ドライウエル圧力] ※
	サブプレッション・チェンバ圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 [サブプレッション・チェンバ圧力] ※
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
	格納容器下部水位	主要パラメータの他チャンネル 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位

※：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (4/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度 (S/A)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 [格納容器内水素濃度] ※
原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
未臨界の維持又は確認	起動領域計装	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域計装 [制御棒操作監視系] ※
	平均出力領域計装	主要パラメータの他チャンネル 起動領域計装 [制御棒操作監視系] ※
	[制御棒操作監視系]	起動領域計装 平均出力領域計装

※：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (5/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
最終ヒートシンクの確保	<格納容器圧力逃がし装置> フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度	主要パラメータ (フィルタ装置水位, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ), フィルタ装置入口水素濃度) その他チャンネル ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
	<耐圧強化ベント系> 耐圧強化ベント系放射線モニタ	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
	<代替循環冷却系> サプレッション・プール水温度 代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	<残留熱除去系> 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 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	主要パラメータ (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, 残留熱除去系系統流量, 残留熱除去系海水系系統流量) の他チャンネル 原子炉圧力容器温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度

※: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (6/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
格納容器バイパスの監視	<p><原子炉圧力容器内の状態></p> 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A)) の他チャンネル ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力 [エリア放射線モニタ] ※
	<p><原子炉格納容器内の状態></p> ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネル 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) [エリア放射線モニタ] ※
	<p><原子炉建屋内の状態></p> [エリア放射線モニタ]	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力
水源の確保 (1/2)	サプレッション・プール水位	高压代替注水系系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	代替淡水貯槽水位	低压代替注水系原子炉注水流量 低压代替注水系格納容器スプレイ流量 低压代替注水系格納容器下部注水流量 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) サプレッション・プール水位 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力

※：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (7/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
水源の確保 (2/2)	西側淡水貯水設備水位	低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) サプレッション・プール水位
原子炉建屋内の 水素濃度	原子炉建屋水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
原子炉格納容器 内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 [格納容器内酸素濃度] ※
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール温度 (SA)	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

※：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

重大事故等対処に係る監視事項

1. はじめに

重大事故等時における運転員の対応操作においては、監視計器を用いてプラント状態を的確に把握する必要がある。また、対応操作の実施にあたって、監視計器を用いて適切な手順を選定し、適切なタイミングで対応操作を行うことが重要である。

重大事故等時に、運転員が確認する監視項目について、主要パラメータに加え主要パラメータが監視できない場合の代替パラメータ及び全交流動力電源が喪失した場合の影響も含めて、「2. 監視項目」に示すパラメータを表1の通り取りまとめた。

2. 監視項目

技術的能力 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータについて整理した。

- (1) 技術的能力 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ【技術的能力における各手段の判断と確認】
- (2) 有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ【有効性評価の監視項目に係る判断と確認】

3. 重大事故等対処に係る監視事項について

次項以降の「重大事故等対処に係る監視事項」についての解説を以下に示す。

- a 「対応手段」欄は、事故処置中に確認する項目、対応手段を示す。
- b 「項目」欄については、抽出パラメータ又は抽出パラメータの代替パラメータにより判断又は確認する項目を示す。
- c 「抽出パラメータを計測する計器」欄は、判断又は確認で使用する必要なパラメータを計測する計器を示す。
- d 「抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器」欄は、抽出パラメータが監視できない場合に監視するパラメータを計測する計器を示す。
- e 「SBO 影響（直後）」欄は、全交流動力電源喪失発生直後（蓄電池が健全）において、蓄電池からの給電により監視可能な計器数を示す。

- f 「SBO 影響（負荷切離し後）」欄は、負荷を切離し、直流電源を延命した場合に監視可能な計器数を示す。
- g 「パラメータ分類」欄は、抽出パラメータの分類を示し、その結果を①～③にて示す。
- ① 重要監視パラメータ
- ② 有効監視パラメータ
- ③ 補助パラメータ
- h 「補助パラメータ分類理由」欄は、補助パラメータの選定について、その理由を示す。
- i 「評価（計器故障等）」欄は、抽出パラメータが計器故障等で監視できない場合に、判断基準の確認を抽出パラメータの代替パラメータによる推定可否を評価し、監視方法を示す。
- j 「評価（SBO）」欄は、全交流動力電源喪失の影響を考慮した場合に、判断又は確認が可能なパラメータの監視方法を示す。
- ・負荷を切離し、直流電源を延命した場合に監視可能な計器を評価し、監視方法について記載している。

表 1 重大事故等対処に係る監視事項（例）

a 対応手段	b 項目	監視パラメータ												
		分類	c 抽出パラメータを計測する計器						d 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		g パラメータ 分類	h 補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		i 計器故障等	j SBO
					e 直後	f 負荷切離し後					e 直後	f 負荷切離し後		
原子炉水位低下による原子炉出力抑制	判断基準 / 操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（S A 広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（S A 燃料域）	1	1	1		
			高压代替注水系系統流量	1	1	1			高压代替注水系系統流量	1	1	1		
			低压代替注水系原子炉注水流量	3	3	3			低压代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
			代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1			代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
			高压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			高压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
			残留熱除去系系統流量	3	0	0			残留熱除去系系統流量	3	0	0		
低压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			低压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0					

※ 抽出パラメータを計測する計器の計器名称又は抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器の計器名称の灰色部は、計測されるパラメータが重要監視パラメータ又は重要代替監視パラメータであることを示す。

なお、表 1 について、2 項で設定した監視項目（【技術的能力における各手段の判断と確認】及び【有効性評価の監視項目に係る判断と確認】）について、以下の順に整理する。

1. 技術的能力における各手段の判断と確認

- ・ 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- ・ 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- ・ 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- ・ 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- ・ 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- ・ 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- ・ 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- ・ 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
- ・ 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- ・ 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- ・ 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順書
- ・ 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- ・ 1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
- ・ 1.14 電源の確保に関する手順等

2. 有効性評価の監視項目に係る判断と確認

(1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- ・ 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
- ・ 2.3 全交流動力電源喪失
 - ・ 2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）
 - ・ 2.3.2 全交流動力電源喪失（T B D, T B U）
 - ・ 2.3.3 全交流動力電源喪失（T B P）
- ・ 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - ・ 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - ・ 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
- ・ 2.5 原子炉停止機能喪失
- ・ 2.6 L O C A 時注水機能喪失

- ・ 2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム L O C A)
- ・ 2.8 津波浸水による注水機能喪失

(2) 重大事故

- ・ 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
 - ・ 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合
 - ・ 3.1.3 代替循環冷却系を使用 **できない** 場合
- ・ 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 3.4 水素燃焼
- ・ 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

(3) 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

- ・ 4.1 想定事故 1
- ・ 4.2 想定事故 2

(4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- ・ 5.1 崩壊熱除去機能喪失
- ・ 5.2 全交流動力電源喪失
- ・ 5.3 原子炉冷却材の流出
- ・ 5.4 反応度の誤投入

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型計測器の接続操作

a. 操作概要

重大事故等時に必要な監視パラメータへの給電（交流，直流）が困難な場合に，可搬型計測器を接続し，中央制御室にて計測，監視を行う。

b. 作業場所

中央制御室

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型計測器の接続，可搬型計測器による計測，監視に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：1測定点あたり約59分

（内訳）・中央制御室までの移動時間：49分

①出動準備：4分

②放射線防護具の着用：12分

③移動（緊急時対策所建屋から原子炉建屋付属棟4階入域扉）：13分

⑤放射線防護具の脱衣，身体サーベイ：16分

⑥移動（原子炉建屋付属棟4階空調機械室から中央制御室）：4分

・可搬型計測器1測定点当たりの時間：10分

（2測定点以降，連続で接続する場合は10分追加）

d. 操作の成立性について

作業環境：中央制御室内は可搬型照明が配備されており，建屋内常用照明消灯時における操作性を確保している。また，ヘッドライト及びLEDライトを携行している。

移動経路：ヘッドライト及びLEDライトを携行し移動する。アクセスルート上に支障となる設備はない。また，放射性物質が放出される可能性があることから，移動は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を必要により

装備し，復路用を携行して移動する。

操作性：通常の端子リフト・接続操作であり，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)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



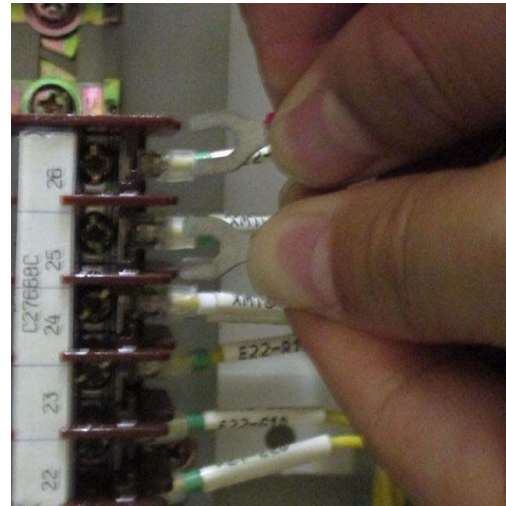
可搬型計測器
(温度, 压力, 水位, 流量计测用)



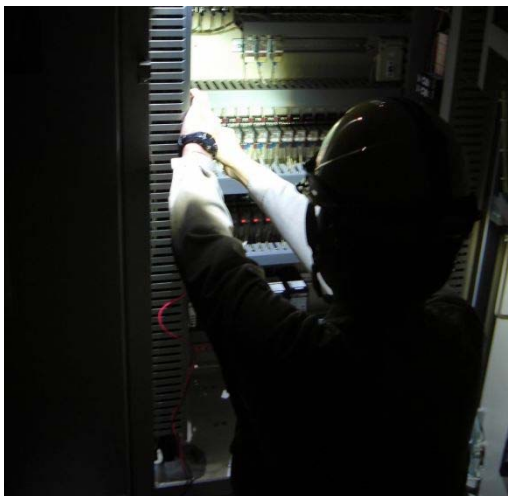
可搬型計測器
(压力・水位・流量计测用)



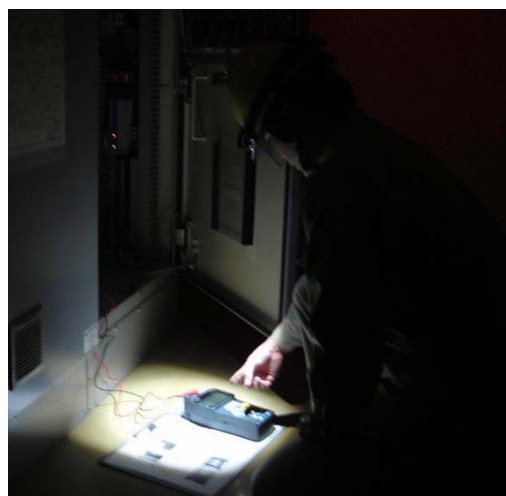
電池容量確認



可搬型計測器接続 (拡大)



可搬型計測器接続



計測結果読み取り

可搬型計測器の必要個数整理 (1/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数※1	必要個数※2	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0～500℃	0～1,200℃*1	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉圧力	0～10.5MPa[gage]	0～10.5MPa[gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	0～10.5MPa[gage]	0～10.5MPa[gage]	2		1	弾性圧力検出器	中央制御室
	原子炉水位 (広帯域)	-3,800～1,500 mm*2	-3,800～1,500 mm*2	2	差圧式水位検出器		中央制御室	
	原子炉水位 (燃料域)	-3,800～1,300 mm*3	-3,800～1,300 mm*3	2	差圧式水位検出器		中央制御室	
	原子炉水位 (SA広帯域)	-3,800～1,500 mm*2	-3,800～1,500 mm*2	1	差圧式水位検出器		中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (SA燃料域)	-3,800～1,300 mm*3	-3,800～1,300 mm*3	1	差圧式水位検出器		中央制御室	
	高圧代替注水系系統流量	0～50L/s	0～50L/s	1	差圧式流量検出器		中央制御室	いずれかの系統を使用する。
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L/s	0～50L/s	1	差圧式流量検出器	中央制御室		
	高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500L/s	0～500L/s	1	差圧式流量検出器	中央制御室		
	低圧代替注水系原子炉注水流量	0～500m ³ /h*4	0～500m ³ /h*4	各1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
		0～80m ³ /h*4,*6	0～80m ³ /h*4,*6			差圧式流量検出器	中央制御室	
		0～300m ³ /h*5	0～300m ³ /h*5			差圧式流量検出器	中央制御室	
	代替循環冷却系原子炉注水流量 残留熱除去系系統流量	0～80m ³ /h*5,*6	0～80m ³ /h*5,*6	各1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
		0～150m ³ /h	0～150m ³ /h			差圧式流量検出器	中央制御室	
		0～600L/s	0～600L/s			差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	0～600L/s	0～600L/s	1	差圧式流量検出器	中央制御室		

※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

可搬型計測器の必要個数整理 (2/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数※1	必要個数※2	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系 格納容器スプレイ流量	0~500m ³ /h*4	0~500m ³ /h*4	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
		0~500m ³ /h*5	0~500m ³ /h*5	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の温度	低圧代替注水系 格納容器下部注水流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	-
		0~300℃	0~350℃*1	8		熱電対	中央制御室	
	サブレーション・チェンバ霧囲気温度 サブレーション・プー ル水温度	0~200℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
		0~200℃	-200~500℃*1	3		測温抵抗体	中央制御室	
原子炉格納容器内の圧力	格納容器下部水温	0~500℃*7 (ペデスタル床面 0m, +0.2m)*8	-200~500℃*1	各5	8	測温抵抗体	中央制御室	デブリ落下・堆積検知の高さ毎に必要な個数(4個×2高さ分)を設定する。
		0~1MPa[abs]	0~1MPa[abs]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の水位	サブレーション・チェンバ霧囲気温度 サブレーション・プー ル水位	-1~9m*9 (EL. 2, 030~ 12, 030mm)	0~1MPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	-
		+1.05m*8, *10 (EL. 12, 856mm)	0~1MPa[abs]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	+0.50m, +0.95m *8, *11 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	-1~9m*9 (EL. 2, 030~ 12, 030mm)	-200~500℃*1	各2	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
	+2.25m, +2.75m *8, *12 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	+1.05m*8, *10 (EL. 12, 856mm)	-200~500℃*1	各2				
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	0~100vol%	-	1	*19	熱伝導式 水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器霧囲気放射線 モニタ(D/W) 格納容器霧囲気放射線 モニタ(S/C)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	-	2	*19	イオンチェンバ	-	可搬型計測器での測定対象外。
		10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	-	2	*19	イオンチェンバ	-	可搬型計測器での測定対象外。

※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

可搬型計測器の必要個数整理 (3/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数 ※1	必要個数 ※2	検出器の種類	測定箇所	備考
未臨界の維持 又は確認	起動領域計装	$10^{-1} \sim 10^6$ cps ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	—	8	*19	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域計装	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) *	—	2*14	*19	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンク の確保	フィルタ装置水位	180~5,500mm	180~5,500mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置圧力	0~1MPa [gage]	0~1MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	0~300°C	0~350°C*1	1	1	熱電対	中央制御室	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	2	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置入口水素濃度	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	—	1	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	0~100vol%	—	2	*19	熱伝導式 水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	—	1	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0~100°C	0~350°C*1	1	1	熱電対	中央制御室	—
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300m ³ /h	0~300m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300°C	0~350°C*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
	残留熱除去系海水系系統流量	0~300°C	0~350°C*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	0~550L/s	0~550L/s	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
	緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	0~800m ³ /h	0~800m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—	

※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

可搬型計測器の必要個数整理 (4/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数※1	必要個数※2	検出器の種類	測定箇所	備考	
水源の確保	代替淡水貯槽水位	0~20m	0~20m	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—	
	西側淡水貯水設備水位	0~4.5m	0~4.5m	1	1	電波式水位検出器	中央制御室	—	
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室		
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室		
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0~5MPa[gage]	0~5MPa[gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0~5MPa[gage]	0~5MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室		
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~4MPa[gage]	0~4MPa[gage]	3		弾性圧力検出器	中央制御室		
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0~4MPa[gage]	0~4MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室		
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~10vol%	—	2	*19	触媒式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
		静的触媒式水素再結合作用監視装置	0~20vol%	—	3		熱伝導式水素検出器	—	
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	0~300°C	0~350°C * 1	4 * 15	2	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
格納容器内酸素濃度 (SA)		0~25vol%	—	1	*19	磁気力式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。	
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	-4,300~+7,200mm * 16 EL. 35,077~46,577mm	—	1	*19	ガイドパルス式水位検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。	
	使用済燃料プール温度 (SA)	0~120°C	-200~500°C * 1	1 * 17	1	測温抵抗体	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
	使用済燃料エリアプール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	0~350°C * 1	1 * 18		熱電対	中央制御室		
	使用済燃料プールの監視カメラ	—	—	1	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。	
				1	*19	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での測定対象外。	

※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

配備台数：可搬型計測器（温度，圧力，水位，流量計測用）を20個（計器故障を考慮した1個含む）配備する。なお，故障及び点検時の予備として20個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。）

：可搬型計測器（圧力・水位・流量計測用）を19個（計器故障を考慮した1個含む）配備する。なお，故障及び点検時の予備として19個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。）

	：温度，圧力・水位・流量計測用
	：圧力・水位・流量計測用

- *1：測定可能範囲については，カタログ値より抜粋。
- *2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm）
- *3：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm）
- *4：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用
- *5：可搬型設備による対応時に使用
- *6：狭帯域流量
- *7：R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ0m, 0.2m位置水温計兼デブリ検知器）
- *8：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm）からの高さ
- *9：基準点は通常運転水位EL. 3, 030mm（サブレーション・チェンバ底部より7, 030mm）
- *10：R P V破損前までの水位管理（高さ1m超水位計）
- *11：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）（高さ0.5m, 1.0m未満水位計）
- *12：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2mの場合）（満水管理水位計）
- *13：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *14：平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち，A, Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA, C, Eチャンネルにはそれぞれ21個，B, D, Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
- *15：2個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に1個ずつ設置
- *16：基準点は使用済燃料ラック上端EL. 39, 377mm（使用済燃料プール底部より4, 688mm）
- *17：検出点2箇所
- *18：検出点8箇所
- *19：全交流動力電源喪失時は，水素・酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（S A領域），監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には，監視計器は使用可能である。

代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について

主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）を計測することが困難となった場合に、技術的能力 1.1～1.15 の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認について、代替パラメータを用いて判断した場合の影響について以下のとおり確認した。

確認結果

- (1) 代替パラメータによる各技術的能力の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認への影響について検討した結果、判断、操作に影響がないことを確認した。
- (2) 炉心損傷後は、炉心冠水状態、熔融炉心の発生により原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内が過熱状態となることも考えられることから、炉心損傷後においては、関連する複数のパラメータを確認し推定を行なうこととする。

また、これらの判断に使用する重要代替計器は、事故時の耐環境性等を有した重大事故等対象設備であり、他チャンネル計器での確認が期待できるため、判断・操作に対する影響は無いと判断した。

- ※ 代替パラメータによる推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

以上

代替パラメータによる判断への影響 (1/13)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	炉心損傷確認 原子炉圧力容器破損確認 原子炉格納容器下部への注水判断 原子炉除熱機能確認			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	有手	有	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位が有効燃料長頂部以上の場合は、原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、原子炉圧力 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (S A 広帯域)、原子炉水位 (S A 燃料域) で推定できるため、事故収束を行う上で問題とならない。 原子炉水位が有効燃料長頂部以下の場合には、スクラム後の原子炉水位が燃料有効長頂部に到達してからの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定可能であり、輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため正確な評価は困難だが、原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	有	①原子炉圧力 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A 広帯域) ③原子炉水位 (S A 燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (S A) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが前提であるものの原子炉圧力容器内の圧力は上記①、②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	
		有手	有	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A 広帯域) ③原子炉水位 (S A 燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (S A) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力 (S A) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが前提であるものの原子炉圧力容器内の圧力は上記①、②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (S A)	有手	有	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A 広帯域) ③原子炉水位 (S A 燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (S A) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力 (S A) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが前提であるものの原子炉圧力容器内の圧力は上記①、②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	なし
		有手	有	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A 広帯域) ③原子炉水位 (S A 燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (S A) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力 (S A) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが前提であるものの原子炉圧力容器内の圧力は上記①、②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	
		有手	有	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A 広帯域) ③原子炉水位 (S A 燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (S A) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力 (S A) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが前提であるものの原子炉圧力容器内の圧力は上記①、②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	

※1：有：重要事故シケケンス（有効性評価）に使用した判断基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：[]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

代替パラメータによる判断への影響 (2/13)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	有手			
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	有手	高圧・低圧注水機能確認 原子炉圧力容器減圧機能確認 炉心損傷確認	① 主要パラメータの他チャネル ② 原子炉水位 (SA広帯域) ② 原子炉水位 (SA燃料域) ③ 高圧代替注水系統流量 ③ 低圧代替注水系統流量 ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ③ 原子炉隔離時冷却系統流量 ③ 高圧炉心スプレイス系統流量 ③ 残留熱除去系統流量 ③ 低圧炉心スプレイス系統流量 ④ 原子炉圧力 ④ 原子炉圧力 (SA) ④ サブプレッション・チェンバ圧力	① 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ② 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能になった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。なお, 大破断LOCA等により格納容器温度が上昇し, ドライウェル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は, 水位不明と判断する。水位不明と判断した場合は, 下記③により推定する。 ③ 直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して, 原子炉の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。 ④ 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉水位を推定する手段は, 原子炉水位の監視が困難になった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。	なし
	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	有手	高圧・低圧注水機能確認 原子炉圧力容器減圧機能確認 炉心損傷確認 原子炉圧力容器破損確認	① 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能になった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。なお, 大破断LOCA等により格納容器温度が上昇し, ドライウェル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は, 水位不明と判断する。水位不明と判断した場合は, 下記②により推定する。 ② 直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して, 原子炉の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。 ③ 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より原子炉水位を推定する手段は, 原子炉水位の監視が困難になった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。	なし	

※1: 有: 重要事故シケケンス (有効性評価) に使用した判断基準, 手: 技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

※2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

代替パラメータによる判断への影響 (3/13)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	有	手	①サブプレッション・プール水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域)	<p>①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。</p> <p>②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。</p>	なし
	低圧代替注水系原子炉注水量	有	手	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域)		
	代替循環冷却系原子炉注水量	有	手	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A 広帯域) ③原子炉水位 (S A 燃料域)		
	原子炉隔離時冷却系系統量	有	手	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域)		
	高圧炉心スプレイ系系統流量	有	手	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子度水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域)		
	残留熱除去系系統流量	有	手	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A 広帯域) ③原子炉水位 (S A 燃料域)		
	低圧炉心スプレイ系系統流量	有	手	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域)		

※1：有：重要事故シナケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：「」は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

代替パラメータによる判断への影響 (4/13)

分類	主要パラメータ		判断基準 ※1		代替パラメータ ※2		代替パラメータによる判断への影響		影響
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	有手	原子炉格納容器冷却機能確認	有手	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯槽設備水位 ②サブプレッション・プール水位	代替パラメータ ※2	代替注水系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。		
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	有手	原子炉格納容器冷却機能確認	有手	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯槽設備水位 ②格納容器下部水位	代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先のサブプレッション・プールの水位の変化から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
	ドライウエル雰囲気温度	有手	原子炉圧力容器破損確認 原子炉格納容器除熱機能確認	有手	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル雰囲気温度の計測が不可能となった場合は、格納容器内が飽和温度にある場合に限定されるが、重大事故等時の有効性評価（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、事象初期に一時的に格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で格納容器内は飽和状態に維持されることから、格納容器の過温破損防止に係る必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ペデスタル（ドライウエル部）へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、ペデスタル（ドライウエル部）への注水目的は、ペデスタル（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するため、初期水張り高さ（+1.05m）、R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）高さ（+0.5m, +0.95m）及びR P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2mの場合）高さ（+2.25m, +2.75m）が計測されれば良いため、事故対応を行う上で必要な状態を把握でき、判断に与える影響はない。	なし	
原子炉格納容器内の温度 (2/2)									なし

※1：有：重要事故シナケクス（有効性評価）に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：「」は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

代替パラメータによる判断への影響 (5 / 13)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2		代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	原子炉圧力容器破損確認 原子炉格納容器除熱機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・プール水温度 ③サブレーション・チェンバ圧力	代替パラメータによる判断への影響		
原子炉格納容器内の温度 (2 / 2)	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	有手	原子炉圧力容器破損確認 原子炉格納容器除熱機能確認	①サブレーション・チェンバ雰囲気温度のIチャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブレーション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブレーション・プール水温度により推定可能であり、格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③サブレーション・チェンバ雰囲気温度の計測が不可能となった場合は、格納容器内が飽和温度にある場合に限定されるが、重大事故等時の有効性評価（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、事象初期に一時的に格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で格納容器内は飽和状態に維持されることから、格納容器の過温破損防止に係る必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし		
	サブレーション・プール水温度	有手	原子炉圧力容器破損確認 原子炉格納容器除熱機能確認 原子炉圧力容器減圧機能確認 サブレーション・プール冷却機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・チェンバ雰囲気温度	①サブレーション・プール水温度のIチャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブレーション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブレーション・チェンバ雰囲気温度により推定可能であり、格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。	なし	
	格納容器下部水温度	有手	原子炉圧力容器破損確認 原子炉格納容器下部への注水判断	①主パラメータの他チャンネル	①格納容器下部水温度のIチャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 なお、デブリの落下、堆積拳動の不確かさを考慮して等間隔で計5個（予備1個含む）設置し、R P V破損の早期判断の観点から、2個以上が上昇傾向（デブリ落下による水温上昇）又はタウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）することによってR P V破損を検知可能であり、判断に与える影響はない。 また、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3個以上がオパーケール（デブリの接触による温度上昇）又はタウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）した場合は、ペダスタル満水注水を行うため、判断に与える影響はない。	なし	

※1：有：重要事故シナケンス（有効性評価）に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：[]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

代替パラメータによる判断への影響 (6/13)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	有手			
原子炉格納容器内の圧力	ドレイウエル圧力	原子炉圧力容器破損確認 原子炉格納容器除熱機能確認	原子炉格納容器除熱機能確認	①サブレーション・チェンバ圧力 ②ドレイウエル雰囲気温度 ③【ドレイウエル圧力】 ※3	①ドレイウエル圧力の監視が不可能となった場合は、ドレイウエルとサブレーション・チェンバは、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のサブレーション・チェンバ圧力により推定可能であり、格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ②格納容器内が飽和状態にある場合に限定されるが、重大事故等の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過熱破損））において、事象初期に一時的に格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で格納容器内は飽和状態に維持されることから、格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
	サブレーション・チェンバ圧力	原子炉圧力容器破損確認 原子炉格納容器除熱機能確認	原子炉格納容器除熱機能確認	①ドレイウエル圧力 ②サブレーション・チェンバ雰囲気温度 ③【サブレーション・チェンバ圧力】 ※3	①サブレーション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合は、ドレイウエルとサブレーション・チェンバは、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のドレイウエル圧力により推定可能であり、格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ②格納容器内が飽和状態にある場合に限定されるが、重大事故等の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過熱破損））において、事象初期に一時的に格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で格納容器内は飽和状態に維持されることから、格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 ③常用計器のサブレーション・チェンバ圧力を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

※1：有：重要事故シケケータ（有効性評価）に使用した判断基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：【 】は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

代替パラメータによる判断への影響 (7/13)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響	
		有	手				
原子炉格納容器内の水位	サブレーション・プール水位	原子炉圧力容器破損確認	有	①低圧代替注水系原子炉注水流量 ①低圧代替注水系格納容器サブレイ流量 ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②西側淡水貯槽水位 ②代替淡水貯槽水位 ③ドレイウエル圧力 ③サブレーション・チェンバ圧力 ④[サブレーション・プール水位] ※3	①サブレーション・プール水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器サブレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化によりサブレーション・プール水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③ドレイウエル圧力とサブレーション・チェンバ圧力の差圧によりサブレーション・プール水位を推定する手段は、計測範囲が限定されるものの、格納容器内の水位は上記①、②で推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。 ④常用計器でサブレーション・プール水位を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし	
		原子炉格納容器除熱機能確認	有	①主要パラメータの他サブレーション ②低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③代替淡水貯槽水位 ③西側淡水貯槽水位	①格納容器下部水位のサブレーションが故障した場合は、他サブレーションにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、格納容器下部水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。		なし
		原子炉圧力容器破損確認	手	①格納容器内水素濃度 (S/A)	①格納容器内水素濃度の監視が不可能になった場合は、炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)では、実際の格納容器内の水素濃度よりも高く評価されることになるが、格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。 ①ドレイウエル圧力 ①サブレーション・チェンバ圧力 ②[格納容器内水素濃度] ※3		
原子炉格納容器内の水素濃度	手	格納容器破損確認	①格納容器内水素濃度 (D/W) ①格納容器内水素濃度 (S/C) ①ドレイウエル圧力 ①サブレーション・チェンバ圧力 ②[格納容器内水素濃度] ※3	①ドレイウエル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力を確認し、事故後の格納容器内への空気(酸素)の流入の有無を把握することは、炉心損傷判断後の保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)の信頼性を上げることとなることから、格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。 ②常用計器で格納容器内水素濃度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし		

※1：有：重要事故シケケンス（有効性評価）に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準
 ※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※3：[]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

代替パラメータによる判断への影響 (8/13)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	有	手	① 主要パラメータの他チャネル ① 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定可能であり、炉心損傷を推定する上で判断に与える影響はない。	なし
		有	手	① 主要パラメータの他チャネル ① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定可能であり、炉心損傷を推定する上で判断に与える影響はない。	
未境界の維持又は確認	起動領域計装	有	手	① 主要パラメータの他チャネル ② 平均出力領域計装 ③ [制御棒操作監視系] ※3	① 起動領域計装の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 起動領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③ 制御棒は、原子炉が低温状態において臨海未滿に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未境界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	手	① 主要パラメータの他チャネル ② 起動領域計装 ③ [制御棒操作監視系] ※3	① 平均出力領域計装の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 平均出力領域計装の計測が不可能となった場合は、起動領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③ 制御棒は、原子炉が低温状態において臨海未滿に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未境界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	
未境界の維持又は確認	平均出力領域計装	有	手	① 主要パラメータの他チャネル ② 起動領域計装 ③ [制御棒操作監視系] ※3	① 平均出力領域計装の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 平均出力領域計装の計測が不可能となった場合は、起動領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③ 制御棒は、原子炉が低温状態において臨海未滿に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未境界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	手	① 起動領域計装 ② 平均出力領域計装	① 制御棒操作監視系の監視が不可能となった場合は、起動領域計装より原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。 ② 平均出力領域計装により原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。	

※1：有：重要事故シナケクス（有効性評価）に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：[]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

代替パラメータによる判断への影響 (9/13)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保	<p><格納容器圧力逃がし装置> フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度</p>	有手	① 主要パラメータの他チャヤンネル ② ドライウエル雰囲気温度 ② サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ② ドライウエル圧力 ② サプレッション・チェンバ圧力	① フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)、フィルタ装置入口水素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば、格納容器内雰囲気除熱が適切に行われていることを確認することができ、また、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ、最終ヒートシンクへの熱移送が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	<p><耐圧強化ベント系> 耐圧強化ベント系放射線モニタ</p>	手	① ドライウエル雰囲気温度 ① サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ① ドライウエル圧力 ① サプレッション・チェンバ圧力	① ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば、格納容器内雰囲気除熱が適切に行われていることを確認することができ、また、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ、最終ヒートシンクへの熱移送が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	<p><代替循環冷却系> サプレッション・プールの水温度 代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</p>	有	① 主要パラメータの他チャヤンネル ② ドライウエル雰囲気温度 ② サプレッション・チェンバ雰囲気温度	① サプレッション・プールの水温度並びに代替循環冷却系ポンプ入口温度、代替循環冷却系原子炉注水流量及び代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば、格納容器内雰囲気除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクへの熱移送が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	<p><残留熱除去系> 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 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 残留熱除去系海水系流量(残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)</p>	有手	① 主要パラメータの他チャヤンネル ② 原子炉圧力容器温度 ② ドライウエル雰囲気温度 ② サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ② サプレッション・プールの水温度	① 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、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができ、格納容器内雰囲気除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクへの熱移送が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

※1：有：重要事故シナケンス (有効性評価) に使用した判断基準 (各手順) に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：[]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

代替パラメータによる判断への影響 (10/13)

分類	主要パラメータ	手	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2		代替パラメータによる判断への影響	影響
			インターフェェイスシステム LOCA の判断	インターフェェイスシステム LOCA の判断	①主要パラメータの他チャヤンネル ②ドライウエル雰囲気温度 ②[エリア放射線モニタ] ※3	①原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)		
格納容器パイパスの監視	<原子炉圧力容器内の状態> 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	手	インターフェェイスシステム LOCA の判断	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域) ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (S A) ②[エリア放射線モニタ] ※3	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) の 1 チャヤンネルが故障した場合は, 他チャヤンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A 広帯域), 原子炉水位 (S A 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) の監視が不可能となった場合は, ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力, エリア放射線モニタにより格納容器パイパスの発生を推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし		
	<格納容器内の状態> ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	手	インターフェェイスシステム LOCA の判断	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域) ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (S A) ②[エリア放射線モニタ] ※3	①ドライウエル雰囲気温度の 1 チャヤンネルが故障した場合は, 他チャヤンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A 広帯域), 原子炉水位 (S A 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) により格納容器パイパスの発生を推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし		
	<原子炉建屋内の状態> [エリア放射線モニタ] ※3	手	インターフェェイスシステム LOCA の判断	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (S A 広帯域) ①原子炉水位 (S A 燃料域) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (S A) ①ドライウエル雰囲気温度 ①ドライウエル圧力	①エリア放射線モニタの監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A 広帯域), 原子炉水位 (S A 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A), ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力により格納容器パイパスの発生を推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし		

※1：有：重要事故シケケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：[]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

代替パラメータによる判断への影響 (11 / 13)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2		代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手	高圧・低圧注水機能確認	高圧代替注水系系統流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイ系系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力		
水源の確保 (1 / 2)	サブレーション・プール水位	有	手	高圧・低圧注水機能確認	①高圧代替注水系系統流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイ系系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	① サブレーション・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブレーション・プール水位を水源とする各系統の注水量から各系統が正常に動作していることを把握することに より、必要な水源であるサブレーション・プール水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② サブレーション・プール水位を水源とする各ポンプの吐出圧力から、各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プール水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	代替淡水貯槽水位	有	手	低圧注水機能確認	①低圧代替注水系原子炉注水流量 ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ①低圧代替注水系格納容器下部注水量 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域) ②サブレーション・プール水位 ③常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	① 代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、代替淡水貯槽水位を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していた代替淡水貯槽水位に水位容量曲線を用いて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 注水先の原子炉水位又はサブレーション・プール水位の水位変化を確認することで、必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③ 常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から、ポンプが正常に動作していることを把握することにより、必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

※1：有：重要事故シナケンス（有効性評価）に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：[]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

代替パラメータによる判断への影響 (12/13)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
水源の確保 (2/2)	西側淡水貯水設備水位	低圧注水機能確認		①低圧代替注水系原子炉注水流量 ①低圧代替注水系格納容器スプレィ流量 ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ②サブプレッション・プール水位	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備水位を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していた代替淡水貯水水位に水位容量曲線を用いて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッション・プール水位の水位変化を確認することで、必要な水源である西側淡水貯水設備水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋内水素濃度確認	手	①主要パラメータの他チャヤンネル ②静的触媒式水素再結合作用監視装置	①原子炉建屋水素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉建屋内の水素が静的触媒式水素再結合作用で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。温度差を測定することにより静的触媒式水素再結合作用器に入ると水素濃度を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	原子炉圧力容器破損確認	手	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウェル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力 ② [格納容器内酸素濃度] ※3	①格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。 ①ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力を確認し、事故後の格納容器内への空気 (酸素) の流入の有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなることから、格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。 ②常用計器で格納容器内酸素濃度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

※1：有：重要事故シナケンス (有効性評価) に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：[]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

代替パラメータによる判断への影響 (13 / 13)

分類	主要パラメータ		判断基準 ※1		代替パラメータ ※2		代替パラメータによる判断への影響		影響
	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	有手	①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	①同じ仕様の使用済燃料プールの温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ①水位/放射線量率の関係をj利用して、必要な水位が確保される上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。			
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度 (SA)	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	有手	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	①同じ仕様の使用済燃料プールの温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。	なし		
	使用済燃料プール温度 (SA)	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	有手	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料プール監視カメラ	①同じ仕様の使用済燃料プールの温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。	なし		
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	有手	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料プール温度 (SA) ②使用済燃料プール監視カメラ	①水位/放射線量率の関係をj利用して、必要な水位が確保される上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。	なし		
	使用済燃料プール監視カメラ	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	有手	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①水位/放射線量率の関係をj利用して、必要な水位が確保される上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。	なし		

※1：有：重要事故シナケンス (有効性評価) に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：[]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

自主対策設備仕様

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	数
プロセス計算機	常設	C	-	1式
記録計	常設	C	-	1式

計装設備の全体像について

1. 計装設備の全体像について

第 1.15-1 図「重大事故等時に必要なパラメータ及び計器の選定フロー」により整理したパラメータと重大事故等対処設備の関係並びに監視機能喪失時及び計器電源喪失時の対応設備についての関係を、図 1 に示す。

以 上

計装の考え方

分類		計器	代替パラメータ	計器
抽出パラメータ	主要パラメータ	重要監視パラメータ (SA計器有り)	重要代替監視パラメータ (SA計器有り)	重要代替計器
			常用代替監視パラメータ	常用代替計器
		有効監視パラメータ (SA計器無し)	重要代替監視パラメータ (SA計器有り)	重要代替計器
			常用代替監視パラメータ	常用代替計器
	補助パラメータ	-	-	-

- 重大事故等対処設備
- 自主対策設備
- 計測範囲を超えた場合の可搬型計測器による計測
- 計器電源が喪失した場合の可搬型計測器による計測

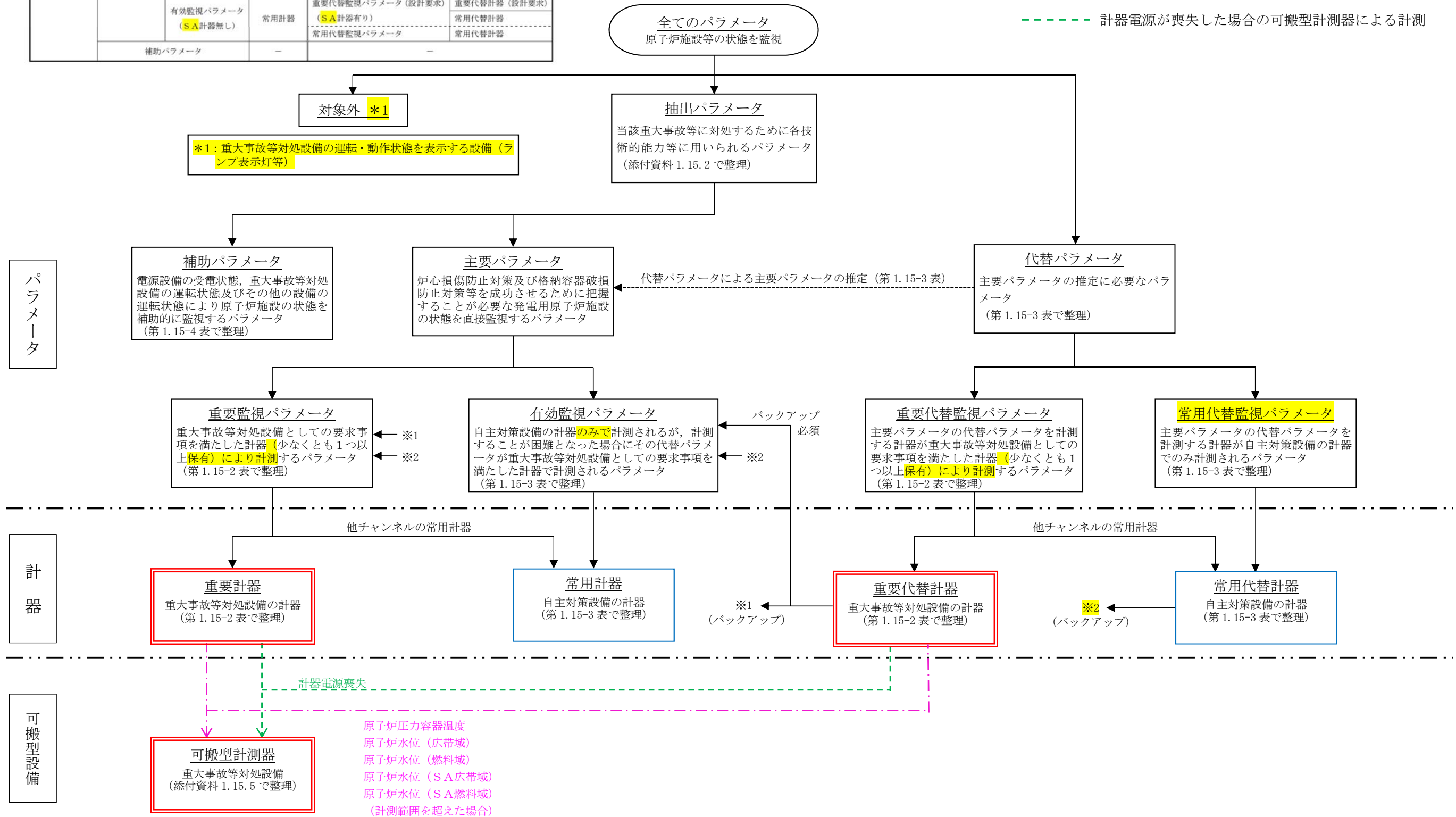


図 1 計装設備の全体像

手順のリンク先について

事故時の計装に関する手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.15.2.2 計測に必要な電源が喪失した場合の手順
 - <リンク先> 1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順
 - <リンク先> 1.14.2.2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順

2. 1.15.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順
 - ・原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順
 - <リンク先> 1.9.2.1(2) a. 格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
 - <リンク先> 1.9.2.1(2) b. 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
 - ・原子炉建屋内の水素濃度監視に関する手順
 - <リンク先> 1.10.2.1(1) a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視
 - ・使用済燃料プールの監視に関する手順
 - <リンク先> 1.111.2.3(1) 使用済燃料プールの状態監視
 - ・全交流動力電源喪失時の代替電源確保に関する手順
 - <リンク先> 1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順
 - <リンク先> 1.14.2.2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順
 - ・緊急時対策所の居住性等に関する手順等
 - <リンク先> 1.18.2.2 必要な情報の把握及び通信連絡
 - <リンク先> 1.18.2.4 代替電源設備からの給電

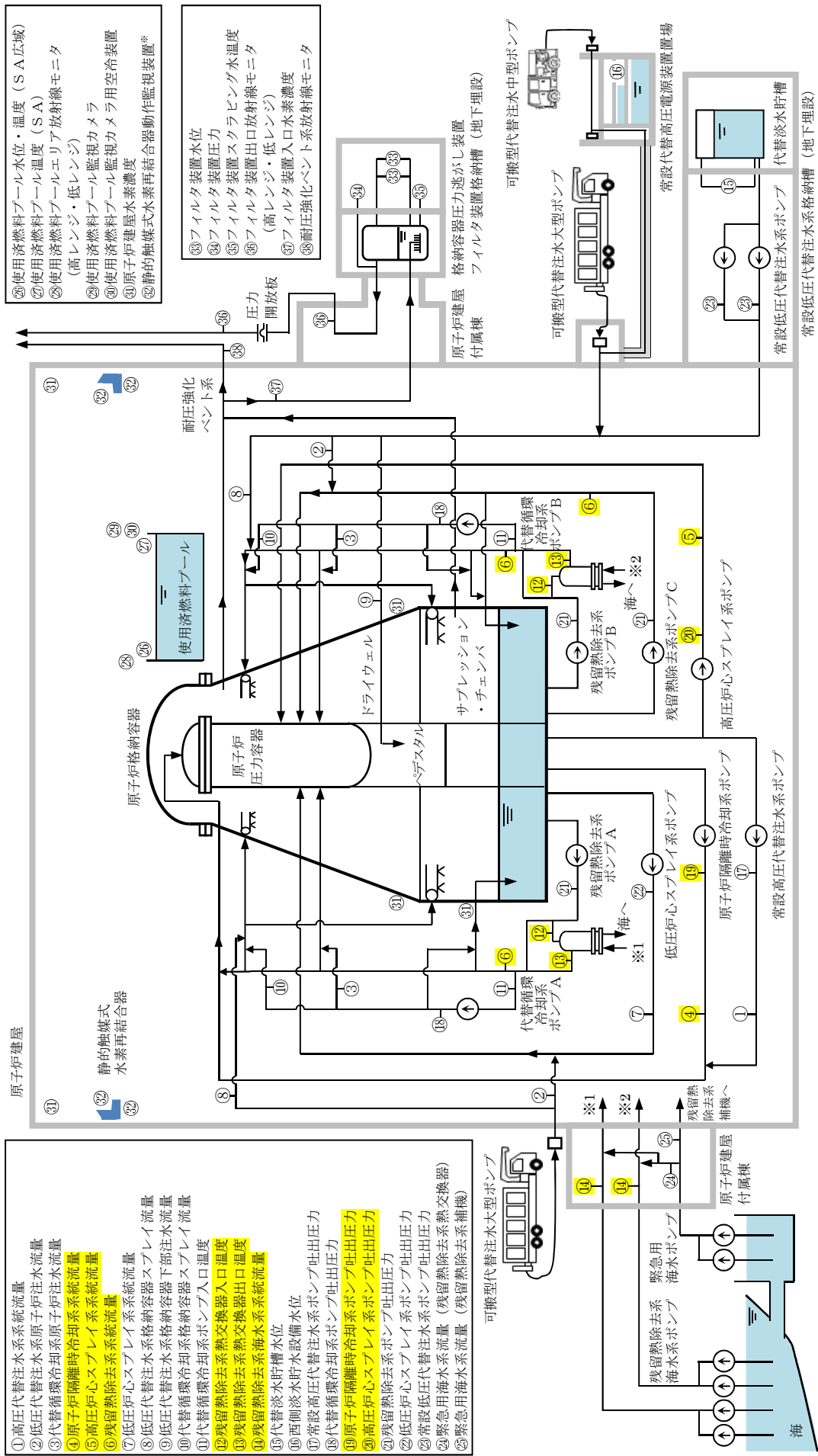
以 上

重要計器及び重要代替計器の系統概要図

1. 系統概要図の考え方

技術的能力 1.1～1.13 のうち, 重大事故等対処設備による対応手段の手順着手の判断基準及び操作手順に用いる「重大事故対処に係る監視計器」の系統概要図を図 1～図 13 に示す。

以上



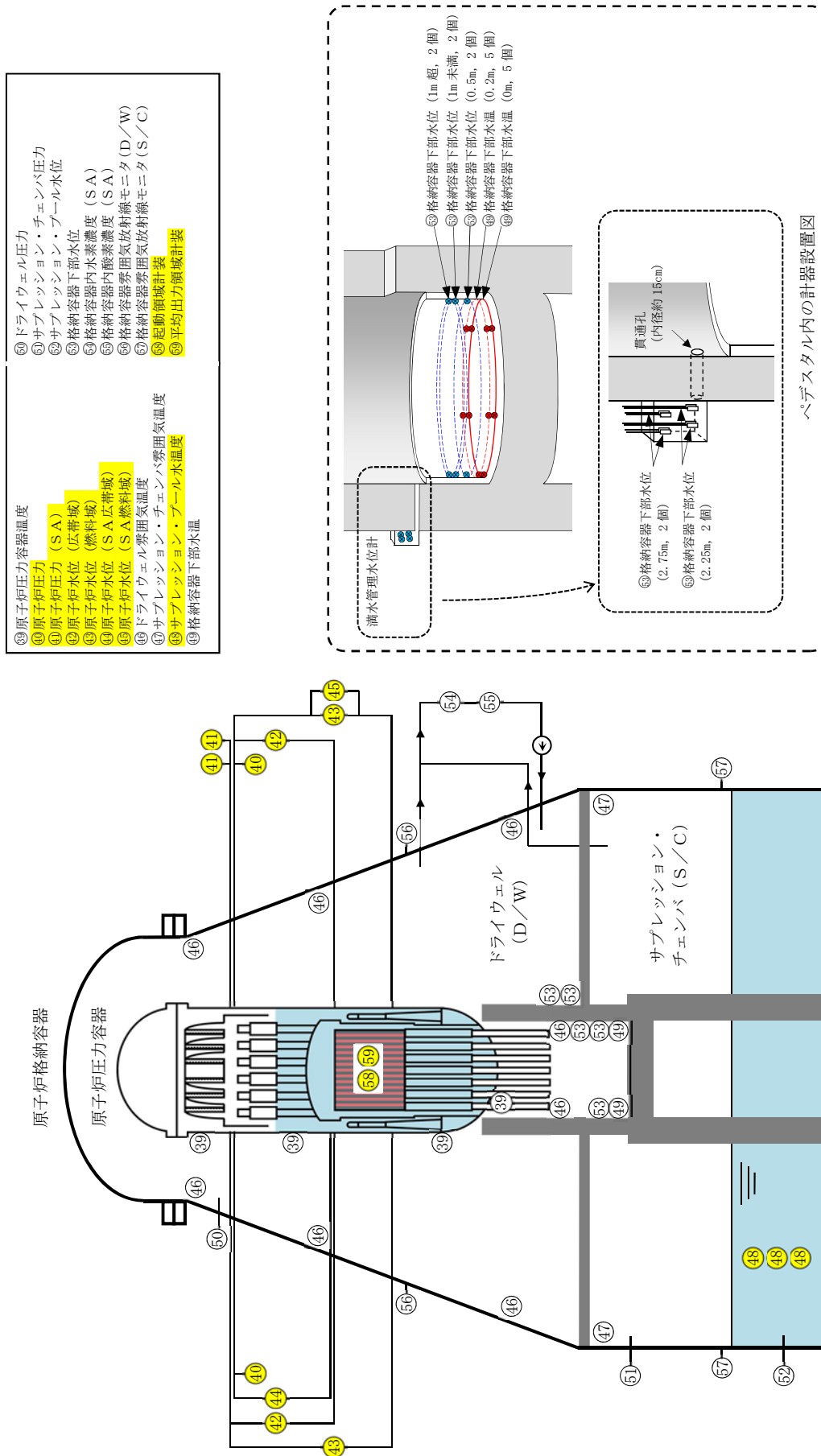
- ②④使用済燃料プール水位・温度 (S A広域)
- ②⑦使用済燃料プール温度 (S A)
- ②⑧使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ②⑨使用済燃料プール監視カメラ
- ③⑩使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ③⑪原子炉建屋水素濃度
- ③⑫静的触媒式水素再結合器動作監視装置*

- ③④フィルタ装置水位
- ③⑤フィルタ装置圧力
- ③⑥フィルタ装置スクラビング水温度 (高レンジ・低レンジ)
- ③⑦フィルタ装置入口水素濃度
- ③⑧耐圧強化ベント系放射線モニタ

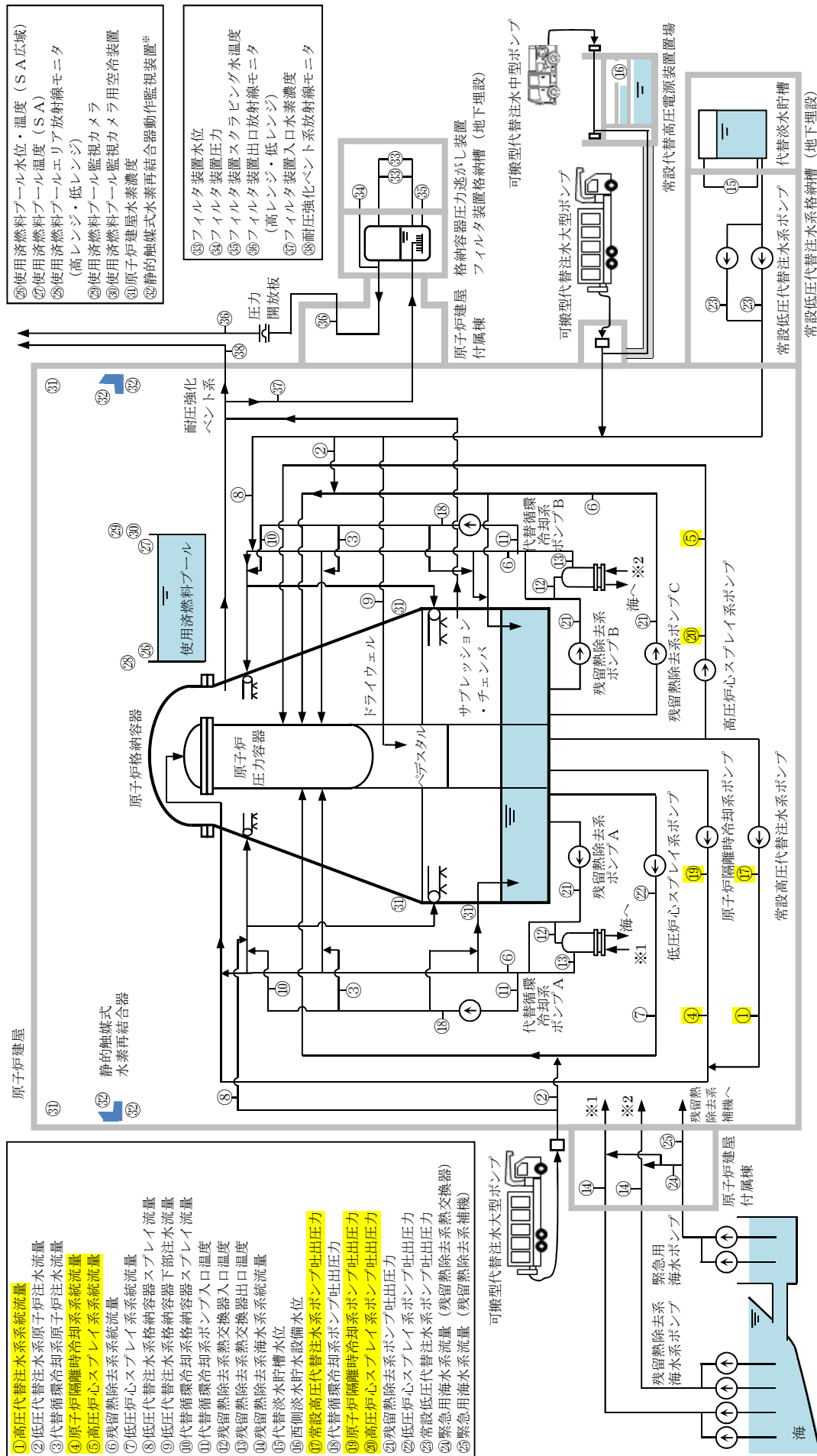
- ①①高圧代替注水水系系統流量
- ②②低圧代替注水系原子炉注水流量
- ③③代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④④原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤⑤高圧炉心スプレレイ系系統流量
- ⑥⑥残留熱除去系系統流量
- ⑦⑦低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ⑧⑧低圧代替注水系格納容器スプレレイ流量
- ⑨⑨低圧代替注水系格納容器スプレレイ系系統流量
- ⑩⑩代替循環冷却系格納容器入口温度
- ⑪⑪代替循環冷却系格納容器入口温度
- ⑫⑫残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑬⑬残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑭⑭残留熱除去系海水系系統流量
- ⑮⑮代替淡水貯槽水位
- ⑯⑯西側淡水貯水設備水位
- ⑰⑰常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑱⑱代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲⑲原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑳⑳高圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力
- ㉑㉑残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ㉒㉒低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力
- ㉓㉓常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ㉔㉔緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ㉕㉕緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

第1図 重大事故等対処設備 系統概略図

(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)



第1図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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) (2/2)



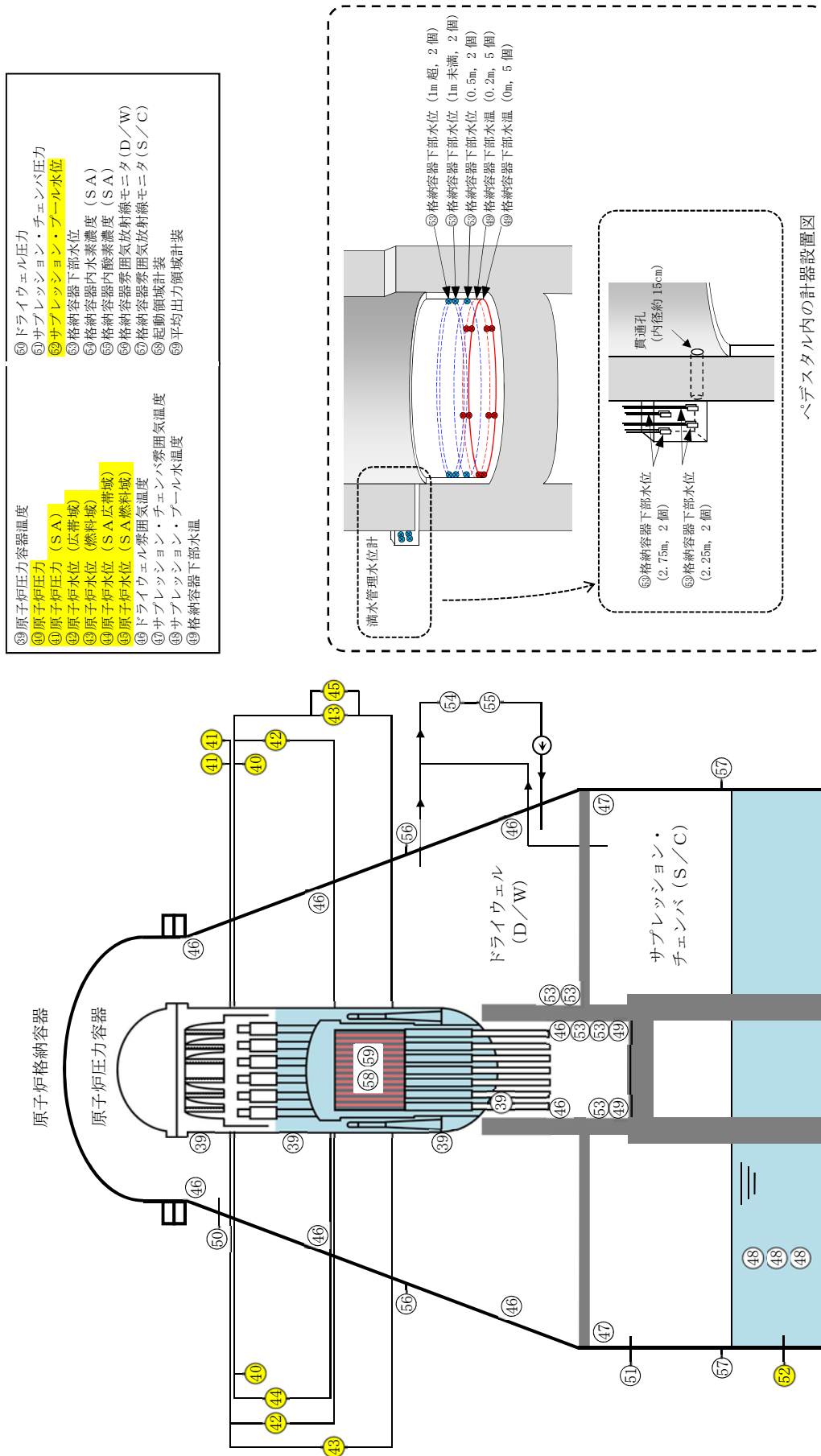
- ②④使用済燃料プール水位・温度 (S.A広域)
- ②⑦使用済燃料プール温度 (S.A)
- ②⑧使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ②⑨使用済燃料プール監視カメラ
- ③④使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ③⑩原子炉建屋水素濃度
- ③⑫静的触媒式水素再結合器動作監視装置*

- ③③フィルタ装置水位
- ③④フィルタ装置圧力
- ③⑤フィルタ装置スクラビング水温度
- ③⑥フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ③⑦フィルタ装置入口水素濃度
- ③⑧耐圧強化ベント系放射線モニタ

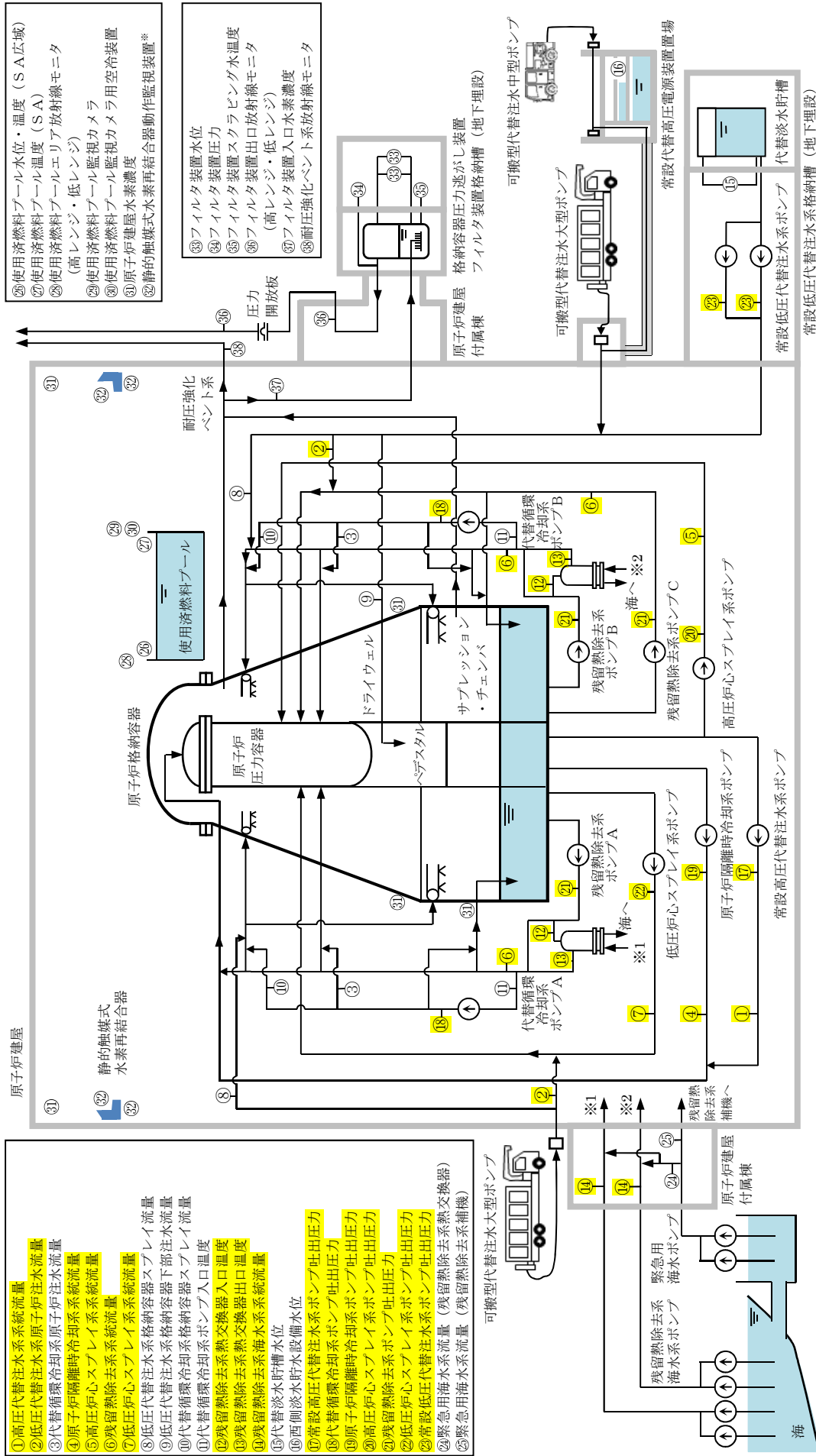
- ①高圧代替注水系流量
- ②低圧代替注水系原子炉注水流量
- ③代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④原子炉隔離時冷却系流量
- ⑤高圧炉心スプレイス系流量
- ⑥残留熱除去系流量
- ⑦低圧炉心スプレイス系流量
- ⑧低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ⑨低圧代替注水系格納容器スプレイス流量
- ⑩代替循環冷却系格納容器スプレイス流量
- ⑪代替循環冷却系格納容器入口温度
- ⑫残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑬残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑭残留熱除去系海水系流量
- ⑮西側淡水貯槽水位
- ⑯代替高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑰代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑱原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力
- ⑲残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ⑲低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力
- ⑲常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑲緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ⑲緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

第2図 重大事故等対処設備 系統概略図

(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 / 2)



第2図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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) (2/2)

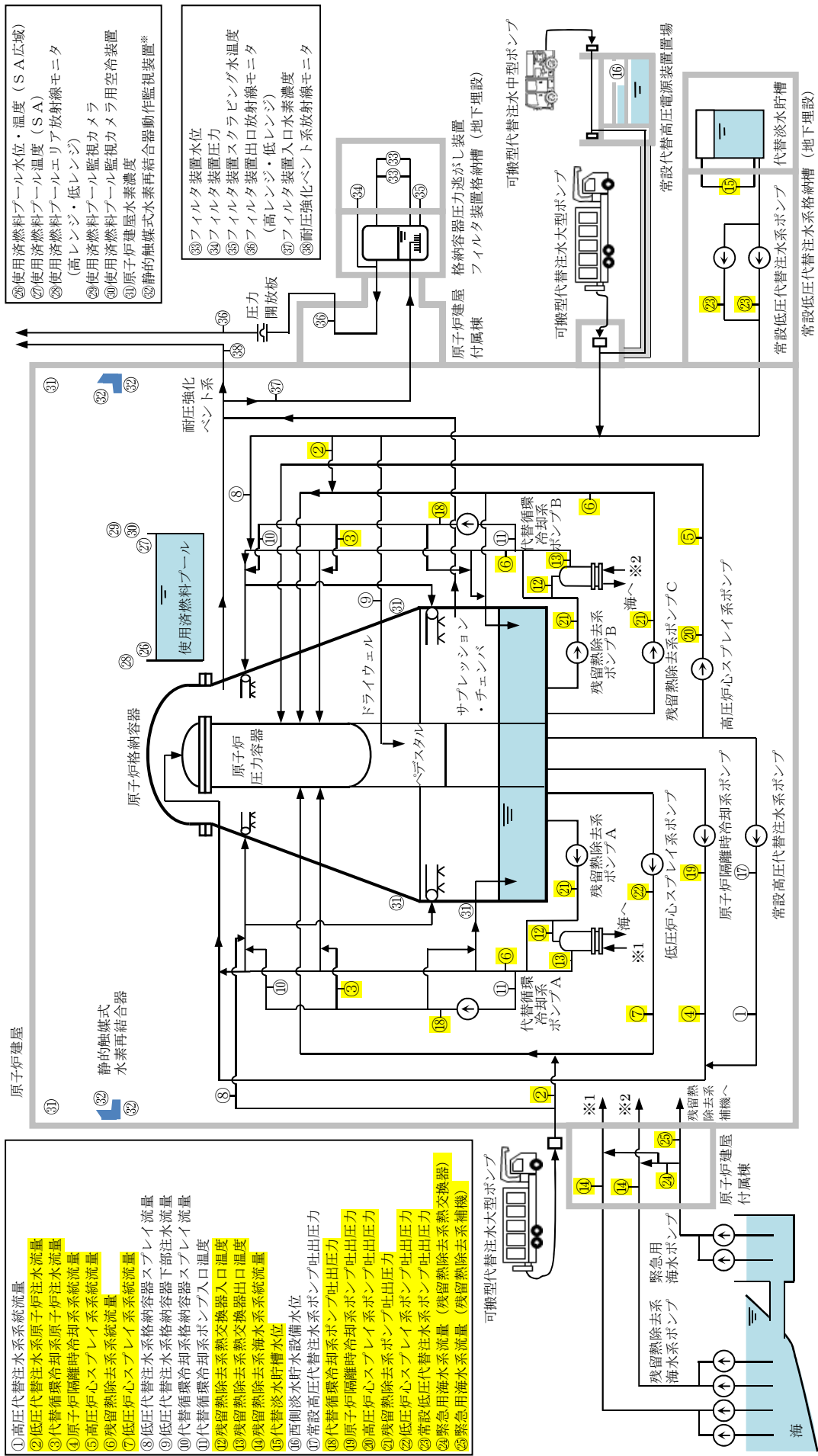


- ① 高圧代替注水水系系統流量
- ② 低圧代替注水水系原子炉注水流量
- ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤ 高圧炉心スプレー系系統流量
- ⑥ 残留熱除去系系統流量
- ⑦ 低圧炉心スプレー系系統流量
- ⑧ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
- ⑨ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ⑩ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ⑪ 代替循環冷却系ポンプ入口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑬ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑭ 残留熱除去系海水系系統流量
- ⑮ 代替淡水貯槽水位
- ⑯ 西側代替注水設備水位
- ⑰ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑱ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑳ 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力
- ㉑ 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力
- ㉒ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ㉓ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)
- ㉔ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)
- ㉕ 可搬型代替注水大型ポンプ

- ㉖ 使用済燃料プール水位・温度 (S.A.広域)
- ㉗ 使用済燃料プール温度 (S.A)
- ㉘ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉙ 使用済燃料プール監視カメラ
- ㉚ 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ㉛ 原子炉建屋水素濃度
- ㉜ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置*
- ㉝ フィルタ装置水位
- ㉞ フィルタ装置スクラビング水温度
- ㉟ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㊱ フィルタ装置入口水素濃度
- ㊲ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

第3図 重大事故対処設備 系統概略図

(1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等) (1 / 2)



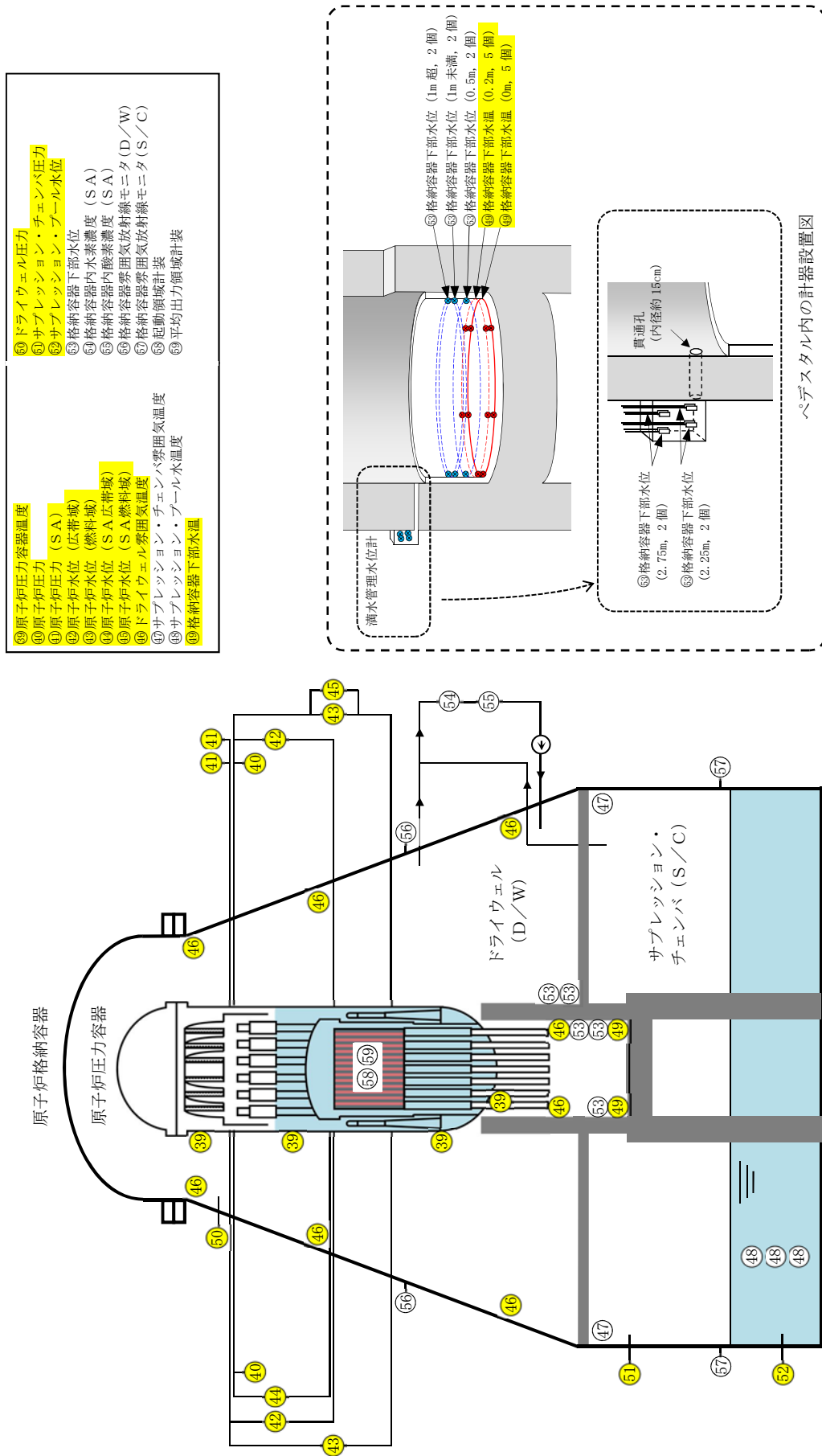
- ① 高圧代替注水水系系統流量
- ② 低圧代替注水水系原子炉注水流量
- ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤ 高圧炉心スプレレイ系系統流量
- ⑥ 残留熱除去系系統流量
- ⑦ 低圧炉心スプレレイ系系統流量
- ⑧ 低圧代替注水系系格納容器スプレレイ流量
- ⑨ 低圧代替注水系系格納容器下部注水流量
- ⑩ 代替循環冷却系格納容器スプレレイ流量
- ⑪ 代替循環冷却系ポンプ入口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑬ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑭ 残留熱除去系海水系系統流量
- ⑮ 代替淡水貯槽水位
- ⑯ 西側淡水貯槽水位
- ⑰ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑱ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑳ 高圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力
- ㉑ 高圧熱除去系ポンプ吐出圧力
- ㉒ 低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力
- ㉓ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ㉔ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ㉕ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

- ㉖ 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)
- ㉗ 使用済燃料プール温度 (SA)
- ㉘ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉙ 使用済燃料プール監視カメラ
- ㉚ 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ㉛ 原子炉建屋水素濃度
- ㉜ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置*
- ㉝ フィルタ装置水位
- ㉞ フィルタ装置圧力
- ㉟ フィルタ装置スクラビング水温度
- ㊱ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㊲ フィルタ装置入口水素濃度
- ㊳ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

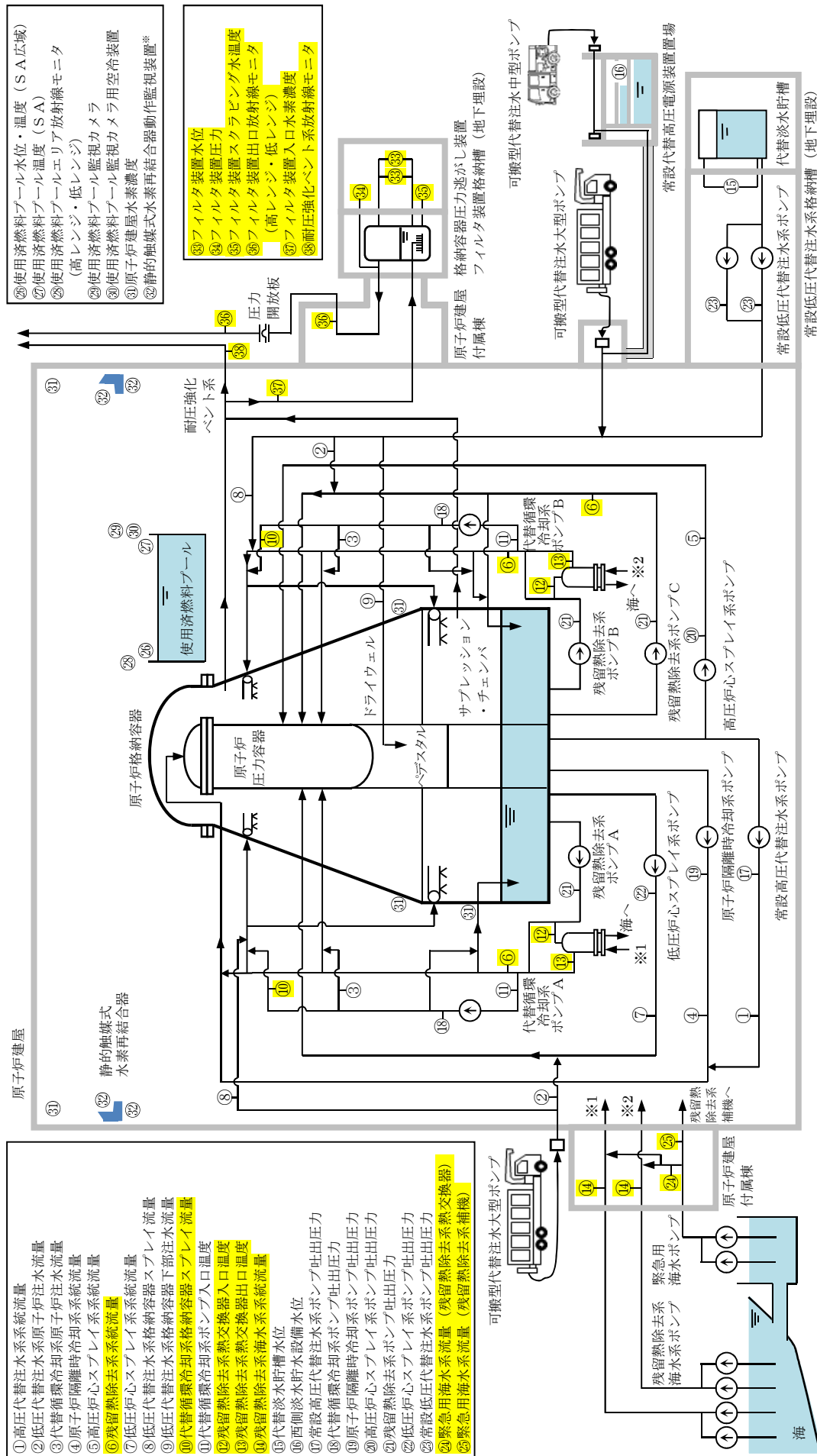
- ㉜ 使用済燃料プール
- ㉝ 静的触媒式水素再結合器
- ㉞ 原子炉建屋
- ㉟ 耐圧強化ベント系
- ㊱ 原子炉格納容器
- ㊲ 原子炉圧力容器
- ㊳ ドライウエル
- ㊴ サプレッション・チェンバ
- ㊵ ベンチスタル
- ㊶ 代替循環冷却系ポンプA
- ㊷ 代替循環冷却系ポンプB
- ㊸ 残留熱除去系ポンプA
- ㊹ 残留熱除去系ポンプB
- ㊺ 高圧炉心スプレレイ系ポンプ
- ㊻ 原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ㊼ 常設高圧代替注水系ポンプ
- ㊽ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ㊾ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ㊿ 代替淡水貯槽 (地下埋設)

第4図 重大事故等対処設備 系統概略図

(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 / 2)



第4図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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) (2 / 2)

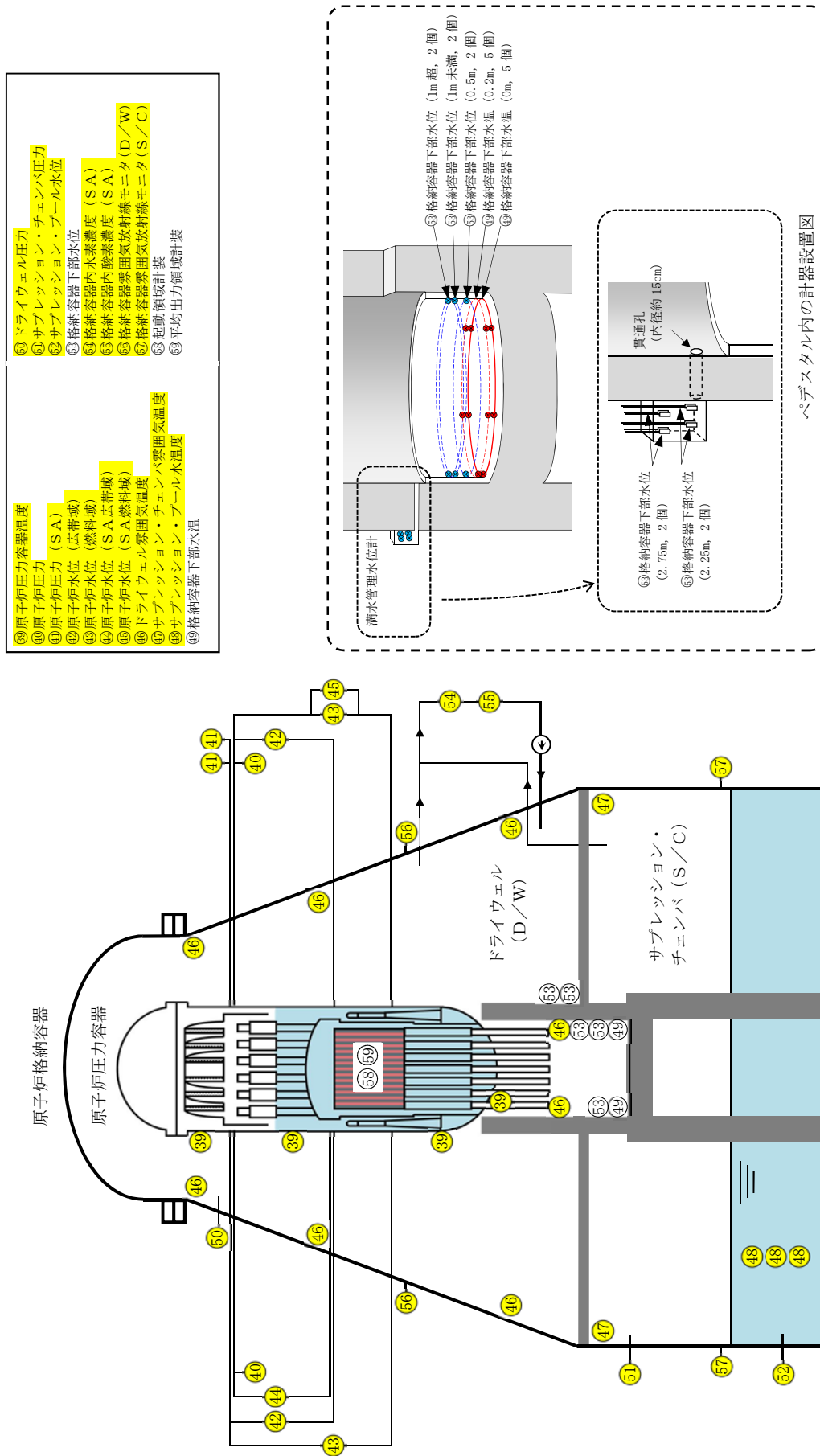


- ②④使用済燃料プール水位・温度 (S.A.広域)
- ②⑦使用済燃料プール温度 (S.A)
- ②⑧使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ②⑨使用済燃料プール監視カメラ
- ②⑩使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ②⑪原子炉建屋水素濃度
- ②⑫静的触媒式水素再結晶器動作監視装置*

- ③④フィルタ装置水位
- ③⑤フィルタ装置スクラビング水温度
- ③⑥フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ③⑦フィルタ装置入口水素濃度
- ③⑧耐圧強化ベント系放射線モニタ

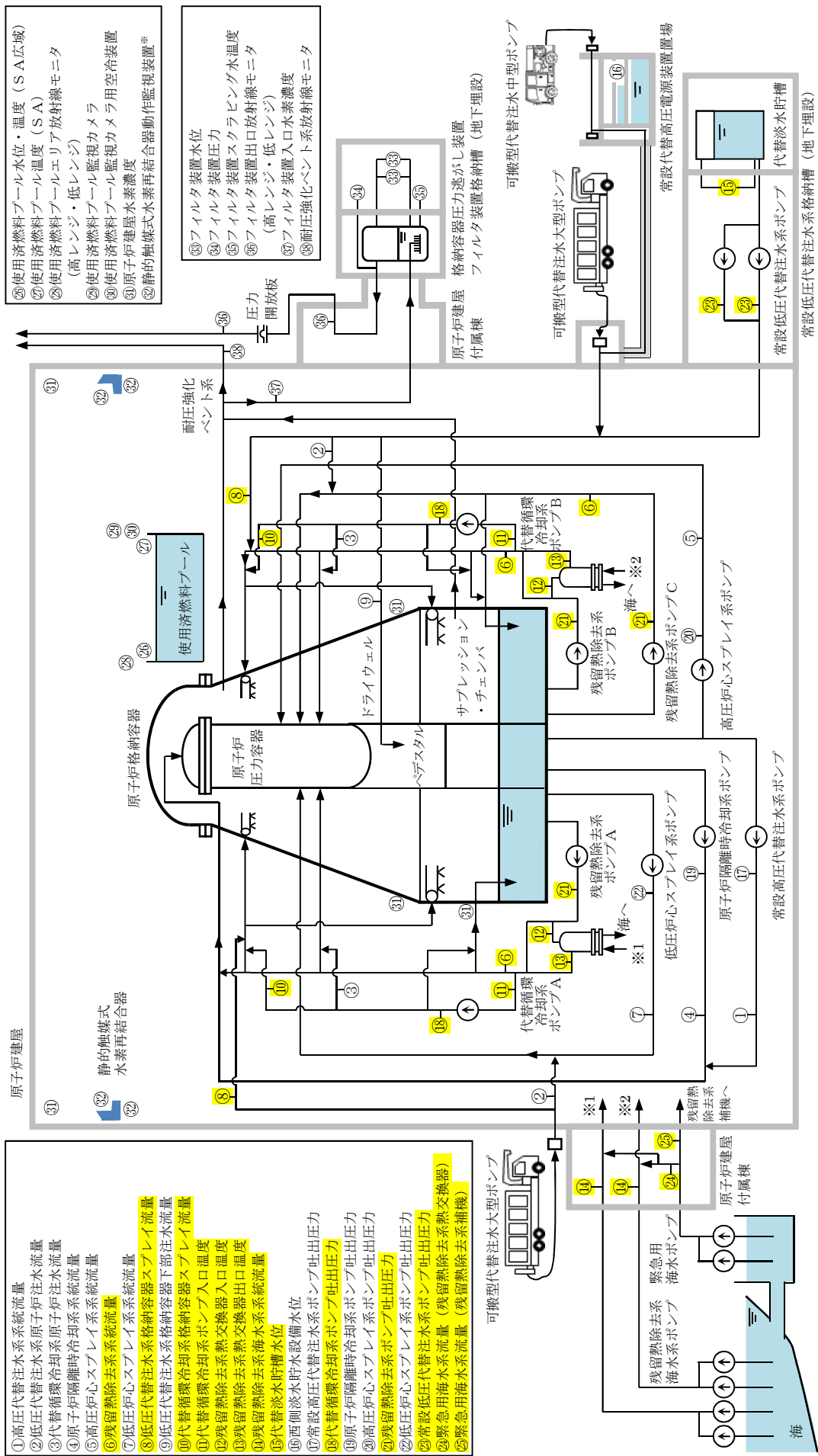
- ①①高圧代替注水系系統流量
- ①②低圧代替注水系原子炉注水流量
- ①③代替循環冷却系原子炉注水流量
- ①④原子炉隔離時冷却系系統流量
- ①⑤高圧炉心スプレレイ系系統流量
- ①⑥残留熱除去系系統流量
- ①⑦低圧炉心スプレレイ系系統流量
- ①⑧低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ①⑨低圧代替注水系格納容器スプレレイ流量
- ①⑩代替循環冷却系格納容器入口温度
- ①⑪残留熱除去系熱交換器出口温度
- ①⑫残留熱除去系海水系系統流量
- ①⑬代替淡水貯槽水位
- ①⑭西側淡水貯水設備水位
- ①⑮常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ①⑯代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ①⑰原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ①⑱高圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力
- ①⑲低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力
- ①⑳常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ②①緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ②②緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

第5図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等) (1 / 2)



- ③ 原子炉圧力容器温度
- ④ 原子炉圧力
- ④ 原子炉圧力 (S/A)
- ④ 原子炉圧力 (広帯域)
- ④ 原子炉水位 (燃料域)
- ④ 原子炉水位 (S/A広帯域)
- ④ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ④ ドライウエル雰囲気温度
- ④ サブレーション・チェンバ雰囲気温度
- ④ サブレーション・チェンバ温度
- ④ 格納容器下部水温
- ⑤ ドライウエル圧力
- ⑥ サブレーション・チェンバ圧力
- ⑥ サブレーション・プール水位
- ⑥ 格納容器下部水位
- ⑥ 格納容器内水素濃度 (S/A)
- ⑥ 格納容器内酸素濃度 (S/A)
- ⑥ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ⑥ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ⑥ 起動領域計装
- ⑥ 平均出力領域計装

第5図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等) (2/2)

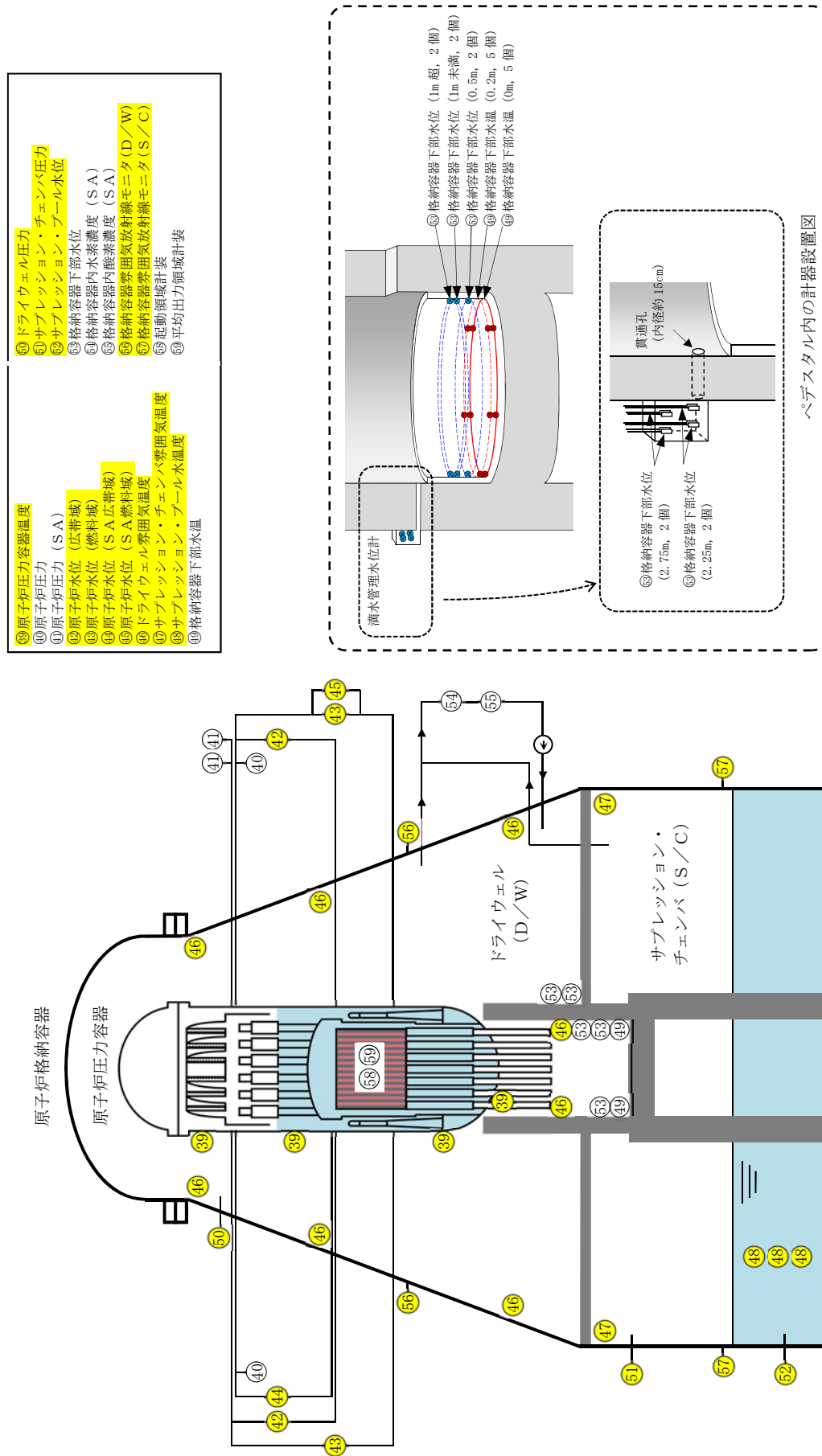


- ① 高圧代替注水系統流量
- ② 低圧代替注水系統原子炉注水流量
- ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤ 高圧炉心スプレイス系統流量
- ⑥ 残留熱除去系系統流量
- ⑦ 低圧炉心スプレイス系統流量
- ⑧ 低圧代替注水系統格納容器スプレイス流量
- ⑨ 低圧代替注水系統格納容器下部注水流量
- ⑩ 代替循環冷却系格納容器スプレイス流量
- ⑪ 代替循環冷却系格納容器入口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑬ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑭ 残留熱除去系海水系統流量
- ⑮ 代替淡水貯槽水位
- ⑯ 西側淡水貯水設備水位
- ⑰ 常設高圧代替注水系統吐出圧力
- ⑱ 代替循環冷却系吐出圧力
- ⑲ 原子炉隔離時冷却系吐出圧力
- ⑲ 高圧炉心スプレイス吐出圧力
- ⑲ 低圧炉心スプレイス吐出圧力
- ⑲ 常設低圧代替注水系統吐出圧力
- ⑲ 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ⑲ 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機)

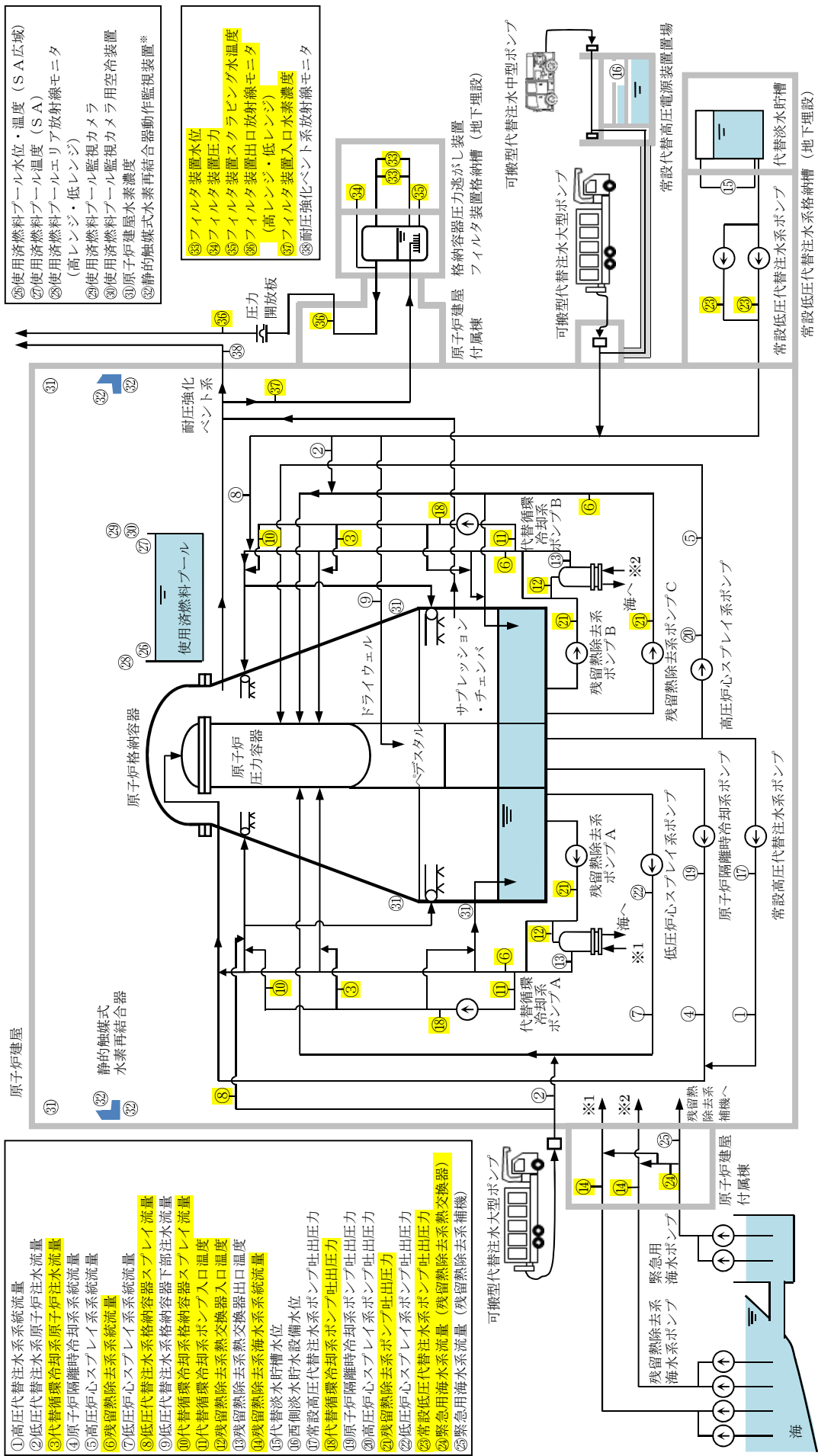
- ⑳ 使用済燃料プール水位・温度 (S.A.広域)
- ㉑ 使用済燃料プール温度 (S.A)
- ㉒ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉓ 使用済燃料プール監視カメラ
- ㉔ 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ㉕ 原子炉建屋水素濃度
- ㉖ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置*

- ㉗ フィルタ装置水位
- ㉘ フィルタ装置スクラビング水温度
- ㉙ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉚ フィルタ装置入口水素濃度
- ㉛ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

第6図 重大事故対処設備 系統概略図 (1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等) (1/2)



第6図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等) (2 / 2)



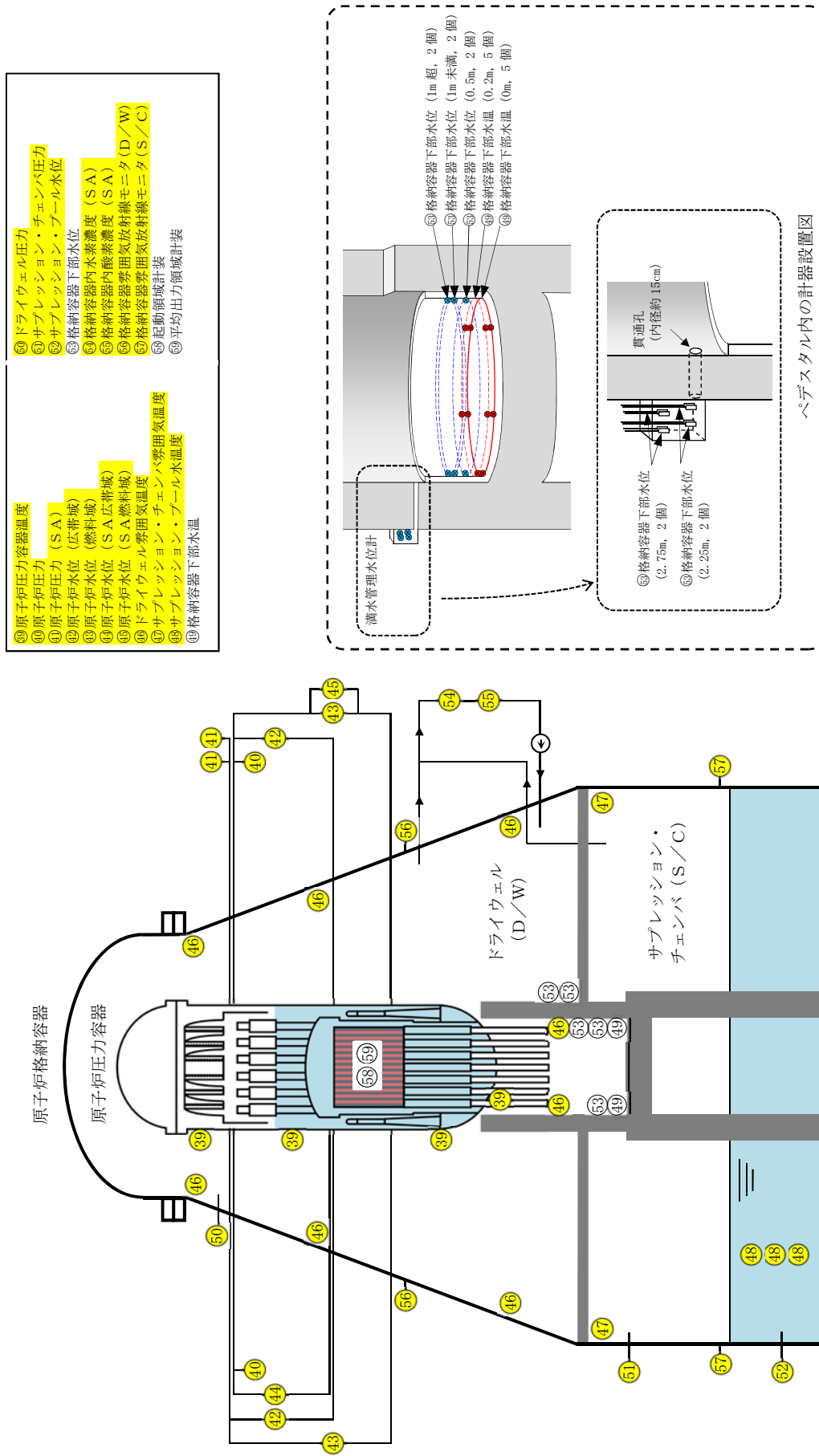
- ②④使用済燃料プール水位・温度 (S.A.広域)
- ②⑦使用済燃料プール温度 (S.A)
- ②⑧使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ②⑨使用済燃料プール監視カメラ
- ②⑩使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ②⑪原子炉建屋水素濃度
- ②⑫静的触媒式水素再結合作監視装置*

- ③④フィルタ装置水位
- ③⑤フィルタ装置スクラビング水温度
- ③⑥フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ③⑦フィルタ装置入口水素濃度
- ③⑧耐圧強化ベント系放射線モニタ

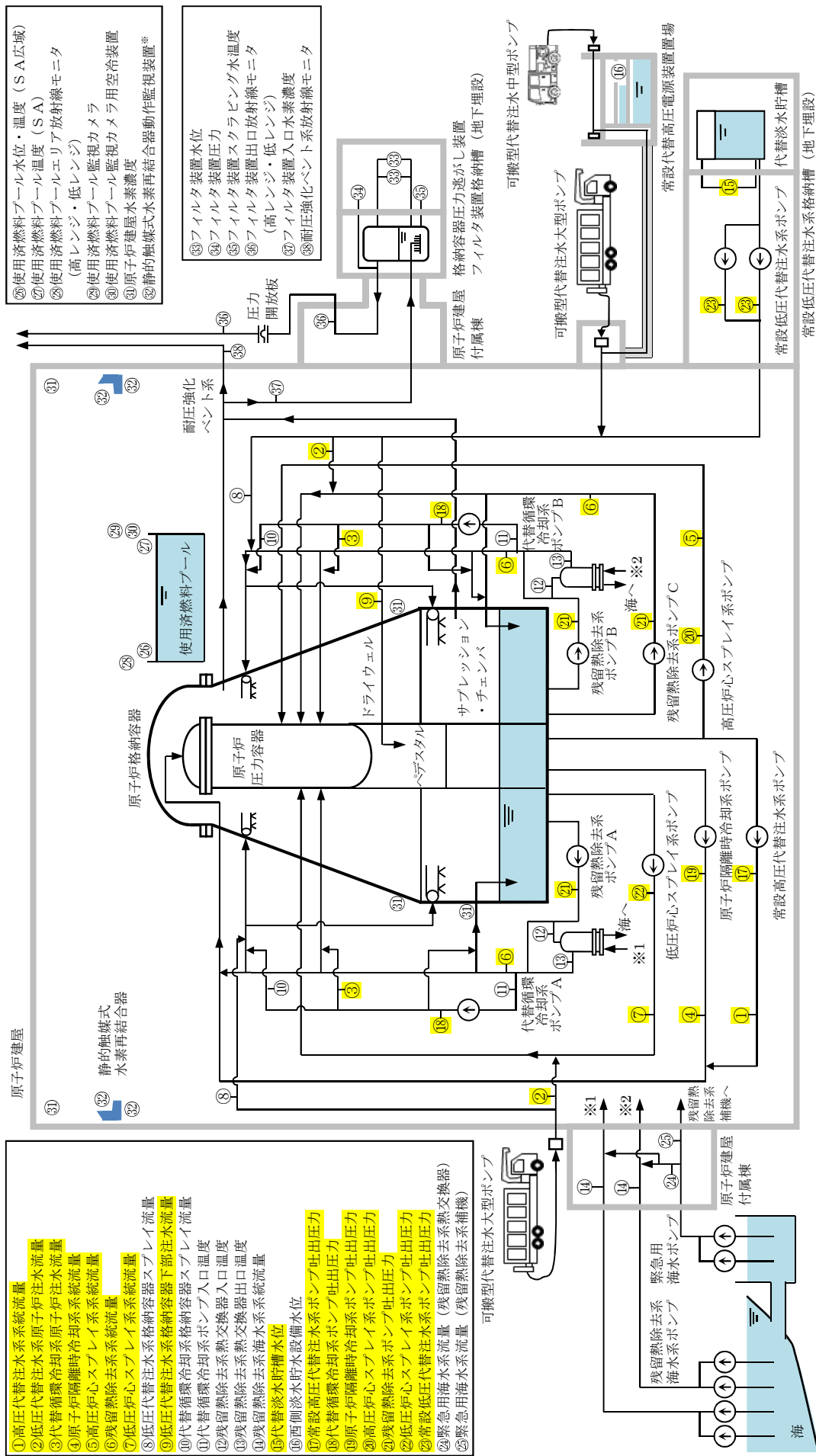
- ①①高圧代替注水系系統流量
- ①②低圧代替注水系原子炉注水流量
- ①③代替循環冷却系原子炉注水流量
- ①④原子炉隔離時冷却系系統流量
- ①⑤高圧炉心スプレイス系系統流量
- ①⑥残留熱除去系系統流量
- ①⑦低圧炉心スプレイス系系統流量
- ①⑧低圧代替注水系格納容器スプレイス流量
- ①⑨代替循環冷却系格納容器下部注水流量
- ①⑩代替循環冷却系格納容器スプレイス流量
- ①⑪残留熱除去系格納容器入口温度
- ①⑫残留熱除去系熱交換器入口温度
- ①⑬残留熱除去系熱交換器出口温度
- ①⑭残留熱除去系海水系系統流量
- ①⑮代替淡水貯槽水位
- ①⑯西側高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ①⑰代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ①⑱原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ①⑲高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力
- ①⑳低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力
- ①㉑常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ①㉒緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ①㉓緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

第7図 重大事故対処設備 系統概略図

(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 / 2)



第7図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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) (2 / 2)

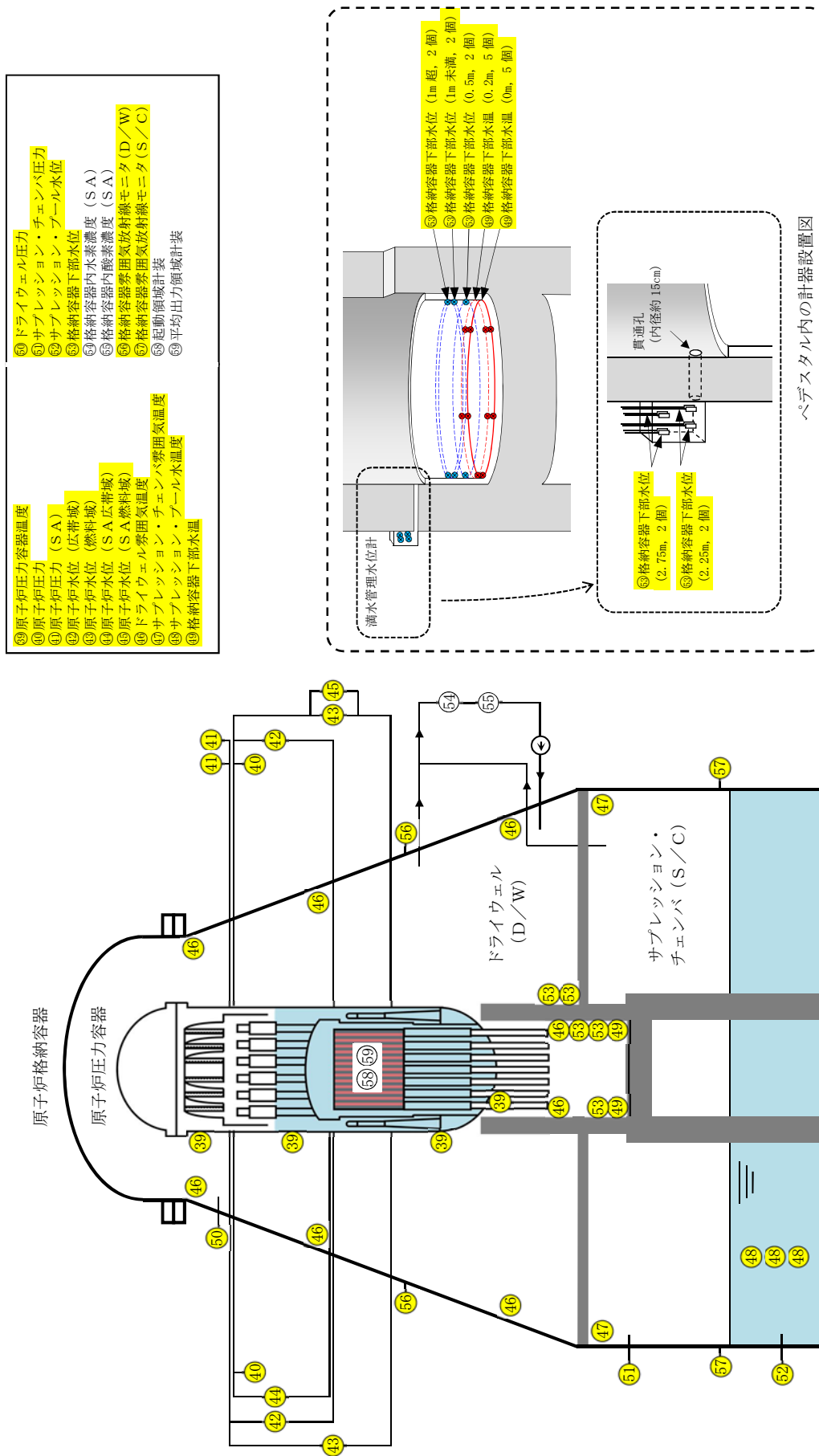


- ① 高圧代替注水系系統流量
- ② 低圧代替注水系原子炉注水流量
- ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤ 高圧炉心スプレイスポンプ系統流量
- ⑥ 残留熱除去系系統流量
- ⑦ 低圧炉心スプレイスポンプ系統流量
- ⑧ 低圧代替注水系格納容器スプレイスポンプ系統流量
- ⑨ 代替循環冷却系格納容器下部注水流量
- ⑩ 代替循環冷却系格納容器スプレイスポンプ入口温度
- ⑪ 代替循環冷却系格納容器出口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑬ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑭ 残留熱除去系海水系系統流量
- ⑮ 代替淡水貯槽水位
- ⑯ 西側淡水貯槽水位
- ⑰ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑱ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑳ 高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力
- ㉑ 低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力
- ㉒ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ㉓ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)
- ㉔ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

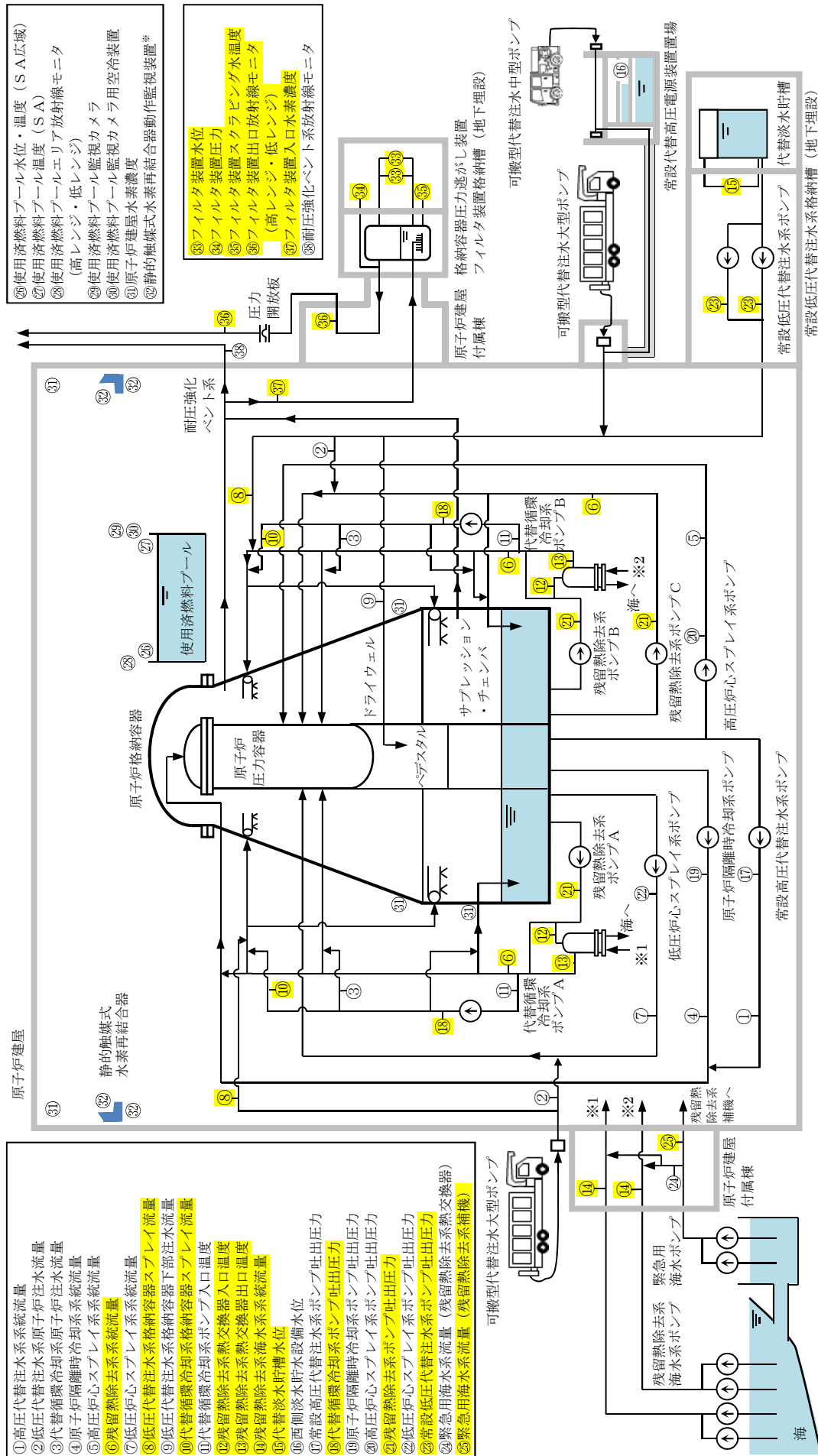
- ㉕ 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)
- ㉖ 使用済燃料プール温度 (SA)
- ㉗ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉘ 使用済燃料プール監視カメラ
- ㉙ 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ㉚ 原子炉建屋水素濃度
- ㉛ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置*
- ㉜ フィルタ装置水位
- ㉝ フィルタ装置スクラビング水温度
- ㉞ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉟ フィルタ装置入口水素濃度
- ㊱ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

第8図 重大事故対処設備 系統概略図

(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 / 2)



第8図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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) (2 / 2)



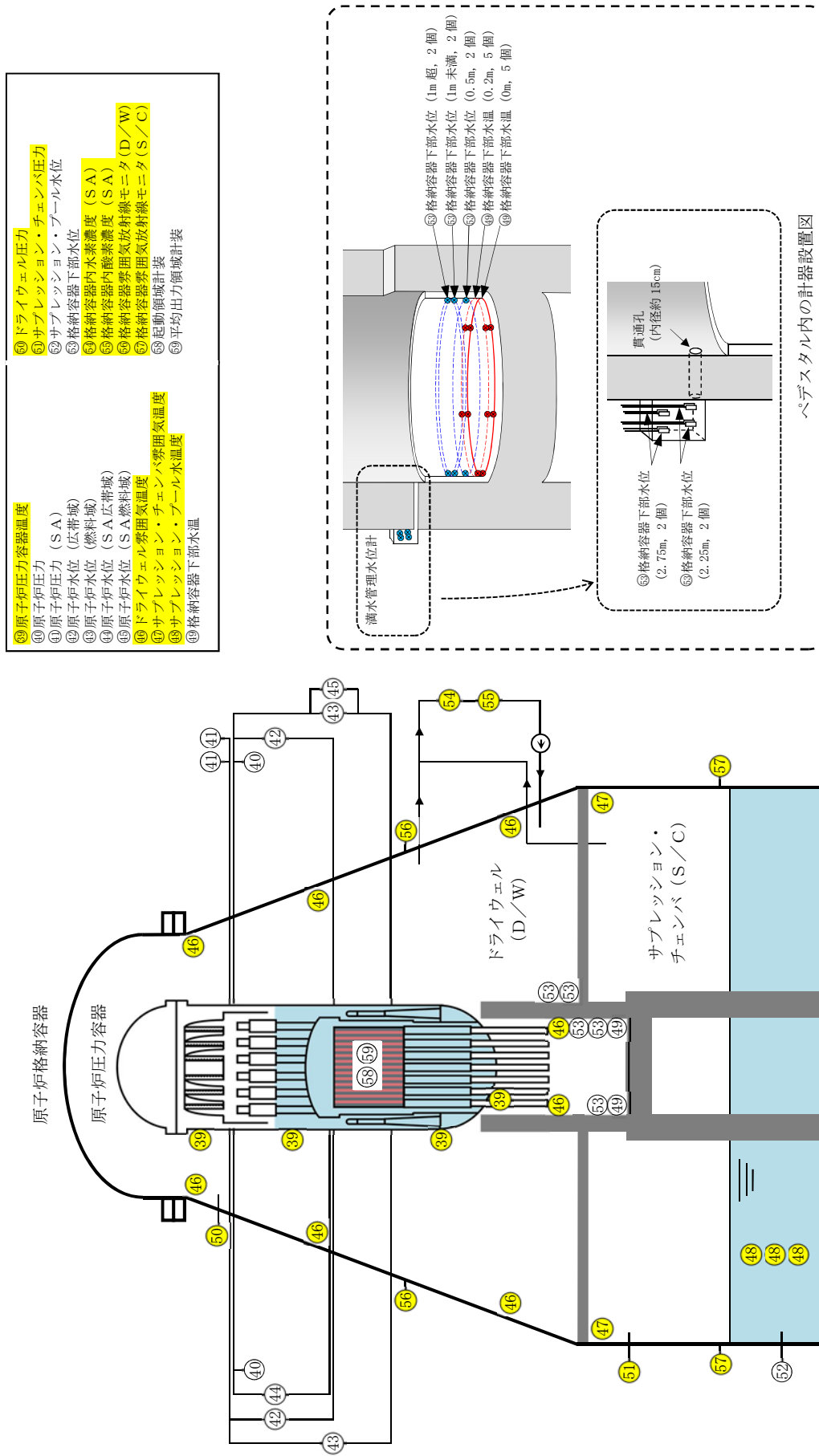
- ②⑤ 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)
- ②⑦ 使用済燃料プール温度 (SA)
- ②⑧ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ②⑨ 使用済燃料プール監視カメラ
- ②⑩ 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ②⑪ 原子炉建屋水素濃度
- ②⑫ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置**

- ③④ フィルタ装置水位
- ③⑤ フィルタ装置スクラビング水温度
- ③⑥ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ③⑦ フィルタ装置入口水素濃度
- ③⑧ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

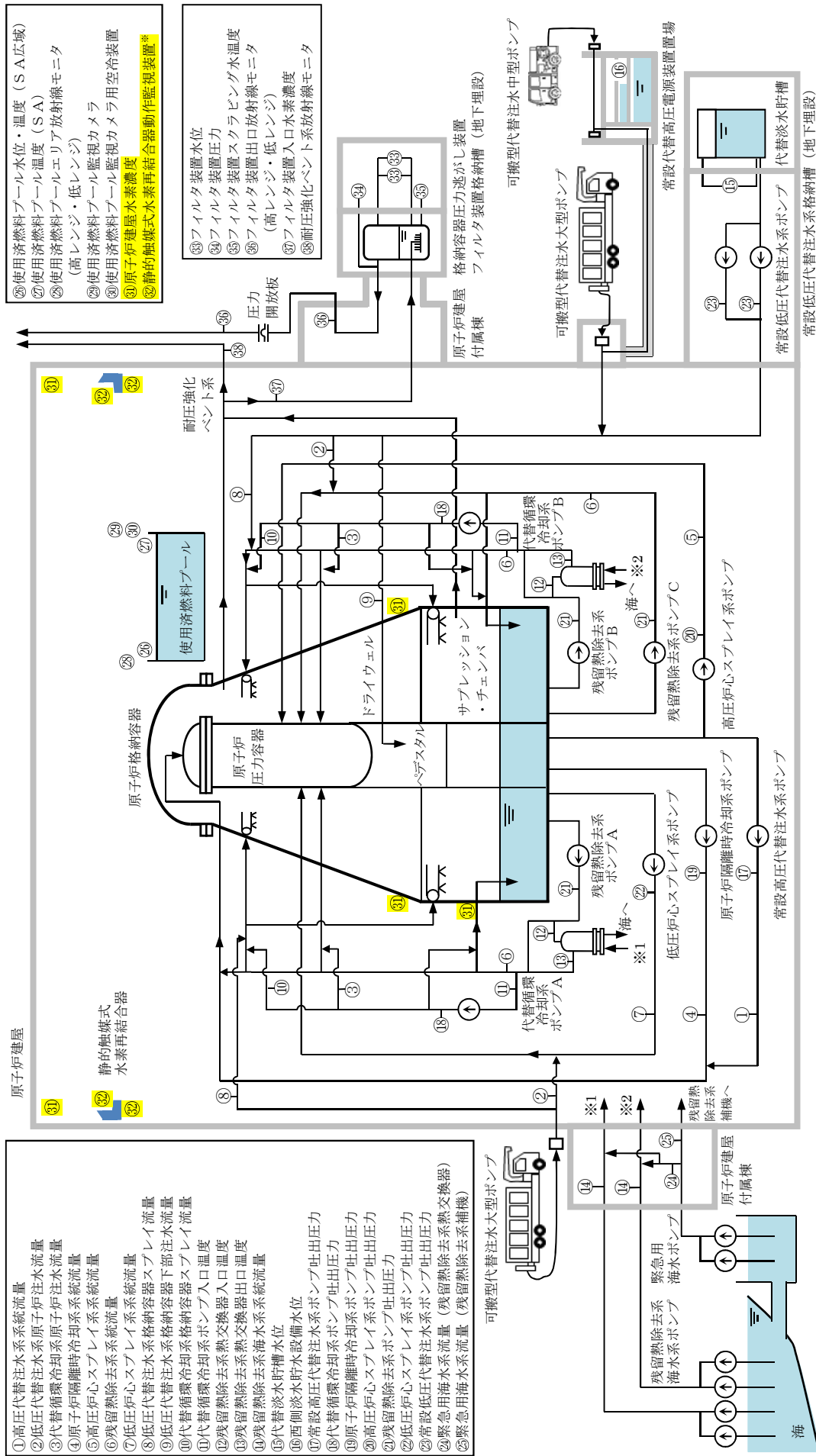
- ① 高圧代替注水系系統流量
- ② 低圧代替注水系原子炉注水流量
- ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤ 高圧炉心スプレイス系統流量
- ⑥ 残留熱除去系系統流量
- ⑦ 低圧炉心スプレイス系統流量
- ⑧ 低圧代替注水系格納容器スプレイス流量
- ⑨ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ⑩ 代替循環冷却系格納容器スプレイス流量
- ⑪ 代替循環冷却系格納容器入口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑬ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑭ 残留熱除去系海水系系統流量
- ⑮ 代替淡水貯槽水位
- ⑯ 西側淡水貯水設備水位
- ⑰ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑱ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲ 高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力
- ⑲ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ⑲ 低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力
- ⑲ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑲ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系系補機)
- ⑲ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

第9図 重大事故等対処設備 系統概略図

(1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等) (1 / 2)



第9図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等) (2 / 2)



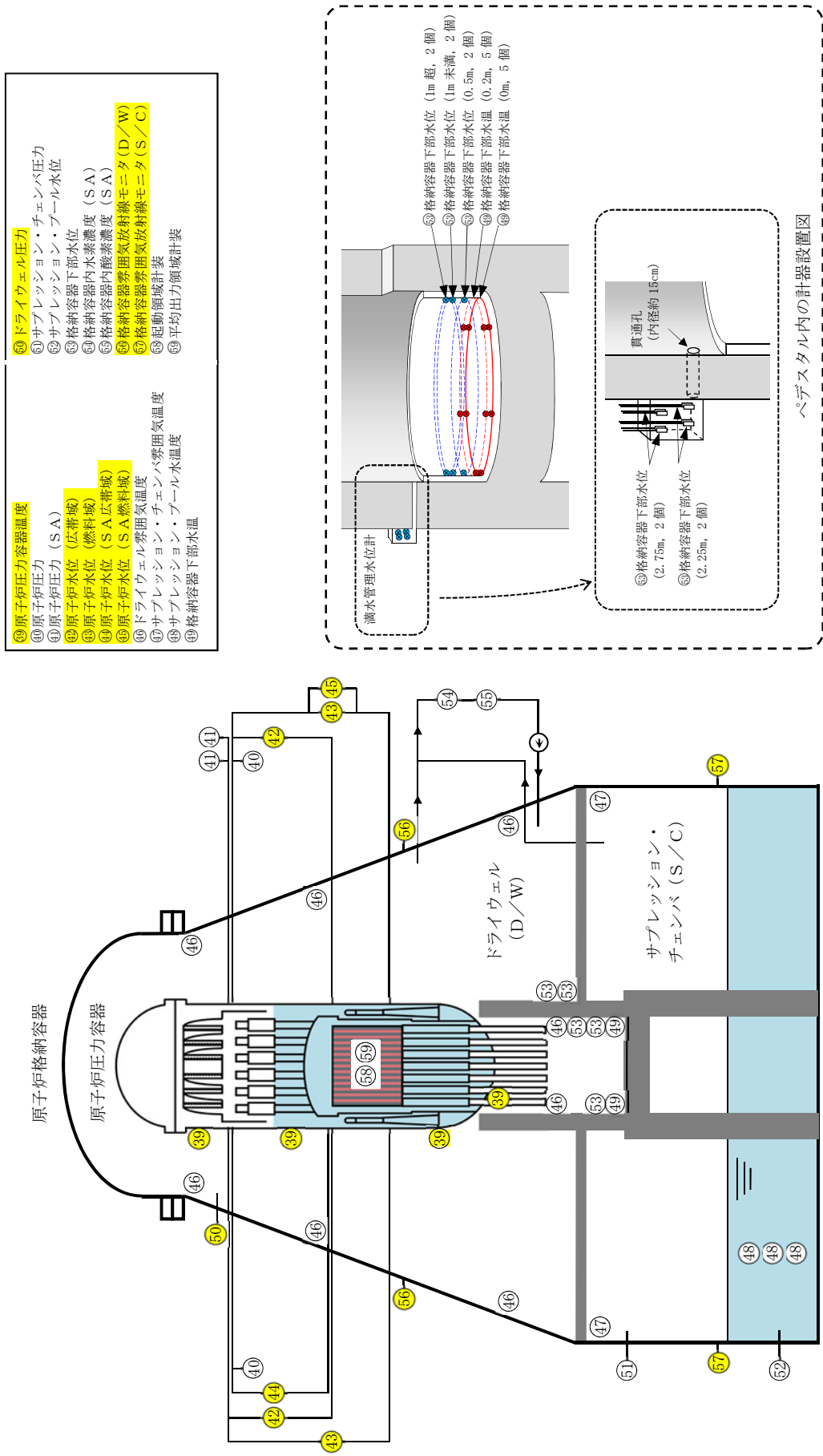
- ②⑤ 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)
- ②⑦ 使用済燃料プール温度 (SA)
- ②⑧ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ②⑨ 使用済燃料プール監視カメラ
- ②⑩ 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ③① 原子炉建屋水素濃度
- ③② 静的触媒式水素再結合器動作監視装置※

- ③③ フィルタ装置水位
- ③④ フィルタ装置圧力
- ③⑤ フィルタ装置スクラビング水温度
- ③⑥ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ③⑦ フィルタ装置入口水素濃度
- ③⑧ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

- ① 高圧代替注水系系統流量
- ② 低圧代替注水系原子炉注水流量
- ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤ 高圧炉心スプレイス系統流量
- ⑥ 残留熱除去系系統流量
- ⑦ 低圧炉心スプレイス系統流量
- ⑧ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ⑨ 代替循環冷却系格納容器スプレイス流量
- ⑩ 代替循環冷却系格納容器入口温度
- ⑪ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑬ 残留熱除去系海水系系統流量
- ⑭ 代替淡水貯槽水位
- ⑮ 西側淡水貯槽水位
- ⑯ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑰ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑱ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲ 高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力
- ⑳ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ㉑ 低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力
- ㉒ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ㉓ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)
- ㉔ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

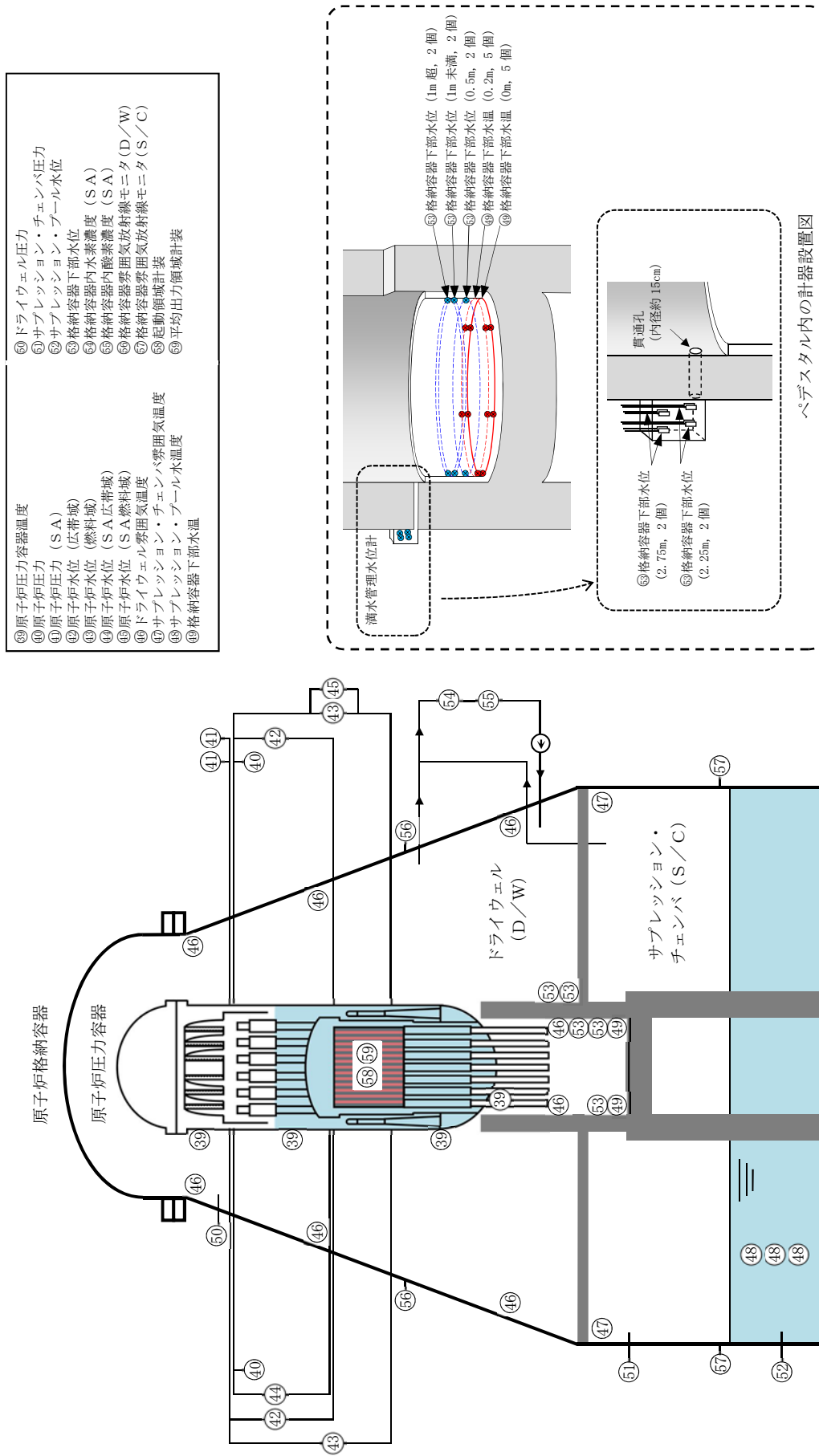
第10図 重大事故等対処設備 系統概略図

(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 / 2)

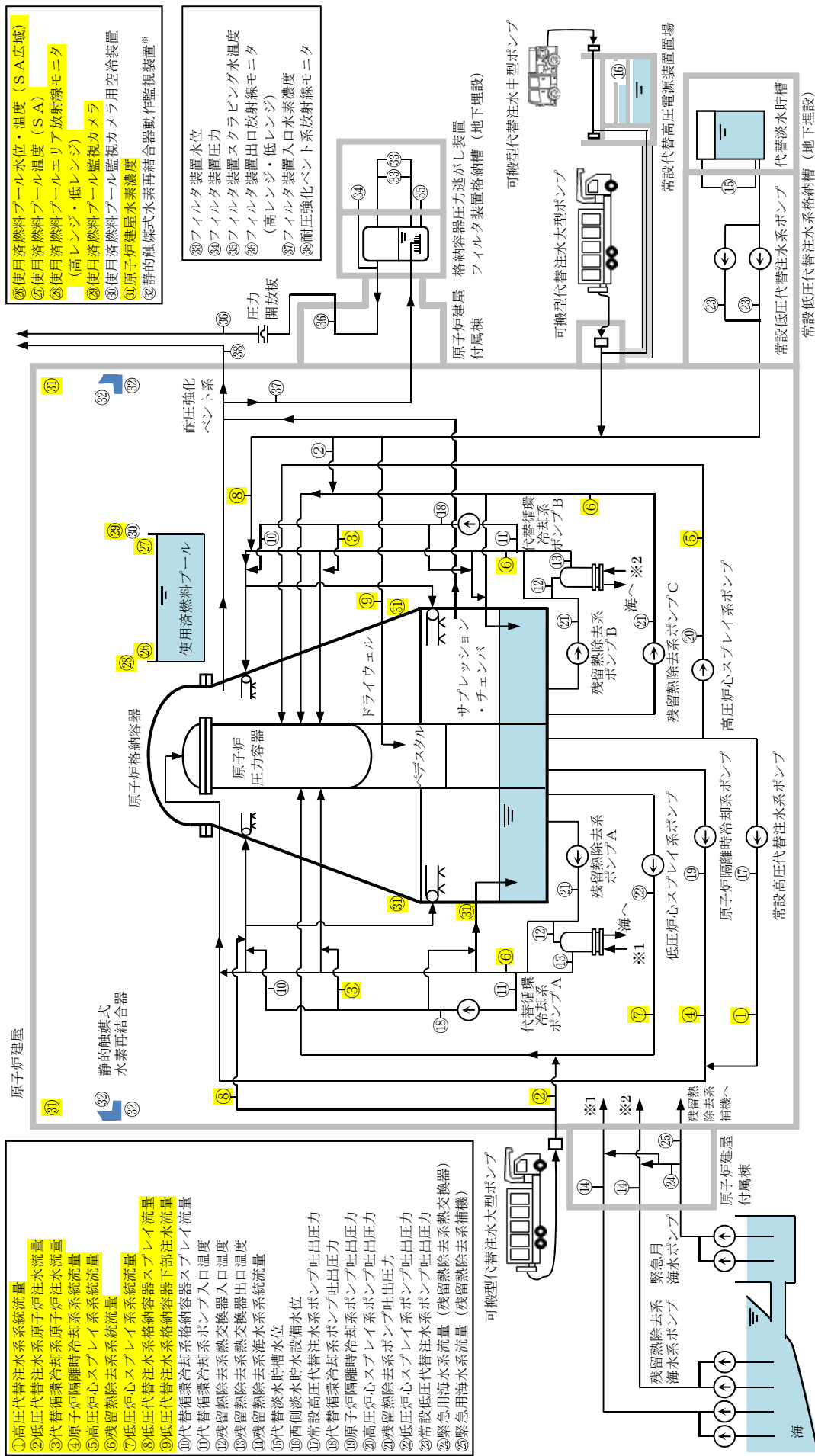


第10図 重大事故等対処設備 系統概略図

(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) (2 / 2)



第11図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等) (2 / 2)



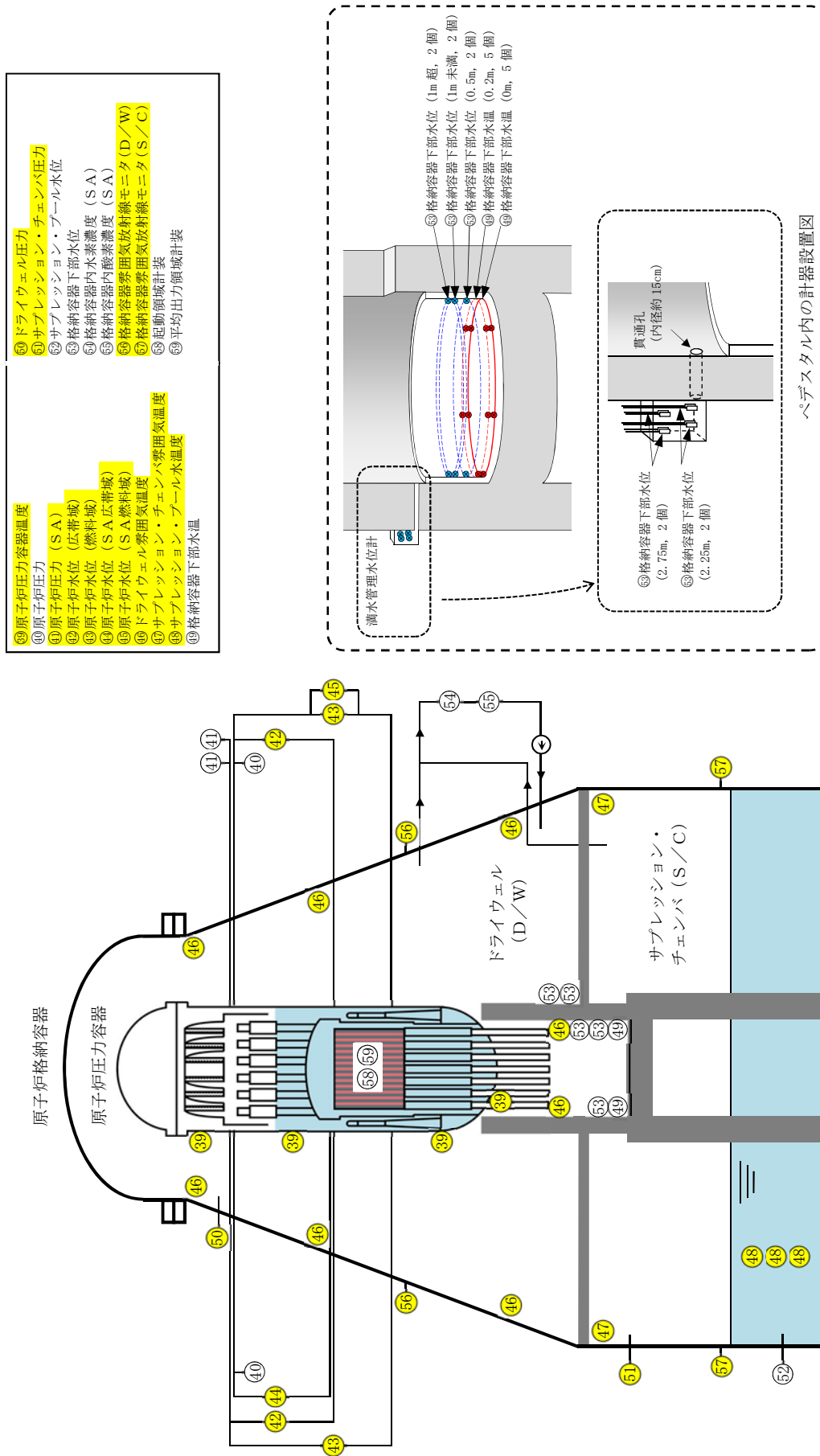
- ②⑧使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)
- ②⑦使用済燃料プール温度 (SA)
- ②⑥使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ②⑤使用済燃料プール監視カメラ
- ②④使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ②③原子炉建屋水素濃度
- ②②静的触媒式水素再結合器動作監視装置*

- ③④フィルタ装置水位
- ③③フィルタ装置スクラビング水温度
- ③②フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ③①フィルタ装置入口水素濃度
- ③⑦耐圧強化ベント系放射線モニタ

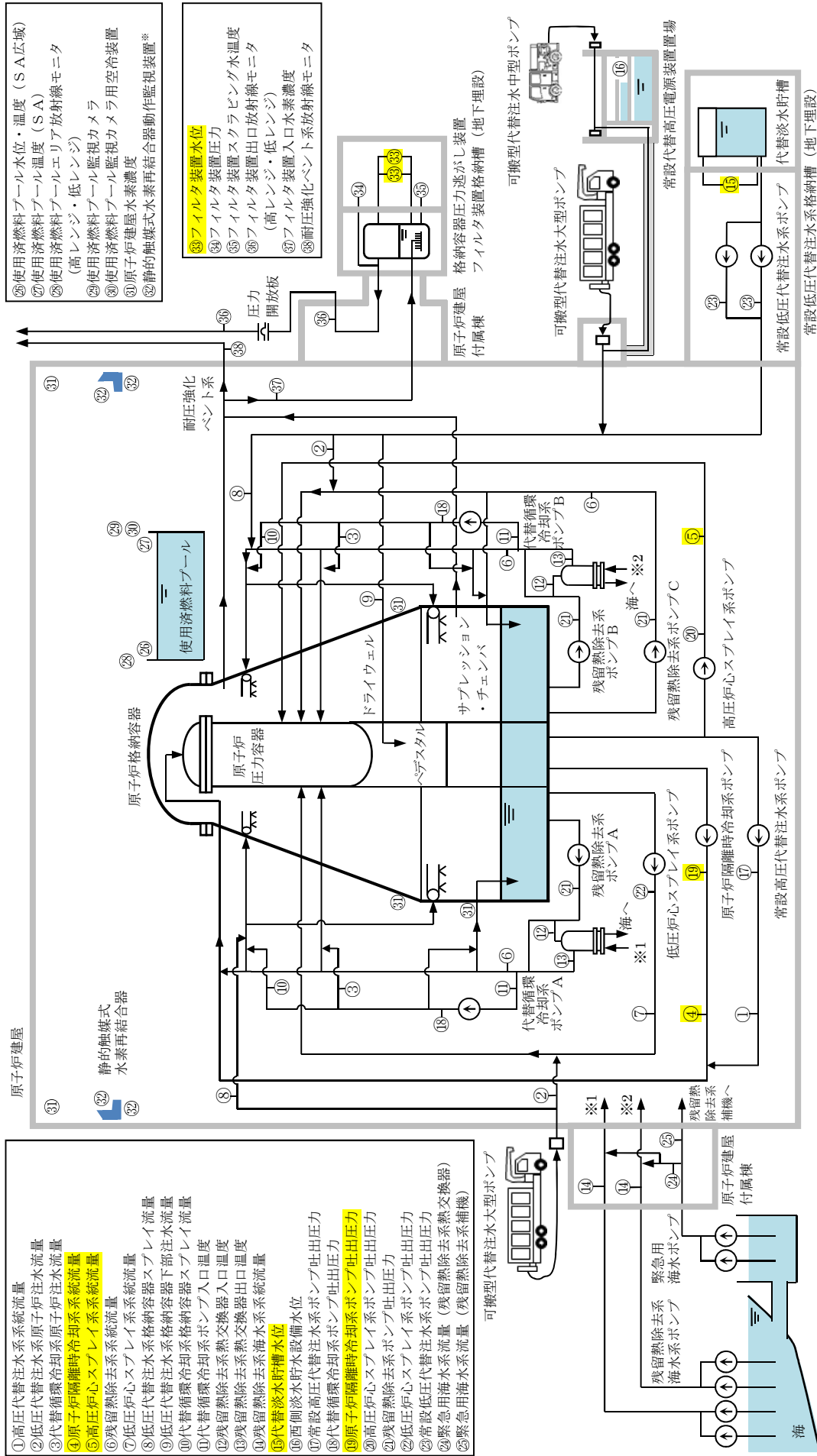
- ①①高圧代替注水系系統流量
- ①②低圧代替注水系原子炉注水流量
- ①③代替循環冷却系原子炉注水流量
- ①④原子炉隔離時冷却系系統流量
- ①⑤高圧炉心スプレイ系系統流量
- ①⑥残留熱除去系系統流量
- ①⑦低圧炉心スプレイ系系統流量
- ①⑧低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ①⑨低圧代替注水系格納容器上部注水流量
- ①⑩代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ①⑪代替循環冷却系格納容器入口温度
- ①⑫残留熱除去系熱交換器入口温度
- ①⑬残留熱除去系熱交換器出口温度
- ①⑭残留熱除去系海水系系統流量
- ①⑮代替淡水貯槽水位
- ①⑯西側淡水貯水設備水位
- ①⑰常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ①⑱代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ①⑲原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ①⑲高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ①⑲低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ①⑲常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ①⑲緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

第12図 重大事故等対処設備 系統概略図

(1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等) (1/2)



第12図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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) (2 / 2)

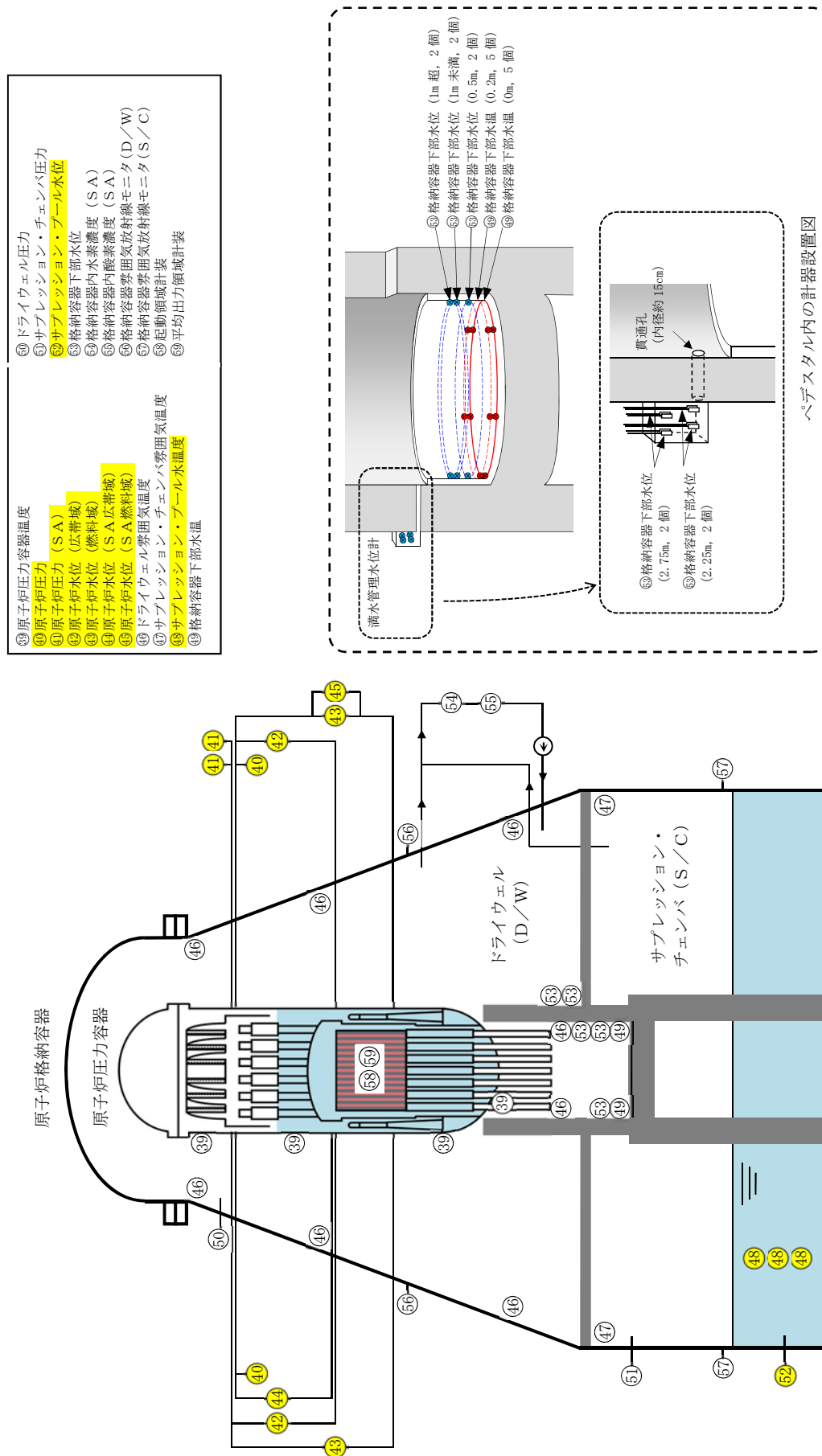


- ⑮使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)
- ⑯使用済燃料プール温度 (SA)
- ⑰使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ⑱使用済燃料プール監視カメラ
- ⑲使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ⑳原子炉建屋水素濃度
- ㉑静的触媒式水素再結合器動作監視装置*

- ㉒フィルタ装置水位
- ㉓フィルタ装置圧力
- ㉔フィルタ装置スクラビング水温度
- ㉕フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉖フィルタ装置入口水素濃度
- ㉗耐圧強化ベント系放射線モニタ

- ①高圧代替注水水系系統流量
- ②低圧代替注水系原子炉注水流量
- ③代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤高圧炉心スプレイス系系統流量
- ⑥残留熱除去系系統流量
- ⑦低圧炉心スプレイス系系統流量
- ⑧低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ⑨代替循環冷却系格納容器スプレイス流量
- ⑩代替循環冷却系格納容器入口温度
- ⑪残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑫残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑬残留熱除去系海水系系統流量
- ⑭代替淡水貯槽水位
- ⑮西側淡水貯水設備水位
- ⑯常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑰代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑱原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力
- ㉑低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力
- ㉒常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ㉓緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)
- ㉔緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

第13図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等) (1 / 2)



- ③ 原子炉圧力容器温度
- ④ 原子炉圧力 (SA)
- ⑤ 原子炉圧力 (広帯域)
- ⑥ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑦ 原子炉水位 (SA広帯域)
- ⑧ 原子炉水位 (SA燃料域)
- ⑨ サブレーション・チェンバ露用気温度
- ⑩ サブレーション・プール水温
- ⑪ 格納容器下部水温
- ⑫ ドライウエル圧力
- ⑬ サブレーション・チェンバ圧力
- ⑭ サブレーション・プール水位
- ⑮ 格納容器下部水位
- ⑯ 格納容器内水素濃度 (SA)
- ⑰ 格納容器内酸素濃度 (SA)
- ⑱ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ⑲ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ⑳ 起動領域計装
- ㉑ 平均出力領域計装

第13図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等) (2 / 2)

主要パラメータと代替パラメータの相関関係による推定について（具体例）

推定ケース 1～推定ケース 11 における具体例を以下に示す（該当箇所を下線部に示す）。

推定ケース 1：同一物理量（温度、圧力、水位、流量、放射線量率、水素濃度及び中性子束）から推定する。

分類	原子炉压力容器内の水位	
	主要パラメータが原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の場合	
	主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	<u>①主要パラメータの他チャンネル</u> <u>②原子炉水位（SA広帯域）</u> <u>②原子炉水位（SA燃料域）</u> ③高圧代替注水系系統流量 ③低圧代替注水系原子炉注水流量 ③代替循環冷却系原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心スプレイ系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ③低圧炉心スプレイ系系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力（SA） ④サプレッション・チェンバ圧力
代替パラメータ推定方法		
① <u>原子炉水位（広帯域）</u> 又は <u>原子炉水位（燃料域）</u> の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② <u>原子炉水位（SA広帯域）</u> 及び <u>原子炉水位（SA燃料域）</u> の計測が困難となった場合は、同一物理量の <u>原子炉水位（広帯域）</u> 及び <u>原子炉水位（燃料域）</u> により推定する。 ③ 高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイ系系統流量による注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して推定する。 ④ 原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧による原子炉压力容器の満水を推定する。 推定は、計測範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができる原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）を優先する。		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することができ、原子炉の状態に依存することなく適用可能である。 		

推定ケース 2：水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定する。

分類	原子炉圧力容器内の水位	
	主要パラメータが原子炉水位（S A 広帯域），原子炉水位（S A 燃料域）の場合	
	主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）
	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） <u>②高圧代替注水系系統流量</u> <u>②低圧代替注水系原子炉注水流量</u> <u>②代替循環冷却系原子炉注水流量</u> <u>②原子炉隔離時冷却系系統流量</u> <u>②高圧炉心スプレイ系系統流量</u> <u>②残留熱除去系系統流量</u> <u>②低圧炉心スプレイ系系統流量</u> ③原子炉圧力 ③原子炉圧力（S A） ③サプレッション・チェンバ圧力
代替パラメータ推定方法		
<p>① 原子炉水位（S A 広帯域）及び原子炉水位（S A 燃料域）の計測が困難となった場合は，同一物理量の原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）により推定する。</p> <p>② <u>高圧代替注水系系統流量</u>，<u>低圧代替注水系原子炉注水流量</u>，<u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u>，<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u>，<u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u>，<u>残留熱除去系系統流量</u>及び<u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u>による注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して推定する。</p> <p>③ 原子炉圧力，原子炉圧力（S A）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧による原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，計測範囲内であれば，相関関係があり連続的な監視ができる原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）を優先する。</p>		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> 大破断 L O C A 等により格納容器温度が上昇し，ドライウェル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は，水位不明と判断する。水位不明と判断した場合，次の方法により推定する。 第 1 図より原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し，直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。なお，炉心冷却状態を原子炉圧力容器温度にて合わせて確認する。 		

代替パラメータによる推定の具体例

原子炉水位変化率 [mm/min]

= 原子炉圧力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差 [m³/h]

/60 [min] /

原子炉圧力容器レベル換算 :

推定可能範囲 : 全範囲



第2図 原子炉圧力容器への注水量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用した水位の推定

推定ケース 3：流量を注水先又は水源の水位変化を監視することにより推定する。

分類	原子炉圧力容器への注水量	
主要パラメータ	代替パラメータ (番号は優先順位を示す。)	
高圧代替注水系系統流量	① <u>サブプレッション・プール水位</u> ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA広帯域) ② 原子炉水位 (SA燃料域)	
代替パラメータ推定方法		
① 高圧代替注水系系統流量の計測が困難になった場合、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA広帯域) 及び原子炉水位 (SA燃料域) の水位変化により注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて合わせて確認する。 <p>原子炉圧力容器注水量 [m³/h]</p> <p>= <input type="text"/> × 1 時間当たりに換算したサブプレッション・プール水位の上昇量 [cm/h]</p> <p>サブプレッション・プール水量レベル換算: <input type="text"/></p> <div style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div>		
第 3 図 サブプレッション・プールの水位容量曲線		

推定ケース4：圧力から原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の水位を推定する。

分類	原子炉圧力容器内の水位	
	主要パラメータが原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）の場合	
	主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②高圧代替注水系系統流量 ②低圧代替注水系原子炉注水流量 ②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心スプレイ系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低圧炉心スプレイ系系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力（SA） ③サプレッション・チェンバ圧力
代替パラメータ推定方法		
<p>① 原子炉水位（広帯域）又は原子炉水位（燃料域）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p> <p>② 原子炉水位（SA広帯域）及び原子炉水位（SA燃料域）の計測が困難となった場合は、同一物理量の原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）により推定する。</p> <p>③ 高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイ系系統流量による注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して推定する。</p> <p>④ 原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧による原子炉圧力容器の満水を推定する。</p> <p>推定は、計測範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができる原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）を優先する。</p>		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。 具体的には、逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）又は代替の注水系統による原子炉圧力容器への注水により、原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し、逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉圧力容器内の圧力が上昇し、原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧が0.6MPa [gage] 以上であれば原子炉圧力容器を満水と推定する。 本推定方法は、原子炉水位の計測が困難*となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における原子炉の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用する。 <ul style="list-style-type: none"> * 原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に、原子炉圧力とドライウェル雰囲気温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは、計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し、正確な指示を示さなくなる可能性があるためである。 		

推定ケース5：原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定する。

分類	格納容器バイパスの監視	
	主要パラメータが原子炉圧力容器内の場合	
	主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	①主要パラメータ（原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA））の他チャンネル ②ドライウエル雰囲気温度 ②ドライウエル圧力 ② [エリア放射線モニタ] ※1
代替パラメータ推定方法		
<p>① 主要パラメータのうち、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力及び原子炉圧力（SA）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p> <p>② 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉圧力及び原子炉圧力（SA）の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、ドライウエル圧力、エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。</p> <p>推定は、主要パラメータ（原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA））の他チャンネルを優先する。</p>		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> 格納容器バイパス発生監視の主要パラメータは、＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜格納容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞に分けられる。 ＜原子炉圧力容器パラメータ＞の主要パラメータである原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの＜格納容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞により推定する。 ＜原子炉圧力容器パラメータ＞の計測が困難になった場合、＜格納容器パラメータ＞に漏えいの傾向がないこと及び＜原子炉建屋パラメータ＞に漏えいの傾向があることにより、格納容器バイパスの発生を推定することができる。 		

※1：有効監視パラメータ

推定ケース6：圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定する。

分類	原子炉格納容器内の圧力																			
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）																			
ドライウエル圧力	① サプレッション・チェンバ圧力 ② <u>ドライウエル雰囲気温度</u> ③ [ドライウエル圧力] ※2																			
代替パラメータ推定方法																				
① ドライウエル圧力の計測が困難になった場合は、原子炉格納容器内の他の計測箇所であるサプレッション・チェンバ圧力による推定する。 ② <u>ドライウエル雰囲気温度</u> により飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉格納容器内の圧力の推定を行う。 ③ 監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるサプレッション・チェンバ圧力を優先する。																				
代替パラメータによる推定の具体例																				
・ 格納容器内が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して第6図より原子炉格納容器内圧力の推定を行う。																				
推定可能範囲：0～0.71MPa [gage]																				
<table border="1"> <caption>第6図 飽和温度／圧力の関係</caption> <thead> <tr> <th>圧力 (kPa [gage])</th> <th>飽和温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0</td><td>100</td></tr> <tr><td>100</td><td>120</td></tr> <tr><td>200</td><td>135</td></tr> <tr><td>300</td><td>145</td></tr> <tr><td>400</td><td>155</td></tr> <tr><td>500</td><td>160</td></tr> <tr><td>600</td><td>165</td></tr> <tr><td>700</td><td>170</td></tr> </tbody> </table>			圧力 (kPa [gage])	飽和温度 (°C)	0	100	100	120	200	135	300	145	400	155	500	160	600	165	700	170
圧力 (kPa [gage])	飽和温度 (°C)																			
0	100																			
100	120																			
200	135																			
300	145																			
400	155																			
500	160																			
600	165																			
700	170																			
第6図 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定																				
・ 本推定方法は、格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価（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、事象初期に一時的に格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で格納容器内は飽和状態に維持されることから、格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。																				

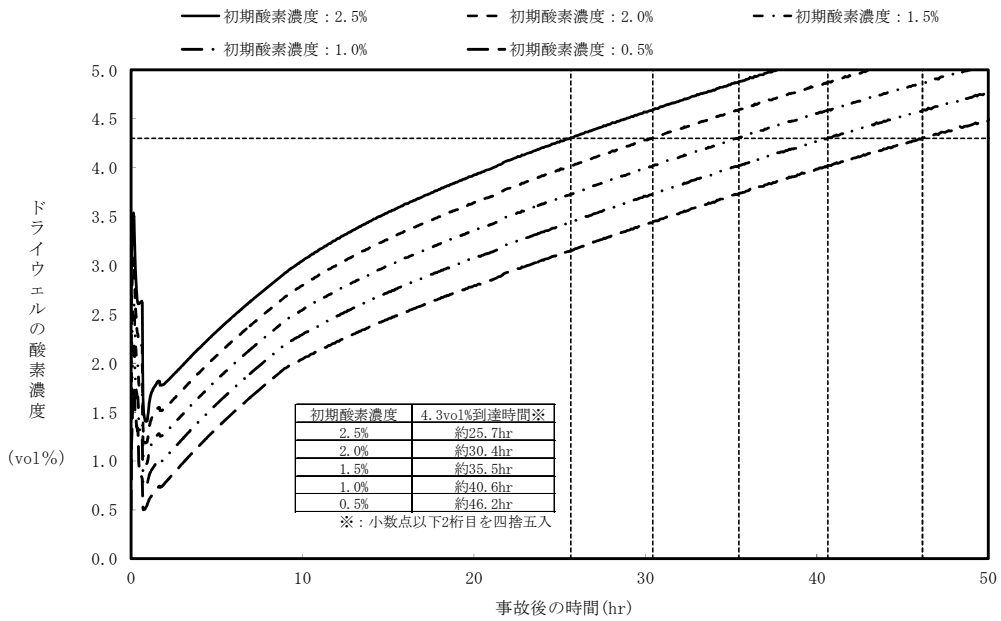
※2：重要監視パラメータの常用計器

推定ケース 7：水素燃焼するおそれのある状態であるかを推定する。

分類	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度	
	主要パラメータが格納容器内酸素濃度 (SA) の場合	
	主要パラメータ	代替パラメータ (番号は優先順位を示す。)
	格納容器内酸素濃度 (SA)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウエル圧力 ①サプレッション・チェンバ圧力 ② [格納容器内酸素濃度] ※2
代替パラメータ推定方法		
<p>① 格納容器内酸素濃度 (SA) が困難になった場合は、<u>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)</u> 又は <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</u> にて炉心損傷を判断した後、評価結果 (解析結果) により原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じるおそれのある状態であるかを推定する。</p> <p>② 事故後の <u>ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力</u> を監視することで、原子炉格納容器内への空気流入有無を把握し、水素が燃焼を生じる可能性を推定する。</p> <p>③ 監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用計器) 又は格納容器内酸素濃度 (常用計器) により水素濃度又は酸素濃度を推定する。</p> <p>推定は、重要監視計器である格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)、ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力を優先する。</p>		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、第 7 (1) 図及び第 7 (2) 図に示す。初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的な G 値 (沸騰状態の場合 $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$, 非沸騰状態の場合 $G(H_2)=0.25$, $G(O_2)=0.125$) を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。 ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の格納容器内への空気 (酸素) の流入の有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 		

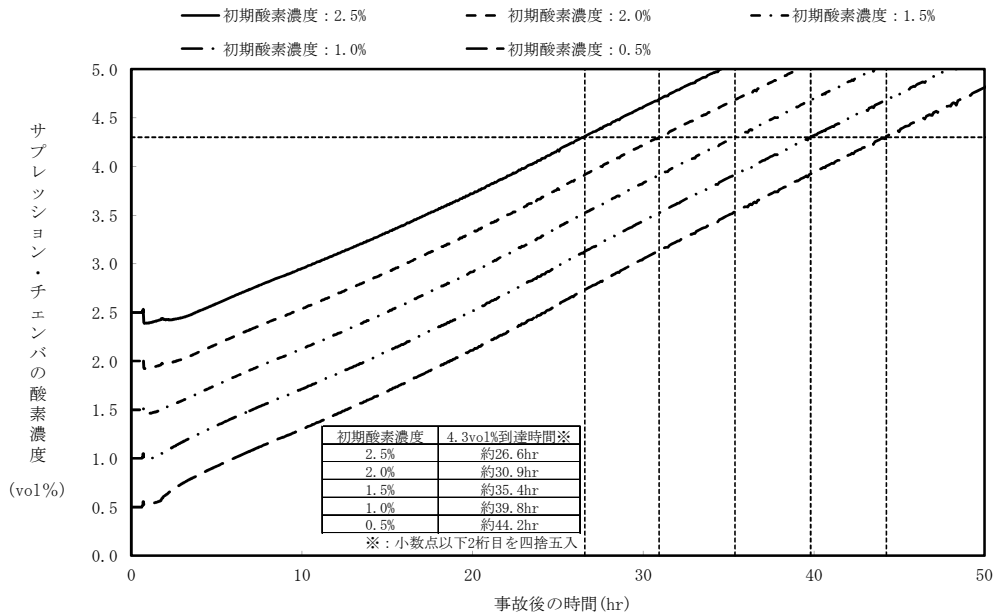
※2：重要監視パラメータの常用計器

代替パラメータによる推定の具体例



JOB No. MA47BNT2AE--3H6800225

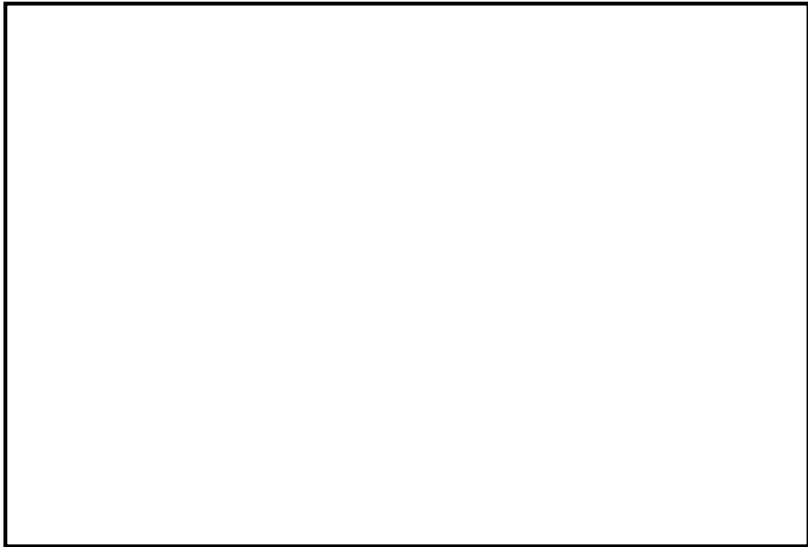
第7(1)図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」
 において代替循環冷却を使用する場合のドライウエルの酸素濃度変化
 （格納容器内への窒素供給なし）



JOB No. MA47BNT2AE--3H6800225

第 58-7-18 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」
 において代替循環冷却を使用する場合のサプレッション・チェンバの酸素濃度変化
 （格納容器内への窒素供給なし）

推定ケース 8：装置の作動状況により水素濃度を推定する。

分類	原子炉建屋内の水素濃度	
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）	
原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ② <u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</u>	
代替パラメータ推定方法		
① 原子炉建屋水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉建屋水素濃度が困難になった場合は、 <u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</u> （入口／出口の差温度から水素濃度を推定）により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。		
代替パラメータによる推定の具体例		
・ 原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合器動作監視装置（静的触媒式水素再結合器に導入された水素濃度とそのときの静的触媒式水素再結合器入口／出口の差温度との関係）により推定する。		
		
<p>第 9 図 静的触媒式水素再結合器の入口／出口の差温度と水素濃度の関係</p>		
<p><u>水素濃度 1vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の温度差は約 40K となる。</u> <u>水素濃度 4vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の温度差は約 170K となる。</u></p>		

推定ケース 9：制御棒の位置指示により未臨界を推定する。

分類	未臨界の維持又は確認
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）
起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③ <u>〔制御棒操作監視系〕</u>
代替パラメータ推定方法	
① 起動領域計装の計測が困難になった場合は、同一物理量の主要パラメータの他チャンネルによる推定する。 ② 起動領域計装の監視が不可能となった場合には、平均出力領域計装により推定する。 ③ 制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
代替パラメータによる推定の具体例	
<ul style="list-style-type: none"> 制御棒は、原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する。 	

推定ケース10：プラントの状態により最終ヒートシンクの確保を推定する。

分類	最終ヒートシンクの確保	
	主要パラメータが格納容器圧力逃がし装置の場合	
	主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）
	フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル（フィルタ装置水位，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ），フィルタ装置入口水素濃度） ②ドライウエル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ②ドライウエル圧力 ②サプレッション・チェンバ圧力
代替パラメータ推定方法		
<p>① 格納容器圧力逃がし装置の主要パラメータの計測が困難になった場合は、同一物理量の主要パラメータの他チャンネル（フィルタ装置水位，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ），フィルタ装置入口水素濃度）により推定する。</p> <p>② 格納容器圧力逃がし装置による冷却において、フィルタ装置水位，フィルタ装置圧力，フィルタ装置スクラビング水温度，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度，ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度，サプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>推定は、主要パラメータの他チャンネル（フィルタ装置水位，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ），フィルタ装置入口水素濃度）を優先する。</p>		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置による冷却において主要パラメータの計測が困難になった場合，ドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度，ドライウエル圧力，サプレッション・チェンバ圧力が低下傾向にあることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ドライウエル圧力，サプレッション・チェンバ圧力の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができことから，最終ヒートシンクへの熱移送が確保されていることを確認する。また，ドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば，格納容器内雰囲気の除熱が適切に行われていることを確認が可能である。 		

推定ケース 1 1：使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度），あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。

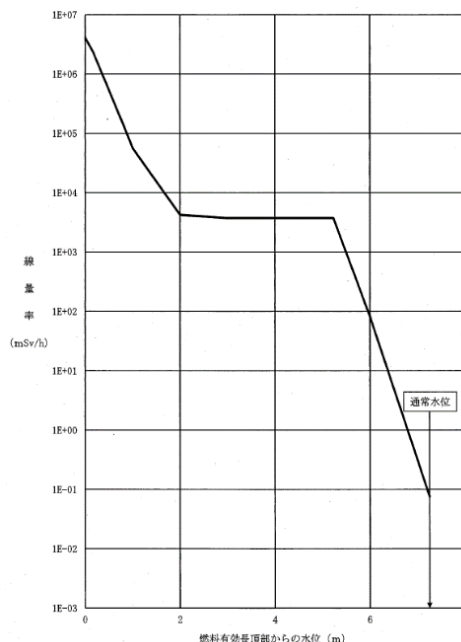
分類	使用済燃料プールの監視	
	主要パラメータが使用済燃料プール水位・温度（SA広域）の場合	
	主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）
	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	①使用済燃料プール温度（SA） ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ②使用済燃料プール監視カメラ

代替パラメータ推定方法

- ① 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）の監視が不可能となった場合には，使用済燃料プール温度（SA）により使用済燃料プールの温度を推定する。また，使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて放射線量を計測した後，水位と放射線量率の関係から水位を推定する。
- ② 使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。
推定は，温度の場合は同じ仕様である使用済燃料プール温度（SA）を，水位の場合は使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を優先する。

代替パラメータによる推定の具体例

- ・ 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール温度（SA）により，使用済燃料プールの冷却状況を推定する。また，代替パラメータの使用済燃料プールエリア放射線モニタにより水位／放射線量の関係を利用して第 10 図より，必要な水位が確保されていることを推定する。



第 10 図 水位と放射線量率の関係

- ・ 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。

原子炉水位不明時の対応について

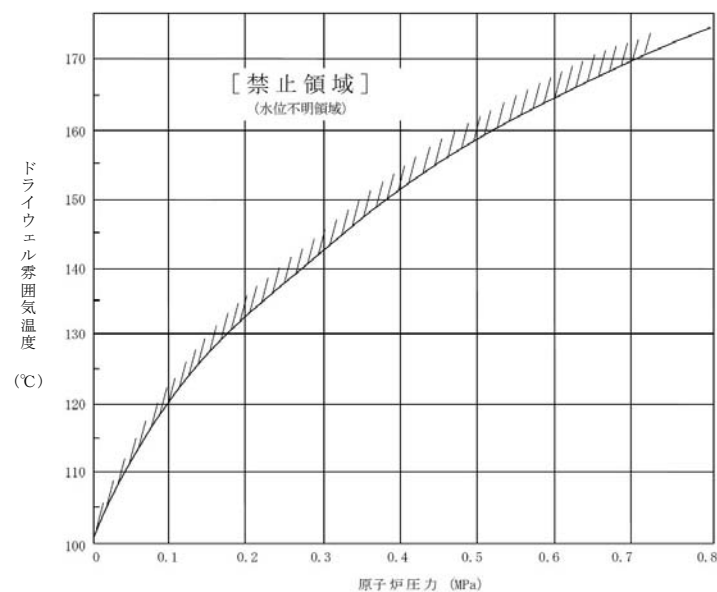
1. 概要

重大事故等対処設備とする原子炉水位計は、原子炉水位（S A広帯域）及び原子炉水位（S A燃料域）があり、それぞれの計測範囲で原子炉压力容器内の水位を確認する。

2. 水位不明判断条件

以下の場合、原子炉水位不明と判断する。

- a. 原子炉水位指示計の電源が喪失した場合
- b. 原子炉水位計の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることが判定できない場合
- c. ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（不測事態「水位不明（C3）」の中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）



第1図 水位不明判断曲線

3. 有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」
における水位不明時の対応について

有効性評価の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）」の評価事故シーケンスでは、原子炉冷却材喪失（大破断LOCA）により、第1図に示す水位不明領域となるため、運転員は水位不明を判断する。

水位不明と判断した場合、原子炉水位LO以上まで冠水させるために必要な水量を注水する。具体的には、原子炉底部から原子炉水位LO以上まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び注水した時点での崩壊熱による蒸発量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間を注水することとする。

4. 炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について

上記のとおり、炉心損傷後の対応手順として、LOCA時に水位不明を判断し外部水源に期待した原子炉注水を実施する場合には、手順に従い、第1表に示す原子炉水位LOまで水位回復させるために必要な注水時間を230m³/h以上で継続して注水する。原子炉水位LO到達後に崩壊熱による蒸発量相当の注水量（以下「崩壊熱相当の注水量」という）よりも多い注水量で注水する場合には、原子炉に持ち込んだ水がLOCA破断口から格納容器へ流出しサプレッション・プール水位の上昇につながるため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の開始時間が早まる。そのため、原子炉水位LO到達までに必要な注水時間の注水を実施後は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため、崩壊熱相当の注水流量とする。

なお、サプレッション・プールを水源とした原子炉注水に切り替える場合には、崩壊熱相当の注水量には変更せず、所定の流量での注水を継続する。

第1表に示す必要注水時間は、原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水させるために必要な注水量に加え、注水開始時点での崩壊熱除去に必要な注水量を考慮し設定した。

第1表 水位不明時の必要注水時間（L O C A）

原子炉水位L0到達までに必要な注水時間 (注水流量230m ³ /h以上)	
原子炉注水開始時間 (原子炉停止後の経過時間)	注水時間
5分～	55分
10分～	50分
15分～	45分
25分～	40分
1時間～	35分
12時間～	30分

5. 水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について

上記のとおり、水位不明と判断した場合、原子炉注水流量及び必要な注水時間により、原子炉水位L0位置までの水位回復を判断する。

その後、原子炉水位をL0以上で維持するためには、崩壊熱相当の注水量以上での注水の継続及び原子炉圧力容器下部が健全であることが必要となる。仮に原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合には、原子炉水位L0以上を維持できない可能性があるが、漏えい水がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下することで、格納容器下部水位及び格納容器下部水温が上昇すると考えられるため、以下のパラメータによって損傷炉心の冷却維持を判断することとする。

- ・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること
- ・格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇がないこと

代替循環冷却系等のサプレッション・プールを水源とした注水手段を確保できる場合には、崩壊熱相当及び漏えいを補う注水量以上で注水を継続することで、原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合でも、サプレッション・プールの水位上昇を防止しつつ損傷炉心の冷却維持を図る。

一方、代替循環冷却系が使用できない場合において、原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合等には、原子炉水位LO到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱相当の注水量とすると、原子炉水位が低下し損傷炉心の冷却維持ができない可能性がある。この場合、その後の事象進展により原子炉下部プレナムへ熔融炉心が移行することになるが、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で、損傷炉心の冷却失敗を判断し、原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施することとする。

上記のとおり、崩壊熱相当の注水量に調整した場合、損傷炉心の冷却維持ができず、いずれは原子炉圧力容器の破損に至る可能性があるが、崩壊熱相当の注水量に調整しない場合（流量低下しない場合）においても、サプレッション・プール水位の上昇により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を実施する際には、原子炉注水を崩壊熱相当の注水量に減少させる必要があり、その後、原子炉圧力容器の破損に至ることになる。

そのため、格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇等により、損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合に、原子炉注水流量を増加させることはせず、原子炉水位LO到達を判断した時点で崩壊熱相当の注水量に変更することにより、サプレッション・プール水位上昇を抑制し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の実施を可能な限り遅延させることとする。したがって、破断位置等の違いによる注水手順の差異は生じない。

上記の原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段について第2表に示す。なお、流量計指示が正常な状況で崩壊熱相当の注水が失敗している場合には、注水配管の破断による漏えいが考えられるが、その場合に有意な変化を示すと考えられるパラメータを第3表に示す。格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等、状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが、第3表に記載の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能と考えられる。ただし、注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱相当の注水を継続し、最終的には原子炉压力容器表面温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で注水不可を判断することとする。

第2表 原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段

推定事項	判断パラメータ
原子炉水位L0までの水位回復判断	原子炉注水流量と必要注水時間
損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位L0以上の水位維持)	原子炉水位L0到達判断後, <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉注水流量 : 崩壊熱相当以上の流量 ・格納容器下部水位 : 上昇がないこと ・格納容器下部水温 : 上昇がないこと
損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位L0以下に低下, 炉心損傷の進展)	原子炉圧力容器温度(下鏡部) : 300℃到達

第3表 パラメータ推移

漏えい箇所	パラメータの推移
原子炉建屋内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により, 注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある ・原子炉圧力容器内に崩壊熱相当の注水ができている場合, 発生した蒸気が炉心部で過熱され, 過熱蒸気として格納容器内に流出するため, 格納容器スプレイを実施していない場合においては, ドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある ・常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系(常設)の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある
格納容器内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉へ注入する冷却水がドライウェルからベント管を通じてサプレッション・プールに移行することで, サプレッション・プール水位が上昇する可能性がある ・原子炉圧力容器内に崩壊熱相当の注水ができている場合, 発生した蒸気が炉心部で過熱され, 過熱蒸気として格納容器内に流出するため, 格納容器スプレイを実施していない場合においては, ドライウェル雰囲気温度 ・圧力の上昇が継続する可能性がある 常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系(常設)の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある

添付 3. R P V 破損判断について

1. R P V 破損に係る判断パラメータの考え方

炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合、溶融炉心が原子炉压力容器の下部プレナムに落下（リロケーション）し、その後R P Vが破損することとなるが、リロケーション後のR P V破損のタイミングには不確かさが存在する。R P V破損後は、ペDESTALにデブリが落下することにより、格納容器圧力が上昇するとともにペDESTAL水が蒸発することから、格納容器スプレイ及びペDESTAL注水を実施するために、速やかにR P V破損を判断する必要がある。

このため、R P V破損前に、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できる【破損徴候パラメータ】によって、R P V破損の徴候を検知し、徴候を検知した以降のR P V破損に至るまでの間はR P V破損を検知可能なパラメータ【破損判断パラメータ】を継続的に監視することによって、R P V破損判断の迅速性向上を図ることとする。

2. 個別パラメータ設定の考え方（第1表）

破損徴候パラメータとしては、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知可能なパラメータを設定する。

また、破損判断パラメータは、次の①及び②に適合するパラメータから設定する。

①R P V破損以外の原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因により、R P V破損と同様の傾向を示すことがないパラメータ（R P V破損の誤検知防止）（別添1）

②デブリの落下挙動の不確かさ^{*}を考慮した場合でも、変化幅が大きいパラメータ（R P V破損の迅速な判断）

^{*}原子炉注水機能が喪失した状態でR P Vが破損した場合には、CRDハウジング等のR P V貫通部溶接箇所が破損し、アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部ヘッドに堆積したデブリが継続的にペDESTALへ落下する可能性が高いと考えられる。ただし、R P V破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等、少量のデブリがペDESTALに落下する不確かさも存在すると考えられる（添付7. 別添1）

破損徴候パラメータ及び破損判断パラメータは全て中央制御室で確認できるものとし、R P V破損判断の迅速性を確保する。

【破損徴候パラメータ】

- ・原子炉水位の「低下（喪失）」
- ・制御棒位置の指示値の「喪失数増加」
- ・R P V下鏡部温度（第1図）が「300℃到達」

【破損判断パラメータ】

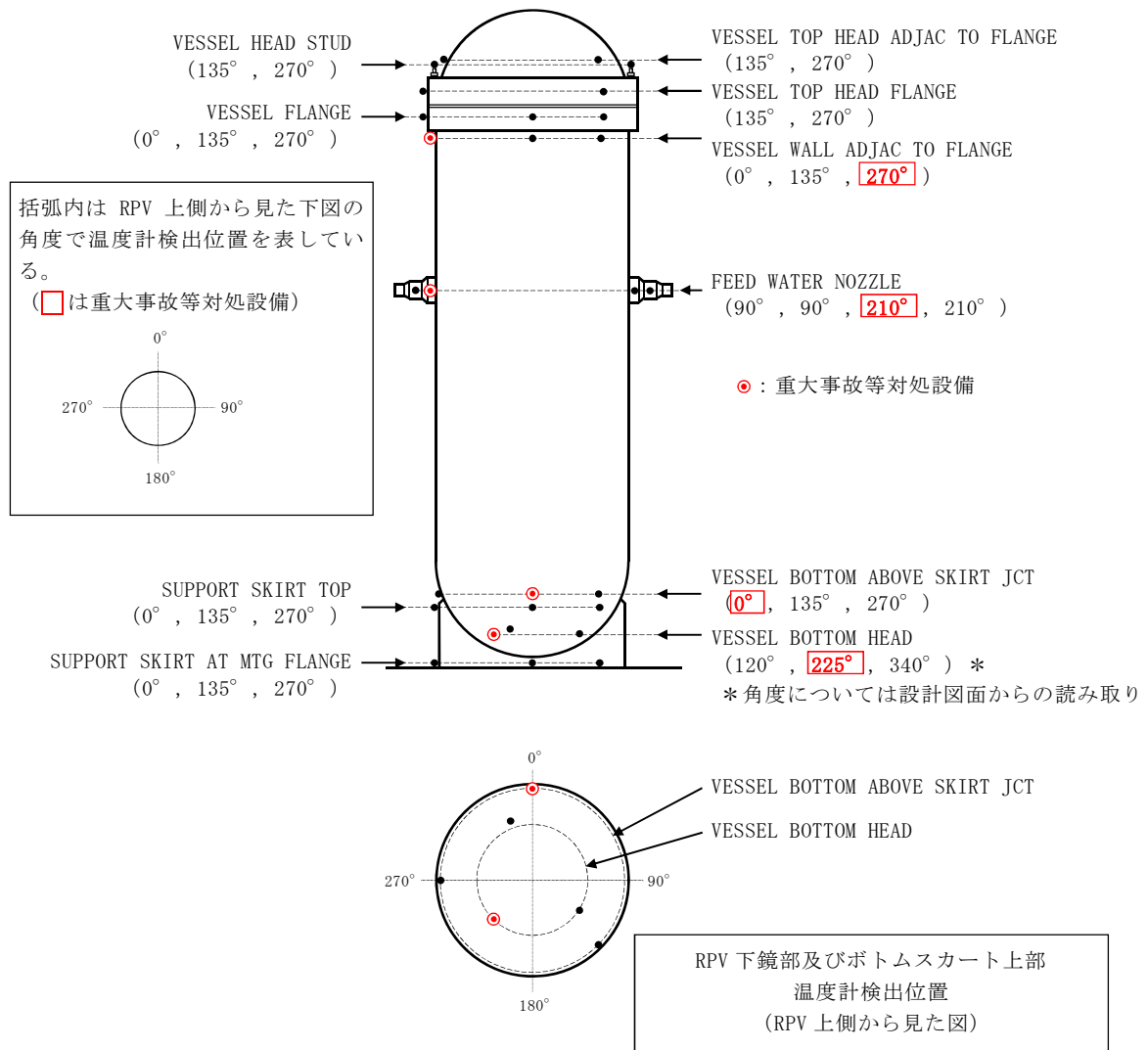
- ・ペDESTAL水温の「上昇」又は「指示値喪失」

なお、従来の非常時運転手順書Ⅲ及びアクシデントマネジメントガイドで

は、“原子炉圧力の低下” “ドライウェル圧力の上昇” “ペDESTAL雰囲気温度の上昇” “ドライウェル雰囲気温度の上昇”等を破損判断パラメータ（R P V破損時の変化が顕著で、同一のタイミングで変化した場合には破損判断の確実性が高いと考えられるパラメータ）及び破損判断の参考パラメータ（R P V破損時のあるパラメータの副次的な変化として確認されるパラメータやR P V破損時の変化幅が小さいパラメータ等）として定め、パラメータの挙動から総合的にR P V破損を判定することとしていた。しかし、これらのパラメータは、デブリ少量落下時のようにパラメータの変化幅が小さい場合など、上記①②のいずれかを満足せず、R P V破損を誤検知する可能性や迅速な判断に支障を来す可能性がある。このため、R P V破損の判断パラメータから除外するとともに、新規にペDESTAL水温に係る計装設備を設置し、破損判断パラメータとして設定する。

第 1 表 過渡事象及びLOCA時のRPV破損判断パラメータ設定の理由

パラメータ	設定の理由
【破損徴候パラメータ】	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により，リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり，RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	RPV下部に制御棒位置検出のためのケープルが設置されており，溶融炉心が下部プレナムに落下した際のケープル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり，RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
RPV下鏡部温度	RPV下鏡部温度 300℃到達を検知することにより，リロケーション発生後におけるRPV下鏡部の温度上昇を検知可能であり，破損徴候パラメータとして設定可能。なお，RPV内が 300℃到達の状態は，逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており，RPV内が過熱状態であることを意味するため，リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
【破損判断パラメータ】	
ペデスタル水温	<ul style="list-style-type: none"> ・ RPV下鏡部温度により破損徴候を判定した以降，ペデスタル水温が顕著に上昇するのはRPV破損時のみであり，RPV破損の誤検知の恐れはない。 ・ 少量のデブリがペデスタルに落下する不確かさを考慮しても，ペデスタル水温計の上昇又は指示値喪失により，RPV破損の迅速な判断が可能。
【従来の破損判断パラメータ等】	
<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ ドライウエル圧力 ・ ドライウエル雰囲気温度 ・ ペデスタル雰囲気温度，等 	以下の理由により，破損判断パラメータとして設定しない 〔 <ul style="list-style-type: none"> ・ LOCA事象のリロケーション時等，RPV破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。） 又は ・ 少量のデブリがペデスタルに落下する不確かさを考慮した場合，変化幅が小さい。〕



第 58 条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮して RPV 上部、中部、下鏡部及びボトムスカート上部各々 1 箇所としている。

なお、東海第二発電所では下部炉心支持板で炉心を支えており、炉心損傷が進んで下部炉心支持板が崩壊すれば、全量の熔融炉心が下部プレナムに落下するとともに、下鏡部の温度が上昇し、いずれは RPV 破損に至る。このように RPV 破損前には、下部プレナムに全量の熔融炉心が落下することを考慮すると、RPV 破損の徴候を検知するには下鏡部の 1 つの温度計で十分と考えられるが、東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された 2 箇所の温度計を重大事故等対処設備とし、RPV 破損徴候の検知性の向上を図っている。

第 1 図 RPV 温度計検出位置

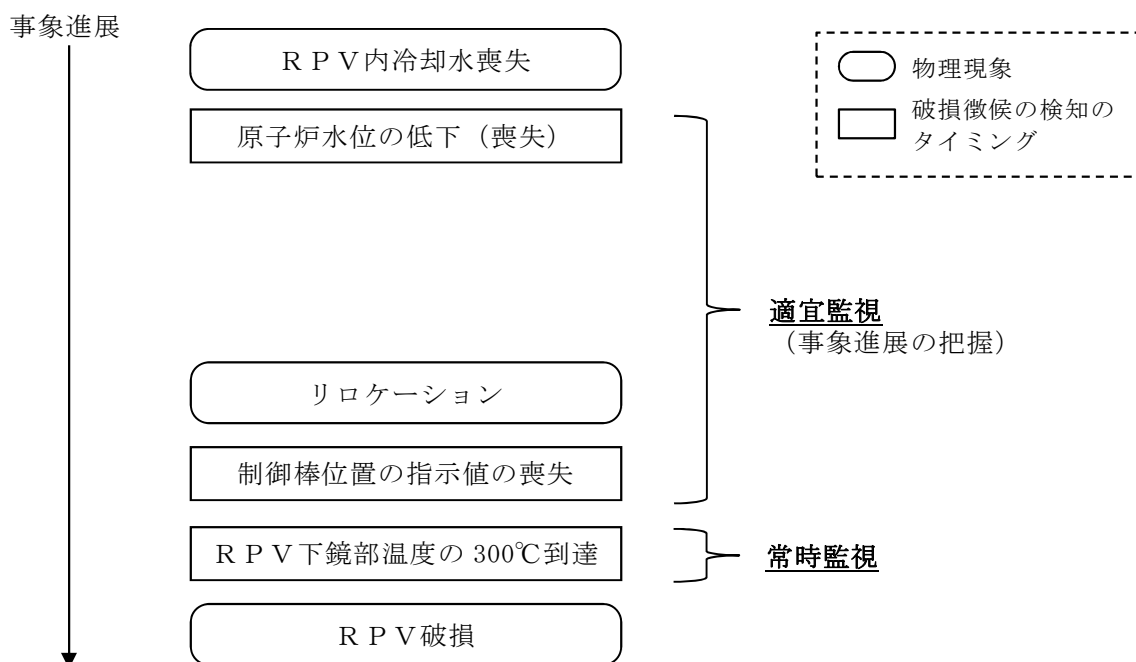
3. 個別パラメータによる検知の考え方について

2. で示した複数の個別パラメータを用いた，R P V破損の徴候及びR P V破損の検知方法について以下に記載する。

(1) R P V破損の徴候の検知方法について

第2図のとおり，事故発生後は，R P V内冷却水喪失，炉心損傷，リロケーションといった物理現象が事故の進展に応じて発生するが，その間に“原子炉水位の低下（喪失）”，“制御棒位置の指示値の喪失”及び“R P V下鏡部温度の 300℃到達”が検知され，その後R P Vが破損することとなる。

そこで，“原子炉水位の低下（喪失）”や“制御棒位置の指示値の喪失”を検知している状態では，機能喪失した機器の復旧等の作業を並行して実施する可能性等を考慮して破損判断パラメータを適宜監視することとするが，“R P V下鏡部温度の 300℃到達”を検知すればやがてR P V破損に至る可能性が高い状況であると判断し，破損判断パラメータを常時監視することとする。



第2図 R P V破損までの事象進展

(2) R P V破損の検知方法について

R P V破損の誤検知防止及びR P V破損の迅速な判断の観点から、“ペデスタル水温の上昇又は指示値喪失”が検知された場合に、R P V破損を判断することとする。

なお、添付7 別添3 第3図のとおり、ペデスタル水温を計測する測温抵抗体式温度計については、水温上昇そのものを検知するほか、測温部に高温のデブリが接触すると温度指示値は急上昇しオーバースケールする（温度上昇）。また、デブリとの反応に伴い測温部の導線周囲の絶縁材（M g O）の溶融等が発生すると、導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通することにより、温度指示値がダウンスケールする（指示値喪失）。

(3) R P V下鏡部温度の監視に使用する計器について

R P V下鏡部温度を計測する計器については、重大事故等対処設備と設計基準対象施設が存在するが、このうち設計基準対象施設の計器については、重大事故時の耐環境性を有していない等の理由により、重大事故時に正しく指示値が出力されない可能性がある。

また、重大事故等対処設備の計器は重大事故時においても信頼性を有する設計であり、かつ位置的に分散して2箇所を設置することから、重大事故等対処設備の計器の監視によりR P V破損の徴候の検知は十分可能と考えられる。

以上より、重大事故等対処設備の計器が300℃に到達した場合にR P V破損の徴候を検知し、破損判断パラメータであるペデスタル水温を常時監視することを基本とする。ただし、重大事故等対処設備の計器が機能喪失する等の不測事態も考慮し、設計基準対象施設の計器が1つでも300℃に到達するような場合には、万が一のR P V破損判断の遅れを防止する観点から、R P V破損の徴候を検知し、破損判断パラメータである

ペDESTAL水温を常時監視することを手順書に記載することとする。

(4) 個別パラメータの位置付けを踏まえたR P V破損判断の成立性

制御棒位置を除く個別パラメータは重大事故等対処設備により計測されるため、重大事故時にパラメータ変動を検知可能であるが、制御棒位置の指示値については、S B O時等、重大事故時にパラメータ変動が確認できない可能性がある。ただし、その他のR P V破損の徴候に係る個別パラメータ（“原子炉水位の低下（喪失）”，“R P V下鏡部温度の300℃到達”）により事象の進展及びR P V破損の徴候が確認可能であり，“R P V下鏡部温度の300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。したがって、重大事故時に制御棒位置の指示値が確認できない場合でも、R P V破損判断の成立性に与える影響はない。

4. R P V破損の判断時間について

上述のとおり，“R P V下鏡部温度の300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。このため、実機においてR P Vが破損してデブリがペDESTALに落下した場合、時間遅れなく破損判断パラメータの変化傾向が確認可能であり、「実機においてR P Vが破損したタイミング」から「R P V破損判断の個別パラメータの確認開始」までの時間遅れは考慮不要と考えられる。

したがって、有効性評価においては、上記時間遅れを考慮せず、3. に示す“ペDESTAL水温の上昇又は指示値喪失”の確認に必要な時間を保守的に積み上げ、5分と想定している。さらに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作時間1分、格納容器下部注水系（常設）の操作時間1分を加え、R P V破損から7分後にペDESTALへの注水を開始する設定としている。

なお、添付 2 に記載のとおり、ペDESTAL水プールの水位を 1m とした場合、R P V破損時点からデブリ露出までの時間は、過渡事象の場合で約 19 分間、事象進展の早い大破断 L O C A事象の場合で約 14 分間であり、R P V破損から 7 分後にペDESTALへの注水を開始することでデブリの冷却は維持される※。

※格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL注水流量は 80m³/h であり、デブリからの崩壊熱による蒸散量より多いため、デブリ露出までの注水により冠水維持可能。露出までの余裕時間は、過渡事象の場合で約 12 分間（19 分－7 分）、大破断 L O C A事象の場合で約 7 分間（14 分－7 分）である。

事象進展を踏まえた R P V 破損判断の成立性

1. はじめに

R P V 破損は“ペDESTAL水温の上昇又は指示値喪失”を検知した場合に判断するが、R P V 破損以外の要因によって原子炉冷却材圧力バウンダリ外へ熱が急激に移行した場合に、“ペDESTAL水温の上昇又は指示値喪失”を検知することによる R P V 破損の誤判断の可能性について整理する。

添付 3. 3. (1)に記載のとおり、R P V 破損の徴候については、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できるパラメータの指示値により判断している。“R P V 下鏡部温度の 300℃到達”は、リロケーションに伴う R P V 下鏡部の温度上昇を直接的に検知するものであり、徴候を誤検知することはないと考えられるため、以下ではリロケーションに伴う破損徴候検知後において、R P V 破損を誤判断の可能性について整理する。

2. 考慮する事象

過渡事象、L O C A 事象のそれぞれについて、R P V 破損以外の要因による原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行について考慮する。

(1) 過渡事象

R P V 破損までは原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が健全であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、「逃がし安全弁の作動」が考えられる。

(2) L O C A

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、リロケーショ

ン後における「破断口からの蒸気流出」が考えられる。

3. 考慮する事象とパラメータ変動の関係

過渡事象、LOCA事象のそれぞれについて、RPV破損を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動の関係をまとめた結果を第1表及び第2表に示す。従来の破損判断パラメータ等については、RPV破損時とその他要因で同様の傾向を示すパラメータは存在するものの、ペDESTAL水温はRPV破損時特有の挙動を示すことから、RPV破損以外の要因を考慮しても、RPV破損を誤判断することはなく、RPV破損判断の成立性に影響はない。

第 1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（過渡事象）

パラメータ	逃がし安全弁 作動	R P V 破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
ペデスタル水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V 破損時には、ペデスタル水温の指示値の上昇又は喪失が 検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	有意な変化なし	上昇	R P V 破損前の発生蒸気は逃がし安全弁から S / P 経由で排出 されるため、ドライウエル圧力に有意な変化はない
ドライウエル雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	R P V 破損前の発生蒸気は逃がし安全弁から S / P 経由で排出 されるため、ドライウエル雰囲気温度に有意な変化はない
ペデスタル雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ペデスタル内にデブリが落下する前に有意な変化はない

第 2 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（LOCA）

パラメータ	破断口からの 蒸気流出	R P V 破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
ペデスタル水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V 破損時には、ペデスタル水温の指示値の上昇又は喪失が 検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ドライウエル雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ペデスタル雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示すが、R P V 破損後は溶融炉心からの放熱影響 により雰囲気温度の上昇がより顕著であると考えられる

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

< 目 次 >

1.16.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

- a. 重大事故等発生時において運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備
- b. 重大事故等対処設備，重大事故等対処施設及び資機材
- c. 手順等

1.16.2 重大事故等時の手順

1.16.2.1 居住性を確保するための手順

(1) 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系等による居住性の確保

- a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順
- b. 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順
- c. ブローアウトパネルが開放した場合の閉止手順

(2) 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保

- a. 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順
- b. 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

(3) 可搬型照明（S A）による居住性の確保

- a. 中央制御室の照明を確保する手順
- b. 中央制御室待避室の照明を確保する手順

(4) 中央制御室待避室による居住性の確保

- a. 中央制御室待避室の準備手順
- b. データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視手順
- c. 衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡手順

- (5) その他の放射線防護措置等
- (6) 重大事故等時の対応手段の選択

1.16.2.2 汚染の持ち込みの防止

- (1) チェンジングエリアの設置及び運用

1.16.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料 1.16.1 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.16.2 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.16.3 中央制御室換気系閉回路循環運転時及び中央制御室待避室
使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度について

添付資料 1.16.4 可搬型照明（S A）を用いた場合の中央制御室の監視操作
について

添付資料 1.16.5 チェンジングエリアについて

添付資料 1.16.6 中央制御室内に配備する資機材の数量について

添付資料 1.16.7 運転員等の交替要員体制の被ばく評価について

添付資料 1.16.8 交替要員の放射線防護と移動経路について

添付資料 1.16.9 手順のリンク先について

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどま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 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）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) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。
 - b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、運転員等が原子炉制御室（以下「中央制御室」という。）にとどまるために必要な設備及び資機材を整備する。ここでは、この対処設備及び資機材を活用した手順等について説明する。

1.16.1 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

重大事故等が発生した場合において、運転員等が中央制御室にとどまるために必要な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、重大事故等対処施設の他に資機材^{※1}を用いた対応手段を選定する。

※1 資機材：放射線からの防護のために用いる防護具（全面マスク等）

及び汚染の持ち込み防止のために用いるチェンジングエリア用資機材（テントハウス等）をいう。

また、選定した重大事故等対処設備、重大事故等対処施設及び資機材により、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五十九条及び技術基準規則第七十四条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、資機材との関係を明確にする。

（添付資料 1.16.1, 1.16.2）

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則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、重大事故等対処施設及び資機材を以下に示す。

なお、重大事故等対処設備、重大事故等対処施設及び資機材と整備する手順についての関係を第 1.16-1 表に示す。

a. 重大事故等が発生した場合において運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備

(a) 居住性の確保

重大事故等時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばく

から運転員等を防護するため、中央制御室の居住性を確保する手段がある。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中央制御室の電源を確保する手段がある。

i) 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系等による居住性の確保

中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系等による居住性の確保に用いる設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 中央制御室換気系 空気調和機ファン
- ・ 中央制御室換気系 フィルタ系ファン
- ・ 中央制御室換気系 フィルタユニット
- ・ 非常用ガス処理系 排風機
- ・ 非常用ガス再循環系 排風機
- ・ ブローアウトパネル閉止装置

ii) 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保

中央制御室及び中央制御室待避室の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保に用いる設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 中央制御室待避室
- ・ 酸素濃度計^{※2}
- ・ 二酸化炭素濃度計^{※2}

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

iii) 可搬型照明（S A）による照明の確保

中央制御室及び中央制御室待避室の可搬型照明（S A）による照

明を確保に用いる設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 中央制御室待避室
- ・ 可搬型照明（S A）

iv) 中央制御室待避室による居住性確保

データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視，中央制御室待避室の準備及び衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡に用いる設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 中央制御室待避室
- ・ 中央制御室待避室遮蔽
- ・ データ表示装置（待避室）
- ・ 中央制御室待避室 空気ボンベユニット（空気ボンベ）
- ・ 衛星電話設備（可搬型）（待避室）
- ・ 差圧計

v) その他の放射線防護措置等

放射線防護措置等に用いる設備及び資機材は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 防護具（全面マスク）

(b) 汚染の持ち込み防止

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止する手段がある。

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための設備及び資機材

は以下のとおり。

- ・可搬型照明（S A）
- ・防護具及びチェンジングエリア用資機材

b. 重大事故等対処設備，重大事故等対処施設及び資機材

「（a）中央制御室の居住性の確保」のために使用する設備のうち中央制御室遮蔽，中央制御室換気系 空気調和機ファン，中央制御室換気系 フィルタ系ファン，中央制御室換気系 フィルタユニット，非常用ガス処理系 排風機，非常用ガス再循環系 排風機，ブローアウトパネル閉止装置，可搬型照明（S A），衛星電話設備（可搬型）（待避室）差圧計，データ表示装置（待避室），中央制御室待避室遮蔽，中央制御室待避室 空気ボンベユニット（空気ボンベ），酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は重大事故等対処設備と位置づける。

「（b）汚染の持ち込み防止」のために使用する設備のうち，可搬型照明（S A）は重大事故等対処設備と位置づける。

中央制御室及び中央制御室待避室は重大事故等対処施設と位置づける。

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

以上の重大事故等対処設備及び重大事故等対処施設により中央制御室の居住性を確保し，汚染の持ち込みを防止することができる。

防護具及びチェンジングエリア用資機材は本条文【解釈】1 a）項を満足するための資機材（放射線防護措置）として位置付ける。

c. 手順等

上記の「a. 重大事故等発生時において運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対応手段および設備」により選定した対応手段に係る

手順を整備する。

この手順は、運転員等^{※3}及び重大事故等対応要員の対応として、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第 1.16-1 表）

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第 1.16-2 表，第 1.16-3 表）。

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

1.16.2 重大事故等時の手順

1.16.2.1 居住性を確保するための手順

(1) 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系等による居住性の確保

環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系による閉回路循環運転及び原子炉建屋ガス処理系の運転を行い、中央制御室の空気を清浄に保つ。

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受電し、系統構成実施後に中央制御室換気系による閉回路循環運転及び原子炉建屋ガス処理系の運転を行う。

a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順

重大事故等時に、交流動力電源が正常な場合において、中央制御室換気系は原子炉水位低（レベル 3）、ドライウェル圧力高、原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高及び原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ放射能高の何れかの隔離信号（以下「隔離信号」という。）により自動的に閉回路循環運転となるため、閉回路循環運転状態を確認するための手順を整備する。また、原子炉建屋ガス処理系も隔離信号により自動起動するため、運転状態を確認するとともに、1 系列運転とするための手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

中央制御室換気系の電源が、外部電源又は非常用ディーゼル発電機から供給可能な場合で、隔離信号の発信を確認した場合

(b) 操作手順

中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の動作状況を確認する手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気系概要図を第 1.16-1 図に、原子炉建屋ガス処理系を第 1.16-2 図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 A 系及び B 系の自動起動の確認を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室にて、中央制御室換気系給排気隔離弁が閉していること、及び中央制御室換気系空気調和機ファン並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンが起動していることを確認する。
- ③ 運転員等は、中央制御室にて、隔離信号により非常用ガス処理系排風機（A）及び（B）並びに非常用ガス再循環系排風機（A）及び（B）が起動したことを確認するとともに、非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認する。
- ④ 運転員等は、中央制御室にて、非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁及び中央制御室換気系排煙装置隔離弁の閉を確認するとともに、非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系トレイン入口弁、非常用ガス再循環系トレイン出口弁、非常用ガス処理系トレイン入口弁、非常用ガス処理系トレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室にて、発電長に原子炉建屋ガス処理系

A系及びB系が自動起動したことを報告する。

- ⑥ 発電長は、環境へのガス放出量の増大、フィルタトレインに湿分を含んだ空気が流入すること等を考慮し、運転員等に原子炉建屋ガス処理系A系又はB系の停止を指示する。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室にて、非常用ガス処理系排風機（A）又は（B）若しくは非常用ガス再循環系排風機（A）又は（B）を停止し、発電長に報告する。
- ⑧ 発電長は、運転員等に原子炉建屋換気系が隔離していることを確認するように指示する。
- ⑨ 運転員等は、中央制御室にて、原子炉建屋換気系が隔離されていることを確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室の運転員等1名にて作業を実施し、原子炉建屋通常換気系が隔離されたことを確認するまでの所要時間を約11分以内と想定する。

b. 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順

全交流動力電源喪失時には、中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系が停止中であるため、代替交流電源設備によりMCC 2C系又はMCC 2D系が受電されたことを確認した後、中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系を起動する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、代替交流電源設備により緊急用M/Cが

受電され、緊急用M/CからMCC 2C又はMCC 2Dが受電完了した場合

(b) 操作手順

全交流動力電源喪失により中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系が停止している場合に、中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系を再起動する手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替交流電源設備によりP/C 2C又はP/C 2Dが受電していることを確認する。
- ② 運転員等は、中央制御室にて、中央制御室換気系による閉回路循環運転を実施するために必要な電源が確保されていることを確認し、中央制御室換気系給排気隔離弁が閉していることを確認する。なお、中央制御室換気系給排気隔離弁が閉していないことを確認した場合、運転員等は中央制御室にて、中央制御室換気系給排気隔離弁を閉にし、発電長に報告する。
- ③ 発電長は、中央制御室換気系の起動を指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室にて、中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンを起動し、発電長に報告する。
- ⑤ 発電長は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系を運転するための系統構成を指示する。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室にて、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転を実施するために必要な排風機、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認

する。

- ⑦ 運転員等は、中央制御室にて、非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁及び中央制御室換気系排煙装置隔離弁の閉を確認するとともに、非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系トレイン入口弁、非常用ガス再循環系トレイン出口弁、非常用ガス処理系トレイン入口弁、非常用ガス処理系トレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。なお、非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁が閉でない場合、又は非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系トレイン入口弁、非常用ガス再循環系トレイン出口弁、非常用ガス処理系トレイン入口弁、非常用ガス処理系トレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁が開でない場合は、中央制御室にて系統構成を実施する。
- ⑧ 運転員等は、中央制御室にて、発電長に原子炉建屋ガス処理系の準備が完了したことを報告する。
- ⑨ 発電長は、運転員等に原子炉建屋ガス処理系の起動を指示する。
- ⑩ 運転員等は、中央制御室にて、非常用ガス処理系排風機（A）又は（B）若しくは非常用ガス再循環系排風機（A）又は（B）を起動し、非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認した後、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は中央制御室の運転員等 1 名にて作業を実施し、中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の起動までの所要時間を約 11 分以内と想定する。

c. ブローアウトパネルが開放した場合の閉止手順

重大事故等時において、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉建屋ガス処理系を起動する際に、ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には、ブローアウトパネル閉止装置を用いて、ブローアウトパネル開放部を閉止することで、原子炉建屋原子炉棟の放射性物質の閉じ込め機能を維持し、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから保護する。

(a) 手順着手の判断基準

ブローアウトパネル開閉状態表示によりブローアウトパネルが開放していることを確認した場合

(b) 操作手順

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、ブローアウトパネル開放部の閉止を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室にてブローアウトパネル閉止装置の遠隔操作によりブローアウトパネルの閉止を行う。
- ③ 運転員等は、中央制御室にて、ブローアウトパネルの閉止を確認した後、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は中央制御室の運転員等 1 名にて作業を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保

a. 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

中央制御室換気系にて閉回路循環運転を実施している場合

(b) 操作手順

中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ② 運転員等は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、発電長に報告する。
- ③ 発電長は、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を定期的に確認し、中央制御室の酸素濃度が許容濃度の 19%を下回るおそれがある場合、又は二酸化炭素濃度が 0.5%を超え上昇している場合は、災害対策本部と換気のタイミングを協議により決定し、二酸化炭素濃度が許容濃度の 1%を超えるまでに、外気取入れによる換気を行い、室内の濃度管理を行う。

(c) 操作の成立性

上記の操作は中央制御室の運転員等 1 名にて作業を実施し、中央制

御室換気系給排気隔離弁の開操作まで行った場合でも約 10 分以内と想定する。

(添付資料 1.16.3)

b. 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

中央制御室待避室を加圧している場合

(b) 操作手順

中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ② 運転員等は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて、中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、発電長に報告する。
- ③ 運転員等は、中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を定期的に確認し、中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の 19%を下回るおそれがある場合、又は二酸化炭素濃度が 0.5%を超え上昇している場合は、二酸化炭素濃度が許容濃度の 1%を超えるまでに、中央制御室待避室圧力を中央制御室に対して正圧に維持しながら、中央制御室待避室空気ボンベユニットの空気供給差圧調整弁を操作し、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を調整し、濃度管

理を行う。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室待避室における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定・管理は、運転員等 1 名で行い、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の調整まで約 10 分以内と想定する。

(添付資料 1.16.3)

(3) 可搬型照明（S A）による居住性の確保

a. 中央制御室の照明を確保する手順

中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室の照明が使用できない場合において、可搬型照明（S A）により照明を確保する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失において電気系統の故障により、中央制御室の照明が使用できない場合

(b) 操作手順

全交流動力電源喪失時の可搬型照明（S A）の設置手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室の照明を確保するため、可搬型照明（S A）の点灯確認、可搬型照明（S A）の設置を指示する。
- ② 運転員等は、可搬型照明（S A）の内蔵蓄電池による点灯を確認

し、可搬型照明（S A）を設置し、中央制御室の照明を確保し、発電長に報告する。

なお、常設代替交流電源設備による給電再開後は、常設代替交流電源より可搬型照明（S A）へ給電するため、可搬型照明（S A）を緊急用コンセントに接続しておく。

(c) 操作の成立性

上記の可搬型照明（S A）の設置・点灯操作は運転員等1名で実施し、所要時間を約30分以内と想定する。

運転員等は、中央制御室の照明が全て消灯した場合においても、配備されている乾電池内蔵型照明を用い、可搬型照明（S A）の設置・点灯操作が可能である。

(添付資料 1.16.4)

b. 中央制御室待避室の照明を確保する手順

中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室に可搬型照明（S A）により照明を確保する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合

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

した場合

(b) 操作手順

中央制御室待避室に可搬型照明（S A）を設置する手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室待避室の照明を確保するため、可搬型照明（S A）の点灯確認、可搬型照明（S A）の設置を指示する。
- ② 運転員等は、可搬型照明（S A）の内蔵蓄電池による点灯を確認し、可搬型照明（S A）を設置し、中央制御室の照明を確保し、発電長に報告する。

なお、常設代替交流電源設備による給電再開後は、常設代替交流電源より可搬型照明（S A）へ給電するため、可搬型照明（S A）を緊急用コンセントに接続しておく。

(c) 操作の成立性

上記、中央制御室待避室への可搬型照明（S A）の設置は運転員等1名で実施し、所要時間を約15分以内と想定する。

運転員等は、中央制御室待避室の照明が全て消灯した場合においても、配備されている乾電池内蔵型照明を用い、可搬型照明（S A）の設置・点灯操作が可能である。

(4) 中央制御室待避室による居住性の確保

a. 中央制御室待避室の準備手順

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に待避する中央制御室待避室を

中央制御室待避室空気ポンベユニットにより加圧し、中央制御室待避室の居住性を確保するための手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合

- ① 炉心損傷を判断した場合^{*1}において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4m^{*2}に到達した場合
- ② 炉心損傷を判断した場合^{*1}において、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができず、原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）が供給された場合において、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3%に到達した場合

※2 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの前に、速やかに待避室の加圧を行えるよう設定している。なお、サプレッション・プール水位が通常水位+6.4mから+6.5mに到達するまでは評価上約20分である。

(b) 操作手順

中央制御室待避室の中央制御室待避室空気ポンベユニットによる加圧手順の概要は以下のとおり。中央制御室待避室の正圧化バウンダリ構成図を第 1.16-4 図に、中央制御室待避室を加圧するための中央制御室待避室空気ポンベユニットの概要図を第 1.16-5 図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室待避室の加圧を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室待避室空気ポンベユニットの空気ポンベ集合弁及び空気供給差圧調整弁前後弁を開操作した後に、中央制

御室待避室内の空気供給差圧調整弁の調整開操作を実施し、中央制御室待避室の加圧を開始し、発電長に報告する。

- ③ 発電長は、運転員等に中央制御室待避室の差圧計を確認し、中央制御室待避室の圧力を中央制御室に対し正圧に維持するように指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら、中央制御室待避室空気ポンベユニットの空気供給差圧調整弁を操作し、中央制御室待避室圧力を中央制御室に対し正圧（約10Pa）に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

中央制御室待避室の加圧操作は運転員等1名で行い、加圧完了までの所要時間は約10分以内と想定する。このうち、空気ポンベユニットの空気供給差圧調整弁の操作から正圧に達するまでの時間は1分以内である。また、手順着手の判断基準が炉心損傷の確認となっていることから、当該操作は運転員等の被ばく防護の観点から、事象発生後の短い時間で対応することが望ましい。よって、現状の有効性評価シーケンスにおいて、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を含む雰囲気圧力・温度による静的負荷（原子炉格納容器過圧・過温破損）の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用できない場合）のタイムチャート（第1.16-6図、第1.16-7図）で作業項目の成立性を確認した。

- b. データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視手順
運転員等が中央制御室待避室に待避後も、データ表示装置（待避室）

にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合

(b) 操作手順

中央制御室待避室にて、データ表示装置（待避室）を起動し、監視する手順の概要は以下のとおり。データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要を第 1.16-3 図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にデータ表示装置（待避室）の起動、パラメータ監視を指示する。
- ② 運転員等は、データ表示装置（待避室）を電源に接続し、端末を起動し、プラントパラメータの監視準備を行い、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記、データ表示装置（待避室）の起動操作は運転員等 1 名で実施し、所要時間を約 15 分以内と想定する。

c. 衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡手順

運転員等が中央制御室待避室に待避後も、衛星電話設備（可搬型）（待避室）にて発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できるように手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合

(b) 操作手順

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に衛星電話設備（可搬型）（待避室）の設置を指示する。
- ② 運転員は、衛星電話設備（可搬型）（待避室）を衛星制御装置に接続し、電源を「入」操作し、通信連絡準備を行い、発電長に報告する。
- ③ 通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室待避室における衛星電話設備（可搬型）（待避室）の設置は運転員1名で行い、所要時間を約5分以内と想定する。

(5) その他の放射線防護措置等

a. 炉心損傷判断後に現場作業等を行う際に全面マスクを着用する手順

運転員等は、中央制御室又は中央制御室待避室に滞在中は、中央制御室・中央制御室待避室の設計上、全面マスクを着用する必要はないが、中央制御室換気系等の機能喪失時や現場作業等を考慮し、全面マスクを着用する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合

- ① 炉心損傷を判断した場合^{*1}で、その後現場作業等を行う場合
- ② 炉心損傷を判断した場合^{*1}で、中央制御室換気系または原子炉建屋ガス処理系が機能喪失した場合

(b) 操作手順

炉心損傷判断後に現場作業等を行う際に全面マスクを着用する手順は以下のとおり。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、炉心損傷判断後の現場作業等において、運転員等に全面マスク着用を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室内にて全面マスクを着用し、リークチェックを行い、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

全交流動力電源喪失時においても、内蔵蓄電池又は代替交流電源設備より受電可能な可搬型照明（SA）を設置することで照明を確保できるため、全面マスクの装着は可能である。

b. 放射線防護に関する教育等について

施設 定期検査等においてマスク着用の機会があることから、基本的にマスクの着用に関して習熟している。

また、放射線業務従事者指定時及び定期的に、放射線防護に関する教育・訓練を実施している。講師による指導のもとフィッティングテスターを使用したマスク着用訓練において、漏れ率（フィルタ透過率含む）2%を担保できるよう正しくマスクを着用できることを確認する。

c. 重大事故等時の運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化

炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、発電長は災害対策本部と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を整備する。交代要員体制は、交代要員として通常勤務帯の運転員等を当直交代サイクルに充て構成する等の運用を行うことで、被ばく線量の平準化を行う。また、運転員等について運転員等交代に伴う移動時の放射線防護措置や、チェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員等の被ばく低減を図る。

(添付資料 1.16.5, 添付資料 1.16.6, 添付資料 1.16.7)

(6) 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フローチャートを第 1.16-8 図に示す。重大事故等時の中央制御室の照明は、重大事故等対処設備である可搬型照明（SA）を設置して使用する。全交流動力電源喪失時には、内蔵蓄電池からの給電により可搬型照明（SA）を使用し、代替交流電源設備からの給電開始後は、代替交流電源設備からの給電に切り替え、引き続き照明を確保する。

1.16.2.2 汚染の持ち込みの防止

(1) チェンジングエリアの設置及び運用

中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する。

また、チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合は、可搬型照明（SA）を設置する。

a. 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第10条特定事象^{※3}が発生した場合

※3 「原子力災害対策特別措置法施行令第4条第4号のすべての項目」
及び「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則第7条第1号表イのすべての項目」

b. 操作手順

チェンジングエリアを設置するための手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.16-9図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に中央制御室の出入口付近に、チェンジングエリアを設置するよう指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、チェンジングエリア設置場所の照明が確保されていない場合、可搬型照明（SA）を設置し、照明を確保する。
- ③ 重大事故等対応要員は、チェンジングエリア用資機材を移動・設置し、テントハウスを展開し、養生シート及びテープを用い、テ

ントハウス間及び床・壁等を隙間なく養生する。

- ④ 重大事故等対応要員は、各エリアの間にバリア、入口に粘着マット等を設置する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、簡易シャワー等を設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、脱衣収納袋、GM汚染サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、重大事故等対応要員 2 名で行い、作業開始から約 170 分で対応可能である。

チェンジングエリアには、防護具を脱衣する脱衣エリア、要員や物品の放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア、汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設けることで、重大事故等対応要員が汚染検査及び除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行うことが可能である。

なお、汚染検査方法に関してはチェンジングエリア内に案内を掲示する。

除染エリアは、サーベイエリアに隣接して設置し、除染は、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物とすることで廃棄物管理が可能である。

全交流動力電源喪失時においても、可搬型照明（SA）を設置することでチェンジングエリアの設置及び運用のための照度の確保が可能である。

1.16.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

代替交流電源設備による中央制御室の電源への給電に関する手順は、「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。

中央制御室と屋内現場、緊急時対策所等通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手順は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}	
中央制御室の居住性の確保	—	中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保	主要設備	中央制御室	重大事故等 対処施設等	非常時運転 手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別 別操作手順書」 重大事故等 対策要領
			関連設備	中央制御室遮蔽 中央制御室換気系 空気調和機ファン 中央制御室換気系 フィルタ系ファン 中央制御室換気系 フィルタユニット 非常用ガス処理系 排風機 非常用ガス再循環系 排風機 ブローアウトパネル閉止装置 原子炉建屋原子炉棟 ブローアウトパネル ブローアウトパネル開閉状態表示 中央制御室換気系 ダクト・ダンパ 中央制御室換気系 給排気隔離弁 中央制御室換気系 排煙装置隔離弁 非常用ガス処理系 配管・弁・フィルタトレイン 非常用ガス再循環系 配管・弁・フィルタトレイン 非常用ガス処理系排気筒 常設代替交流電源設備 ^{※3} ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 ^{※3} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ 交流電源設備 ^{※3} ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備 ^{※3} ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	重大事故等 対処施設	
—	—	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保	主要設備	中央制御室 中央制御室待避室	重大事故等 対処施設	非常時運転 手順書Ⅱ (徴候ベース) AM設備別 別操作手順書
			主要設備	酸素濃度計 ^{※2} 二酸化炭素濃度計 ^{※2}	重大事故等 対処設備	

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

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

※3 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4 防護具及びチェンジングエリア用資機材は本条文【解釈】1a) 項を満足するための資機材（放射線防護措置）

※5 「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等」で手順等の着手判断基準として用いるパラメータ（計器）であり、重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は、「添付資料Ⅷ 6.10 制御室」にて示す。

第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}	
中央制御室の居住性の確保	—	可搬型照明 (S A) による居住性の確保	主要設備	中央制御室 中央制御室待避室	処故重 施等大 対処事	非常時運 転手順書 II (徴候 ベース) 「A M 設 備別操作 手順書」 重大事故 等対策要 領
			関連設備	常設代替交流電源設備 ^{※3} ・常設代替高压電源装置 可搬型代替交流電源設備 ・可搬型代替低压電源車 燃料給油設備 ^{※3} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重 大 事 故 等 対 処 設 備	
中央制御室の居住性の確保	—	中央制御室待避室による居住性の確保	主要設備	中央制御室 中央制御室待避室	重 大 事 故 等 対 処 設 備	非常時運 転手順書 II (徴候 ベース) 「A M 設 備別操作 手順書」 重大事故 等対策要 領
			関連設備	中央制御室待避室 空気ポンベユニット (空気ポン ベ) 衛星電話設備 (可搬型) (待避室) 差圧計 ^{※5} 衛星電話設備 (屋外アンテナ) 衛星制御装置 衛星制御装置～衛星電話設備 (屋外アンテナ) 電路 中央制御室待避室 空気ポンベユニット (配管・弁) 常設代替交流電源設備 ^{※3} ・常設代替高压電源装置 可搬型代替交流電源設備 ・可搬型代替低压電源車 燃料給油設備 ^{※3} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重 大 事 故 等 対 処 設 備	

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

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

※3 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4 防護具及びチェンジングエリア用資機材は本条文【解釈】1a) 項を満足するための資機材 (放射線防護措置)

※5 「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等」で手順等の着手判断基準として用いるパラメータ (計器) であり、重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は、「添付資料八 6.10 制御室」にて示す。

第1.16-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象施設と整備する手順 (3/3)

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	対応設備			整備する手順書 ^{※1}
			主要設備		重大事故等対処施設	
中央制御室の居住性の確保	-	その他の放射線防護措置等	主要設備	中央制御室	重大事故等対処施設	重大事故等対策要領
				中央制御室遮蔽	重大事故等対処設備	
				防護具(全面マスク)	- ^{※4}	
汚染の持ち込み防止	-	チェンジングエリアの設置及び運用	主要設備	可搬型照明(SA)	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)「AM設備別操作手順書」 重大事故等対策要領
			設備関連	常設代替交流電源設備 ^{※3} ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 ^{※3} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ		
				防護具及びチェンジングエリア用資機材		

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

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

※3 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4 防護具及びチェンジングエリア用資機材は本条文【解釈】1a) 項を満足するための資機材(放射線防護措置)

※5 「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等」で手順等の着手判断基準として用いるパラメータ(計器)であり、重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は、「添付資料八 6.10 制御室」にて示す。

第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

対应手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.16.2.1 居住性を確保するための手順 (1) 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保			
a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順	判断基準	信号	原子炉水位低 ^{※1} ドライウェル圧力 ^{※1} 原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ ^{※2} 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ ^{※2}
		電源 (確保)	M/C 2C電圧 ^{※3} M/C 2D電圧 ^{※3} P/C 2C電圧 ^{※3} P/C 2D電圧 ^{※3}
	操作	非常用ガス処理系運転状態	非常用ガス処理系流量 ^{※2}
		非常用ガス再循環系運転状態	非常用ガス再循環系流量 ^{※2}
b. 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順	判断基準	電源 (確保)	M/C 2C電圧 ^{※3} M/C 2D電圧 ^{※3} P/C 2C電圧 ^{※3} P/C 2D電圧 ^{※3}
		操作	非常用ガス処理系運転状態
	操作	非常用ガス再循環系運転状態	非常用ガス再循環系流量 ^{※2}
c. ブローアウトパネルが開放した場合の閉止手順	判断基準	ブローアウトパネルの開放	ブローアウトパネル開閉状態表示
	操作	ブローアウトパネルの閉止	—
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (2) 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保			
a. 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理	判断基準	信号	原子炉水位低 ^{※1} ドライウェル圧力 ^{※1} 原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ ^{※2} 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ ^{※2}
		電源 (確保)	M/C 2C電圧 ^{※3} M/C 2D電圧 ^{※3} P/C 2C電圧 ^{※3} P/C 2D電圧 ^{※3}
	操作	中央制御室内の環境監視	酸素濃度計 ^{※4} 二酸化炭素濃度計 ^{※4}
	b. 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理	判断基準	中央制御室内の環境監視
操作		中央制御室待避室内の環境監視	酸素濃度計 ^{※4} 二酸化炭素濃度計 ^{※4}

- ※1 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。
 ※4 「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等」で手順等の着手判断基準として用いるパラメータ (計器) であり、重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は、「添付資料八 6.10 制御室」にて示す。

第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (2/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (2) 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保		
a. 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理	判断基準 信号	原子炉水位低 ^{※1} ドライウエル圧力 ^{※1} 原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ ^{※2} 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ ^{※2}
	電源 (確保)	M/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3}
	操作 中央制御室内の環境監視	酸素濃度計 ^{※4} 二酸化炭素濃度計 ^{※4}
b. 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理	判断基準 中央制御室内の環境監視	差圧計 ^{※4}
	操作 中央制御室待避室内の環境監視	酸素濃度計 ^{※4} 二酸化炭素濃度計 ^{※4}
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (3) 可搬型照明 (SA) による居住性の確保		
a. 中央制御室の照明の確保	判断基準 電源 (喪失)	M/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3}
	操作 可搬型照明 (SA) の設置	—
b. 中央制御室待避室の照明の確保	判断基準 原子炉格納容器内の放射線線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ^{※1} 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ^{※1}
	判断基準 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器表面温度 ^{※1}
	操作 可搬型照明 (SA) の設置	—

- ※1 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
- ※2 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※3 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。
- ※4 「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等」で手順等の着手判断基準として用いるパラメータ (計器) であり、重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は、「添付資料八 6.10 制御室」にて示す。

第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器

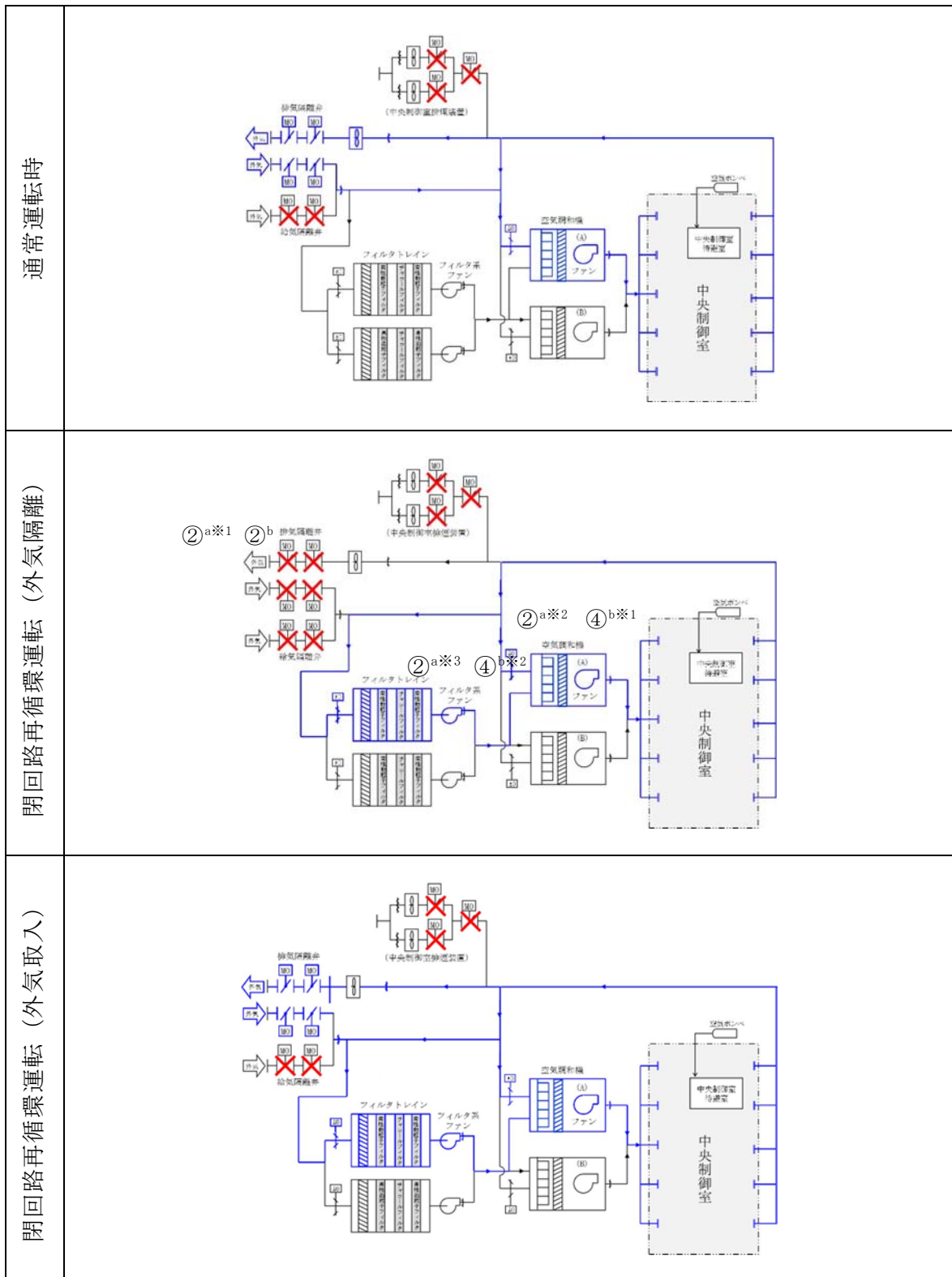
監視計器一覧 (3/3)

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)	
1.16.2.1 居住性を確保するための手順 (4) 中央制御室待避室による居住性の確保			
a. 中央制御室待避室の準備	判断基準	原子炉格納容器内の放射線線量率 ※1	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1
		原子炉格納容器内の放射線線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器表面温度※1
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位※1	
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1	
	操作	中央制御室待避室の加圧	差圧計※4
b. データ表示装置によるプラントパラメータの監視	判断基準	原子炉格納容器内の放射線線量率 ※1	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1
		原子炉格納容器内の放射線線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器表面温度※1	
	操作	プラントパラメータの監視	—
c. 衛星電話装置 (可搬型) (待避室) による通信連絡	判断基準	原子炉格納容器内の放射線線量率 ※1	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1
		原子炉格納容器内の放射線線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器表面温度※1	
	操作	衛星電話装置 (可搬型) (待避室) による通信連絡	—
1.16.2.2 汚染の持ち込みの防止 (1) チェンジングエリアの設置及び運用手順			
(1) チェンジングエリアの設置及び運用手順	判断基準	—	—
	操作	チェンジングエリアの設置	GM汚染サーベイメータ

- ※1 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
- ※2 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※3 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。
- ※4 「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等」で手順等の着手判断基準として用いるパラメータ (計器) であり、重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は、「添付資料八 6.10 制御室」にて示す。

第 1.16-3 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>【1.16】 原子炉制御室の居住性等に 関する手順等</p>	中央制御室換気系 空気調和機ファン	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	中央制御室換気系 フィルタ系ファン	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	中央制御室換気系 給気隔離弁	A系：MCC 2D系 B系：MCC 2C系
	中央制御室換気系 排気隔離弁	A系：MCC 2D系 B系：MCC 2C系
	中央制御室換気系 排煙装置隔離弁	A系：MCC 2D系 B系：MCC 2C系
	非常用ガス処理系 排風機	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	非常用ガス再循環系 排風機	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	原子炉建屋ガス処理系 AO弁用制御電源	A系：125V A系蓄電池 B系：125V B系蓄電池
	可搬型照明（SA）	緊急用MCC
	ブローアウトパネル閉止装置	緊急用MCC
	ブローアウトパネル開閉状態表示	緊急用 125V系蓄電池

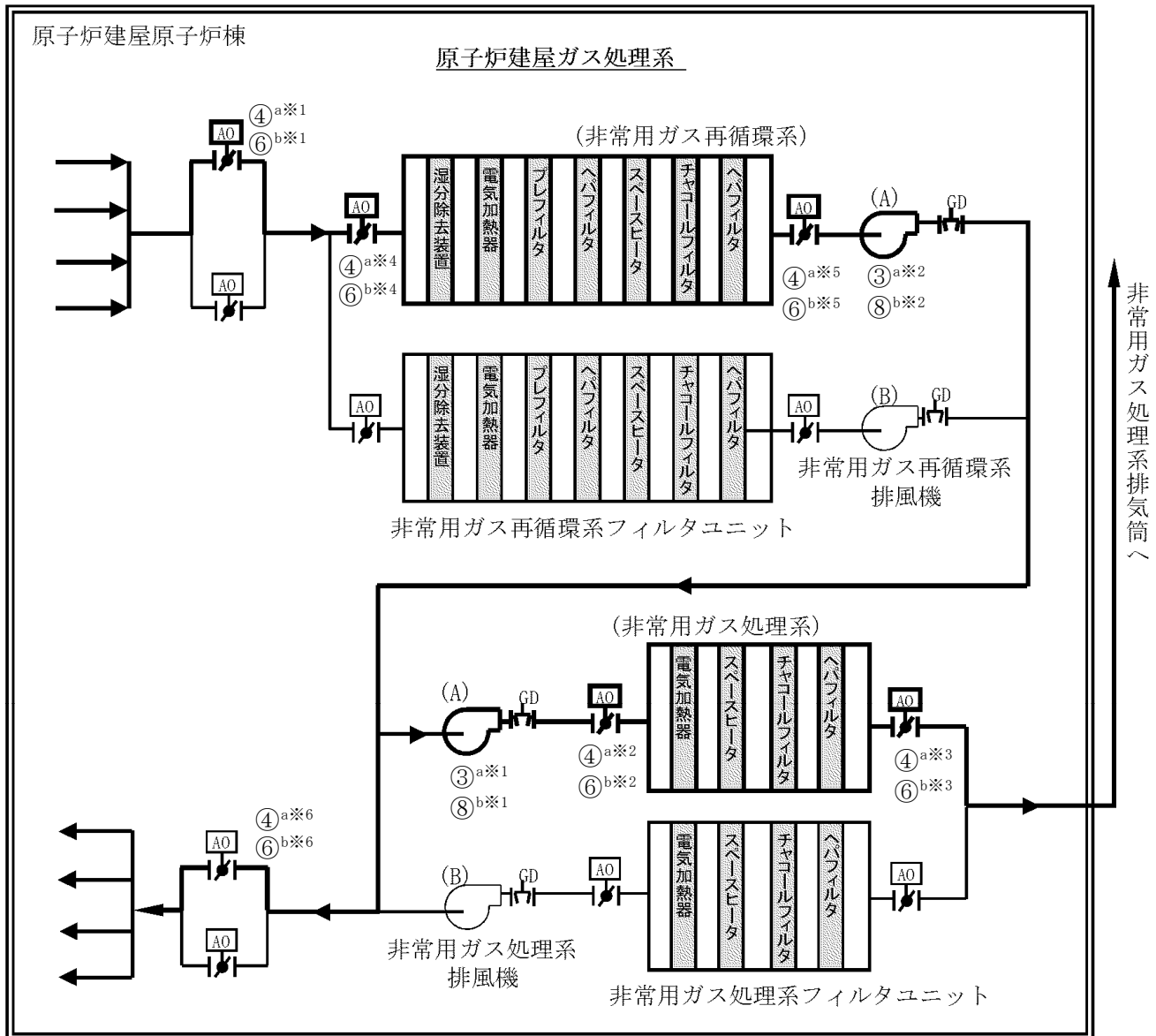


操作手順	名称
② ^a ※1 ② ^b	中央制御室換気系給排気隔離弁
② ^a ※2 ④ ^b ※1	中央制御室換気系空気調和機ファン
② ^a ※3 ④ ^b ※2	中央制御室換気系フィルタ系ファン

記載例①^a※1 aは交流動力電源が正常な場合の手順、bは全交流動力電源が喪失した場合を示す。

※1 同一操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.16-1 図 中央制御室換気系概要図 (A系運転時)



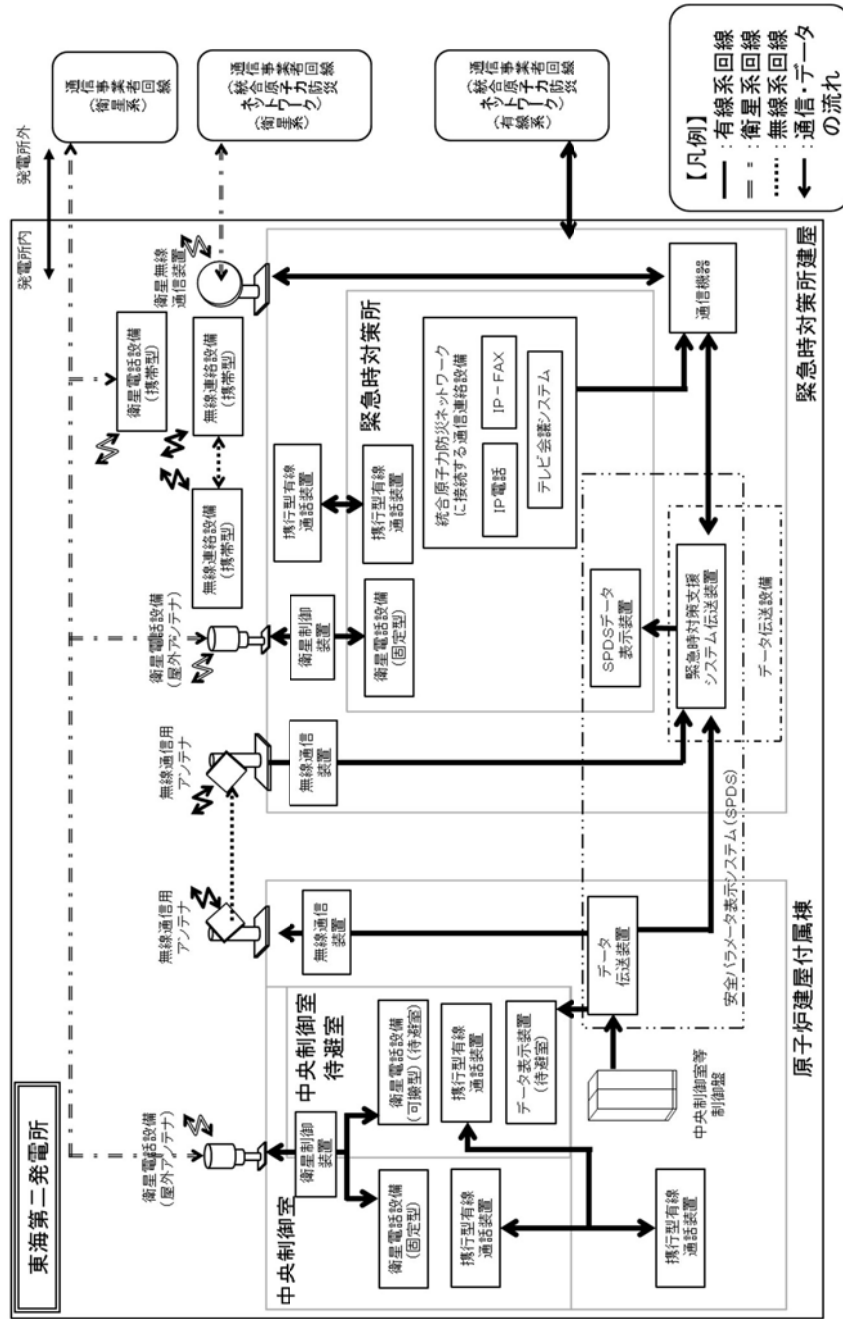
操作手順	名称
③ ^{a※1} ⑧ ^{b※1}	非常用ガス処理系排風機
③ ^{a※2} ⑧ ^{b※2}	非常用ガス再循環系排風機
④ ^{a※1} ⑥ ^{b※1}	FRVS系統入口弁
④ ^{a※2} ⑥ ^{b※2}	SGTSトレイン入口弁
④ ^{a※3} ⑥ ^{b※3}	SGTSトレイン出口弁
④ ^{a※4} ⑥ ^{b※4}	FRVSトレイン入口弁
④ ^{a※5} ⑥ ^{b※5}	FRVSトレイン出口弁
④ ^{a※6} ⑥ ^{b※6}	FRVS系統再循環弁

記載例①^{a※1} aは交流動力電源が正常な場合の手順，bは全交流動力電源が喪失した場合を示す。

※1 同一操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し，数字は対象順を示す。

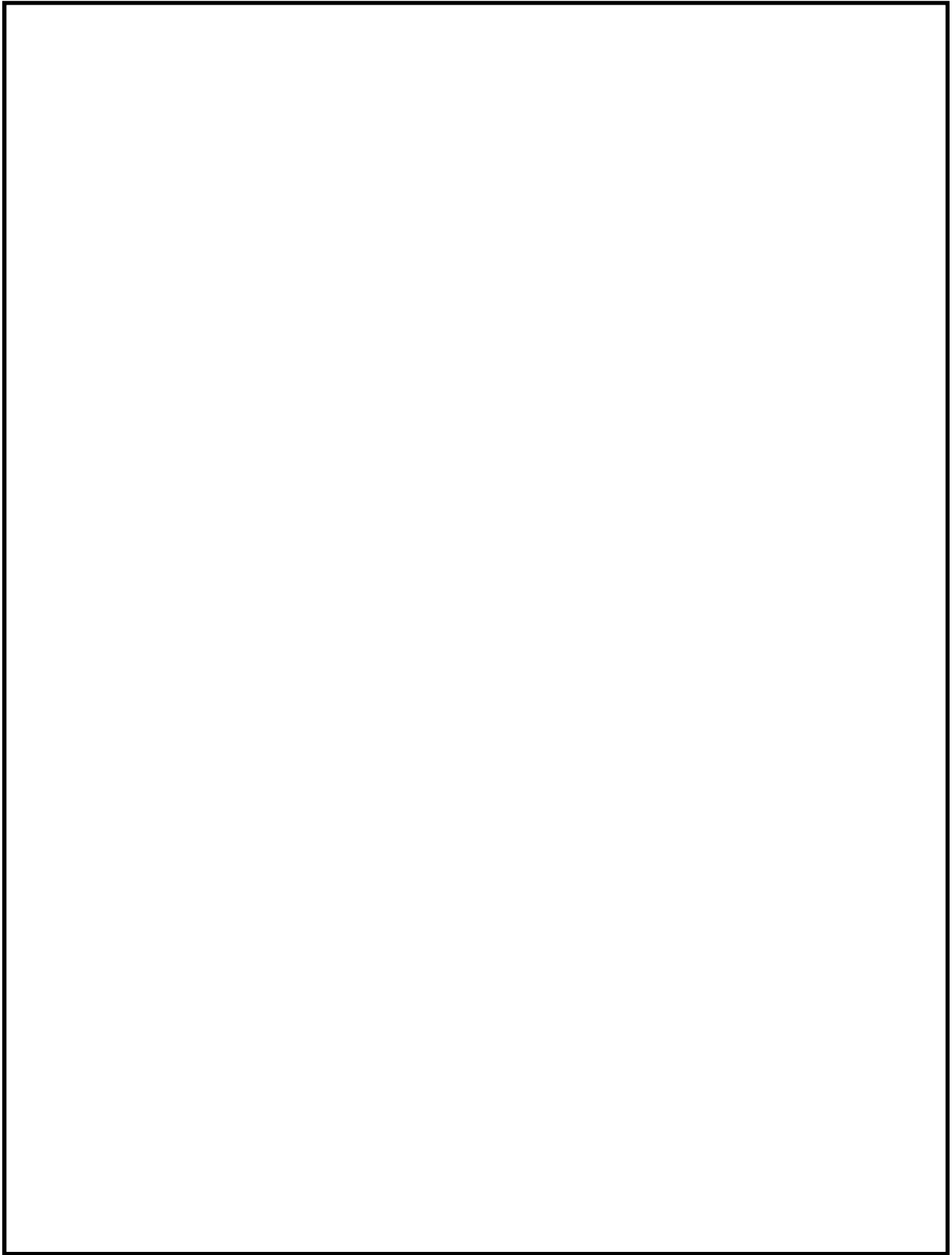
第 1.16-2 図 原子炉建屋ガス処理系概要図

(A系運転時)

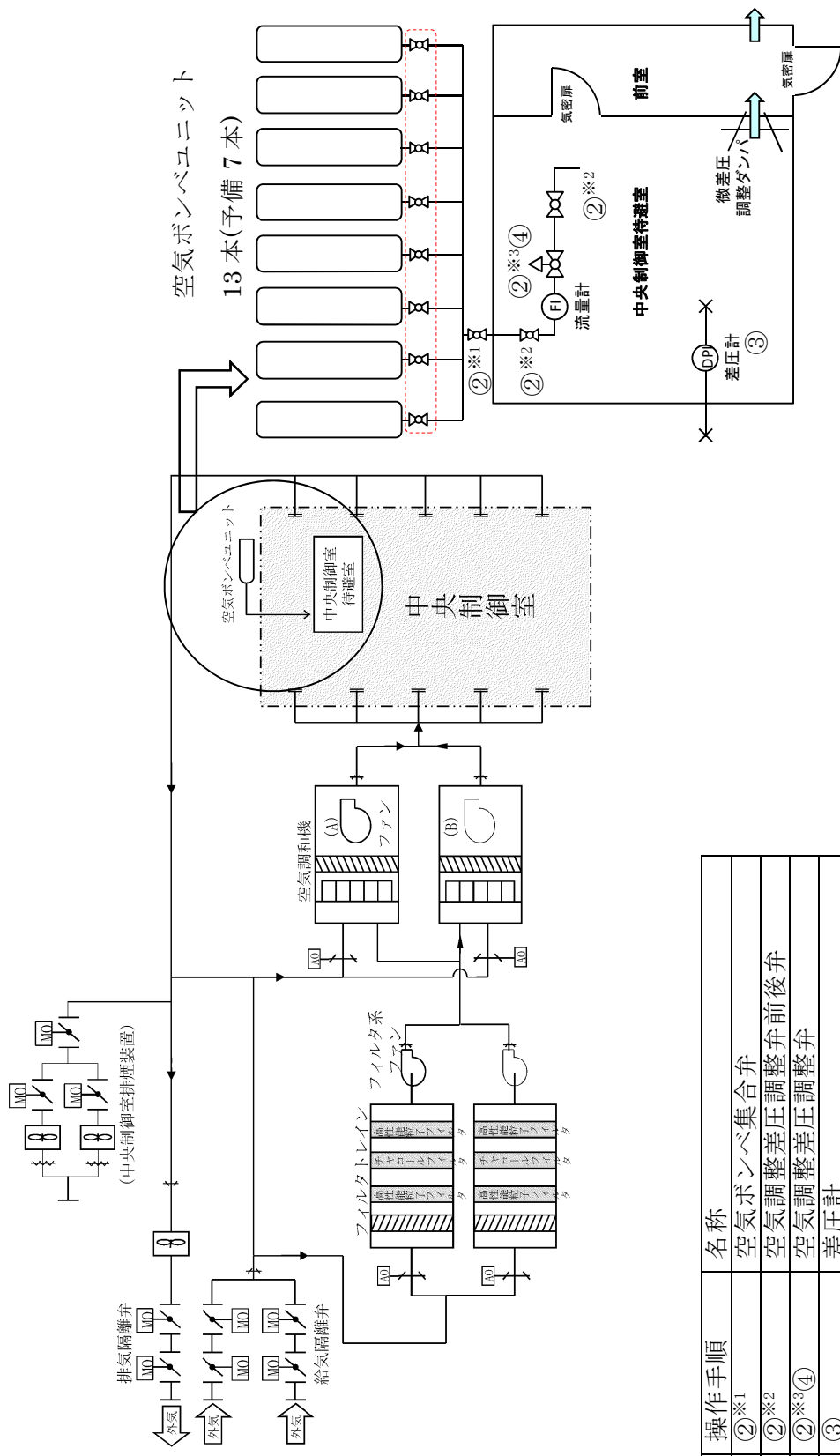


※ 1：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から緊急時対策支援システム（E R S S）となる。

第 1.16-3 図 データ表示装置（待機室）に関するデータ伝送の概要



第 1.16-4 図 中央制御室待避室正圧化バウンダリ構成図



操作手順	名称
②※1	空気ポンプ集合弁
②※2	空気調整差圧調整弁前後弁
②※3④	空気調整差圧調整弁
③	差圧計

記載例 ①※1 ②※1：同一操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

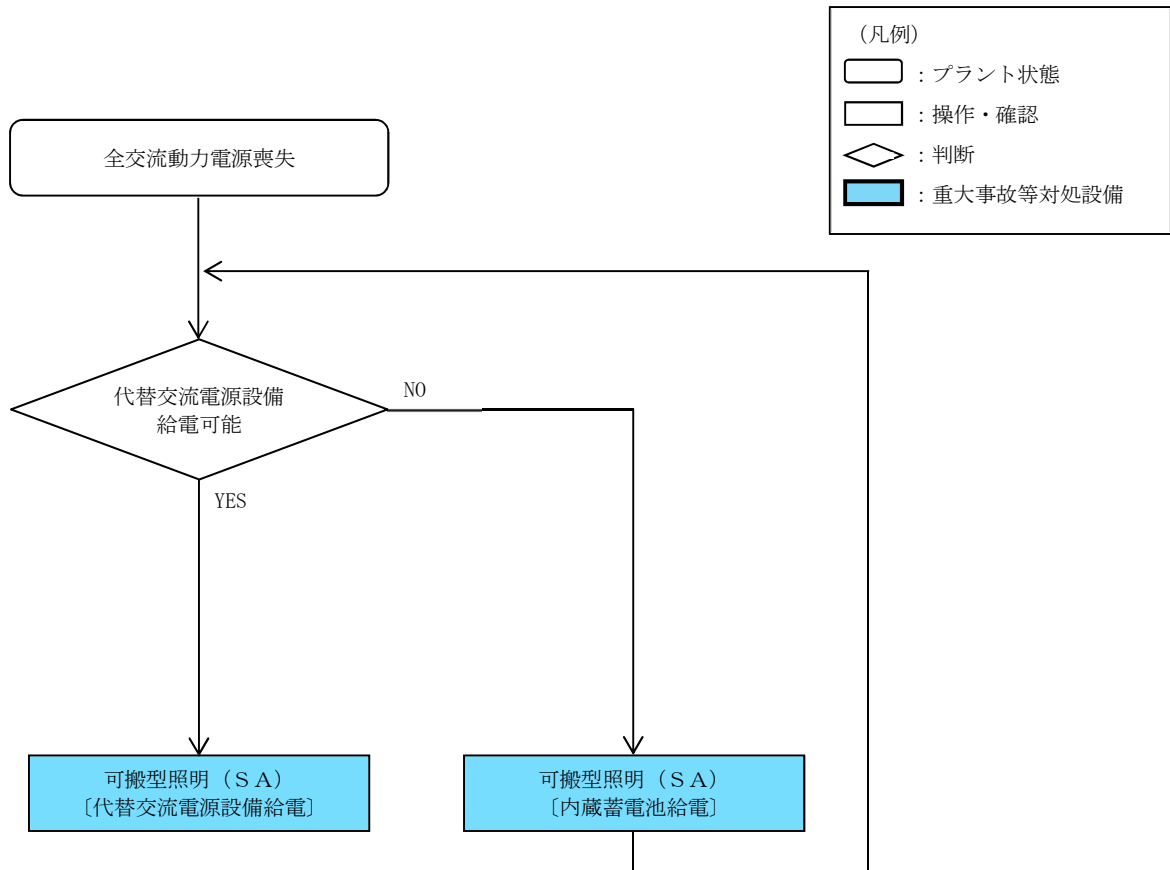
第 1.16-5 図 中央制御室待避室空気ポンプユニット概要図



第 1.16-6 図 「零囲気圧力・温度による静的負荷（原子炉格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用できない場合）（1/2）

				経過時間 (時間)										備考	
														備考	
操作項目	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)	操作の内容											備考
				実験箇所・必要要員数 【 】は他作業後移動してきた要員											
常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水流量調整操作	流量調整後 (崩壊熱相当), 適宜状態監視										解析上では、事故発生12時間までは10時間間隔で注水量を変更し、12時間以降は20分又は12時間以上の間隔で流量調整を実施する。
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作	間欠スプレィにより格納容器圧力を 400kPa から 465kPa の間に維持										解析上では、約6分以上の間隔で格納容器圧力が変動するが、実用上ではスプレィ流量を調整することで可能な限り連続スプレィする手配とし、運行した操作を極力減らすこととする。
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱準備	【1人】 A	-	-	●格納容器ベント準備 (系統構成)	5分										
	-	【2人】+1人 C, D, E	-	●現場移動 (第一弁) ●格納容器ベント準備 (系統構成)	125分										解析上考慮しない
	1人 副発電長	-	-	●緊急時対策所への退避	35分										第一現場作業完了後緊急時対策所に退避する
中央制御室待避室の準備	-	-	3人 (招集)	●現場移動 (第二弁)	45分										
	【1人】 B	-	-	●中央制御室待避室内の正圧化準備操作	20分										
	-	-	-	●可搬照明の設置	15分										
	-	-	-	●データ表示装置 (待避室) の起動操作	15分										
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱準備 (サブプレッション・チャンバ間)	【1人】 A	-	-	●代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器スプレィ停止操作	3分										
	-	-	-	●格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作	2分										
	-	-	-	●ベント状態監視	格納容器ベント実施後、適宜状態監視										
	-	-	【3人】 (招集)	●格納容器フィルタベント系第二弁の現場操作場所の正圧化	10分										
	-	-	-	●現場手動による格納容器ベント操作	30分										サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達時に待避室の加圧操作を行う
使用済燃料プールの冷却操作	【1人】 A	-	-	●中央制御室待避室内の正圧化操作	5分										
	1人+【2人】 発電長, A, B	-	-	●中央制御室待避室内への退避	300分										サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達時に待避室の加圧操作を行う
	-	-	-	●緊急時対策所への退避	45分										
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水操作	適宜実施										解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動まで実施する
	-	-	-	●緊急用海水系の起動操作	20分										解析上考慮しない 20時間までに実施する
可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給操作	-	-	8人 c~j	●可搬型代替注水中型ポンプ準備、ホース敷設等	160分										中心損傷により発生放射線量が高い場合は局内に待避し、モニタ表示を確認しながら作業を行う
	-	-	【8人】 c~j	●可搬型代替注水中型ポンプ準備、ホース敷設等	180分										水源補給までは十分余裕がある
タンクローリによる燃料給注操作	-	-	【2人】 c, d	●ポンプ起動及び水源補給操作	適宜実施										
	-	-	2人 (参集)	●可搬型設備用燃料タンクからタンクローリへの給注 ●可搬型代替注水中型ポンプへの給注	90分										タンクローリ位置に応じて適宜燃料タンクから給注する
	2人 A, B	3人 C, D, E	10人 a~j 及び参集5人												

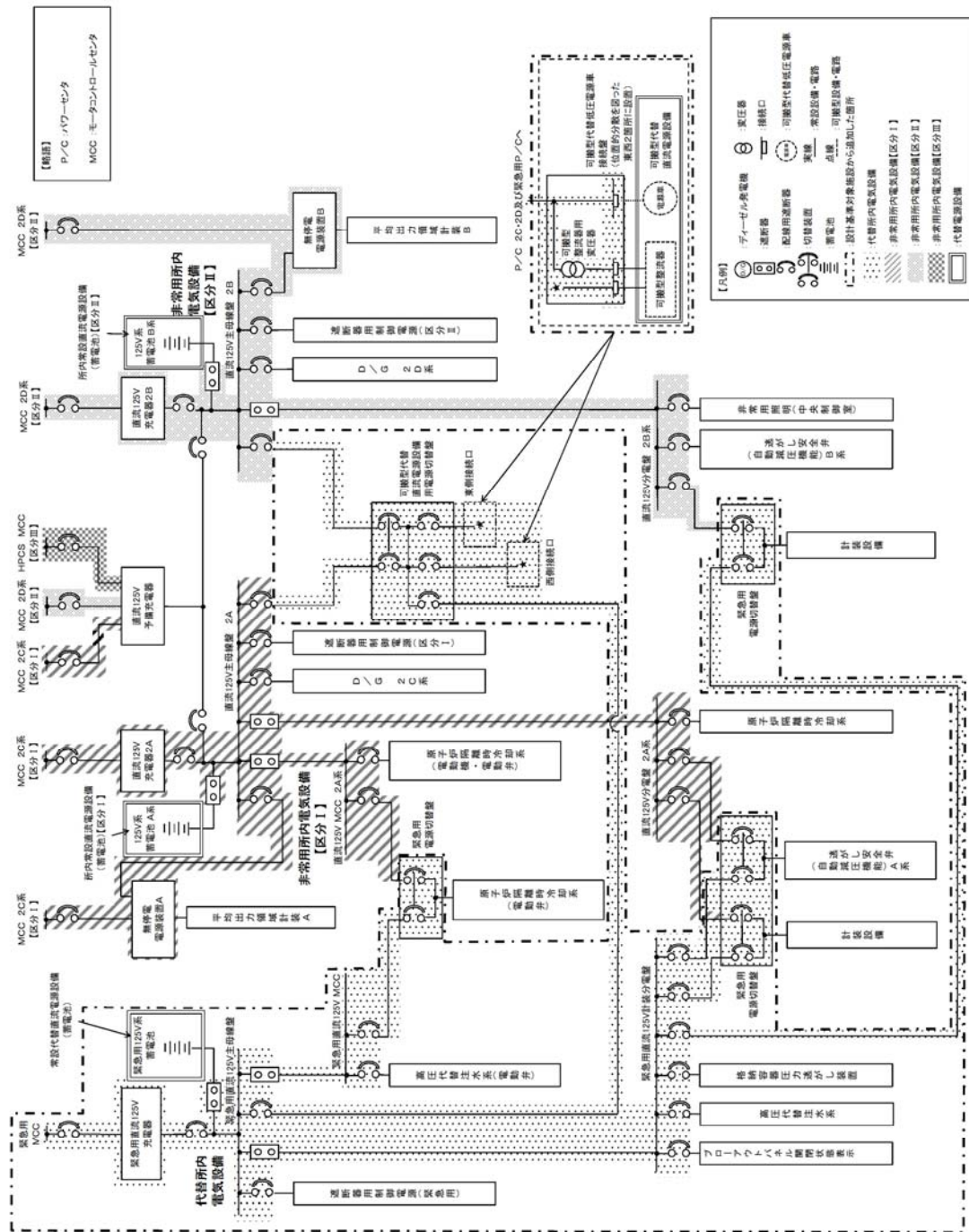
第 1.16-7 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の作業と所要時間 (代替循環冷却系を使用できない場合) (2/2)



第 1.16—8 図 対応手段選択フローチャート

		経過時間(分)										備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180			
手順の項目	要員(数)	活動開始 緊急時対策所から中央制御室 ▼チェンジングエリア設置箇所へ移動 ▼チェンジングエリア初期運用開始 チェンジングエリア 設置完了 ▼(170分)											
チェンジングエリアの設置及び運用	重大事故等対応要員A, B	2	資機材準備										
			サーベイエリア・除染エリアテントハウス設置										
			サーベイエリア・除染エリア機材設置										
			脱衣エリアテントハウス設置										
			脱衣エリア機材設置										

第 1.16-9 図 中央制御室チェンジングエリア設置 タイムチャート



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/5)

技術的能力審査基準(1.16)	番号	設置許可基準規則(59条)	技術基準規則(74条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員等がとどま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】 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員等がとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 第三十八条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員等がとどま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 「運転員等がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びポンプ等）により対応する場合）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】 第59条に規定する「運転員等がとどま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74条に規定する「運転員等がとどま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) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員等がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑤ ^{※1}
<p>b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p>	③ ^{※1}	<p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p>	<p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p>	⑥
		<p>① 本規定第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員等の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員等はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交替要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員等の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>① 設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員等の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員等はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交替要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員等の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	⑥
		<p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	<p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	⑦

※1：原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）

は、技術的能力「1.14 電源の確保に関する手順等」で整理

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 審査基準の要求に適合するための資機材					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系等による居住性確保	中央制御室	既設	① ② ③ ④	—	—	—
	中央制御室遮蔽	既設				
	中央制御室換気系空気調和機ファン	既設				
	中央制御室換気系フィルタ系ファン	既設				
	中央制御室換気系フィルタユニット	既設				
	非常用ガス処理系排風機	既設				
	非常用ガス再循環系排風機	既設				
	中央制御室換気系ダクト・ダンパ	既設				
	中央制御室換気系 給排気隔離弁	既設				
	中央制御室換気系 排煙装置隔離弁	既設				
	非常用ガス処理系 配管・弁・フィルタトレイン	既設				
	非常用ガス再循環系 配管・弁・フィルタトレイン	既設				
	非常用ガス処理系排気筒	既設				
	原子炉建屋原子炉棟	既設				
	ブローアウトパネル	既設				
	ブローアウトパネル閉止装置	新設				
	ブローアウトパネル開閉状態表示	新設				
	常設代替高圧電源装置	新設				
	可搬型代替交流電源設備	既設				
	燃料給油設備	新設				
交流電源設備	既設					
酸素濃度計・二酸化炭素濃度計による居住性確保	中央制御室	既設	① ② ③ ④	—	—	—
	中央制御室待避室	新設				
	酸素濃度計	新設				
	二酸化炭素濃度計	新設				

※1：手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

重大事故等対処設備 審査基準の要求に適合するための資機材					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
可搬型照明 (SA) による 居住性 確保	中央制御室	既設	① ② ③ ④	-	-	-
	中央制御室遮蔽	既設				
	中央制御室待避室	新設				
	中央制御室待避室遮蔽	新設				
	可搬型照明 (SA)	新設				
	常設代替高圧電源装置	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
中央制御室待避室による 居住性確保	中央制御室	既設	① ② ③ ④ ⑤	-	-	-
	中央制御室遮蔽	既設				
	中央制御室待避室	新設				
	中央制御室待避室遮蔽	新設				
	中央制御室待避室 空気ポンプユニット (空気ポンベ)	新設				
	データ表示装置 (待避室)	新設				
	衛星電話設備 (可搬型) (待避室)	新設				
	差圧計	新設				
	衛星電話設備 (屋外アンテナ)	新設				
	衛星制御装置	新設				
	衛星制御装置～衛星電話設備 (屋外アンテナ) 電路	新設				
	中央制御室待避室 空気ポンプユニット (配管・弁)	新設				
	常設代替高圧電源装置	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
燃料給油設備	新設					

※1：手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

重大事故等対処設備 審査基準の要求に適合するための資機材					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
汚染持ち込み防止	可搬型照明（SA）	新設	① ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	—	—	—
	非常用交流電源装置	既設				
	常設代替高圧電源装置	新設				
	防護具及びチェンジングエリア用資機材※1	新設				
放射線防護に関する教育等	—	—	① ② ④	—	—	—
運転員等の被ばく低減及び平準化	—	—	① ② ④	—	—	—

※1 本条文【解釈】1a）項を満足するための資機材等（放射線防護措置）

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(1.16)	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において，原子炉制御室に関し，重大事故が発生した場合においても運転員等がとどま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>重大事故が発生した場合においても中央制御室換気系，原子炉建屋ガス処理系，可搬型照明（S A）及び中央制御室待避室等により中央制御室に運転員がとどまるために必要な手順を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「運転員等がとどまるために必要な手順等」とは，以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）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) 重大事故が発生した場合においても，放射線防護措置等により，運転員等がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>重大事故が発生した場合においても資機材等（防護具及びチェン징グエリア用資機材）を用いた放射線防護措置により中央制御室に運転員がとどまるために必要な手順を整備する。</p>
<p>b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が，代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p>	<p>原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置または可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）は，技術的能力「1.14 電源の確保に関する手順等」で整備する。</p>

中央制御室換気系閉回路循環運転時及び中央制御室待避室使用時の
酸素濃度及び二酸化炭素濃度について

中央制御室換気系が閉回路循環運転の場合、及び格納容器圧力逃し装置作動時に使用する中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を、「空気調和・衛生工学便覧 空気調和設備設計」に基づき実施した。

1. 酸素濃度，二酸化炭素濃度に関する法令要求について

酸素濃度・二酸化炭素濃度計による室内酸素濃度，二酸化炭素濃度管理は，労働安全衛生法，J E A C 4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」及び鉱山保安法施行規則に基づき，酸素濃度が19%以上，かつ，二酸化炭素濃度が1%以下で運用する。

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）
（定義）
第二条 この省令において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。
一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。
（換気）
第五条 事業者は、酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は、当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあつては、空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上、かつ、硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし、爆発、酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は、この限りでない。

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）
第十六条の一
一 鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気の状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16%	頭痛、吐き気
12%	目まい、筋力低下
8%	失神昏倒、7～8分以内に死亡
6%	瞬時に昏倒、呼吸停止、死亡

（出典：厚生労働省リーフレット「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」）

J E A C 4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」 (一部抜粋)
 【付属書解説 2.5.2】事故時の外気の取り込み
 中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には、中央制御室内の CO₂ 濃度の上昇による運転員等の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。
 (1) 許容 CO₂ 濃度
 事務所衛生基準規則 (昭和 47 年労働省令第 43 号、最終改正平成 16 年 3 月 30 日厚生労働省令第 70 号) により、事務室内の CO₂ 濃度は 100 万分の 5000 (0.5%) 以下と定められており、中央制御室の CO₂ 濃度もこれに準拠する。
 したがって、中央制御室居住性の評価にあたっては、上記濃度 (0.5%) を許容濃度とする。

2. 中央制御室待避室の必要空気供給量

(1) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- a. 収容人数 : n=3 名
- b. 許容二酸化炭素濃度 : C=0.5% (J E A C 4622-2009)
- c. 大気二酸化炭素濃度 : C₀=0.0336% (空気ポンベの二酸化炭素濃度)
- d. 呼吸による二酸化炭素発生量 : M=0.022m³/h/人 (空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量)
- e. 必要換気量 : Q₁ = 100 × M × n / (C - C₀) m³/h (空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量)

$$\begin{aligned}
 Q_1 &= 100 \times 0.022 \times 3 \div (0.5 - 0.0336) \\
 &= 14.15 \\
 &\doteq 14.2 \text{ m}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

(2) 酸素濃度基準に基づく必要換気量

- a. 収容人数 : n=3 名
- b. 吸気酸素濃度 : a=20.95% (標準大気の酸素濃度)
- c. 許容酸素濃度 : b=19% (鉱山保安法施行規則)
- d. 成人の呼吸量 : c=0.48m³/h/人 (空気調和・衛生工学便覧)
- e. 乾燥空気換算酸素濃度 : d=16.4% (空気調和・衛生工学便覧)

f. 必要換気量： $Q_1 = c \times (a - d) \times n / (a - b) \text{ m}^3 / \text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量)

$$\begin{aligned} Q_1 &= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 3 \div (20.95 - 19.0) \\ &= 3.36 \\ &\doteq 3.4 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

以上により，中央制御室待避室使用に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の $14.2 \text{ m}^3 / \text{h}$ とする。

3. 中央制御室待避室の必要ボンベ本数

中央制御室待避室は，中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として，ベント開始から 5 時間正圧化する。

中央制御室待避室を 5 時間正圧化する必要最低限のボンベ本数は，二酸化炭素濃度基準換気量の $14.2 \text{ m}^3 / \text{h}$ 及びボンベ供給可能空気量 $5.5 \text{ m}^3 / \text{本}$ から下記の通り 19 本となる。なお，中央制御室待避室の設置後に試験を実施し必要ボンベ本数が 5 時間正圧化維持するのに十分であることの確認を実施し，予備のボンベ容量について決定する。

(1) ボンベ初期充填圧力：14.7MPa (at35°C)

(2) ボンベ供給可能空気量： $5.5 \text{ m}^3 / \text{本}^*$

* 空気ボンベは標準圧力 14.7MPa で $6.8 \text{ m}^3 / \text{本}$ であるが，安全側（残圧及び使用温度補正）を考慮し $5.5 \text{ m}^3 / \text{本}$ とする。

$$\begin{aligned} \text{必要ボンベ本数} &= 14.2 \text{ m}^3 / \text{h} \div 5.5 \text{ m}^3 / \text{本} \times 5 \text{ 時間} \\ &= 12.9 \text{ 本} \\ &\doteq 13 \text{ 本} \end{aligned}$$

可搬型照明（S A）を用いた場合の中央制御室の監視操作について

1. 中央制御室に配備している可搬型照明（S A）

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型照明（S A）は、主制御盤エリア用 3 台、中央制御室待避室用 1 台、予備 1 台の計 5 台を配備する。個数はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認しているとともに、可搬型照明（S A）を操作箇所に応じて向きを変更することによりさらに照度を確保できることを確認している。

仮に、可搬型照明（S A）が活用できない場合のため、乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えている。第 1 表に中央制御室に配備している可搬型照明（S A）及び乾電池内蔵型照明の概要を示す。

第 1 表 中央制御室に配備している可搬型照明（S A）及び乾電池内蔵型照明

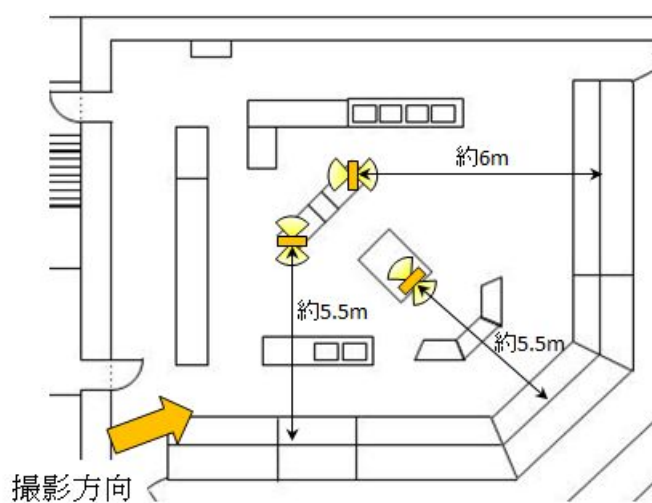
	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（S A） 	中央制御室	5 台 (予備 1 台含む)	(AC) 100V—240V 点灯時間 片面：24 時間 両面：12 時間
乾電池内蔵型照明 (ランタン) 	中央制御室	20 個	電池：単一電池 4 本 点灯時間：45 時間
乾電池内蔵型照明 (ヘッドライト(ヘルメット装着用)) 	中央制御室	14 個	電池：単 3 電池 3 本 点灯時間：10 時間

2. 可搬型照明（S A）を用いた監視操作

可搬型照明（S A）の照度は，第 1 図に示すとおり主制御盤から約 6m の位置に設置した場合で，直流非常灯の実測値である照度（20 ルクス以上）に対し，室内照明全消灯状態にて主制御盤垂直部平均で約 20 ルクス以上の照度を確認し，監視操作が可能なことを確認している。



画像については，印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。



第 1 図 シミュレーション施設における可搬型照明（S A）確認状況

チェンジングエリアについて

1. チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第59条第1項

(原子炉制御室)並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第74条第1項(原子炉制御室)に基づき、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

2. チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリア、クリーンエリアからなり原子炉建屋付属棟内、かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所に設営する。概要は第1表のとおり。

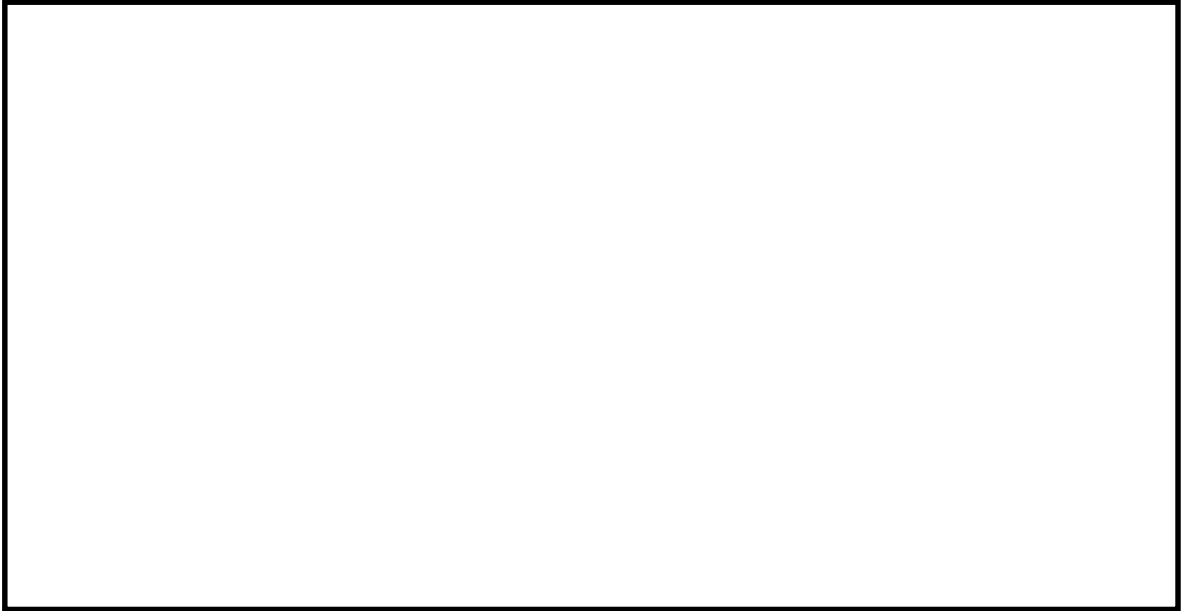
第1表 チェンジングエリアの概要

<p>設営場所</p>	<p>原子炉建屋付属棟 4階 空調機械室</p>	<p>中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体への汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設ける。 なお、空調機械室内への搬入口は地震竜巻等でも開放せず、事故発生時でも外部の風雨の影響を防止できる構造とする。</p>
<p>設営形式</p>	<p>テントハウス (一部、通路区画化)</p>	<p>通路にテントハウスを設営し、テントハウス内は扉付シート壁等により区画化する。</p>
<p>手順着手の判断基準</p>	<p>原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し、災害対策本部長の指示があった場合。</p>	<p>中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。なお、事故進展の状況、参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し、速やかに設営を行う。</p>
<p>実施者</p>	<p>放射線管理班</p>	<p>チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。</p>

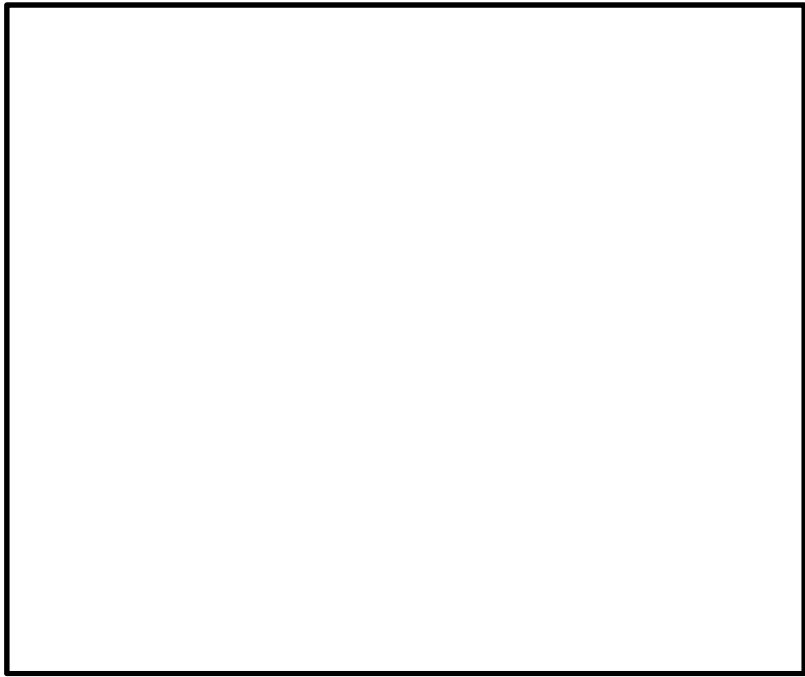
3. チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

チェンジングエリアは、中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは、第1図、第2図のとおり。なお、通常時のルートであるサービス建屋側へアクセスするルートは使用せず、耐震性が確保された原子炉建屋内外のルートを設定する。作業員は放射線防護具を着用し、チェンジングエリアから中央制御室へのアクセスする。原子炉建屋付属棟における中央制御室へのアクセスルートの設定

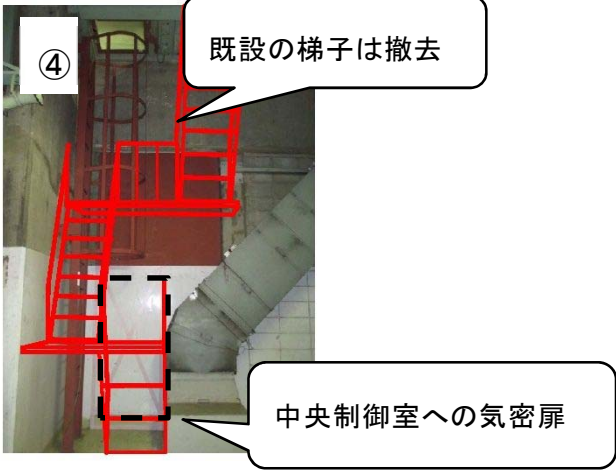
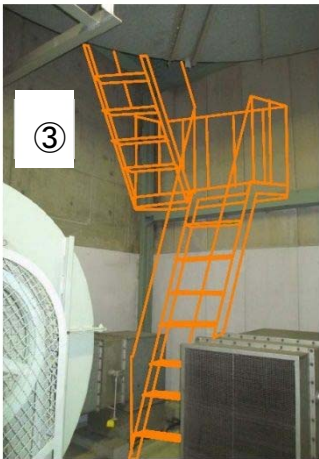
図を第 3 図に示す。作業員が携行する資機材（携行型有線通話装置，電離箱サーベイメータ，電動ドライバ等）についてはバックパックに入れ携行することで，携行時の負担を軽減する。



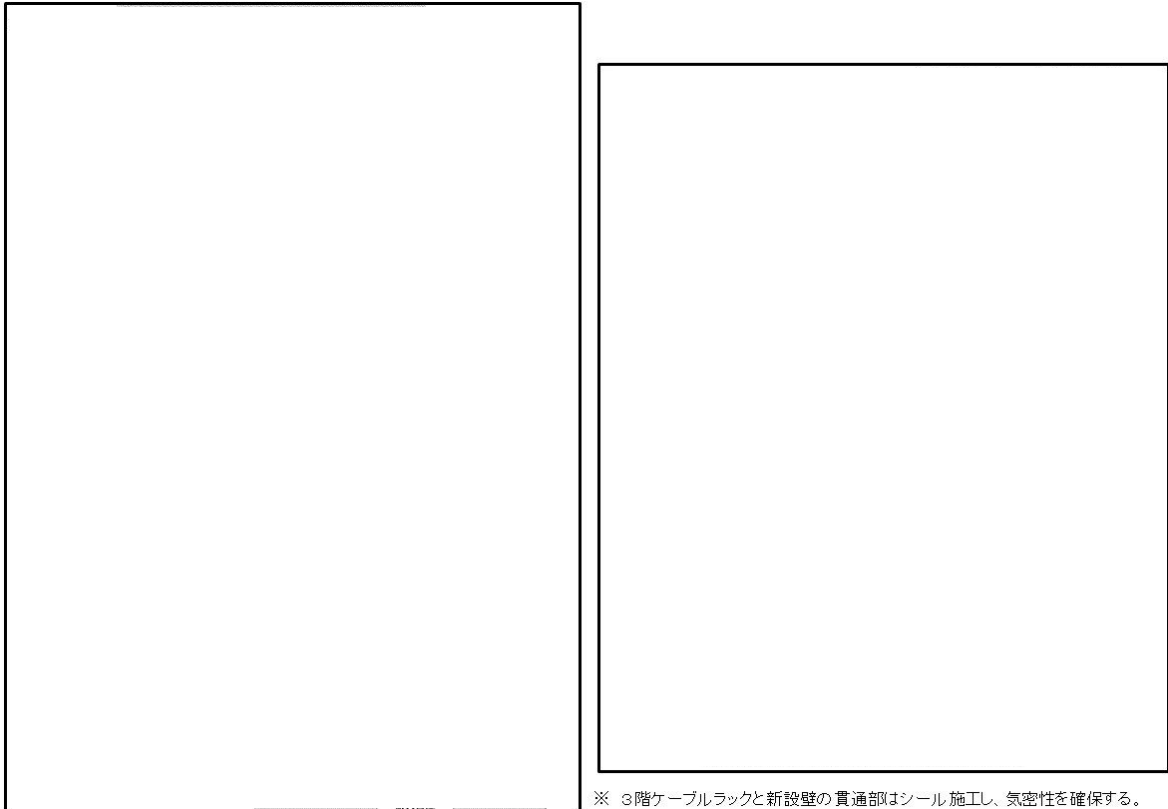
第 1 図 中央制御室チェンジングエリアの設営場所



(通行状態のイメージ)



第2図 中央制御室へのアクセスルートの概要図



第3図 中央制御室へのアクセスルート設定図

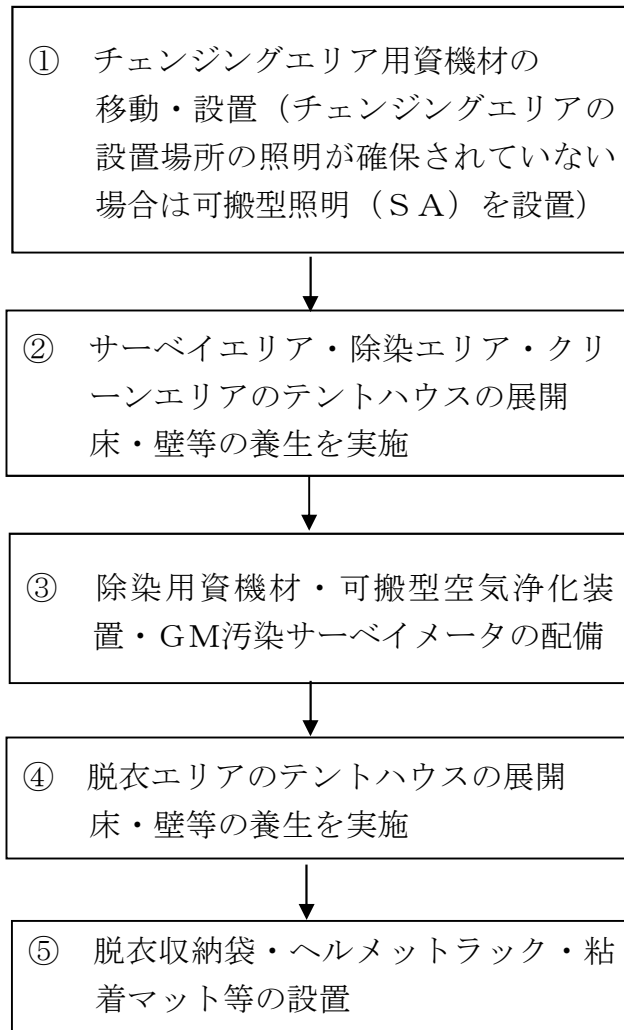
4. チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

(1) 考え方

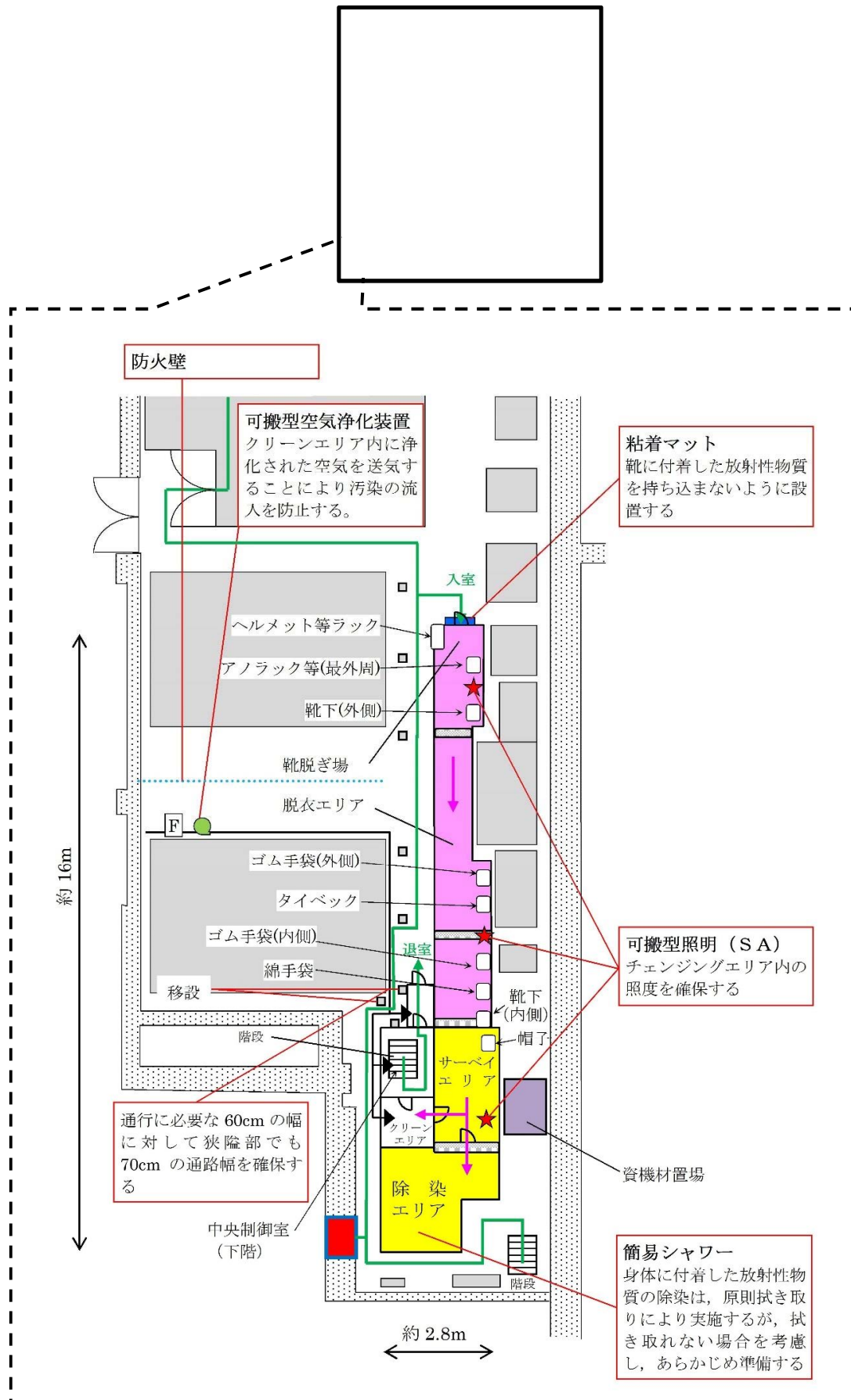
中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため，第4図の設営フローに従い，第5図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員2名で，初期運用開始に必要なサーベイエリア，除染エリア及びクリーンエリアについて約60分，さらに脱衣エリアの設営について約80分の合計140分を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。夜間休日に事故が発生した場合に参集までの時間を考慮しても約3時間後にはチェンジングエリアの初期運用を開始することが可能である。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の要員の放射線管理班員

4名のうち、チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し、災害対策本部長の指示があった場合に実施する。



第4図 チェンジングエリアの設営フロー



第 5 図 中央制御室チェン징エリア

(2) チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、第2表のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア付近に保管する。

第2表 チェンジングエリア用資機材

	名 称	数 量 ^{※1}
エリ ア 設営用	テントハウス	7 張 ^{※2}
	バリア	6 個 ^{※3}
	簡易シャワー	1 式 ^{※2}
	簡易水槽	1 個 ^{※2}
	バケツ	1 個 ^{※2}
	水タンク	1 式 ^{※2}
	可搬型空気浄化装置	2 台 ^{※4}
消耗品	はさみ, カッター	各 3 本 ^{※5}
	筆記用具	2 式 ^{※6}
	養生シート	2 巻 ^{※7}
	粘着マット	2 枚 ^{※8}
	脱衣収納袋	8 個 ^{※9}
	難燃袋	84 枚 ^{※10}
	難燃テープ	12 巻 ^{※11}
	クリーンウェス	5 缶 ^{※12}
	吸水シート	93 枚 ^{※13}

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 エリアの設営に必要な数量

※3 各エリア間の4個×1.5倍=6個

※4 1台×1.5倍=1.5→2台

※5 設置作業用, 脱衣用, 除染用の3本

※6 サーベイエリア用, 除染エリア用の2式

※7 44.0 m^2 (床, 壁の養生面積) ×2 (補修張替え等) ÷ 90m^2 /巻×1.5倍=1.5→2巻

- ※8 1枚（設置箇所数）×1.5倍＝1.5→2枚
- ※9 8個（設置箇所数 修繕しながら使用）
- ※10 8枚／日×7日×1.5倍＝84枚
- ※11 58.4 m（養生エリアの外周距離）×2（シートの継ぎ接ぎ対応）×2（補修張替え等）
÷30m／巻×1.5倍＝11.7→12巻
- ※12 11名（中央制御室要員数）×7日×2交替×8枚（マスク，長靴，両手，身体の拭き取りに各2枚）÷300枚／缶＝4.1→5缶
- ※13 簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。
11名（要員数）×7日×40（1回除染する際の排水量）÷50（シート1枚の給水量）×1.5倍＝92.4→93枚

5. チェンジングエリアの運用

(出入管理, 脱衣, 汚染検査, 除染, 着衣, 要員に汚染が確認された場合の対応, 廃棄物管理, チェンジングエリアの維持管理)

(1) 出入管理

チェンジングエリアは, 中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において, 中央制御室外で作業を行った要員が, 中央制御室に入室する際に利用する。中央制御室外は, 放射性物質により汚染しているおそれがあることから, 中央制御室外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第5図のとおりであり, チェンジングエリアには下記の①から④のエリアを設けることで中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア。汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

④クリーンエリア

扉付シート壁により区画することでサーベイエリア等からの汚染の流入を防止するエリア。

(2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、安全靴、ヘルメット、アノラックを脱衣する。
- ・脱衣エリア前室で、ゴム手袋（外側）、タイベック、靴下（外側）等を脱衣する。
- ・脱衣エリア後室で、ゴム手袋（内側）、綿手袋、靴下（内側）を脱衣する。
- ・マスク及び帽子を着用したまま、サーベイエリアへ移動する。

なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

(3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査等の手順は以下のとおり。

- ①サーベイエリアにて、マスク及び帽子を着用した状態の頭部の汚染検査を受ける。
- ②汚染基準を満足する場合は、マスク及び帽子を脱衣し、全身の汚染検査を受ける。
- ③汚染基準を満足する場合は、脱衣後のマスクを持参し、クリーンエリアを通過して中央制御室へ入室する。
- ④②又は③の汚染検査において汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

(4) 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。（マスク及び帽子は除く）
- ・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。

(5) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

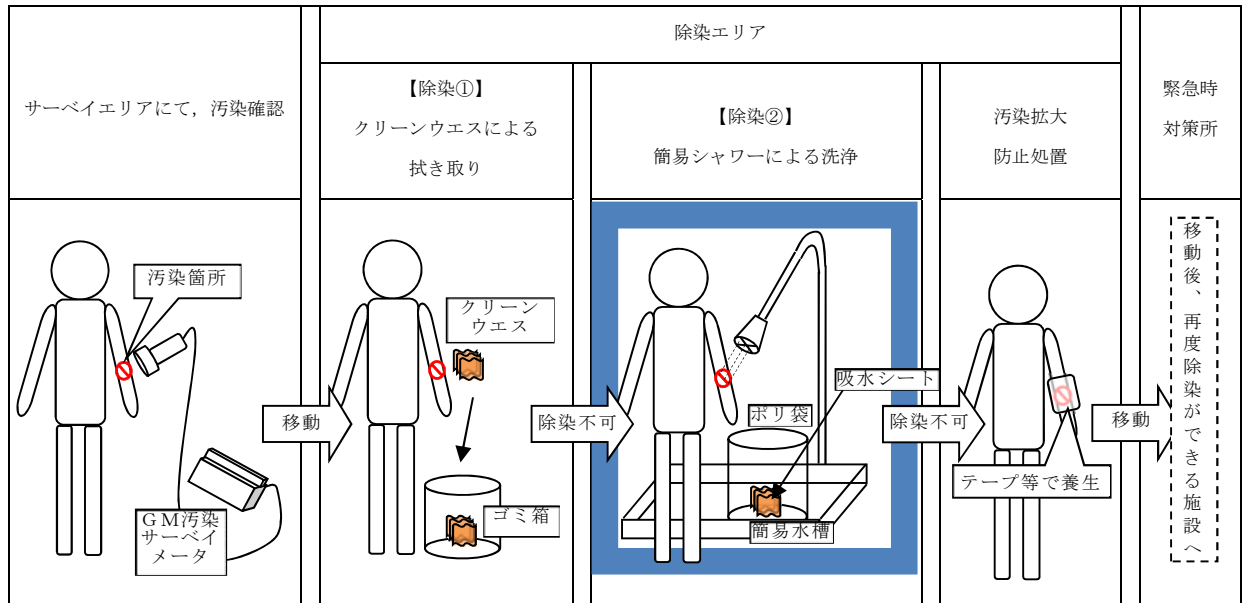
- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下内側、靴下外側、帽子、タイベック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、靴を着用する。
- ・放射線管理班は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

(6) 重大事故等に対処する要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で重大事故等に対処する要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで重大事故等に対処する要員の除染を行う。

重大事故等に対処する要員の除染については、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、第6図のとおり必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第6図 除染及び汚染水処理イメージ図

(7) 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(8) チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

6. チェンジングエリアの汚染拡大防止について

(1) 汚染拡大防止の考え方

各テントハウスの接続部等をテープ養生することでテントハウス外からの汚染の持ち込みを防止する。また、テントハウスの出入口等を扉付シート壁で区画することで中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。

チェンジングエリアには、更なる汚染拡大防止対策として、可搬型空気浄化装置を1台設置する。

(2) チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは、テントハウスの出入口、サーベイエリア、クリーンエリア、除染エリアは扉付のシート壁により区画し、テントの接続部は放射性物質が外部から流入することを防止できる設計とする。テントハウスの外観は第7図のとおりであり、仕様は第3表のとおりである。また、第8図はテントハウスの設置状況であり、各テントハウス間はファスナーを用いて接続する。なお、各テントハウス間の接続は第9図のとおり行う。

中央制御室へアクセスする階段の周囲（階段室及び前後室）は扉付のシート壁により2重に区画した上で2重のシート扉は同時に開けない運用とし、テント床面開口部周囲を難燃テープでシールすることで、中央制御室側への空気の流入を防止する。チェンジングエリア内面には、必要に応じて汚染除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮する。

更にチェンジングエリア内には、靴等に伏着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。



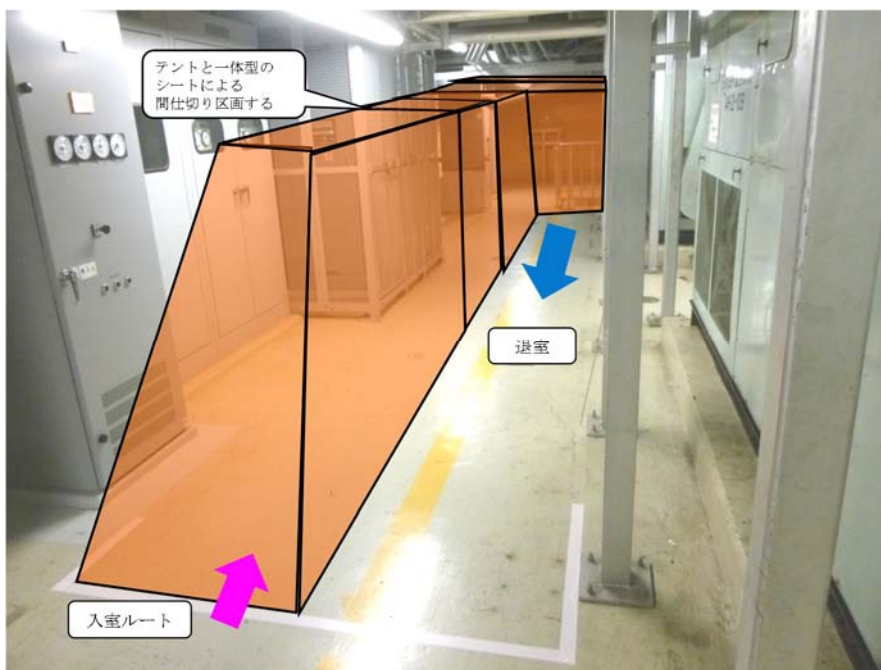
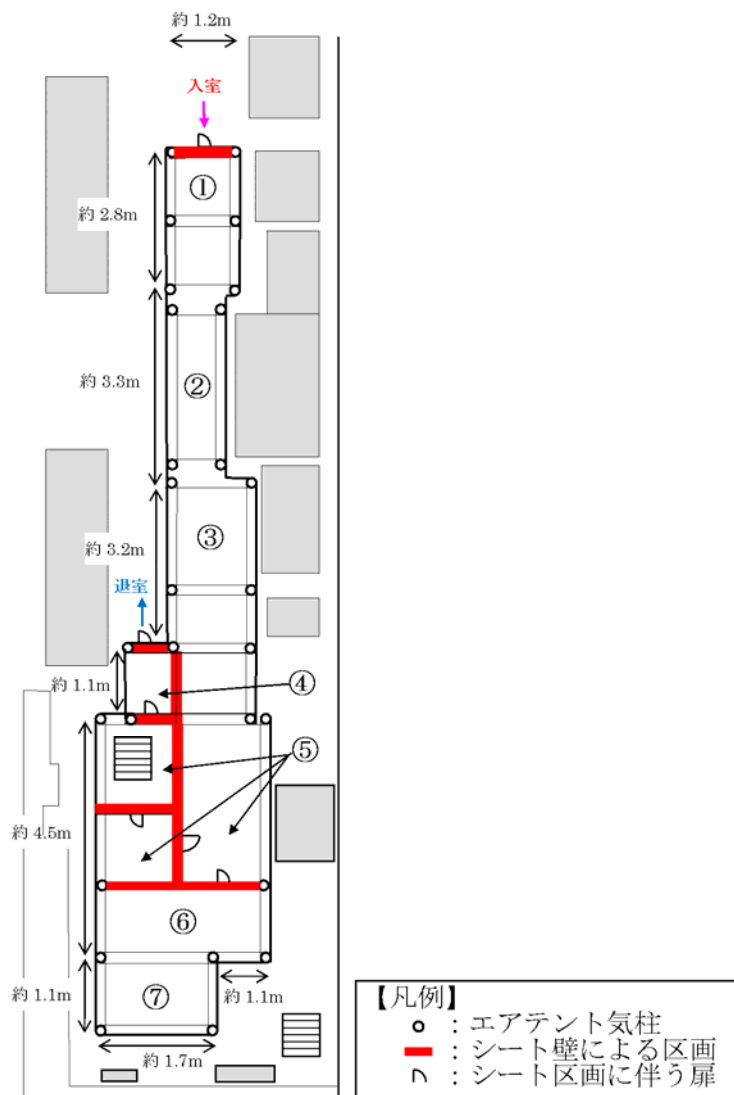
第7図 テントハウスの外観及び設置状況（イメージ）

第3表 テントハウスの仕様

サイズ	幅 0.7～2.6m×奥行 1.1m～5.2m×高さ 2.3m 程度
本体重量	40 kg ^{※1} 程度
サイズ（折り畳み時）	80 cm×140 cm×40 cm程度 ^{※1}
送風時間（専用ブロワ） ^{※2}	約 2分 ^{※1}
構造	7張りのテントハウスを連結して組み立て

※1 幅 2m×奥行 2m×高さ 2.3m のテントハウスでの数値

※2 手動及び高圧ポンペを用いた送風による展開も可能な設計とする。



第 8 図 テントハウスの設置状況 (イメージ)



第9図 各テントハウス間の接続（イメージ）


(3) 可搬型空気浄化装置

更なる汚染拡大防止対策として、チェン징ングエリアに設置する可搬型空気浄化装置の仕様等を第10図に示す。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。

なお、中央制御室は原子炉格納容器圧力逃がし装置の操作直後には、原則出入りしない運用とすることから、チェン징ングエリアについても、原則利用しないこととする。したがって、チェン징ングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもこの間は運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することによる居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

	<ul style="list-style-type: none"> ○外形寸法：縦 380×横 350×高 1100 mm ○風 量：9m³/min (540m³/h) ○重 量：約 45 kg ○フィルタ：微粒子フィルタ（除去効率 99%以上） よう素フィルタ（除去効率 97%以上）
	<p>微粒子フィルタ 微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p>よう素フィルタ よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

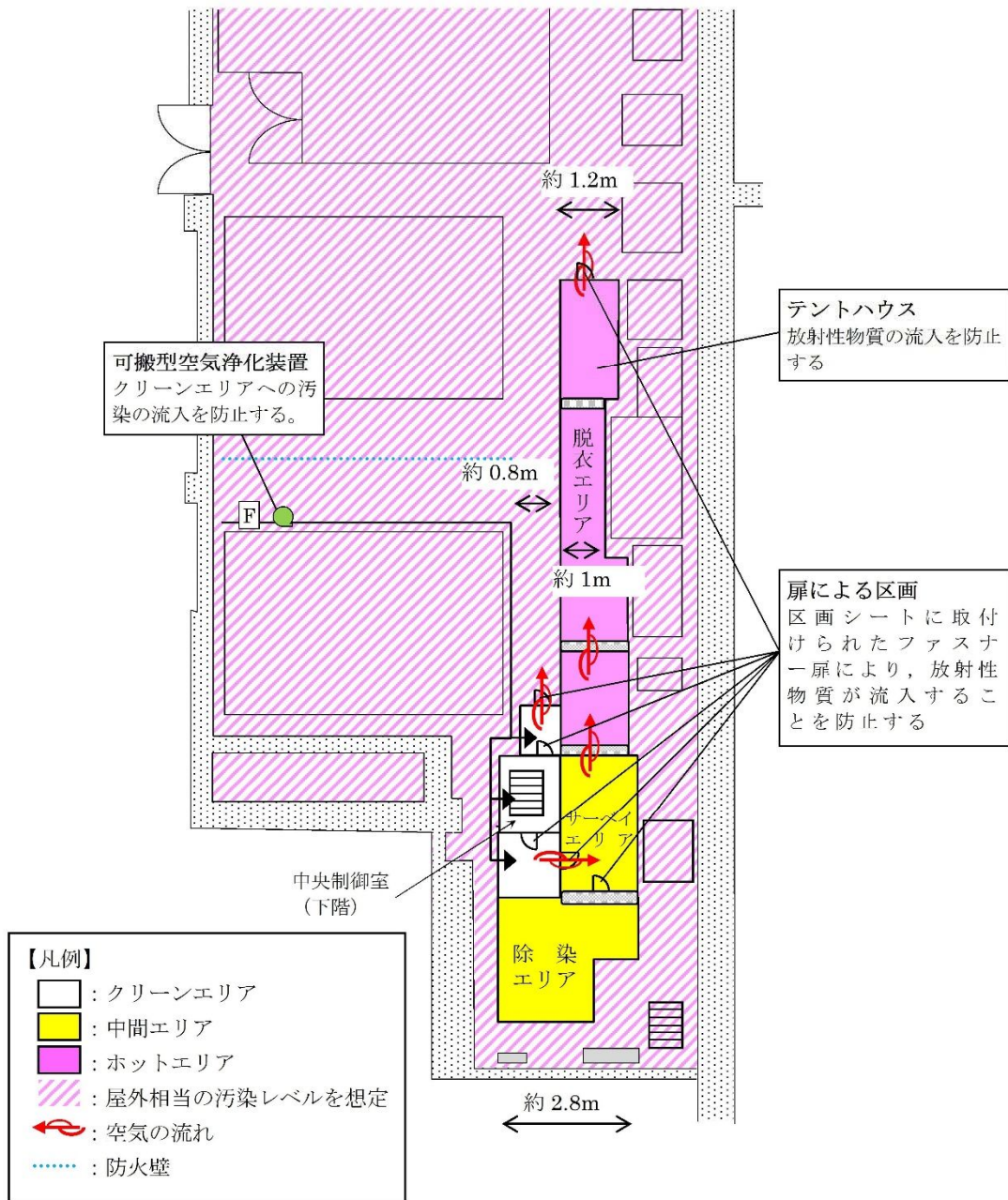
第 10 図 可搬型空気浄化装置の仕様等

(4) チェンジングエリアへの空気の流れ

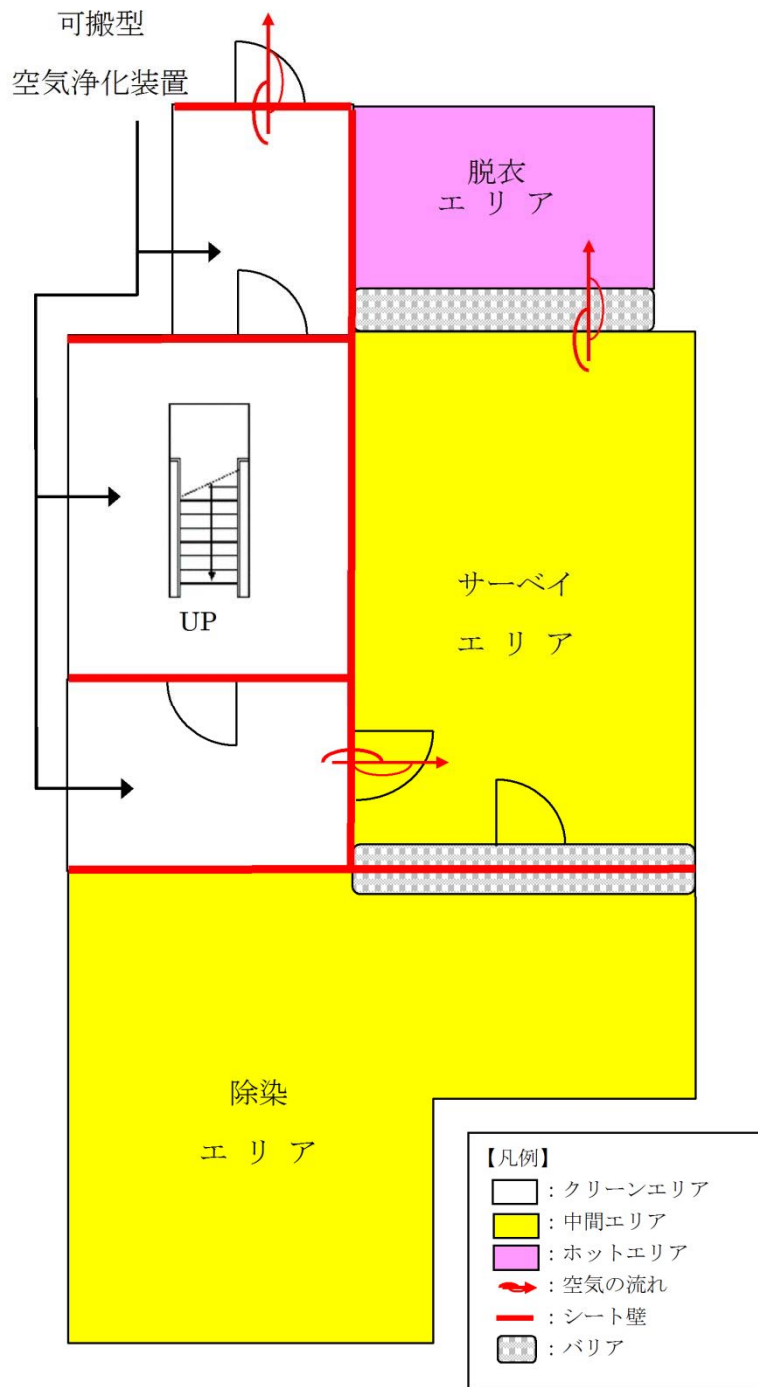
中央制御室チェンジングエリアは、第 11 図のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる汚染拡大防止のため設置する、可搬型空気浄化装置により中央制御室へアクセスする階段室及びその前後室に浄化された空気を送り込むことで、エリア内で放射性物質が飛散した場合でも、中央制御室へ放射性物質が流入することを防止する。

第 11 図、第 12 図のとおりチェンジングエリア内に空気の流れを作ること、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。なお、テントハウス出入口はカーテンシートとすることで外部への空気の流れを確保する。



第 11 図 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ



第 12 図 中央制御室へアクセスする階段の周囲の区画

(5) チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が他の要員に伝播することがないように、サーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともにサーベイエリア内に汚染が拡大していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに極力影響を与えないようにする。

また、中央制御室への入室の動線と退室の動線をシート区画にて隔離することで、入域ルート側の汚染が退域エリアに伝搬することを防止する。さらに脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで、脱衣する要員同士の接触を防止する。

7. 汚染の管理基準

第4表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第4表の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。


第4表 汚染の管理基準

状況		汚染の 管理基準	根拠等
状況 ①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm ² 相当)	法令に定める表面汚染密度限度 (アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度： 40Bq/cm ² の1/10)
状況 ②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 【1ヶ月後の値】に準拠

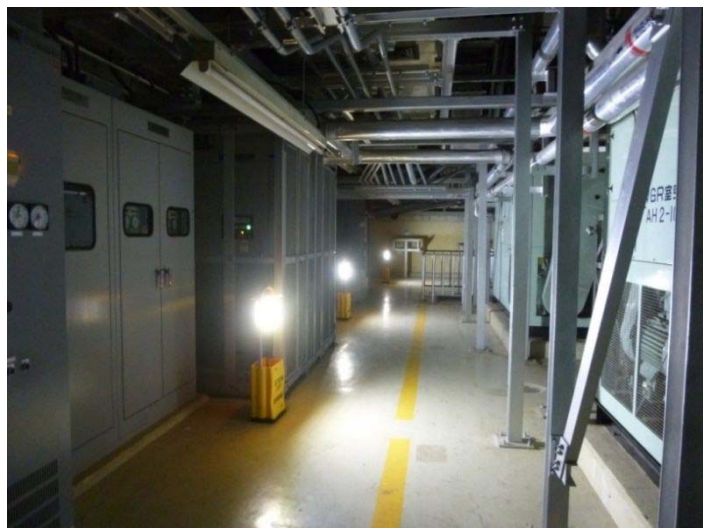
8. 可搬型照明（S A）

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する可搬型照明（S A）は、チェンジングエリアの設置、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために3台（予備1台）を使用する。可搬型照明（S A）の仕様を第5表に示す。

第5表 チェンジングエリアの可搬型照明（S A）

可搬型照明（S A）	保管場所	数量	仕様
	原子炉建屋 附属棟4階 空調機械室	4台 (予備1台含む)	(AC) 100V—240V 点灯時間 片面：24時間 両面：12時間

チェンジングエリア内は、第13図に示すように設置する可搬型照明（S A）により5ルクス以上の照度が確保可能であり、問題なく設営運用等が行えることを確認している。



第 13 図 チェンジングエリア設置場所における
可搬型照明（S A）確認状況

9. チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員等は、2名1組で2組を想定し、同時に4名の運転員等がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に4名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで約14分（1人目の脱衣に6分+その後順次汚染検査2分×4名）と設定し、全ての要員が汚染している場合でも除染が完了し中央制御室に入りきるまで約22分（汚染がない場合の14分+除染後の再検査2分×4名）と設定しており、訓練によりこれを下回る時間で退域できることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置しており、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

10. 放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

放射線管理班は、チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置（10分）、可搬型モニタリング・ポストの設置（最大475分）、可搬型気象観測設備の設置（80分）を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については、放射線管理班長が状況に応じ判断する。

例えば、平日昼間に事故が発生した場合（ケース①）には、放射線管理班員4名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備の設置を優先し、その後にチェンジングエリアの設置作業を行う。

夜間・休祭日に事故が発生した場合（ケース②）には、放射線管理班員2名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所加圧判断用）及び可搬型気象観測設備の設置を行い、その後参集した要員がチェンジングエリアの設置を行う。要員参集後（発災から2時間後）に参集した放射線管理班員にてチェンジングエリアの設置作業を行うことで平日昼間のケースと同等の時間で設置を行える。なお、チェンジングエリアの運用については、エリア使用の都度放射線管理班員がチェンジングエリアまで移動して対応するがチェンジングエリアが使用されるのは直交代時及び作業終了後に運転員が中央制御室に戻る際であり、多くとも1日数回程度のため十分対応が行える。

・ケース①（平日昼間の場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員	事象発生 ▼ 10条 ▼ ▼中央制御室チェンジングエリアの運用開始							
		状況把握（モニタリングポストなど）	[チェックマーク]						
緊急時対策所エリアモニタ設置	放射線管理 班員A,B	[チェックマーク]							
可搬型モニタリング・ポストの配置		[チェックマーク]							
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線管理 班員C,D	[チェックマーク]							
可搬型気象観測設備の配置		[チェックマーク]							
中央制御室チェンジングエリアの設置		[チェックマーク]							
緊急時対策所チェンジングエリア設置		[チェックマーク]							

・ケース②（夜間・休祭日に大規模損壊事象が発生した場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員	事象発生 ▼ 10条 ▼ ▼参集完了 ▼中央制御室チェンジングエリアの運用開始							
		状況把握（モニタリングポストなど）	[チェックマーク]						
緊急時対策所エリアモニタ設置	放射線管理 班員A,B	[チェックマーク]							
緊急時対策所チェンジングエリア設置		[チェックマーク]							
可搬型モニタリング・ポストの配置*	放射線管理 班員C,D	[チェックマーク]							
可搬型気象観測設備の配置		[チェックマーク]							
中央制御室チェンジングエリアの設置	[チェックマーク]								

※可搬型モニタリング・ポストは、放射線管理班長の判断により緊急時対策所加圧判断用モニタを優先して設置する。

11. チェンジングエリア設置前の汚染の持ち込み防止について

夜間、休日は、参集要員によりチェンジングエリアの設置を行う可能性があるため、チェンジングエリアの初期運用の開始^{※1}まで事象発生から3時間程度^{※2}要する場合は考えられる。その場合において、チェンジングエリアの初期運用開始までは、下記の対応により中央制御室への過度な汚染の持ち込みを防止する。

※1： サーベイエリア，除染エリア及びクリーンエリアの設営

※2： 2時間（参集時間）+1時間（サーベイエリア及び除染エリアの設営）

- 運転員等は、自ら汚染検査を実施し、必要に応じ除染（クリーンウエスによる拭取り）を行った上で、中央制御室に入室する。
- 放射線管理班員は、チェンジングエリアの初期運用開始に必要なサーベイエリア及び除染エリアを設営後、運転員等の再検査を実施し、必要に応じ除染（クリーンウエスでの拭き取り又は簡易シャワーによる水洗）を行う。また、中央制御室内の環境測定を行う。
- 上記に加えて、中央制御室とチェンジングエリアの間に設置する気密扉により中央制御室バウンダリを区画する。
- なお、仮に中央制御室に汚染が持ち込まれた場合でも、中央制御室換気系により中央制御室内を浄化することで、中央制御室の居住性を確保する。

詳細な手順は5. チェンジングエリアの運用に従う。

中央制御室内に配備する資機材の数量について

1. 放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材の内訳を第1表及び第2表に示す。なお、放射線防護資機材等は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

第1表 放射線防護具類

品名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所 ^{建屋}	中央制御室 ^{※2}
タイベック	1,155着 ^{※3}	17着 ^{※15}
靴下	2,310足 ^{※4}	34足 ^{※16}
帽子	1,155個 ^{※5}	17個 ^{※17}
綿手袋	1,155双 ^{※6}	17双 ^{※18}
ゴム手袋	2,310双 ^{※7}	34双 ^{※19}
全面マスク	330個 ^{※8}	17個 ^{※17}
チャコールフィルタ	2,310個 ^{※9}	34個 ^{※20}
アノラック	462着 ^{※10}	17着 ^{※15}
長靴	132足 ^{※11}	9足 ^{※21}
胴長靴	12足 ^{※12}	9足 ^{※21}
遮蔽ベスト	15着 ^{※13}	—
自給式呼吸用保護具	—	9式 ^{※22}
バックパック	66個 ^{※14}	17個 ^{※17}

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 運転員等は交替のために中央制御室に向かう際に、緊急時対策所^{建屋}より防護具類を持参する。

※3 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 1.5 \text{倍} = 1,155 \text{着}$

※4 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 2 \text{倍 (2足を1セットで使用)} \times 1.5 \text{倍} = 2,310 \text{足}$

- ※5 110名（要員数）×7日×1.5倍=1,155個
- ※6 110名（要員数）×7日×1.5倍=1,155双
- ※7 110名（要員数）×7日×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍=2,310双
- ※8 110名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍=330個
- ※9 110名（要員数）×7日×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍=2,310個
- ※10 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日×1.5倍=462着
- ※11 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=132足
- ※12 4名（重大事故等対応要員4名：放水砲対応）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=12足
- ※13 10名（重大事故等対応要員10名：放水砲，アクセスルート確保，電源確保，水源確保対応）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=15着
- ※14 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×1.5倍=66個
- ※15 11名（中央制御室要員数）×1.5倍=16.5→17着
- ※16 11名（中央制御室要員数）×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍=33足→34足
- ※17 11名（中央制御室要員数）×1.5倍=16.5→17個
- ※18 11名（中央制御室要員数）×1.5倍=16.5→17双
- ※19 11名（中央制御室要員数）×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍=33双→34双
- ※20 11名（中央制御室要員数）×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍=33個→34個
- ※21 6名（運転員（現場）3名+重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9足
- ※22 6名（運転員（現場）3名+重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9式

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について

【中央制御室】

中央制御室には初動対応に必要な数量を配備することとし，初動対応以降は交替要員が中央制御室に向かう際に，緊急時対策所建屋より防護具類を持参することで対応する。

中央制御室の要員数は11名であり，運転員等（中央制御室）4名と運転員（現場）3名，情報班員1名，重大事故等対応要員3名で構成されている。このうち，運転員等（現場）は，1回現場に行くことを想定する。また，全要員の交替時の防護具類を考慮する。

タイベック等（帽子，綿手袋）の配備数は，以下のとおり，上記を踏まえ算出した必要数を上回っており妥当である。

$$11名 \times 1回（交替時） + 3名 \times 1回（現場） = 14 < 17$$

靴下及びゴム手袋は二重にして使用し，チャコールフィルタは2個装着して使用する。靴下等の配備数は，以下のとおり，必要数を上回っており妥当である。

$$（11名 \times 1回（交替時） + 3名 \times 1回（現場）） \times 2倍 = 28 < 34$$

全面マスク及びバックパックは，再使用するため，必要数は11個であり，配備数（17個）は必要数を上回っており妥当である。

長靴，胴長靴及び自給式呼吸用保護具は，それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており妥当である（※23，24参照）。

第2表 ○放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所 ^{建屋}	中央制御室
個人線量計	330台 ^{※3}	33台 ^{※8}
GM汚染サーベイメータ	5台 ^{※4}	3台 ^{※9}
電離箱サーベイメータ	5台 ^{※5}	3台 ^{※10}
緊急時対策所エリアモニタ	2台 ^{※6}	—
可搬型モニタリング・ポスト ^{※2}	2台 ^{※6}	—
ダストサンプラ	2台 ^{※7}	2台 ^{※7}

※1 今後、訓練等で見直しを行う

※2 緊急時対策所^{建屋}の可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。

※3 $110 \text{名（要員数）} \times 2 \text{台（交替時用）} \times 1.5 \text{倍} = 330 \text{台}$

※4 身体の汚染検査用に3台+2台（予備）

※5 現場作業等用に4台+1台（予備）=5台

※6 加圧判断用に1台+1台（予備）=2台

※7 室内のモニタリング用に1台+1台（予備）=2台

※8 $11 \text{名（中央制御室要員数）} \times 2 \text{台（交替時用）} \times 1.5 \text{倍} = 33 \text{台}$

※9 身体の汚染検査用に2台+1台（予備）=3台

※10 現場作業等用に2台+1台（予備）=3台

この勤務形態での各班の被ばく評価を表 2 に、最も厳しい被ばくとなる事故直後に中央制御室に滞在している班(A 班)の評価結果内訳を表 3 に示す。

この評価結果より、運転員等の被ばく線量は 100mSv を超えないことを確認した。

第 2 表 各班の被ばく評価結果 (単位：mSv)

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	約 5.8×10^1							約 5.8×10^1
B 班			約 1.1×10^1	約 8.7×10^0		約 5.2×10^0	約 2.4×10^0	約 2.7×10^1
C 班	約 3.3×10^1				約 7.1×10^0	約 5.8×10^0		約 4.6×10^1
D 班		約 1.3×10^1	約 9.5×10^0				約 4.9×10^0	約 2.8×10^1
E 班		約 2.3×10^1		約 7.6×10^0	約 6.2×10^0			約 3.7×10^1

第 3 表 最大の線量となる班の被ばく評価結果の内訳

被ばく経路		実効線量 (mSv)
中央 制 御 室 内 作 業	①建屋からのガンマ線による被ばく	3.4×10^{-1}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	6.4×10^{-1}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	4.6×10^1
	②大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	2.9×10^0
	小 計 (①+②+③)	5.0×10^1
入 退 域 時	④建屋からのガンマ線による被ばく	2.3×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	6.9×10^{-3}
	⑤大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	8.0×10^0
	小 計 (④+⑤)	8.2×10^0
合 計 (①+②+③+④+⑤)		5.8×10^1

2. マスク着用の要否について

中央制御室内は、中央制御室換気系による閉回路循環運転を行うことで、希ガス以外の放射性物質の流入防止対策を行っているため、マスク着用は不要とする。

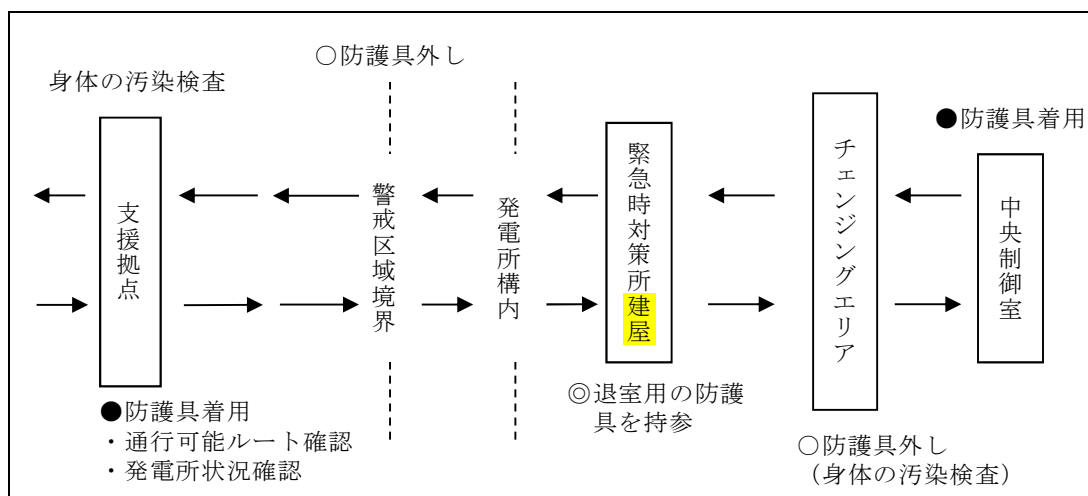
ただし、中央制御室換気系または原子炉建屋ガス処理系が機能喪失した場

合は復旧後 1 時間が経過するまで中央制御室内でマスクを着用する。

交替要員の放射線防護と移動経路について

運転員の交替要員は、発電所への入域及び退域の際に放射線防護管理による被ばくの低減を行う。以下にその放射線防護措置と移動経路を示す。

- ① 発電所に入域するにあたり原子力災害対策支援拠点（以下「支援拠点」という。）にて発電所内の情報を入手し、必要な防護具を着用する。
- ② 通行できる事が確認されたルートを通り発電所へ入域後、緊急時対策所建屋で退室時用の防護具を受け取る。
- ③ 中央制御室入口付近に設置したチェンジングエリアで身体及び退室時用の防護具等の汚染検査を実施する。
- ④ 汚染が認められなければ中央制御室に入室し、運転員との引継ぎを実施する。
- ⑤ 引継ぎを終えた運転員は、入室時に持参した防護具を着用し、中央制御室を退室後、警戒区域境界の指定された場所へ移動を行い、防護具を脱衣し、警戒区域外の支援拠点にて身体の汚染検査を実施する。



手順のリンク先について

原子炉制御室の居住性等に関する手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.16.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

<リンク先> 1.14.2.3(1)代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.17 監視測定等に関する手順等

< 目 次 >

1.17.1 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. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備
 - b. 風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備
 - c. モニタリング・ポストの電源回復の対応手段及び設備
 - d. 手順等

1.17.2 重大事故等時の手順等

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

- (1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定
- (2) 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定
- (3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定
- (4) 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定
- (5) 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
 - a. 空気中の放射性物質の濃度の測定
 - b. 水中の放射性物質の濃度の測定
 - c. 土壌中の放射性物質の濃度の測定
 - d. 海上モニタリング
- (6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策
- (7) 可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策
- (8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策
- (9) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

1.17.2.2 風向，風速その他の気象条件の測定の手順等

(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定

(2) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

1.17.2.3 代替交流電源設備によるモニタリング・ポストへの給電

1.17.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料 1.17.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.17.2 緊急時モニタリングの実施手順及び体制

添付資料 1.17.3 緊急時モニタリングに関する要員の動き

添付資料 1.17.4 モニタリング・ポスト

添付資料 1.17.5 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替
測定の成立性

添付資料 1.17.6 可搬型モニタリング・ポスト

添付資料 1.17.7 放射能放出率の算出

添付資料 1.17.8 放射能観測車

添付資料 1.17.9 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の
代替測定の成立性

添付資料 1.17.10 可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測
定の成立性

添付資料 1.17.11 各種モニタリング設備等

添付資料 1.17.12 発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

添付資料 1.17.13 他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）

添付資料 1.17.14 モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの
バックグラウンド低減対策手段

添付資料 1.17.15 気象観測設備

- 添付資料 1.17.16 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定
- 添付資料 1.17.17 可搬型気象観測設備
- 添付資料 1.17.18 可搬型気象観測設備の気象観測項目について
- 添付資料 1.17.19 モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置
- 添付資料 1.17.20 手順のリンク先について

1.17 監視測定等に関する手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録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。
- 2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録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 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録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) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
 - c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築する

こと。

- 2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、 発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備を整備する。

また、重大事故等が発生した場合に、発電所における風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する設備を整備する。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。

1.17.1 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

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また、重大事故等が発生した場合に、発電所における風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、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}並びに資機材^{※2}を選定する。

※1 自主対策設備

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

※2 資機材

設備の運搬に用いるリヤカー及び船舶運搬車、試料の採取に用いる採取用資機材並びにバックグラウンド低減対策に用いる検出器カバー、養生シート及び遮蔽材をいう。

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六十条及び技術基準規則第七十五条」（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

上記「(1) 対応手段と設備の選定の考え方」に基づき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，資機材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対象施設，対応に使用する重大事故等対処設備，資機材，自主対策設備，整備する手順等についての関係を第1.17-1表に示す。

a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備

(a) 放射性物質の濃度及び放射線量の測定

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手段がある。放射線量の測定又は代替測定で使用する設備は以下のとおり。

i) モニタリング・ポストによる放射線量の測定

モニタリング・ポストによる放射線量の測定に用いる設備は以下のとおり

- ・モニタリング・ポスト

ii) 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定に用いる設備は以下のとおり

- ・可搬型モニタリング・ポスト
- ・リヤカー

iii) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定

放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定に用いる設備は以下のとおり

- ・放射能観測車

iv) 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定に用いる設備及び資機材は以下のとおり

- ・可搬型放射能測定装置
(可搬型ダスト・よう素サンプラ, Na I シンチレーションサーベイ・メータ, β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)
- ・リヤカー
- ・採取用資機材
- ・Ge γ 線多重波高分析装置
- ・ガスフロー式カウンタ

v) 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備及び資機材は以下のとおり

- ・可搬型放射能測定装置
(可搬型ダスト・よう素サンプラ, Na I シンチレーションサーベイ・メータ, β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)
- ・電離箱サーベイ・メータ
- ・リヤカー
- ・採取用資機材
- ・小型船舶
- ・船舶運搬車

- ・ G e γ 線多重波高分析装置
- ・ ガスフロー式カウンタ
- ・ 排気筒モニタ
- ・ 液体廃棄物処理系出口モニタ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

放射性物質の濃度及び放射線量の測定に使用する設備のうち、可搬型モニタリング・ポスト，電離箱サーベイ・メータ及び可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，N a I シンチレーションサーベイ・メータ， β 線サーベイ・メータ及び Z n S シンチレーションサーベイ・メータ）及び小型船舶を重大事故等対処設備と位置づける。

選定した設備により，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.17.1）

以上の重大事故等対処設備により，発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録することができる設計とする。

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

- ・ モニタリング・ポスト

耐震 S クラスではなく S_s 機能維持を担保できず，また津波により機能喪失する可能性もあるが，使用可能であれば，放射線量を測定する手段として有効である。

- ・ 放射能観測車

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できず、また予備機置場に保管しているため自主整備ルートの状況により使用できない可能性もあるが、使用可能であれば、放射性物質の濃度を測定する手段として有効である。

- ・ Ge γ 線多重波高分析装置，ガスフロー式カウンタ

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できず、また常用電源からの給電ができない場合は使用不可であるが、使用可能であれば、放射性物質の濃度を測定する手段として有効である。

- ・ 排気筒モニタ，液体廃棄物処理系出口モニタ

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、放射性物質の濃度の測定手順着手の判断基準に用いる計器として有効である。

b. 風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備

(a) 風向，風速その他の気象条件の測定

重大事故等が発生した場合に、発電所における風向，風速その他の気象条件を測定する手段がある。

i) 気象観測設備による気象観測項目の測定

気象観測設備による気象観測項目の測定に用いる設備は以下のとおり

- ・ 気象観測設備

ii) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定に用いる設備及び資機材は以下のとおり

- ・ 可搬型気象観測設備
- ・ リヤカー

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

風向，風速その他の気象条件の測定に使用する設備のうち，可搬型気象観測設備は重大事故等対処設備と位置づける。

選定した設備により，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.17.1)

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等が発生した場合に，発電所における風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録することができる設計とする。

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

・気象観測設備

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できず，また常用電源からの給電ができない場合は使用不可であるが，使用可能であれば，風向，風速その他の気象条件を測定する手段として有効である。

c. モニタリング・ポストの電源回復の対応手段及び設備

(a) 対応手段

全交流動力電源が喪失し，モニタリング・ポストの電源が喪失した場合，モニタリング・ポストの機能を回復させるため，無停電電源装置及び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，電源を回復してもモニタリング・ポストの機能が回復しない場合は，可搬型モニタリング・ポストにより代替測定が可能である。

モニタリング・ポストの電源回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・無停電電源装置
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

全交流動力電源が喪失し，モニタリング・ポストの電源が喪失した場合，モニタリング・ポストの電源を回復させるための設備のうち，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備を重大事故等対処設備として位置づける。

選定した設備により，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.17.1)

以上の重大事故等対処設備により，全交流動力電源が喪失した場合においても，モニタリング・ポストの電源を回復し，発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録することができる設計とする。

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

- ・無停電電源装置

耐震 S クラスではなく S_s 機能維持を担保できないが，使用可能であれば，モニタリング・ポストの電源を回復する手段として有効である。

d. 手順等

上記の「a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備」，「b. 風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備」及び「c. モニタリング・ポストの電源回復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、重大事故等対応要員の対応として「重大事故等対策要領」に定める。

(第 1.17-1 表)

また、事故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 1.17-2 表 第 1.17-3 表)

1.17.2 重大事故等時の手順等

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

(1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定

重大事故等時に、発電所及びその周辺において、モニタリング・ポストにより発電用原子炉施設から放出される放射性物質の放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。なお、モニタリング・ポストによる放射線量の測定は、自動的な連続測定であるため、手順を要するものではない。

モニタリング・ポストは、通常時から放射線量を連続測定しており、重大事故等時に健全な場合は、継続して放射線量を連続測定する。測定結果は、モニタリング・ポスト局舎内で電磁的に記録し、約2ヶ月間分保存する。なお、モニタリング・ポストが機能喪失した場合は、後述する「(2) 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定」を行う。

(2) 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

重大事故等時に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、可搬型モニタリング・ポストにより発電用原子炉施設から放出される放射性物質の放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。

また、重大事故等時に、モニタリング・ポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリング・ポストによる代替測定を行う。手順のフローチャートを第1.17-1図に示す。

可搬型モニタリング・ポストは、放射線量を連続測定し、測定結果は、可搬型モニタリング・ポスト内で電磁的に記録し、7日間分以上保存する設計とする。なお、測定結果は緊急時対策所に自動伝送され、記録される。

放射線量の測定に使用する可搬型モニタリング・ポストは、原子炉施設周囲（海側等を含む。）に 6 個（うち緊急時対策所の加圧判断に用いる 1 個は緊急時対策所建屋付近）に設置する。また、代替測定に使用する可搬型モニタリング・ポストは、計測データの連続性を考慮し、モニタリング・ポストに隣接した位置に 4 個設置する。可搬型モニタリング・ポストの設置場所等を第 1.17-2 図に示す。

ただし、地震・火災等により第 1.17-2 図に示す設置場所にアクセスすることが不能となった場合は、アクセスルート上のリヤカーで運搬できる範囲において原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置場所を変更する。

a. 手順着手の判断基準

【可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定(原子炉施設周囲(海側等を含む。))に 6 個設置(うち緊急時対策所の加圧判断に用いる 1 個は緊急時対策所建屋付近に設置)】

原子力災害対策特別措置法第 10 条に基づき通報する事象※(以下「原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象」という。)が発生したと判断した場合

※「原子力災害対策特別措置法施行令第 4 条第 4 号のすべての項目」

及び「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則第 7 条第 1 号表イのすべての項目」

【可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定（各モニタリング・ポストに隣接した位置に 4 個設置）】

重大事故等時に、緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び警報表示を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合

b. 操作手順

可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定を行う手順の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第 1.17-3 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定の開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、移動ルートの被災状況を考慮し、可搬型モニタリング・ポストの設置位置を決定するとともに、緊急時対策所 **建屋** に保管している可搬型モニタリング・ポスト本体、外部バッテリー、衛星携帯アンテナ部等を、設置場所までリヤカーで運搬・設置し、緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し、監視・測定を開始する。なお、可搬型モニタリング・ポストを設置する際は、後述する「(7) 可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策」として、可搬型モニタリング・ポスト本体を養生シートにより養生する。
- ③ 重大事故等対応要員は、可搬型モニタリング・ポストの測定結果を記録装置（電子メモリ）に記録し、保存する（電子メモリ内の測定データは記録装置の電源が切れた場合でも失われない設計とする。）。
- ④ 重大事故等対応要員は、使用中に外部バッテリーの残量が少ない場合、予備の外部バッテリーと交換する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、重大事故等対応要員 2 名にて実施し、連続して放射線量の代替測定用及び測定用 10 個を設置する場合は緊急時対策所の加圧判断に用いる緊急時対策所 **建屋** 付近の可搬型モニタリング・ポストを優

先して設置し、所要時間は、作業開始を判断してから約 475 分以内と想定する。なお、モニタリング・ポストの代替測定（4 個）及び原子炉施設周囲（海側等を含む。）の 6 個（うち 1 個は緊急時対策所付近に設置）をそれぞれ別々実施した場合は、作業開始を判断してからモニタリング・ポストの代替測定は約 200 分、原子炉施設周囲（海側を含む。）の測定及び緊急時対策所建屋付近の測定は約 250 分（緊急時対策所建屋付近の測定は約 35 分）以内と想定する。また、外部バッテリーは連続 6 日以上使用可能な設計とし、可搬型モニタリング・ポスト 10 個の外部バッテリーを交換した場合の所要時間は、作業開始を判断してから移動時間も含めて約 310 分以内と想定する。

測定データは緊急時対策所に自動伝送され、記録される。

リヤカーで第 1.17-2 図に示す設置場所に可搬型モニタリング・ポストを運搬できない場合でも、アクセスルート上のリヤカーで移動できる範囲において原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に、発電所及びその周辺において、放射能観測車により発電用原子炉施設から放出される放射性物質の空気中の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。

放射性物質の濃度の測定は、1 回/日以上とする。ただし、発電用原子炉施設の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し、測定しない場合もある。

放射能観測車は、通常時は予備機置場に保管しており、重大事故等時に測定機能が健全な場合は、放射性物質の濃度の測定に使用する。なお、放

射能観測車が機能喪失した場合は、後述する「(4) 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」を行う。

a. 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した場合

b. 操作手順

放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第 1.17-4 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、移動ルート上の被災状況を考慮し、試料の採取場所を決定するとともに、放射能観測車により試料の採取場所まで移動し、ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。
- ③ 重大事故等対応要員は、ダストモニタによりダスト濃度、よう素測定装置によりよう素濃度を監視・測定する。
- ④ 重大事故等対応要員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、重大事故等対応要員 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は、作業開始を判断してから約 100 分以内と想定する。

試料の採取場所は、移動ルート上の放射能観測車で移動できる範囲において決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡

用に通信連絡設備を整備する。

(4) 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

重大事故等時に、放射能観測車が機能喪失した場合、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）により、空気中の放射性物質の濃度を代替測定する。手順の対応手段の選択フローチャートを第 1.17-1 図に示す。また、可搬型放射能測定装置の保管場所を第 1.17-5 図に示す。

a. 手順着手の判断基準

放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラの使用可否、ダストモニタ及びよう素測定装置の指示値を確認し、放射能観測車の測定機能が喪失したと判断した場合

b. 操作手順

可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定についての手順の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第 1.17-6 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、緊急時対策所建屋に保管している可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池等の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池等と交換する。

- ③ 重大事故等対応要員は、アクセスルートの被災状況を考慮し、試料の採取場所を決定するとともに、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、Na I シンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）を、試料の採取場所までリヤカーで運搬し、可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。
- ④ 重大事故等対応要員は、Na I シンチレーションサーベイ・メータにてγ線（よう素濃度）、β線サーベイ・メータにてβ線、ZnSシンチレーションサーベイ・メータにてα線を監視・測定する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、重大事故等対応要員 2 名にて実施し、一連の作業（1箇所あたり）の所要時間は、作業開始を判断してから約 110 分以内と想定する。

試料の採取場所は、アクセスルート上のリヤカーで移動できる範囲において決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

- (5) 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
重大事故等時に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、可搬型放射能測定装置等により放射性物質の濃度（空气中、水中及び土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。

放射性物質の濃度の測定（空气中、水中及び土壌中）及び放射線量の測

定は、1回／日以上とする。ただし、発電用原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び周辺海域の状況を考慮し、測定しない場合もある。

a. 空気中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に、発電所及びその周辺において、可搬型放射能測定装置等により空気中の放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。可搬型放射能測定装置等の保管場所を第 1.17-5 図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に、排気筒モニタ等の指示値の有意な変動の確認により、発電用原子炉施設から大気中に放射性物質が放出されるおそれがあると判断した場合

(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第 1.17-7 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、緊急時対策所^{建屋}に保管している可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池等の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池等と交換する。
- ③ 重大事故等対応要員は、アクセスルートの被災状況を考慮し、試料の採取場所を決定するとともに、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、

β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)を、試料の採取場所までリヤカー等で運搬し、可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。

④ 重大事故等対応要員は、NaIシンチレーションサーベイ・メータにてよう素濃度、 β 線サーベイ・メータにて β 線、ZnSシンチレーションサーベイ・メータにて α 線を監視・測定する。また、自主対策設備であるGe γ 線多重波高分析装置及びガスフロー式カウンタが健全であれば、不純物の除去等のため必要に応じて前処理を行い、測定する。

⑤ 重大事故等対応要員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、重大事故等対応要員2名にて実施し、一連の作業(1箇所あたり)の所要時間は、作業開始を判断してから約110分以内と想定する。

試料の採取場所は、アクセスルート上のリヤカーで移動できる範囲において決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

b. 水中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に、発電所及びその周辺において、可搬型放射能測定装置等により水中の放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。海水試料採取場所等を第1.17-5図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に、以下のいずれかに該当した場合

- ・液体廃棄物処理系出口モニタ等の指示値の有意な変動の確認により，発電用原子炉施設から水中に放射性物質が放出されるおそれがあると判断した場合
- ・可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制を開始する場合

(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置等による水中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-8 図に示す。

- ① 災害対策本部長は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に水中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は，緊急時対策所^{建屋}に保管している可搬型放射能測定装置（Na I シンチレーションサーベイ・メータ， β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③ 重大事故等対応要員は，アクセスルートの被災状況を考慮し，試料の採取場所を決定するとともに，可搬型放射能測定装置（Na I シンチレーションサーベイ・メータ， β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）及び採取用資機材を，試料の採取場所までリヤカーで運搬し，採取用資機材を用いて試料を採取する。
- ④ 重大事故等対応要員は，Na I シンチレーションサーベイ・メータにて γ 線， β 線サーベイ・メータにて β 線，ZnSシンチレーションサーベイ・メータにて α 線を監視・測定する。また，自主

対策設備であるGe γ 線多重波高分析装置及びガスフロー式カウンタが健全であれば、不純物の除去等のため必要に応じて前処理を行い、測定する。

- ⑤ 重大事故等対応要員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、重大事故等対応要員2名にて実施し、一連の作業(1箇所あたり)の所要時間は、作業開始を判断してから約90分以内と想定する。

試料の採取場所は、アクセスルート上のリヤカーで移動できる範囲において決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

c. 土壌中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に、発電所及びその周辺において、可搬型放射能測定装置等により土壌中の放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。可搬型放射能測定装置等の保管場所を第1.17-5図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

「a. 空気中の放射性物質の濃度の測定」により放射性物質の放出が確認された場合

(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置等による土壌中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.17-9図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応

要員に土壌中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。

- ② 重大事故等対応要員は、緊急時対策所^{建屋}に保管している可搬型放射能測定装置（Na Iシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③ 重大事故等対応要員は、アクセスルートの被災状況を考慮し、試料の採取場所を決定するとともに、可搬型放射能測定装置（Na Iシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）及び採取用資機材を、試料の採取場所までリヤカーで運搬し、採取用資機材を用いて試料を採取する。
- ④ 重大事故等対応要員は、Na Iシンチレーションサーベイ・メータにてγ線、β線サーベイ・メータにてβ線、ZnSシンチレーションサーベイ・メータにてα線を監視・測定する。また、自主対策設備であるGeγ線多重波高分析装置及びガスフロー式カウンタが健全であれば、不純物の除去等のため必要に応じて前処理を行い、測定する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、重大事故等対応要員2名にて実施し、一連の作業（1箇所あたり）の所要時間は、作業開始を判断してから約100分^{以内と想定する}。

試料の採取場所は、アクセスルート上のリヤカーで移動できる範囲

において決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

d. 海上モニタリング

重大事故等時に、周辺海域において、小型船舶、可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータ等により空气中及び水中の放射性物質の濃度並びに放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。

可搬型放射能測定装置等（小型船舶除く）の保管場所を第 1.17-5 図に示す。また、小型船舶の保管場所及び移動ルートを示す。第 1.17-10 図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に以下のいずれかに該当した場合

- ・排気筒モニタ等の指示値の有意な変動の確認により、発電用原子炉施設から大気中に放射性物質が放出されるおそれがあると判断した場合
- ・「b. 水中の放射性物質の濃度の測定」により放射性物質の放出が確認された場合

(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置等による海上モニタリングを行う手順の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第 1.17-11 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に海上モニタリングの開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、緊急時対策所 **建屋** に保管している可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイ・メータ、 β 線サーベイ・メータ及び ZnS シンチレーションサーベイ・メータ）及び電離箱サーベイ・メータの使用開始前に乾電池等の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池等と

交換する。

- ③ 重大事故等対応要員は、可搬型重大事故等対処設備保管場所(南側、西側)に保管している小型船舶を船舶運搬車に連結又は車載し、移動ルートを通り東海港物揚場へ移動して船舶を吊り降ろし係留する。
- ④ 重大事故等対応要員は、可搬型放射能測定装置等を小型船舶に積載し、小型船舶にて沿岸に移動し、電離箱サーベイ・メータにより放射線量を測定する。可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。海水は、採取用資機材を用いて採取する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、下船後、NaIシンチレーションサーベイ・メータにて γ 線、 β 線サーベイ・メータにて β 線、ZnSシンチレーションサーベイ・メータにて α 線を監視・測定する。また、自主対策設備であるGe γ 線多重波高分析装置及びガスフロー式カウンタが健全であれば、不純物の除去等のため必要に応じて前処理を行い、測定する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、船舶の準備から海面への吊り降ろしまでを重大事故等対応要員4名にて実施し、作業の所要時間は約165分以内と想定する。また、測定ポイントへの移動及びモニタリング等その後の作業を重大事故等対応要員2名にて実施し、作業の所要時間は、約125分以内と想定する。

船舶運搬車で第1.17-10図に示す吊り降ろし場所に小型船舶を運

搬できない場合でも、船舶運搬車で移動できる範囲において吊り降ろし場所を決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染によりモニタリング・ポストによる測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策を行う。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した後に、モニタリング・ポストの指示値が重大事故等発生前と比べて有意に上昇した状態で安定していることを確認した場合

b. 操作手順

モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策の手順の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第 1.17-12 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、**重大事故等対応要員**に検出器保護カバーの交換を指示する。
- ② **重大事故等対応要員**は、モニタリング・ポストに移動し、検出器保護カバーの交換作業を行う。
- ③ **重大事故等対応要員**は、電離箱サーベイ・メータ等によりモニタリング・ポスト周辺の汚染を確認した場合、局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去等により、バックグラウンドを低減する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、**重大事故等対応要員** 2 名にて実施し、検出器保護カバー交換作業の所要時間は、作業開始を判断してから約 185 分**以内と想定する**。また、円滑に作業ができるよう、災害対策本部との連絡用に通信

連絡設備等を整備する。

(7) 可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染により可搬型モニタリング・ポストによる測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策を行う。

「(2) 放射線量の測定及び代替測定」の手順において、可搬型モニタリング・ポストを設置する際に、予め可搬型モニタリング・ポスト本体を養生シートにより養生を行うことで、バックグラウンド低減対策とする。

また、電離箱サーベイ・メータ等により可搬型モニタリング・ポスト周辺の汚染を確認した場合、除草、周辺の土壌撤去等により、バックグラウンドの低減を行う。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した後に、可搬型モニタリング・ポストの指示値が、重大事故等発生前のモニタリング・ポストの指示値と比べて有意に上昇した状態で安定していることを確認した場合

b. 操作手順

可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策の手順の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第 1.17-13 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に養生シートの交換を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、可搬型モニタリング・ポストに移動し、養生シートの交換作業を行う。
- ③ 重大事故等対応要員は、電離箱サーベイ・メータ等により可搬型モニタリング・ポストの周辺汚染を確認した場合、除草、周辺の土壌撤去等により、バックグラウンドを低減する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、重大事故等対応要員 2 名にて実施し、可搬型モニタリング・ポスト 10 個分の養生シート交換作業の所要時間は、作業開始を判断してから約 300 分以内と想定する。また、円滑に作業ができるよう、災害対策本部との連絡用に通信連絡設備等を整備する。

(8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染により可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策を行う。

可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の測定を行う際は、可搬型放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲むことによりバックグラウンドレベルを低減させる。

なお、可搬型放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲んだ場合でも測定ができなくなるおそれがある場合は、さらにバックグラウンドレベルが低い場所へ移動して、測定を行う。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した後に、モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの指示値を確認し、可搬型放射能測定装置を使用する場所で、バックグラウンド上昇により、測定できなくなるおそれがあると判断した場合

b. 操作手順

放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策の手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-14 図に示す。

① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応

要員に可搬型放射能測定装置により放射性物質の濃度を測定する場合は、可搬型放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲むよう指示する。

② 重大事故等対応要員は、可搬型放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲み、放射性物質の濃度を測定する。

③ 重大事故等対応要員は、②の対策でも測定できなくなるおそれがある場合は、さらにバックグラウンドレベルが低い場所に移動して測定を行う。

c. 操作の成立性

上記の対応は、**重大事故等対応要員** 2名にて実施し、遮蔽材で囲む作業の所要時間は、作業開始を判断してから約 30分以内と想定する。また、円滑に作業ができるよう、災害対策本部との連絡用に通信連絡設備等を整備する。

(9) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体、その他関係機関と連携して策定されるモニタリング計画に従い、資機材の確保、要員の動員及び放出源情報の提供とともにモニタリングに係る適切な連携体制を構築する。

また、原子力災害が発生した場合には他の原子力事業者との協力体制に基づく原子力事業者間協力協定により、環境放射線モニタリング等への支援、測定装置の貸与等を受けることが可能である。

1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等

重大事故等時に、発電所における風向、風速その他の気象条件を測定し、

及びその結果を記録するため、以下の手段を用いた手順を整備する。

(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定

重大事故等時に、発電所において、気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。なお、気象観測設備による風向、風速及びその他の気象条件の測定は、自動的な連続測定であるため、手順を要するものではない。

気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時に健全な場合は、継続して連続測定し、測定結果は記録用紙に記録し、保存する。

なお、気象観測設備が機能喪失した場合は、後述する「(2) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定」を行う。

(2) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

重大事故等時に、気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測設備による代替測定を行う。手順のフローチャートを第 1.17-1 図に示す。

可搬型気象観測設備の設置場所は、計測データの連続性を考慮し、気象観測設備に隣接した位置とする。可搬型気象観測設備の設置場所を第 1.17-15 図に示す。

ただし、地震・火災等により第 1.17-15 図に示す設置場所にアクセスすることが不能となった場合は、アクセスルート上のリヤカーで運搬できる範囲において設置場所を変更する。なお、測定結果は緊急時対策所に自動伝送され、記録される。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時に、緊急時対策所で気象観測設備の指示値及び警報表示

を確認し、気象観測設備による風向・風速・日射量・放射収支量・雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合

b. 操作手順

可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定を行う手順の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第 1.17-16 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定の開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、アクセスルートの被災状況を考慮し、可搬型気象観測設備の設置場所を決定するとともに、緊急時対策所^{建屋}に保管してある可搬型気象観測設備を配置場所までリヤカーにより運搬・設置し、緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し、測定を開始する。
- ③ 重大事故等対応要員は、可搬型気象観測設備の測定結果を記録装置（電子メモリ）に記録し、保存する（電子メモリ内の測定データは記録装置の電源が切れた場合でも失われない設計とする）。
- ④ 重大事故等対応要員は、使用中に外部バッテリーの残量が少ない場合は、予備の外部バッテリーと交換する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、重大事故等対応要員 2 名にて実施し、一連の作業の所要時間は、作業開始を判断してから約 80 分以内と想定する。また、外部バッテリーは連続 2 日間以上使用可能な設計とし、可搬型気象観測設備 1 個のバッテリーを交換した場合の所要時間は、作業開始を判断してから移動時間も含めて約 70 分以内と想定する。

測定データは緊急時対策所に自動伝送され、記録される。

リヤカーで第 1.17-15 図に示す設置場所までの運搬ができない場合でも、アクセスルート上のリヤカーで運搬できる範囲に運搬・設置する。
また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備等を整備する。

1.17.2.3 代替交流電源設備によるモニタリング・ポストへの給電

全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりモニタリング・ポストへ給電する。無停電電源装置は、全交流動力電源喪失時に約 12 時間の間モニタリング・ポストへ給電することが可能である。無停電電源装置は、代替電源設備からの給電が開始されれば給電元が自動で切り替わるため、手順は不要である。

モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態から、代替電源設備により給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。

代替電源設備からの給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.17.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

屋外現場と緊急時対策所等通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手順は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

第1.17-1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1	
放射線物質の濃度及び放射線量の測定	—	モニタリング・ポストによる放射線量の測定	モニタリング・ポスト		自主対策設備 —	
	モニタリング・ポスト	可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	主要設備 可搬型モニタリング・ポスト	関連設備 可搬型モニタリング・ポスト端末	重大事故等 対処設備	重大事故等 対策要領
			リヤカー		—※3	
	—	放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射能観測車 採取装置：ダスト・よう素サンプラ 測定装置：ダストモニタ よう素測定装置		自主対策設備	重大事故等 対策要領
	放射能観測車	可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	主要設備 可搬型放射能測定装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：NaIシンチレーションサーベイ・メータ β線サーベイ・メータ ZnSシンチレーションサーベイ・メータ		重大事故等 対処設備	重大事故等 対策要領
			Geγ線多重波高分析装置 ガスフロー式カウンタ		自主対策設備	
			リヤカー 採取用資機材		—※3	
	—	可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	主要設備 可搬型放射能測定装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：β線サーベイ・メータ NaIシンチレーションサーベイ・メータ ZnSシンチレーションサーベイ・メータ 小型船舶 電離箱サーベイ・メータ		重大事故等 対処設備	重大事故等 対策要領
			Geγ線多重波高分析装置 ガスフロー式カウンタ 排気筒モニタ 液体廃棄物処理系出口モニタ		自主対策設備	
			リヤカー 採取用資機材 船舶運搬車		—※3	
—	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	検出器保護カバー		—※3	重大事故等 対策要領	
—	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	養生シート		—※3	重大事故等 対策要領	

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

※2 手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3 設備の運搬、試料の採取及びバックグラウンド低減対策に用いる資機材と位置づける。

■ 自主的に整備する対応手段を示す。

第1.17-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象施設と整備する手順 (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}	
放射線量の測定及び放射性物質の濃度	—	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	遮蔽材		— ^{※3} 重大事故等対策要領	
風向、風速その他の気象条件の測定	—	気象観測設備による気象観測項目の測定	気象観測設備		自主対策設備 —	
	気象観測設備	可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	主要設備	可搬型気象観測設備	重大事故等 対処設備	
			関連設備	可搬型気象観測設備端末		
			リヤカー		— ^{※3}	
代替交流電源設備によるモニタリング・ポストへの給電	—	代替交流電源設備によるモニタリング・ポストへの給電	関連設備	常設代替交流電源設備 ^{※2} ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 ^{※2} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ 非常用交流電源設備 ^{※2} ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備 ^{※2} ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	重大事故等 対処設備	重大事故等 対策要領
				無停電電源装置	自主対策設備	

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

※2 手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3 設備の運搬、試料の採取及びバックグラウンド低減対策に用いる資機材と位置づける。

■ 自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/4)

対応手順		重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)	
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等					
(1) モニタリング・ポ ストによる放射線 量の測定	判断 基準	—	—	—	
	操作	放射線量	モニタリング・ポスト	10 ¹ ~10 ⁸ (nGy/h)	
(2) 可搬 型モニタ リング・ ポストに よる放射 線量の測 定及び代 替測定	放射線量 の代替測 定	判断 基準	放射線量	モニタリング・ポスト	
		操作	放射線量	可搬型モニタリング・ポスト ^{※1}	
	放射線量 の測定	判断 基準	—	—	—
		操作	放射線量	可搬型モニタリング・ポスト ^{※1}	B.G. ~10 ⁹ (nGy/h)
(3) 放射能観測車によ る空気中の放射性 物質の濃度の測定	判断 基準	—	—	—	
	操作	放射性物質の 濃度	放射能観測車 ・ダストモニタ ・よう素測定装置	B.G. ~10 ⁵ (S ⁻¹) B.G. ~10 ⁵ (S ⁻¹)	
(4) 可搬型放射能測定 装置による空気中 の放射性物質の濃 度の代替測定	判断 基準	放射性物質の 濃度	放射能観測車 ・ダストモニタ ・よう素測定装置	B.G. ~10 ⁵ (S ⁻¹) B.G. ~10 ⁵ (S ⁻¹)	
	操作	放射性物質の 濃度	可搬型放射能測定装置 ^{※1} ・NaIシンチレーションサーベイ・メータ ・β線サーベイ・メータ ・ZnSシンチレーションサーベイ・メータ	B.G. ~30 (μGy/h) B.G. ~99.9k (min ⁻¹) B.G. ~99.9k (min ⁻¹)	

※1 「1.17 監視測定等に関する手順等」で手順の着手判断基準として用いるパラメータ (計器) であり, 重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は, 「添付資料八 8.1 放射線管理設備」にて示す。

監視計器一覧 (2/4)

対応手順		重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)		
1. 17. 2. 1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等						
(5) 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	a. 空気中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ	[シンチレーション] 10 ⁻¹ ~10 ⁶ (cps) [電離箱] 10 ⁻² ~10 ⁴ (mSv/h)	
			放射線量	モニタリング・ポスト	10 ¹ ~10 ⁸ (nGy/h)	
		可搬型モニタリング・ポスト※ ¹		B. G. ~10 ⁹ (nGy/h)		
	操作	放射性物質の濃度	可搬型放射能測定装置※ ¹ ・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ ・ β線サーベイ・メータ ・ Zn S シンチレーションサーベイ・メータ		B. G. ~30 (μGy/h) B. G. ~99.9k (min ⁻¹) B. G. ~99.9k (min ⁻¹)	
			判断基準	モニタ値	液体廃棄物処理系出口モニタ	10 ⁻¹ ~10 ⁶ (cps)
				放射線量	モニタリング・ポスト	10 ¹ ~10 ⁸ (nGy/h)
	可搬型モニタリング・ポスト※ ¹	B. G. ~10 ⁹ (nGy/h)				
	操作	放射性物質の濃度	可搬型放射能測定装置※ ¹ ・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ ・ β線サーベイ・メータ ・ Zn S シンチレーションサーベイ・メータ		B. G. ~30 (μGy/h) B. G. ~99.9k (min ⁻¹) B. G. ~99.9k (min ⁻¹)	
			判断基準	-		-
				操作	放射性物質の濃度	可搬型放射能測定装置※ ¹ ・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ ・ β線サーベイ・メータ ・ Zn S シンチレーションサーベイ・メータ
	判断基準	-				-
		操作	放射性物質の濃度	可搬型放射能測定装置※ ¹ ・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ ・ β線サーベイ・メータ ・ Zn S シンチレーションサーベイ・メータ		B. G. ~30 (μGy/h) B. G. ~99.9k (min ⁻¹) B. G. ~99.9k (min ⁻¹)
d. 海上モニタリング	判断基準			モニタ値	排気筒モニタ	[シンチレーション] 10 ⁻¹ ~10 ⁶ (cps) [電離箱] 10 ⁻² ~10 ⁴ (mSv/h)
		放射線量	モニタリング・ポスト	10 ¹ ~10 ⁸ (nGy/h)		
	可搬型モニタリング・ポスト※ ¹		B. G. ~10 ⁹ (nGy/h)			
操作	放射線量	電離箱サーベイ・メータ※ ¹		10 ⁻³ ~10 ³ (mSv/h)		
		放射性物質の濃度	可搬型放射能測定装置※ ¹ ・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ ・ β線サーベイ・メータ ・ Zn S シンチレーションサーベイ・メータ		B. G. ~30 (μGy/h) B. G. ~99.9k (min ⁻¹) B. G. ~99.9k (min ⁻¹)	

※1 「1. 17 監視測定等に関する手順等」で手順の着手判断基準として用いるパラメータ (計器) であり, 重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は, 「添付資料八 8. 1 放射線管理設備」にて示す。

監視計器一覧 (3/4)

対応手順	重大事故等の 対応に必要と なる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)	
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等				
(6) モニタリング・ポストのバックグラウンドの低減対策	判断基準	放射線量	モニタリング・ポスト	$10^1 \sim 10^8$ (nGy/h)
	操作	放射線量	モニタリング・ポスト	$10^1 \sim 10^8$ (nGy/h)
(7) 可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンドの低減対策	判断基準	放射線量	可搬型モニタリング・ポスト ^{※1}	B. G. $\sim 10^9$ (nGy/h)
	操作	放射線量	可搬型モニタリング・ポスト ^{※1}	B. G. $\sim 10^9$ (nGy/h)
(8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドの低減対策	判断基準	放射線量	モニタリング・ポスト	$10^1 \sim 10^8$ (nGy/h)
		放射線量	可搬型モニタリング・ポスト ^{※1}	B. G. $\sim 10^9$ (nGy/h)
	操作	放射性物質の濃度	可搬型放射能測定装置 ^{※1} ・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ ・ β 線サーベイ・メータ ・ Zn S シンチレーションサーベイ・メータ	B. G. ~ 30 (μ Gy/h) B. G. $\sim 99.9k$ (min^{-1}) B. G. $\sim 99.9k$ (min^{-1})

※1 「1.17 監視測定等に関する手順等」で手順の着手判断基準として用いるパラメータ (計器) であり, 重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は, 「添付資料八 8.1 放射線管理設備」にて示す。

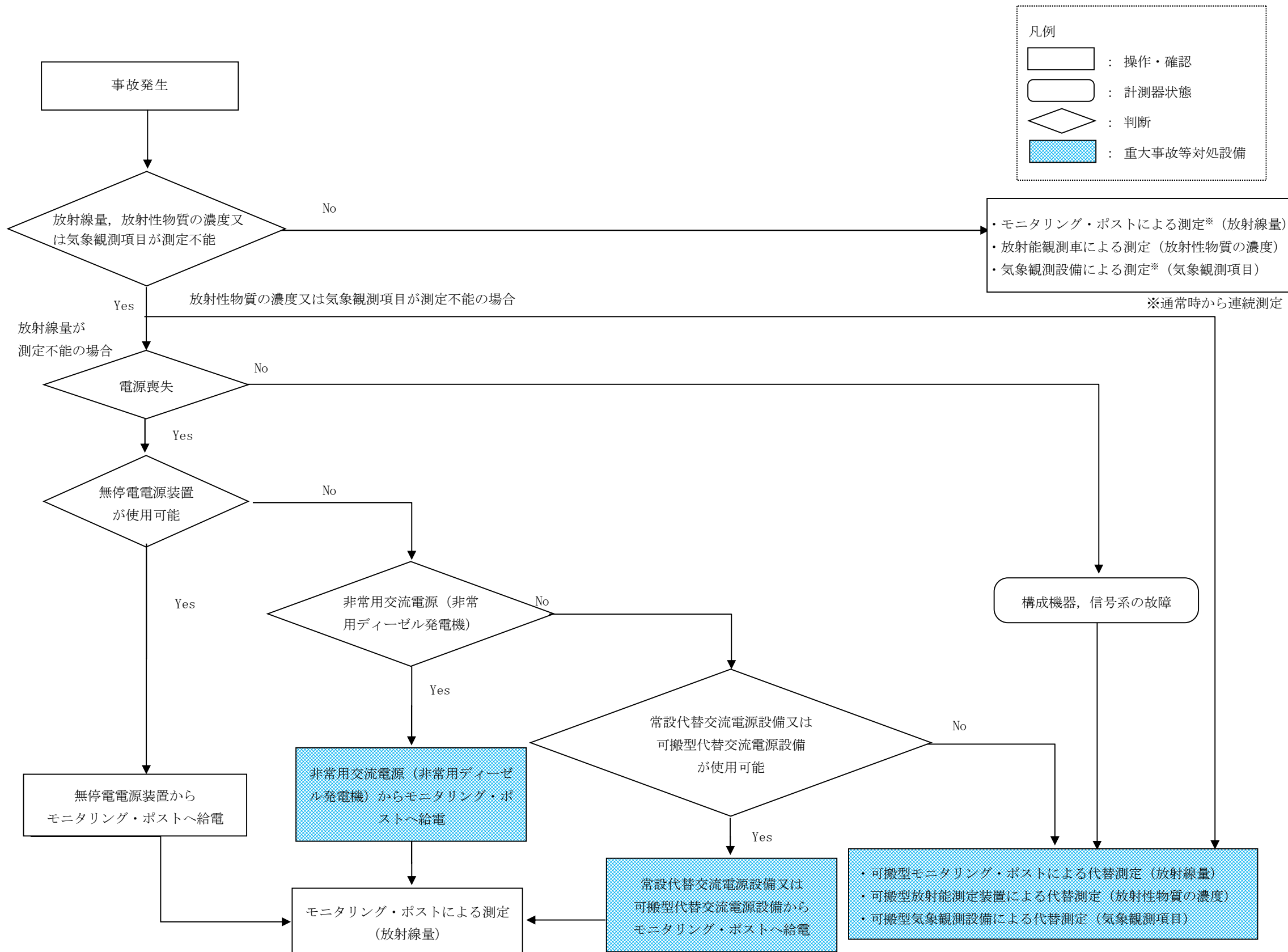
監視計器一覧 (4/4)

対応手順	重大事故等の 対応に必要な なる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)
1.17.2.2 風向, 風速その他の気象条件の測定の手順等			
(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定	判断基準	—	—
	操作	風向・風速 その他の気象 条件	気象観測設備 ・風向 ・風速 ・日射量 ・放射収支量 ・雨量 16 (方位) 0~30 (m/s) 0~1.2 (kW/m ²) -0.25~0.05 (kW/m ²) 0~49.5 (mm)
(2) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	判断基準	風向・風速 その他の気象 条件	気象観測設備 ・風向 ・風速 ・日射量 ・放射収支量 ・雨量 16 (方位) 0~30 (m/s) 0~1.2 (kW/m ²) -0.25~0.05 (kW/m ²) 0~49.5 (mm)
	操作	風向・風速 その他の気象 条件	可搬型気象観測設備 ^{※1} ・風向 ・風速 ・日射量 ・放射収支量 ・雨量 16 (方位) 0~60 (m/s) 0~2.00 (kW/m ²) -0.25~1.25 (kW/m ²) 0~100 (mm)

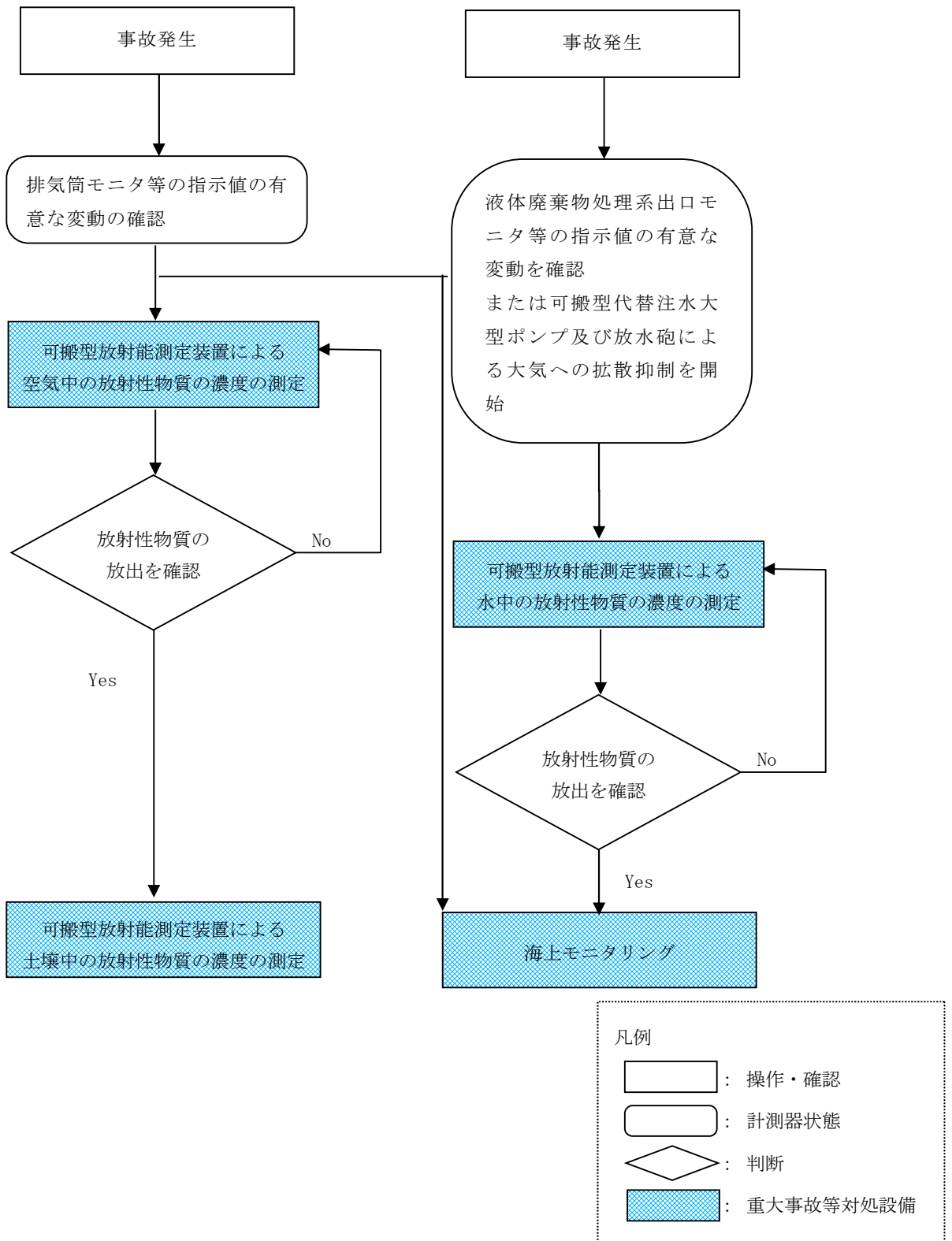
※1 「1.17 監視測定等に関する手順等」で手順の着手判断基準として用いるパラメータ (計器) であり, 重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は, 「添付資料八 8.1 放射線管理設備」にて示す。

第 1.17-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対策設備

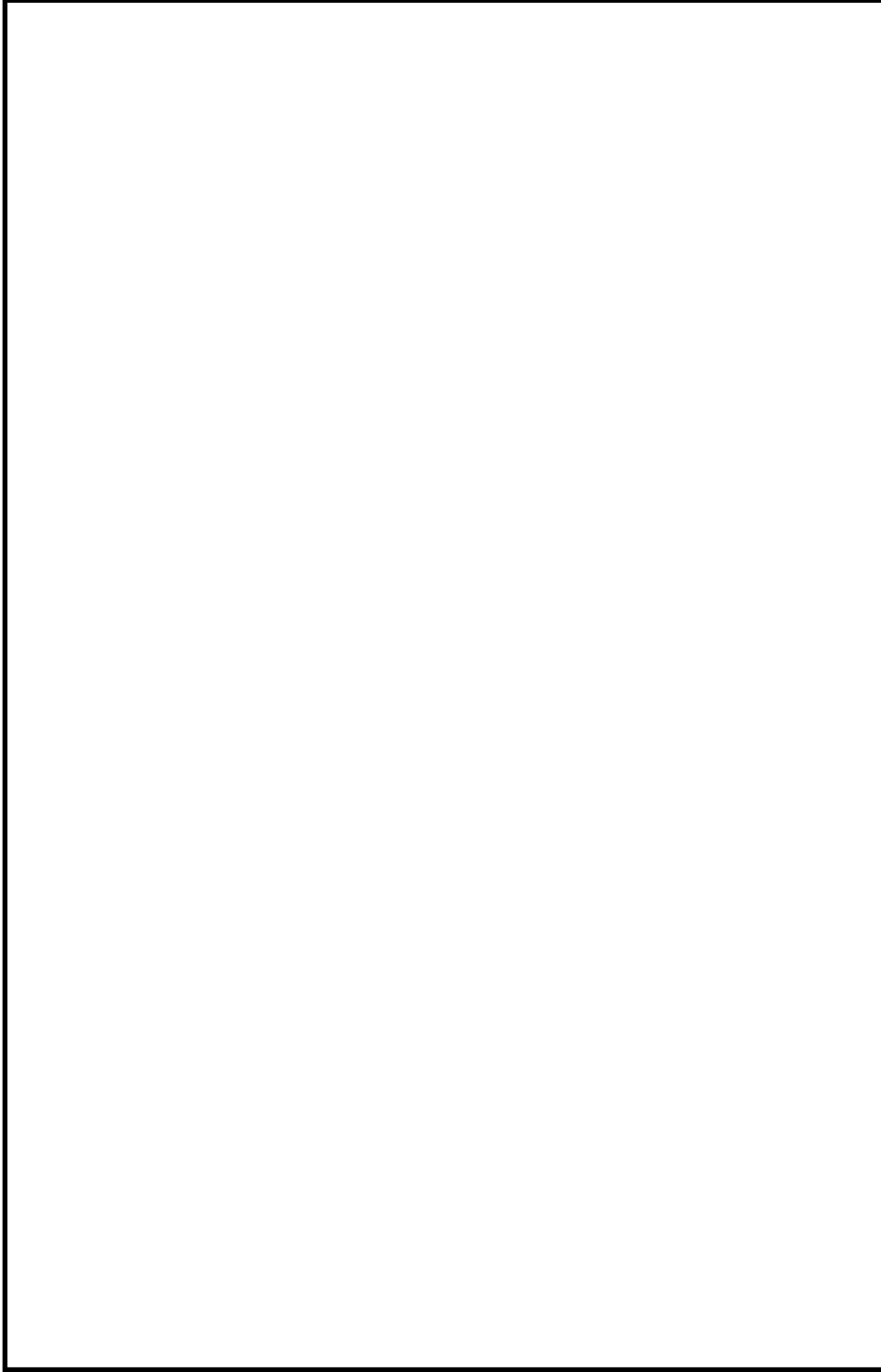
対象条文	供給対象設備	給電元
【1.17】監視測定等に関する手順等	モニタリング・ポスト	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源



第 1.17-1 図 対応手段の選択フローチャート (1/2)



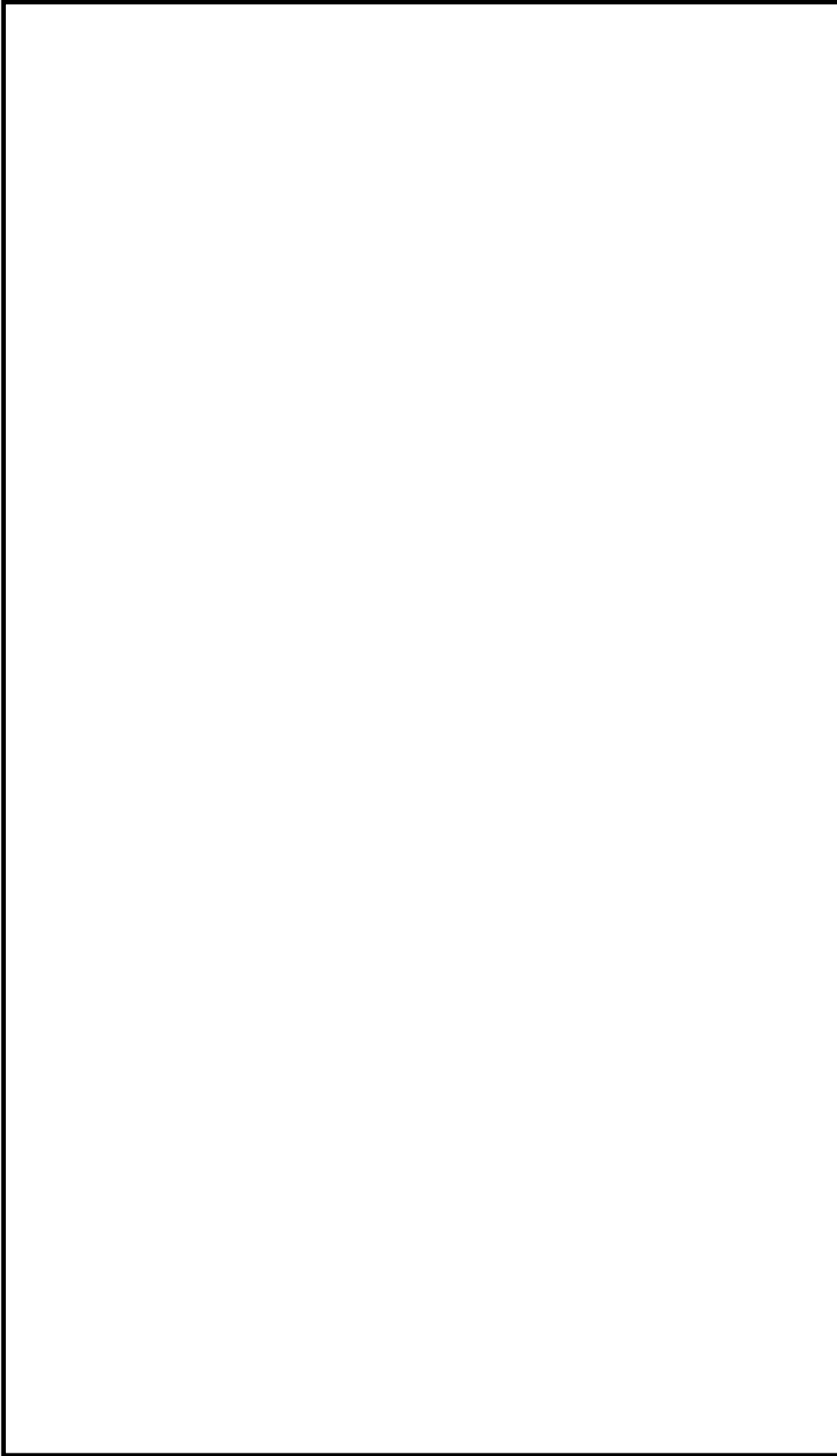
第 1.17-1 図 対応手段の選択フローチャート (2/2)



第1.17-2 図 可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び保管場所

		経過時間 (分)												備考							
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120								
手順の項目	実施箇所・必要員数	活動開始												100分測定完了							
放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	事前打ち合わせ			移動 (緊急時対策所→予備機置場)			放射能観測車出動準備			測定ポイントへ移動			試料採取		試料測定		次の測定ポイントへ移動		

第 1.17-4 図 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート



第 1.17-5 図 可搬型放射能測定装置, 電離箱サーベイ・メータ等の保管場所及び海水試料採取場所

		経過時間 (分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
手順の項目	実施個所・必要員数	活動開始											110分 測定完了				
可搬型放射能測定装置による 空気中の放射性物質の濃度 の代替測定	重大事故等対 応要員	2	事前打ち合わせ														
			資機材準備・積載														
			測定ポイントへ移動														
			試料採取														
			試料測定														
			次の測定ポイントへ移動														

第 1.17-6 図 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替
測定のタイムチャート

		経過時間 (分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
手順の項目	実施個所・必要員数	活動開始											110分 測定完了				
空気中の放射性物質の濃度 の測定	重大事故等対 応要員	2	事前打ち合わせ														
			資機材準備・積載														
			測定ポイントへ移動														
			試料採取														
			試料測定														
			次の測定ポイントへ移動														

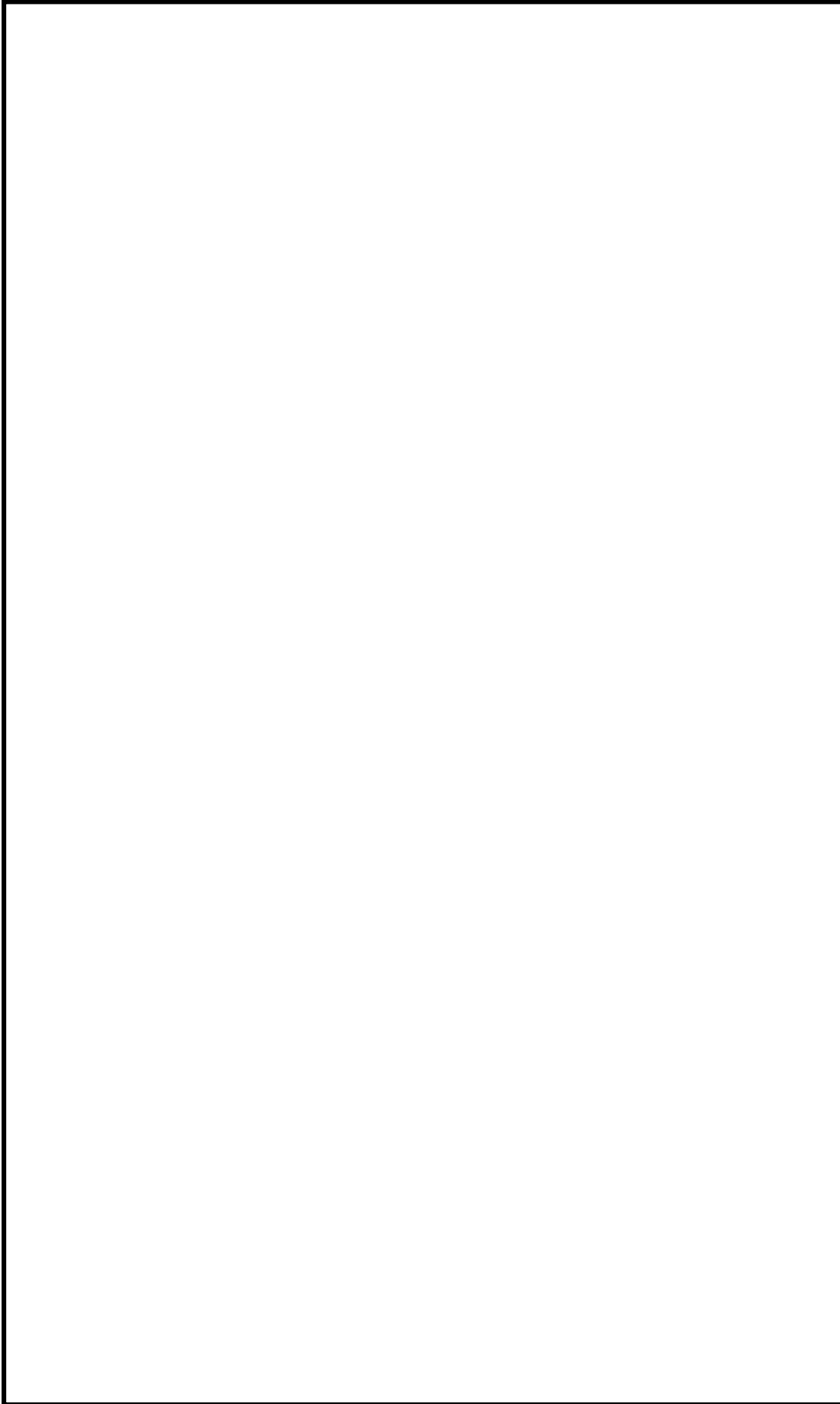
第 1.17-7 図 空気中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート

		経過時間 (分)												備考								
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120									
手順の項目	実施個所・必要要員数	活動開始												90分 測定完了								
水中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	事前打ち合わせ			資機材準備・積載			測定ポイントへ移動			試料採取			試料測定			次の測定ポイントへ移動				

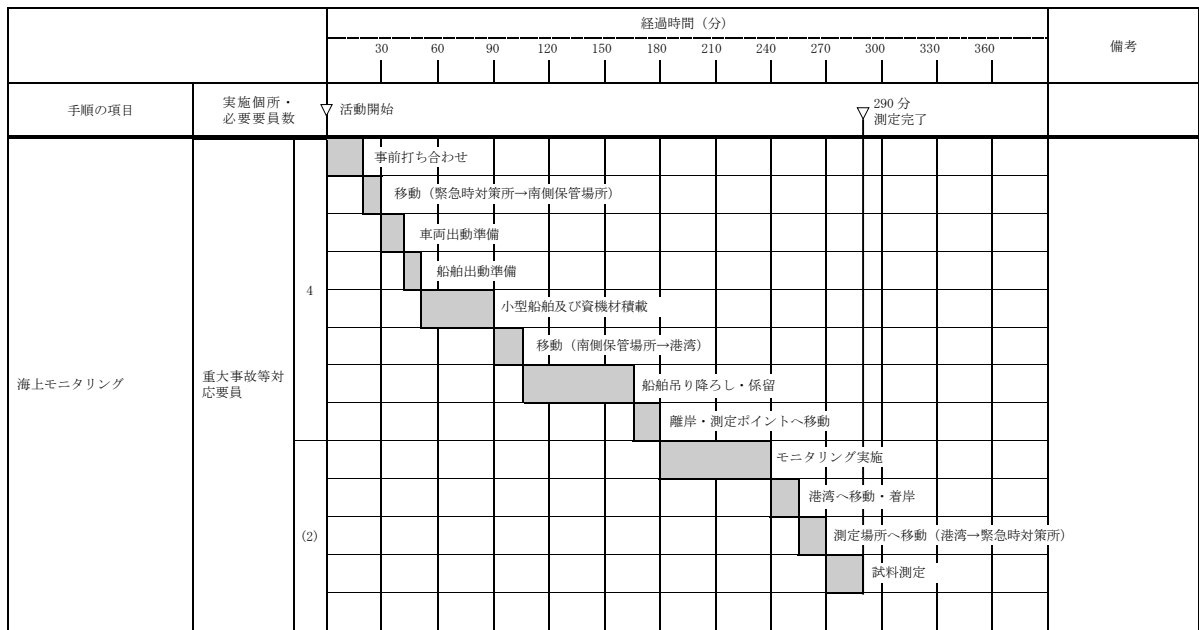
第1.17-8図 水中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート

		経過時間 (分)												備考								
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120									
手順の項目	実施個所・必要要員数	活動開始												100分 測定完了								
土壌中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	事前打ち合わせ			資機材準備・積載			測定ポイントへ移動			試料採取			試料測定			次の測定ポイントへ移動				

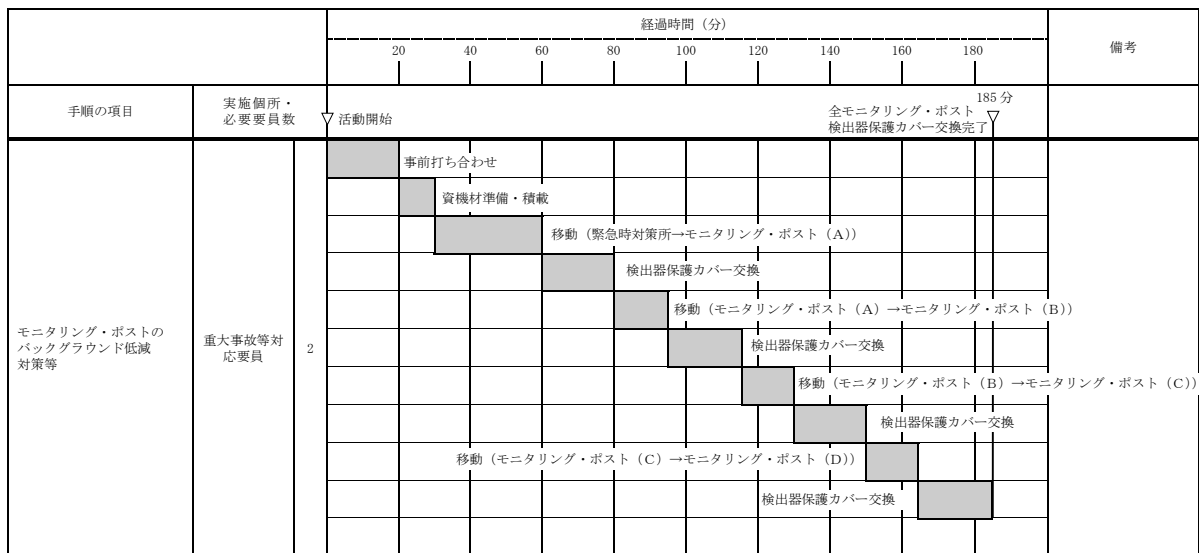
第1.17-9図 土壌中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート



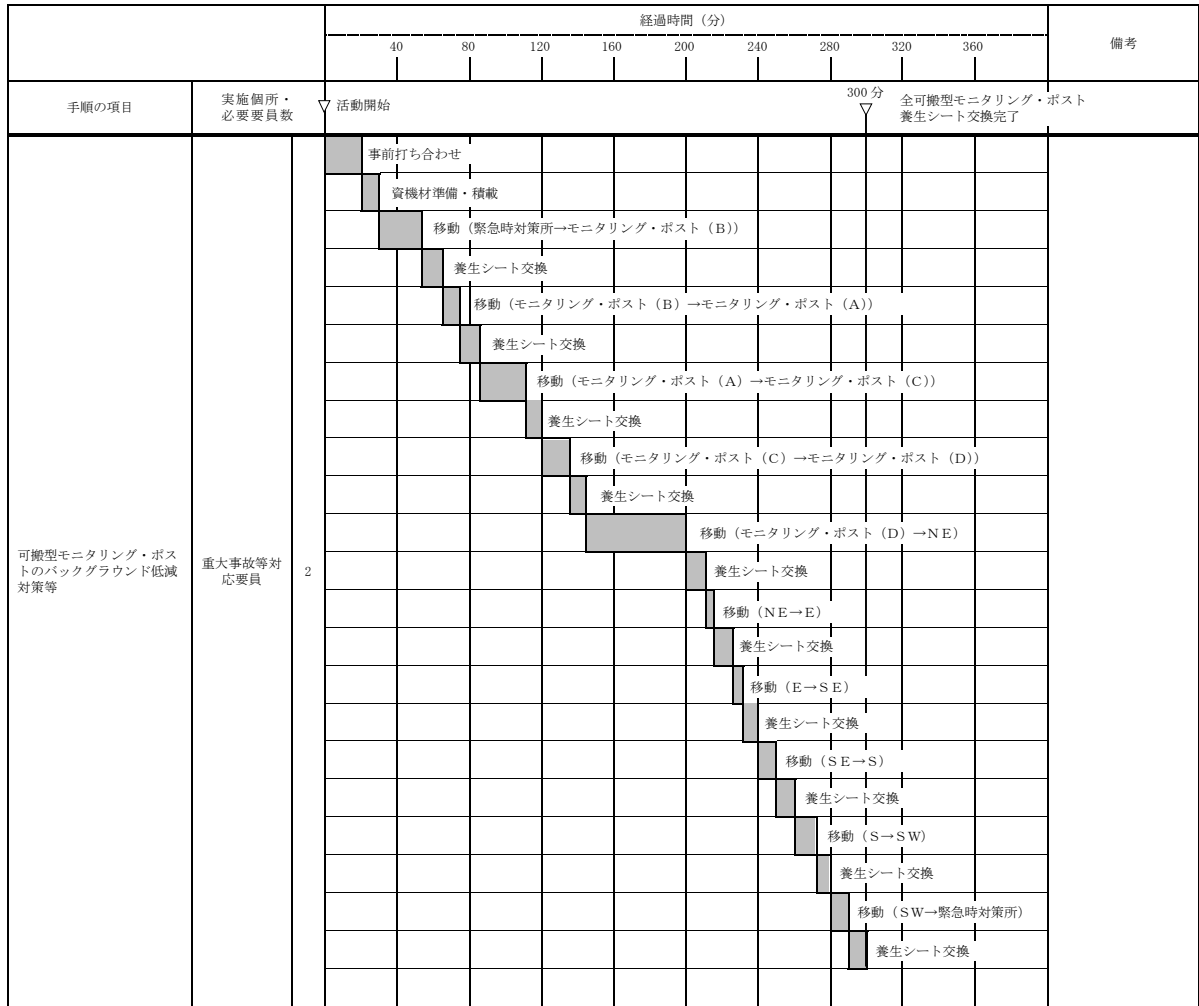
第 1. 17-10 図 小型船舶の保管場所及び移動ルート



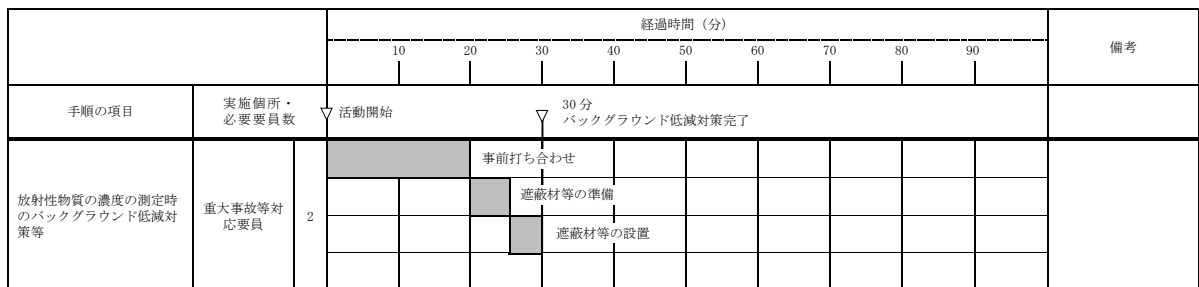
第 1.17-11 図 海上モニタリングのタイムチャート



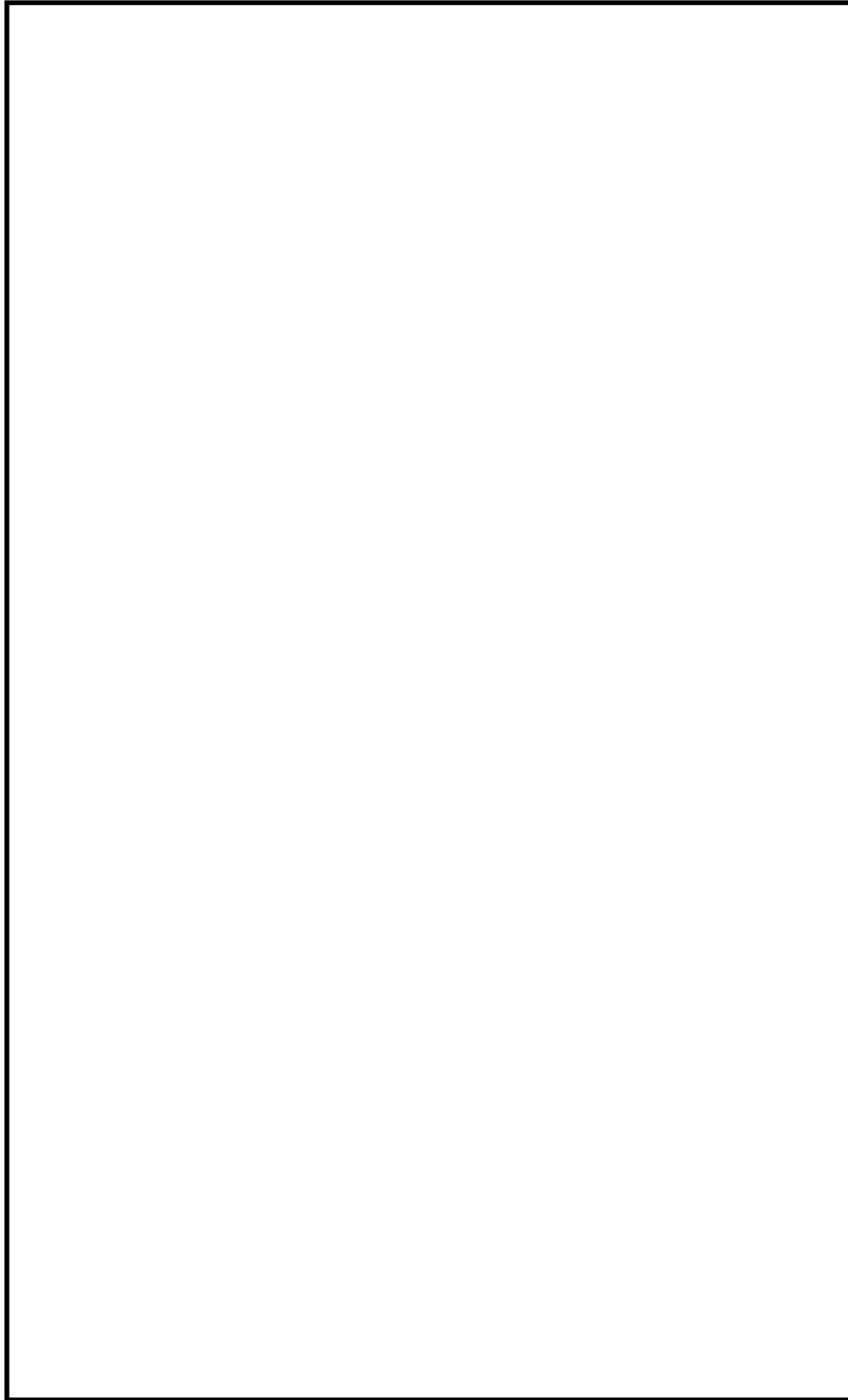
第 1.17-12 図 モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート



第 1.17-13 図 可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート



第 1.17-14 図 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策のタイムチャート



第 1.17-15 図 可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所

		経過時間 (分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
手順の項目	実施箇所・必要要員数	活動開始												80分 配置完了, 測定開始			
可搬型気象観測設備による代替測定	重大事故等対応要員	2	事前打ち合わせ														
			資機材準備・積載														
			移動 (緊急時対策所→気象観測設備設置場所)														
			配置・測定開始														

第 1.17-16 図 可搬型気象観測設備による代替測定のタイムチャート

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. 17）	番号	設置許可基準規則（60 条）	技術基準規則（75 条）	番号
<p>【本文】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録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、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる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、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録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>	②	<p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる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、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録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1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」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1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」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) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p>	③	<p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p>	<p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p>	⑨
<p>b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	④	<p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数の放射能観測車又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p>	<p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数の放射能観測車又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p>	⑩
<p>c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。</p>	⑤	<p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑪
<p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。</p>	⑥			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/5）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	備考	機能	機器名称
放射線量の測定 及び代替測定	可搬型モニタリング・ポスト	新設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩		放射線量の測定	モニタリング・ポスト
						リヤカー ^{※1}
放射性物質の濃度の代替測定	可搬型ダスト・よう素サンプラ	新設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩		空气中放射性物質の濃度の測定	放射能観測車
	NaIシンチレーションサーベイ・メータ	新設				Geγ線多重波高分析装置
	β線サーベイ・メータ	新設				ガスフロー式カウンタ
	ZnSシンチレーションサーベイ・メータ	新設				リヤカー ^{※1} 採取用資機材 ^{※1}
気象観測項目の代替測定	可搬型気象観測設備	新設	② ⑧		その他の気象条件の測定 風向，風速	気象観測設備
						リヤカー ^{※1}
放射線量の測定（空气中，水中，土壌）及び放射線量の測定	可搬型ダスト・よう素サンプラ	新設	① ③ ⑦ ⑨		放射性物質の濃度の測定	Geγ線多重波高分析装置
	NaIシンチレーションサーベイ・メータ	新設				ガスフロー式カウンタ
	β線サーベイ・メータ	新設				排気筒モニタ
	ZnSシンチレーションサーベイ・メータ	新設				液体廃棄物処理系出口モニタ
	小型船舶	新設				リヤカー ^{※1} 採取用資機材 ^{※1}
	電離箱サーベイ・メータ	新設				船舶運搬車 ^{※1}
—	—	—	—		バックグラウンド低減対策	検出器保護カバー ^{※1}
						養生シート ^{※1}
						遮蔽材 ^{※1}

※1 設備の運搬，試料の採取及びバックグラウンド低減対策に用いる資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

重大事故等対処設備				自主対策設備	
モニタリング・ポストの電源回復	常設代替交流電源設備	既設	① ④ ⑦ ⑪	モニタリング・ポストの無停電電源	無停電電源装置
	可搬型代替交流電源設備	既設			
	燃料給油設備				
	非常用交流電源設備				
敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制	—	—	① ⑤	—	—

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. 17)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録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>重大事故が発生した場合において、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型放射能測定装置等により放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順を整備する。</p>
<p>2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録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>重大事故が発生した場合において、可搬型気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p style="text-align: center;">—</p>
<p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>重大事故が発生した場合において、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型放射能測定装置等により放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順を整備する。</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(1.17)	適合方針
<p>b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>モニタリング・ポストは、非常用電源である非常用ディーゼル発電機に加えて全交流動力電源喪失においても、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。</p>
<p>c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。</p>	<p>敷地外でのモニタリングについては、国、自治体、その他関係機関と連携して策定されるモニタリング計画に従い、モニタリングに係る適切な連携体制を構築する。</p>
<p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。</p>	<p>事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型放射能測定装置のバックグラウンド低減対策のために必要な手順を整備する。</p>

緊急時モニタリングの実施手順及び体制

重大事故等が発生した場合に実施する敷地内及び周辺監視区域境界のモニタリングは、以下の手順で行う。

1. 放射線量の測定

- (1) 事象進展に伴う放射線量の変化を的確に把握するため、モニタリング・ポスト4台の稼働状況を確認する。
- (2) 可搬型モニタリング・ポストを緊急時対策所建屋付近に1台設置する。
- (3) モニタリング・ポストが機能喪失した場合は、リヤカーにより可搬型モニタリング・ポストをモニタリング・ポストに隣接する場所に運搬・設置し、放射線量の監視を行う。なお、現場の状況により原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置場所を変更する。
- (4) 可搬型モニタリング・ポストを発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）に5台設置し、放射線量の監視強化を行う。なお、現場の状況により原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置位置を変更する。

2. 空気中の放射性物質の濃度

- (1) 放射能観測車の使用可否を確認する。
- (2) 放射能観測車が使用可能な場合、放射能観測車により発電所構内の空気中の放射性物質の濃度を測定する。
- (3) 放射能観測車が機能喪失により使用不可の場合、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・

メータ， β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)により，発電所構内の空気中の放射性物質の濃度を測定する。

3. 空气中，海水，土壌の放射性物質の濃度及び海上モニタリング

- (1) 大気中に放射性物質が放出されるおそれがある場合，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーションサーベイ・メータ， β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)により空气中の放射性物質の濃度を測定する。また，可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶により周辺海域の放射線量及び放射性物質の濃度を測定する。

なお，海上モニタリングは海洋の状況等を考慮し，安全上の問題がないと判断できた場合に行う。

- (2) 周辺海域に放射性物質が漏えいするおそれがある場合，取水口，放水口等で海水の採取を行い，可搬型放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度を測定する。
- (3) 周辺海域への放射性物質の漏えいが確認された場合，可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶により周辺海域の放射線量及び放射性物質の濃度を測定する（(1)の海上モニタリングを開始している場合を除く）。
- (4) 大気中への放射性物質の放出が確認された場合，可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ， β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)により土壌中の放射性物質の濃度を測定する。

4. 気象観測

- (1) 事象進展中の気象情報を的確に把握するため、気象観測設備の稼働状況を確認する。
- (2) 気象観測設備が機能喪失した場合は、リヤカーにより可搬型気象観測設備を気象観測設備に隣接する場所に設置し、気象観測を行う。なお、現場の状況により設置場所を変更する場合がある。

5. 緊急時モニタリングの判断基準及び対応要員

第1表 緊急時モニタリングの判断基準及び対応要員

モニタリングの考え方	対応	開始時期の考え方	対応要員* (必要想定人数)
モニタリング・ポストの代替	可搬型モニタリング・ポストの設置及び放射線量の測定	モニタリング・ポストが機能喪失した場合	2名
発電用原子炉施設周囲（海側等を含む。）の放射線量監視強化		原子力災害特別措置法第10条特定事象発生と判断した場合	
気象観測設備の代替	可搬型気象観測設備の設置及び気象条件の測定	気象観測設備が機能喪失した場合	
放射能観測車の代替	可搬型放射能測定装置による空気の測定	放射能観測車が機能喪失した場合	
空気のモニタリング	可搬型放射能測定装置による空気の測定	大気中に放射性物質が放出されるおそれがある場合	
水中のモニタリング	可搬型放射能測定装置による海水の測定	周辺海域に放射性物質が漏えいするおそれがある場合	
土壌のモニタリング	可搬型放射能測定装置による土壌の測定	空気のモニタリングにより大気中への放射性物質の放出を確認した場合	
海上モニタリング	小型船舶等による放射線量及び放射性物質の濃度の測定	水中のモニタリングにより周辺海域への放射性物質の漏えいを確認した場合	

※要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

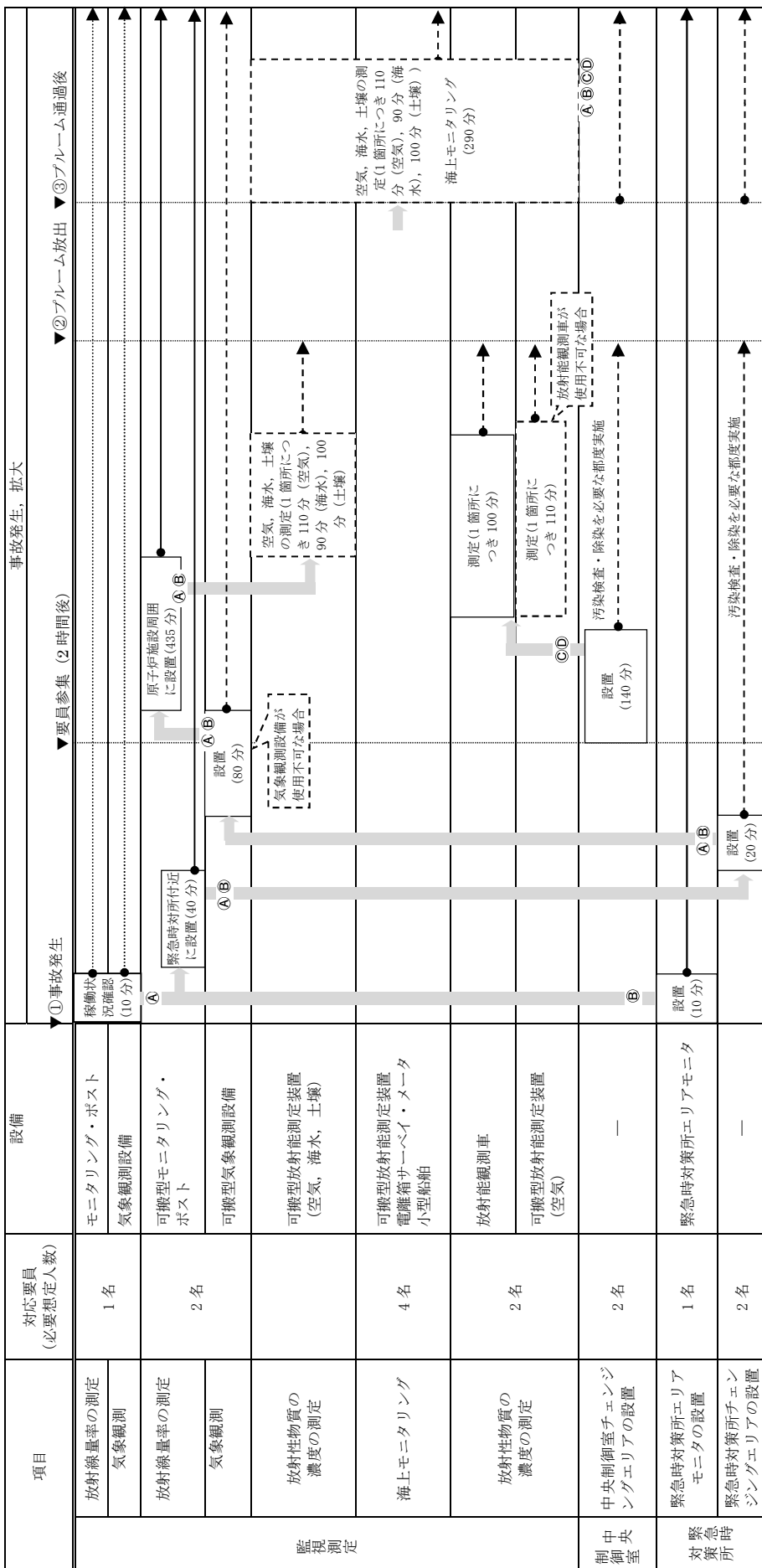
緊急時モニタリングに関する要員の動き

緊急時モニタリングを行う放射線管理班員は監視測定に係る手順等に示される各作業の他にも緊急時対策所エリアモニタの設置、緊急時対策所及び中央制御室チェンジングエリアの設置を行う。これら対応項目の優先順位については、放射線管理班長が状況に応じ判断するが、以下の考え方に基づき優先度を判断する。

- (1) 緊急時対策所の居住性を確保するため、加圧判断に用いる緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所建屋付近に設置する可搬型モニタリング・ポストの設置を最優先に行う。
- (2) 緊急時対策所の加圧判断の参考に用いる可搬型気象観測設備及び(1)で設置したもの以外の可搬型モニタリング・ポストの設置を行う。
- (3) 緊急時対策所及び中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、チェンジングエリアの設置を行う。
- (4) 発電所から放出された放射性物質の状況を把握するため、構内の環境モニタリング（空気、海水、土壌の放射性物質の濃度測定）を行う。

事故発生からプルーム通過後までの動きの例を第1図に示す。なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。

— : 測定実施
 - - - : 必要により実施
 : 設備が健全であれば測定実施



第1図 事故発生からプルーム通過までの要員の動きの例

- ⒶⒷ 現場の放射線管理班員 (初動)
- ⒸⒹ 現場の放射線管理班員 (参集)
- Ⓔ 本部の放射線管理班員 (参集)

モニタリング・ポスト

1. モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

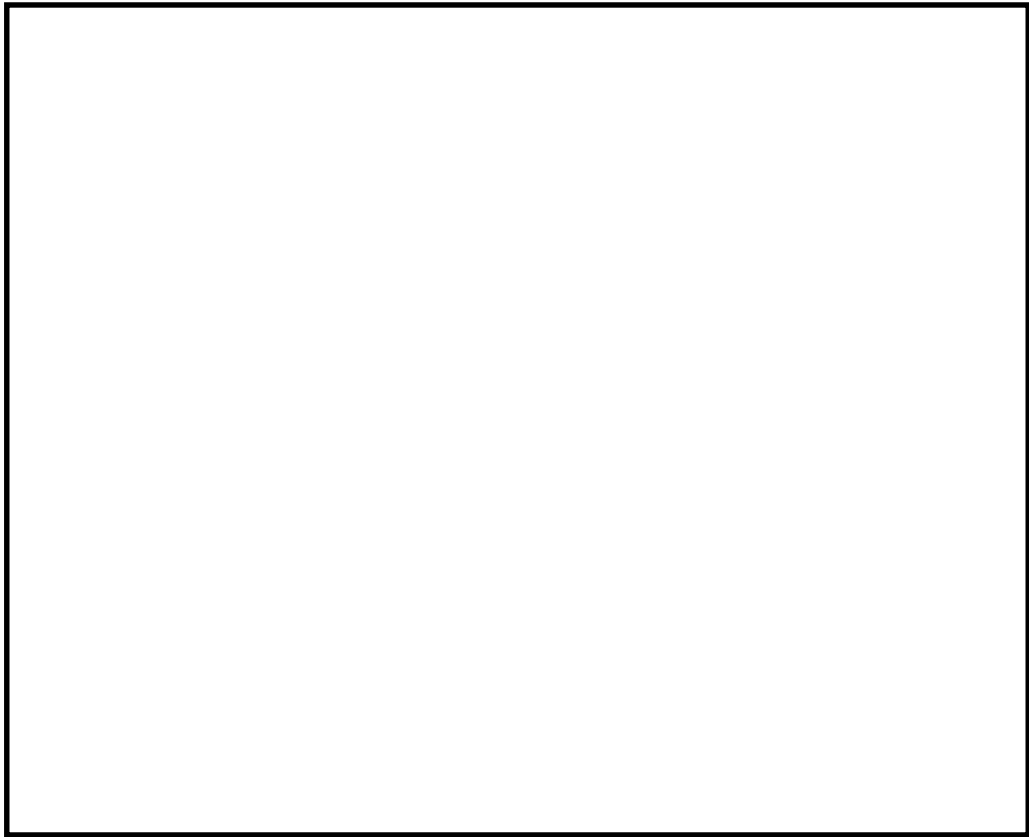
通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために、モニタリング・ポスト4台を設けており、連続測定したデータは、現場盤及び中央制御室で監視及び記録できる設計としている。また、緊急時対策所でも監視及び記録できる設計とする。

なお、モニタリング・ポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計としており、緊急時対策所にも警報を発信する設計とする。

モニタリング・ポストの計測範囲等を第1表に、配置図及び写真を第1図に示す。

第1表 モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報設定値	個数	取付箇所
モニタリング・ポスト	NaI (Tl) シンチレーション	$10^1 \sim 10^5$ nGy/h	計測範囲内 で可変	1	モニタリング・ポストは周辺監視区域境界付近に4箇所
	電離箱	$10^{-8} \sim 10^{-1}$ Gy/h	計測範囲内 で可変	1	



第 1 図 モニタリング・ポストの配置図及び写真

可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定の成立性

1. 操作の概要

- (1) モニタリング・ポストが機能喪失した際に、周辺監視区域境界付近の放射線量を測定するため、可搬型モニタリング・ポストの外形図を第1図に示す。可搬型モニタリング・ポストを4台設置する。
- (2) また、発電用原子炉施設周囲に可搬型モニタリング・ポストを6台（うち1台は緊急時対策所建屋付近）設置し、放射線量の監視する。
- (3) 可搬型モニタリング・ポストは緊急時対策所建屋（T.P.約23m）に保管し、各設置場所までリヤカーにより運搬し、設置、測定を開始する。可搬型モニタリング・ポストの運搬（例）を第2図に示す。
- (4) 測定値は、機器本体での表示及び電子メモリに記録する他、衛星回線によるデータ伝送機能を使用し、緊急時対策所にて監視及び記録する。

2. 必要要員数・想定時間

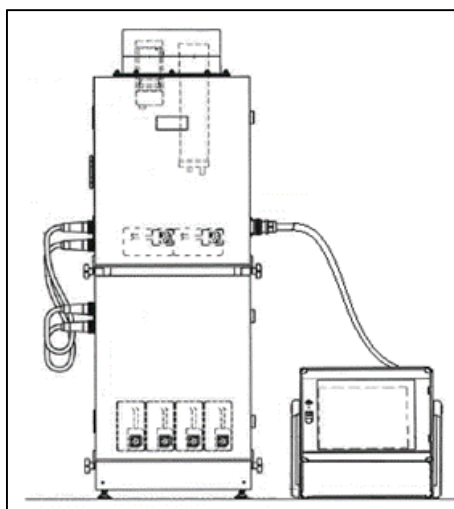
○必要要員数：2名

○操作時間：配置場所での設置開始から測定開始まで…約10分/台

○所要時間^{※1}：モニタリング・ポストの代替用（4台）の配置…約200分
：発電用原子炉施設周囲（海側等を含む。）（6台^{※2}）の設置…
約250分

※1 所要時間は、リヤカーによる可搬型モニタリング・ポストの運搬時間を含む。

※2 6台のうち1台は、緊急時対策所建屋付近に設置



第1図 可搬型モニタリング・ポストの外形図

【設置方法等】

- 可搬型モニタリング・ポスト本体を組み立てる。
- 衛星電話のアンテナを南向きに設定する。
- 可搬型モニタリング・ポスト本体，外部バッテリー部，衛星電話アンテナ部をケーブルにて接続する。



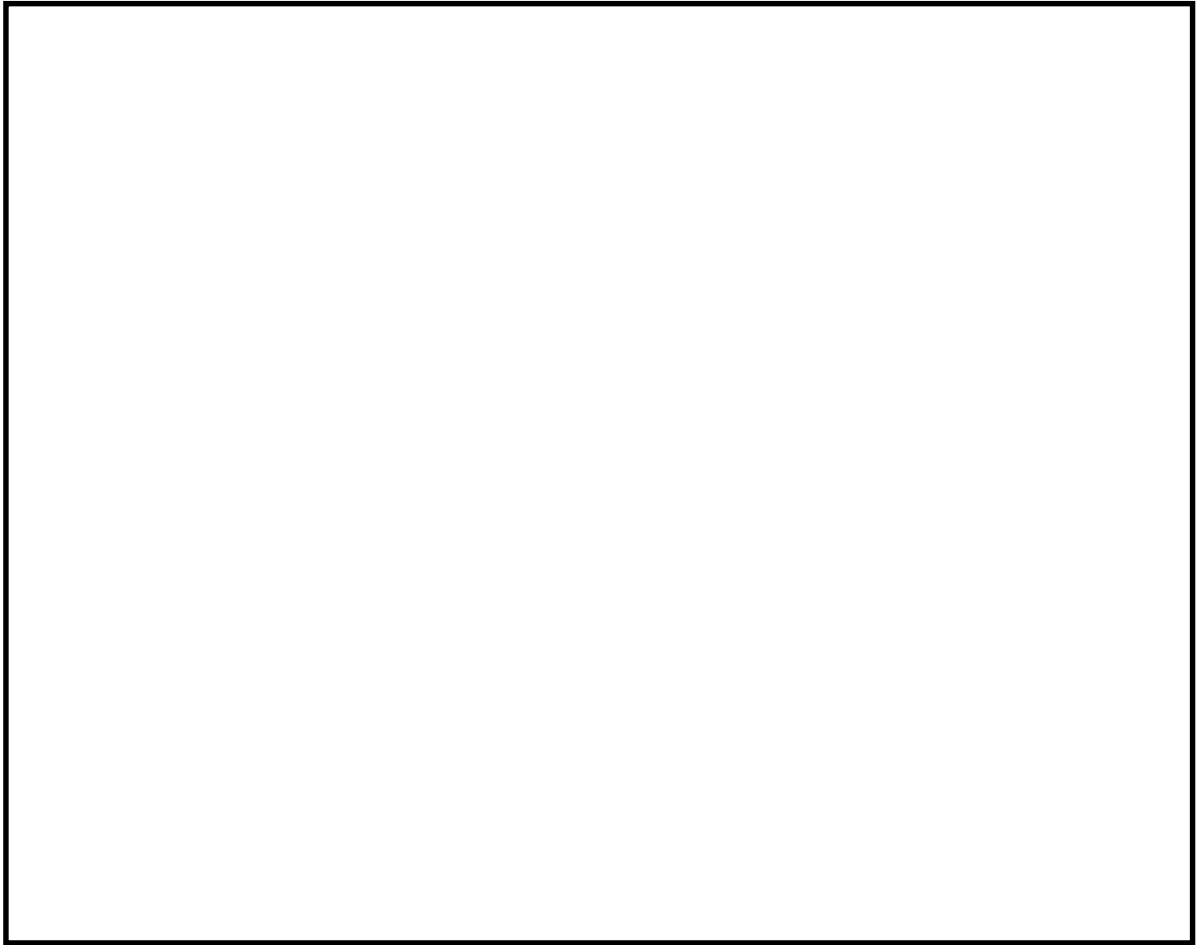
(リヤカーでの運搬)

第2図 可搬型モニタリング・ポストの運搬 (例)

可搬型モニタリング・ポスト

可搬型モニタリング・ポストは、重大事故等時にモニタリング・ポストが機能喪失した際の代替測定及び発電用原子炉施設周囲（海側等を含む。）の放射線量の測定が可能な個数に、故障時及び保守点検時のバックアップ用として予備を考慮した個数を保管する。可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び保管場所を第1図に示す。

可搬型モニタリング・ポストは、外部バッテリーにより6日間以上連続で稼働するとともに、外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる設計とする。また、測定したデータは、可搬型モニタリング・ポストの電子メモリに記録するとともに、衛星回線により、緊急時対策所に伝送することができる設計とする。可搬型モニタリング・ポストの計測範囲等を第1表、仕様を第2表、伝送概略図を第2図に示す。



第 1 図 可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び保管場所図

第1表 可搬型モニタリング・ポストの計測範囲等

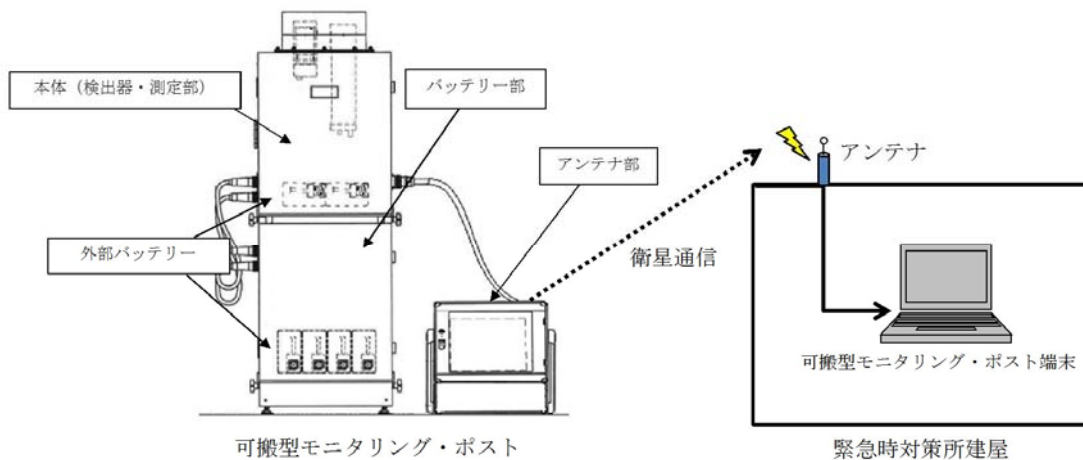
名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	台数
可搬型モニタリング・ポスト	NaI (Tl) シンチレーション	B.G~10 ⁹ nGy/h [*]	計測範囲 で可変	10 (予備2)
	半導体			

※ 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値 (10⁻¹Gy/h) 等を満足する設計とする。

第2表 可搬型モニタリング・ポストの仕様

項目	内容
電源	外部バッテリー (6 個) により 6 日間以上連続で稼働可能。 6 日後からは、予備の外部バッテリー (4 個ずつ) と交換することにより継続して計測可能 外部バッテリーは 1 個あたり約 6 時間で充電可能
記録	測定値は 7 日分以上電子メモリに記録
伝送	衛星回線により、緊急時対策所にデータ伝送。 なお、本体で指示値の確認が可能。
概略寸法	本体 (測定部) : 約 350 (W) × 240 (D) × 550 (H) mm バッテリー部 : 約 350 (W) × 240 (D) × 505 (H) mm
重量	本体 (検出・測定部) : 約 15kg バッテリー部 : 約 17 kg 外部バッテリー (6 個) : 約 10.5kg アンテナ部 : 約 5kg 外線ケーブル : 約 2kg 合計 : 約 49.5kg

※訓練により運搬・設置作業ができることを確認している。設置に要する時間は、最大約 475 分 (2 名でリヤカーを用いて 10 箇所)



第2図 可搬型モニタリング・ポストの伝送概略図

放射能放出率の算出

1. 放射能放出率の算出及び妥当性について

重大事故等が発生した場合に、モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストにより発電用原子炉施設の周囲の放射線量を測定し、測定結果から放射能放出率を算出する。また、算出するにあたり、可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び計測範囲の妥当性について示す。

2. 環境放射線モニタリング指針に基づく算出

重大事故等時において、放射性物質が放出された場合に放射能放出率を算出するために、モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストから得られた放射線量のデータより、以下の(1)、(2)の計算式を用いる。

(出典:「環境放射線モニタリング指針」(原子力安全委員会 平成22年4月))

(1) 地上高さから放出された場合の測定について

a. 放射性希ガス放出率 (Q) の算出

$$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E \quad (\text{GBq/h})$$

Q : 実際の条件下での放射性希ガス放出率 (GBq/h)

D : 風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率^{*1}
($\mu\text{Gy/h}$)

D₀ : 風下の空気カーマ率図のうち, 地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率^{*2} ($\mu\text{Gy/h}$)

(放出率 : 1GBq/h, 風速 : 1m/s, 実効エネルギー : 1MeV/dis)

U : 平均風速 (m/s)

E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

b. 放射性よう素放出率 (Q) の算出

$$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0 \quad (\text{GBq/h})$$

Q : 実際の条件下での放射性よう素放出率 (GBq/h)

χ : 風下の地表モニタリング地点で実測された大気中の放射性よう素濃度^{*1}
(Bq/cm^3)

χ_0 : 地上高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図から読み取った地表における大気中放射性よう素濃度^{*2} (Bq/cm^3)

(at 放出率 : 1GBq/h, 風速 : 1m/s)

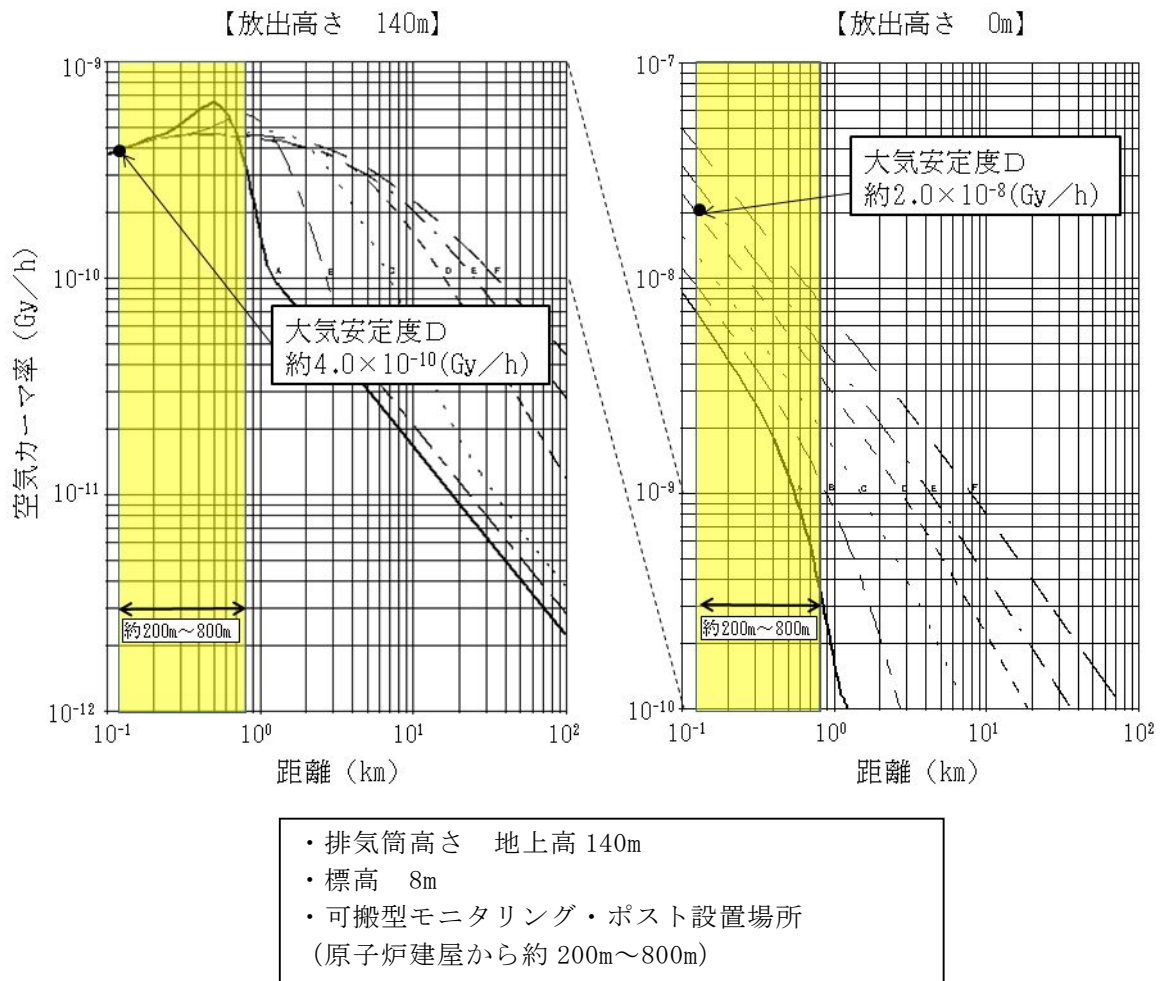
U : 平均風速 (m/s)

※1 モニタリングで得られたデータを使用

※2 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ) (日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code 2004-10) を使用

(2) 排気筒高さから放出された場合の測定について

可搬型モニタリング・ポストは、地上位置に配置するため、プルームが高い位置から放出された場合、プルーム高さと測定した場合に比べて放射線量率としては低くなる。しかしながら、プルームが通過する上空と地表面の間に放射線を遮蔽するものがないため、地表面に設置する可搬型モニタリング・ポストで十分に計測が可能である。



出典: 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ) (日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code 2004-10)

第1図 各大気安定度における地表面での放射性雲からの γ 線による空気カーマ率分布図

(3) 放出放射能の算出

<放射能放出率の計算例>

放射性希ガスによる放出放射能率の計算例を以下に示す。

(風速は「1.0m/s」, 大気安定度は「D型」とする。)

$$\begin{aligned} \text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times 5 \times 10^4 \times 1.0 / 4.0 \times 10^{-4} / 0.5 \\ &= 1.0 \times 10^9 \text{ (GBq/h)} \\ &= 1.0 \times 10^{18} \text{ (Bq/h)} \end{aligned}$$

4 : 安全係数

D : 地表モニタリング地点 (風下方向) にて実測された空間放射線量率

⇒ 50mGy/h (5.0 × 10⁴Gy/h)

(1Sv=1Gy とした。)

U : 放出地上高さにおける平均風速

⇒ 1.0m/s

D₀ : 4.0 × 10⁻⁴ μGy/h* (放出高さ 140m, 距離 200m)

E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー

—

⇒ 0.5MeV/dis

※ 放射性よう素の放出放射能率は、可搬型ダスト・よう素サンプラにより採取、測定したデータから算出する。

3. 各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの設置場所におけるプルームの検知性について

プルームが放出された場合において、プルームは必ずしも可搬型モニタリング・ポストの設置場所を通過するわけではなく、隙間を通過するケースも考えられる。そのため、設置する可搬型モニタリング・ポストの検知性について、以下のとおり確認を行った。

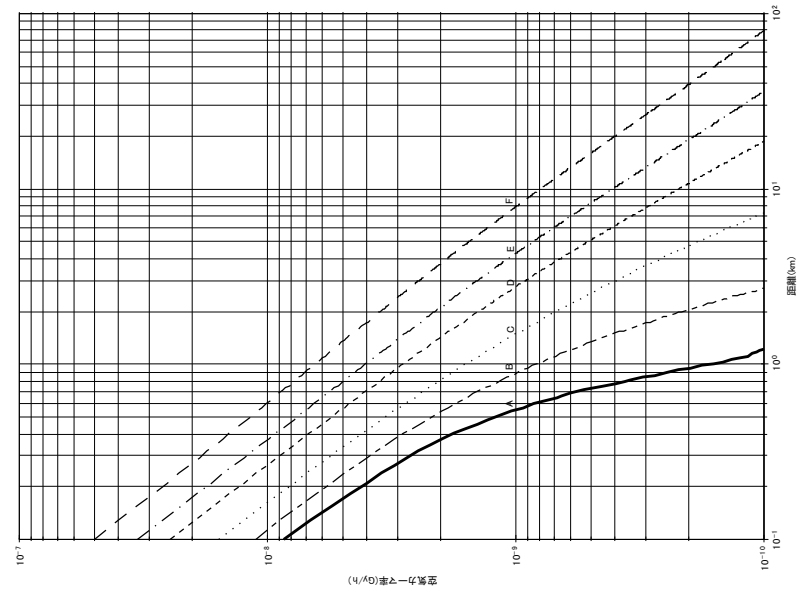
(1) 評価条件

第1表の条件において、空間ガンマ線線量率の等値線図（第2図）及び風下軸上空間ガンマ線線量率図（第3図）を用いて、各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの検知性を評価した。

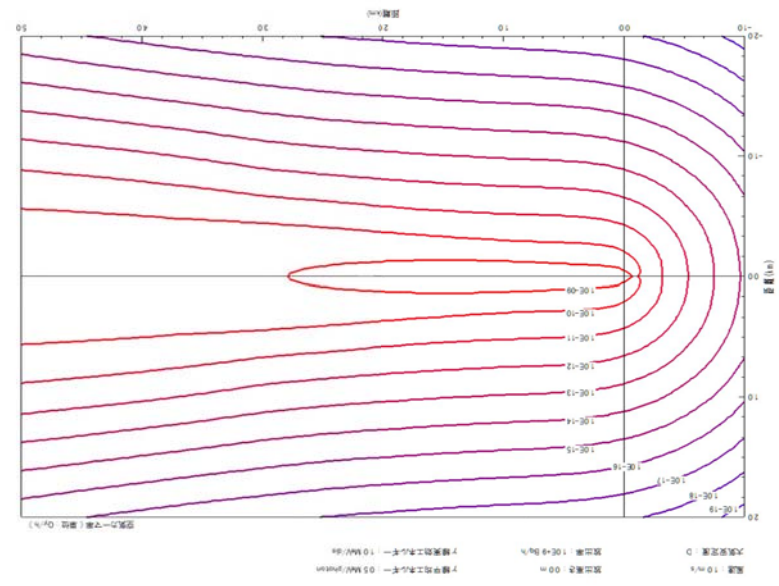
第1表 空間ガンマ線線量率図を用いた大気拡散評価

項目	設定内容	設定根拠
風速	1.0m/s	それぞれのモニタ指示値の比には影響しないので代表値として1.0m/sを設定した。
風向	8方位	各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの設置方位を考慮した。
大気安定度	D（安定）	東海第二発電所構内において、最も出現頻度の高い大気安定度を採用した。
放出位置	原子炉建屋原子炉棟地上高	放射性物質が拡散せずにモニタリング・ポストの隙間を通過する条件として原子炉格納容器からの漏えいを想定した。
評価地点	各モニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストの設置場所	当該設置場所でのプルームの検知性を確認するため

風速: 1.0 m/s 放出高さ: 0.0 m 放出率: 1.0×10^9 Bq/h
 γ線平均エネルギー: 0.5 MeV/photon γ線放射エネルギー: 1.0 MeV/dg



第3図 風下軸上空間ガンマ線線量率図



第2図 空間ガンマ線線量率の等値線図

出典: 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (III)

(日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code 2004-10)

(2) 評価結果

各風向におけるモニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストの線量率を読み取り（第4図）、感度をまとめた結果を第2表に示す。ここでは風向による差を確認するために、風下方向の評価地点での線量率を1と規格化して求めた。風下方向に対して隣接するモニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストは約2桁低くなるが、各モニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポスト位置での評価結果は、風下方向の数値に対して最低でも0.015程度の感度を有しており、プルーム通過時の線量率の計測は可能であると評価する。

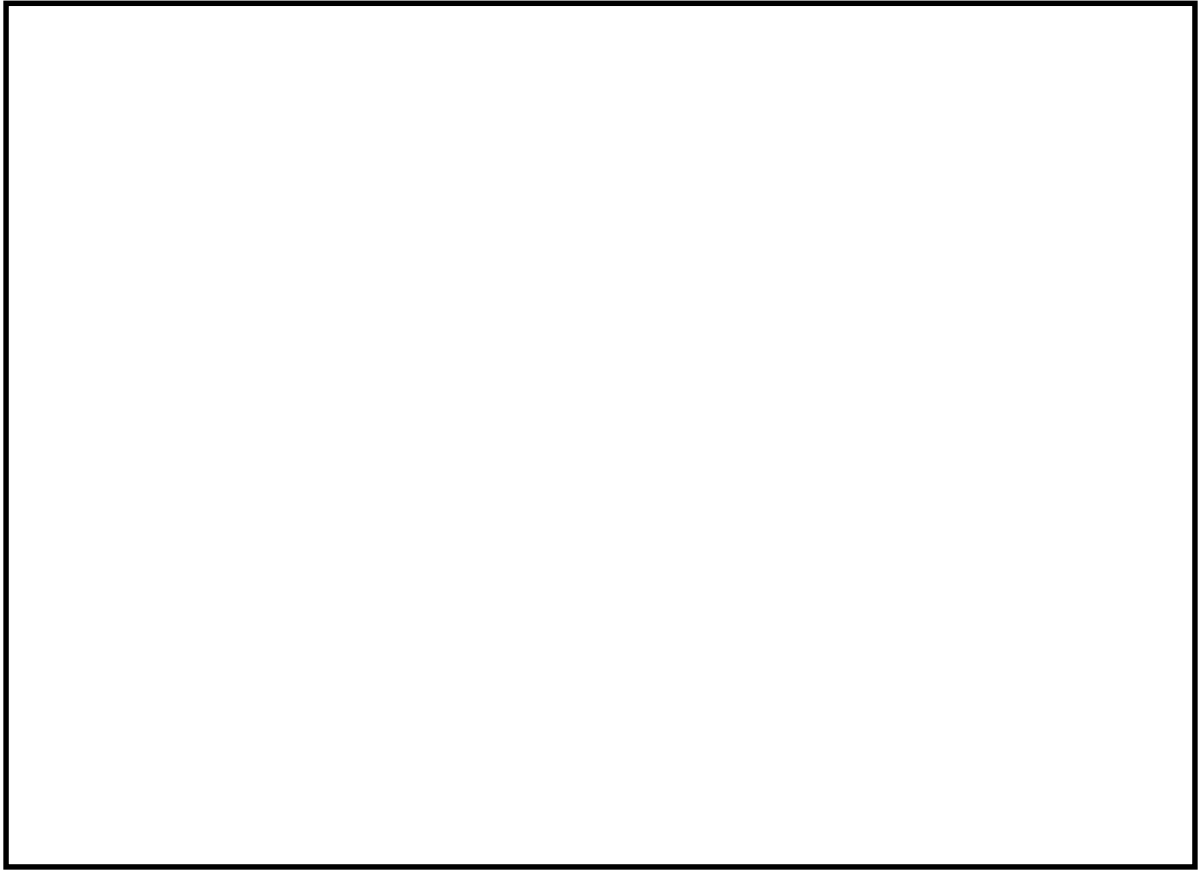
第2表 各風向における評価地点での線量率の感度

		風向							
		SW	S	SE	E	NE	N	NW	W
／ 可搬型 モニタリング モニタリング ・ポスト ・ポスト	可搬型 M/P (NE)	1	<u>0.071</u>	0.075	0.011	0.002	0.001	0.002	0.010
	MP-D (N)	0.001	1	0.008	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
	MP-C (NW)	0.001	0.021	1	0.002	0.000	0.000	0.000	0.000
	MP-B	0.001	0.003	<u>0.250</u>	<u>0.167</u>	0.001	0.000	0.000	0.000
	MP-A (W)	0.000	0.001	0.025	1	0.001	0.000	0.000	0.000
	可搬型 M/P (SW)	0.008	0.021	0.050	0.111	1	0.010	0.002	0.001
	可搬型 M/P (S)	0.008	0.014	0.075	0.022	<u>0.060</u>	1	<u>0.015</u>	0.002
	可搬型 M/P (SE)	0.010	0.021	0.075	0.017	0.008	<u>0.015</u>	1	<u>0.015</u>
	可搬型 M/P (E)	<u>0.075</u>	0.071	0.100	0.017	0.008	0.005	<u>0.015</u>	1

太字：風下方向の線量率の感度（1と規格化した方位）

下線：それぞれの風向に対し、最も感度が高いもの

 ：下線で示したもののうち、最も低い値となるもの



第 4 図 可搬型モニタリング・ポスト設置場所と線量率（風向 S W の例）

4. 可搬型モニタリング・ポストの計測範囲

(1) 重大事故等時における空間放射線量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において、放出放射能を推定するために周辺監視区域内で空間放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは、福島第一原子力発電所の実績を踏まえて150mSv/h程度（炉心から最も近い場所に設置する可搬型モニタリング・ポストの距離約200mの場合）が必要と考えられる。

このため、1000mSv/hの測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお、測定レンジを超えたとしても、近隣のモニタリング設備の測定値より推定することが可能である。また、瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は、設置場所を変更する等の対応を実施する。

(2) 最大レンジの考え方

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は、原子炉建屋から約900mの距離にある正門付近で約11mSv/h（2011.3.15 9:00）であった。これを基に炉心から約200mにおける値を計算すると線量率は約13～150mSv/hとなる。炉心からの距離と線量率の関係を第3表に示す。

第3表 炉心からの距離と線量率の関係

炉心からの距離	線量率
原子炉建屋から最も近い可搬型モニタリング・ポスト設置場所 約 200 (m)	約 13～150 (mSv/h) ※
福島第一原子力発電所の正門付近 約 900 (m)	約 11 (mSv/h)

※ 風速 1m/s, 放出高さ 30m, 大気安定度 A～F 「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ) (日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code2004-010) を用いて算出

5. 可搬型モニタリング・ポストのバッテリー交換における被ばく線量評価

可搬型モニタリング・ポストは、外部バッテリー（6個）により6日間以上連続で稼働可能であり、6日後からは予備の外部バッテリー（4個）と交換することにより、必要な期間継続して計測が可能な設計とする。なお、外部バッテリーは、緊急時対策所^{建屋}に保管し、通常時から充電を行うことで、6日目に確実に交換できる設計とする。

また、10台全ての可搬型モニタリング・ポストの外部バッテリーを交換した場合の所要時間は、移動時間含めて約310分である。ここでは、以下の評価条件から、可搬型モニタリング・ポストのバッテリー交換における被ばく線量の評価を示す。

<被ばく線量の評価条件>

- ・ 発災プラント：東海第二発電所
- ・ ソースターム：格納容器ベント実施
- ・ 評価点：敷地内の最大濃度地点
(可搬型モニタリング・ポストの設置場所よりも線源に近い場所を選定した。)
- ・ 大気拡散条件：評価点における相対濃度及び相対線量を参照
- ・ 評価時間：約270分[※]

※ 事前打合せ及び資機材準備は緊急時対策所内で行うため評価対象としない。

緊急時対策所^{建屋付近}及びモニタリング・ポスト代替の可搬型MP^{設置}に係る作業：約175分
(移動合計時間約125分+作業時間10分×上記5か所)

発電用原子炉施設周囲(海側を含む。)の可搬型MP^{設置}に係る作業：約95分
(移動合計時間約45分+作業時間10分×上記5か所)

- ・ 作業開始時間：事故発生後から6日後(144時間後)から作業開始
- ・ 遮蔽：考慮しない
- ・ マスクによる防護係数：50
- ・ 被ばく経路：以下を考慮

原子炉建屋内の放射性物質からの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，
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）及び放射性物質の吸入による内部被ばく，
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャイン）

作業開始時間 (事故発生後の経過時間) (h)	144
作業に係る被ばく線量 (mSv)	約 27

放射能観測車

周辺監視区域境界付近の放射線量及び空気中の放射性物質濃度を迅速に測定するために、放射線量率を監視し、及び測定し、並びに記録する装置、空気中の放射性物質（粒子状物質、よう素）を採取し、及び測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備している。

放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真を第1表に示す。

なお、原子力災害時における原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車11台の協力を受けることが可能である。

第1表 放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真

名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	台数
放射能 観測車	空間ガンマ 線測定装置	NaI (Tl) シンチレーション	B.G. $\sim 10^8$ nGy/h	記録紙	1
		半導体			
	ダスト モニタ	プラスチックシンチレーション	B.G. $\sim 10^5$ S ⁻¹	記録紙	1
		ZnS (Ag) シンチレーション			
よう素 測定装置	NaI (Tl) シンチレーション	B.G. $\sim 10^5$ S ⁻¹	記録紙	1	
(その他主な搭載機器) 台数：各1台 ・ダスト・よう素サンプラ ・風向，風速計 ・無線通話装置					
		(放射能観測車の写真)			

可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の成立性

1. 操作の概要

- (1) 放射能観測車が機能喪失した際に、空気中の放射性物質の濃度を監視するため、可搬型ダスト・よう素サンプラを設置し、試料を採取する。
- (2) 可搬型放射能測定装置は緊急時対策所建屋 (T.P. 約23m) に保管し、リヤカーで測定場所に運搬し、試料採取する。
- (3) 採取したダスト用ろ紙及びよう素用カートリッジを、可搬型放射能測定装置で放射性物質の濃度を測定、記録する。

2. 必要要員数・想定時間

- 必要要員数：2名
 - 操作時間：BG測定から試料採取・測定終了 約30分/箇所
 - 所要時間：移動を含め1箇所の測定は、約110分
- ※試料採取場所により、所要時間に変動あり

第1表 ダスト・よう素の採取及び測定に使用する可搬型放射能測定装置の写真

		
ダスト・よう素の採取	ダストの測定	よう素の測定

3. 放射性物質の濃度の算出

空気中の放射性物質の濃度の算出は、可搬型ダスト・よう素サンプラで採取した試料を可搬型放射能測定装置にて測定し、以下の算出式から求める。

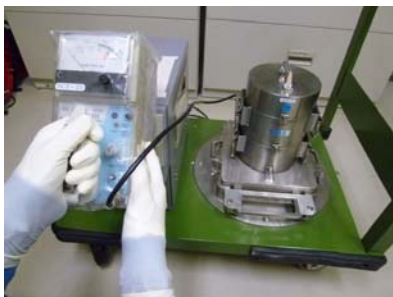
(1) 空気中ダストの放射性物質の濃度の算出式

$$\begin{aligned} & \text{空気中ダストの放射性物質の濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \\ & = \text{換算係数 (Bq/min}^{-1}\text{)} \times \text{試料のNET値 (min}^{-1}\text{)} / \text{サンプリング量 (L)} \\ & \quad \times 1000 \text{ (cm}^3\text{/L)} \end{aligned}$$

(2) 空気中よう素の放射性物質の濃度の算出式

$$\begin{aligned} & \text{空気中よう素の放射性物質の濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \\ & = \text{換算係数 (Bq/}\mu\text{Gy/h)} \times \text{試料のNET値 (}\mu\text{Gy/h)} / \text{サンプリング} \\ & \quad \text{量 (L)} \times 1000 \text{ (cm}^3\text{/L)} \end{aligned}$$

放射性物質の濃度の測定上限値については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針（昭和56年7月23日 原子力安全委員会決定，平成18年9月19日 一部改訂）」に $3.7 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$ と定められており，サンプリング量を適切に設定することにより，サーベイ・メータの計測範囲内で計測することができる。



第1図 放射性物質の濃度の測定例

可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定の成立性

1. 操作の概要

- (1) 重大事故等が発生した場合に、取水口及び放水口付近から、採取用資機材を用いて海水を採取する。また、海水の採取深度は表層（海面～2m程度）とする。（参考参照）
- (2) 採取用資機材は緊急時対策所 **建屋**（T.P. 約23m）に保管し、リヤカーにて採取場所に運搬し、海水を採取する。
- (3) 採取した海水を測定用のポリ容器に移し、NaIシンチレーションサーベイ・メータ等で放射性物質の濃度を測定、記録する。

2. 必要要員数・想定時間

○必要要員数：2名

○所要時間：移動を含め約90分／箇所

第1表 海水採取に使用する資機材の写真，測定方法等（1/2）

	
<p>採取用資機材</p>	<p>海水の採取例</p>

第1表 海水採取に使用する資機材，測定方法等（2/2）

【測定方法】

- ・採取用資機材にて，海水を採取する。
- ・採取した海水をポリ容器に移す。
- ・採取した海水の放射性物質の濃度をNaIシンチレーションサーベイ・メータ等で測定し，記録する。

3. 放射性物質の濃度の算出

海水の放射性物質の濃度の算出は，ポリ容器に採取した試料をNaIシンチレーションサーベイ・メータ等にて測定し，以下の算出式から求める。

(1) 海水の放射性物質の濃度の算出式

海水の放射性物質の濃度 (Bq/cm³)

= 換算係数 (Bq/μGy/h) × 試料のNET値 (μGy/h) / 試料量 (cm³)

海水の採取深度について

「総合モニタリング計画 海域モニタリングの進め方（平成28年4月1日改訂モニタリング調整会議）」では海水の採取深度を「表層（海面～2m程度）」としており，事故直後のモニタリングではこの計画を踏襲し，表層の海水を採取することとする。なお，長期的なモニタリングは官庁，地方公共団体等の関係機関と調整し計画を策定して行うこととなる。

海域モニタリングの進め方

1 実施内容

海水、海底土及び海洋生物の実施内容と総合モニタリング計画の関係は、以下のとおりである。

表 1：海域モニタリングの実施内容

試料	海域モニタリングの実施内容	総合モニタリング計画内の該当する目的
海水	放射性セシウムを中心とする放射性物質濃度の把握	⑥
海底土※	放射性セシウムを中心とする放射性物質の分布状況、経時的な移動の様子の把握	⑥
海洋生物	放射性物質濃度とその経時変化の把握	②、③、⑤、⑥

※ … 土質の定性的な性状は必要に応じて把握する。

2 実施体制

原子力規制委員会、水産庁、国土交通省、海上保安庁、環境省、福島県、東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）、研究機関、関係自治体、漁業協同組合等が連携して実施する。

3 実施海域

東京電力株式会社福島第一原子力発電所（以下「東電福島第一原発」という。）の周辺の以下の海域及び東京湾で実施する。

- (1) 近傍海域：東電福島第一原発近傍で監視が必要な海域
※ 2号機排気筒と3号機排気筒の中間地点から概ね 3km の海域
- (2) 沿岸海域：青森県（一部）・岩手県から宮城県、福島県、茨城県の海岸線から概ね 30km 以内の海域（河口域を含み、近傍海域を除く）
- (3) 沖合海域：海岸線から概ね 30～90km の海域
- (4) 外洋海域：海岸線から概ね 90km 以遠の海域
- (5) 東京湾：河川からの放射性物質の流入・蓄積が特に懸念される閉鎖性海域である東京湾

4 実施計画

Cs-134 及び Cs-137 を分析し、適宜その他の核種についても分析を行う。

4-1 海水

東電福島第一原発から漏えい等があった場合等には、必要に応じて東京電力、関係省庁が連携して、漏えい等の状況に応じた適切なモニタリングを実施することとする。

(1) 近傍海域

表2のとおり、モニタリングを実施する。

また、東京電力が海水を連続的に測定する設備を設置し、実施計画を見直すこととする。

表2：近傍海域の海水モニタリング

採取ポイント	核種	検出下限値 (Bq/L)	分析頻度	採取深度 ^{※1}	実施機関
T-1、T-2-1 (図4参照)	Cs-134	1	1回/日	表層	東京電力
	Cs-137	1×10^{-3}	1回/週		
	I-131	1	1回/日		
	H-3	3	1回/週		
	Sr-90	1×10^{-2}	1回/月		
	Pu-238 ^{※2} Pu-239+240 ^{※3}	1×10^{-5}	1回/6ヶ月		
T-0-1、T-0-2 T-0-3、T-0-1A T-0-3A (図4参照)	Cs-134	1	1回/週	表層	東京電力
	Cs-137				
	H-3	3	1回/週	表層	
M-101、M-102、 M-103、M-104 (図4参照)	Cs-134	1×10^{-3}	1回/月	表層	原子力規制 委員会
	Cs-137				
	H-3	4×10^{-1}	1回/月	表層	
Sr-90	1×10^{-2}				
F-P01、F-P02、 F-P03、F-P04 (図4参照)	Cs-134	1×10^{-3}	1回/月	表層	福島県
	Cs-137				
	H-3	1			
	Sr-90	1×10^{-3}			
	Pu-238 Pu-239+240	1×10^{-5}			

※1… 表層：海面～2m程度

※2… Pu-238が検出された場合、U-234、U-235、U-238、Am-241、Cm-242及びCm-243+244^{※4}も分析する。

※3… Pu-239+240は²³⁹⁺²⁴⁰Puであり、以後の表記も同様である。

※4… Cm-243+244は²⁴³⁺²⁴⁴Cmであり、以後の表記も同様である。

※… 海水の放射性物質濃度の目安を調査するため、必要に応じて全βを測定する。

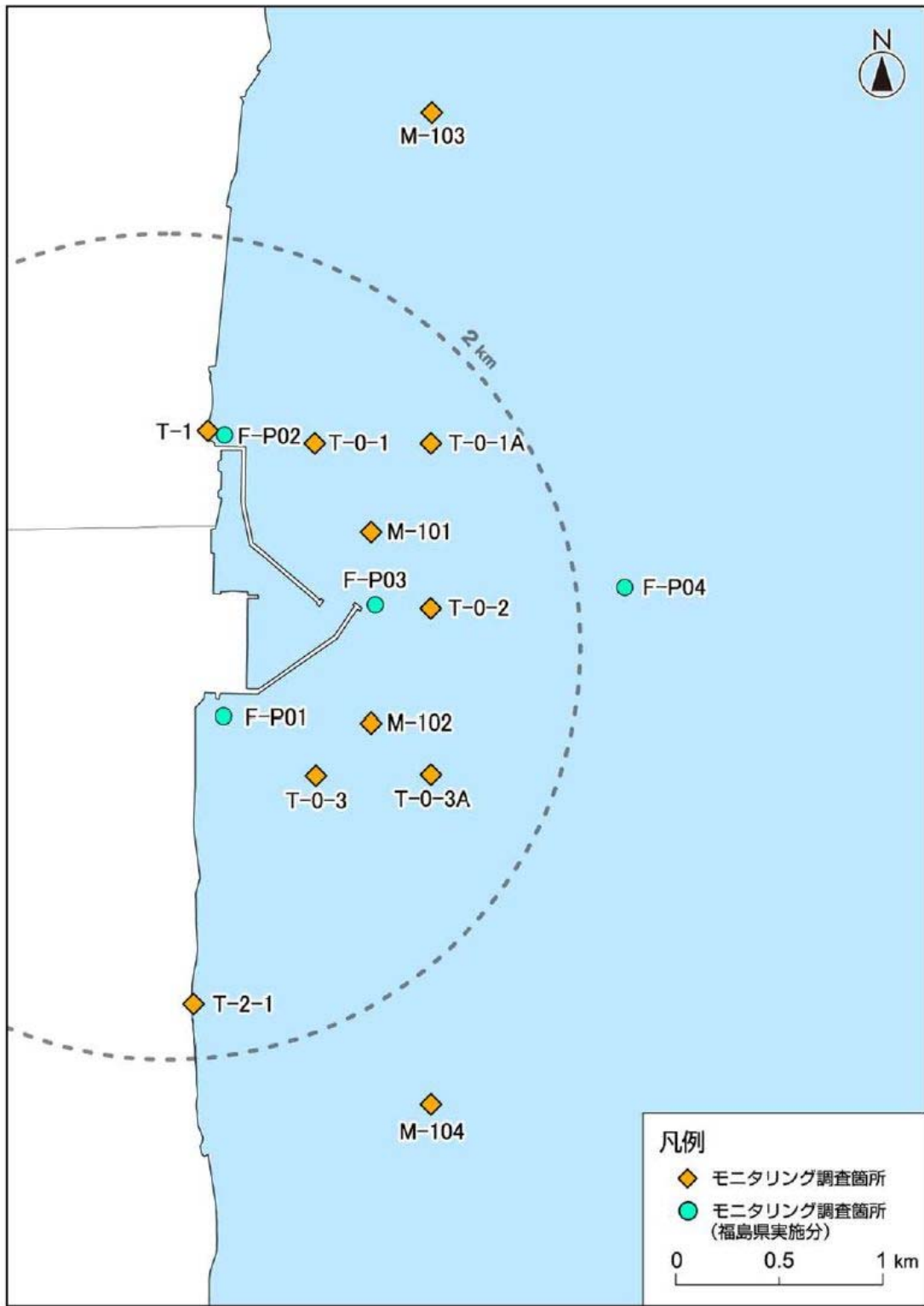


図4

出典：「総合モニタリング計画（平成28年4月1日改訂 モニタリング調整会議）」

各種モニタリング設備等

「設置許可基準規則」第 60 条（監視測定設備）及び「技術基準規則」第 75 条（監視測定設備）の対応として、モニタリング・ポストが機能喪失した場合の代替測定用等として可搬型モニタリング・ポスト 10 台（予備 2 台）を配備し、空間放射線量率を監視、測定及び記録する。また、放射能観測車が機能喪失した場合の代替測定用等として可搬型放射能測定装置を配備し、放射性物質の濃度を監視、測定及び記録する。

また、原子力災害時における原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車 11 台の協力を受けることが可能である。

上記モニタリング設備の他に、サーベイ車、可搬型ダスト・よう素サンプルラ、サーベイ・メータ等を組み合わせることで、状況に応じて、発電所内外のモニタリングを総合的に行う。

(1) サーベイ車

サーベイ・メータ等を搭載し、任意の場所のモニタリングを行うサーベイ車を1台配備しており、放射能観測車の保守点検時は、サーベイ車を使用する。

サーベイ車の仕様を第1表に、サーベイ車の写真を第1図に示す。

第1表 サーベイ車の仕様

主な搭載機器	計測範囲	台数
可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	1
NaIシンチレーションサーベイ・メータ	B. G. $\sim 3.0 \times 10^4 \text{nGy/h}$	1
GM汚染サーベイ・メータ	B. G. $\sim 99.9 \text{kmin}^{-1}$	1
電離箱サーベイ・メータ	0.001 $\sim 1000 \text{mSv/h}$	1



第1図 サーベイ車

(2) 可搬型放射能測定装置

サーベイ・メータや可搬型ダスト・よう素サンプラ等は，放射能観測車，サーベイ車に搭載する他，状況に応じて，モニタリングに使用する。

a. 放射線量の測定

電離箱サーベイ・メータにより現場の放射線量率を測定する。

- ・電離箱サーベイ・メータ（緊急時対策所建屋に，1台（予備1台））



第2図 電離箱サーベイ・メータ

b. 放射性物質の採取

可搬型ダスト・よう素サンプラにより空気中の放射性物質（ダスト・よう素）を採取する。

- ・可搬型ダスト・よう素サンプラ（緊急時対策所建屋に，2台（予備1台））



第3図 可搬型ダスト・よう素サンプラ

c. 放射性物質の濃度の測定

- ・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ

(緊急時対策所建屋に, 2台 (予備1台))

- ・ β 線サーベイ・メータ

(緊急時対策所建屋に, 2台 (予備1台))

- ・ Zn S シンチレーションサーベイ・メータ

(緊急時対策所建屋に, 2台 (予備1台))



第4図 各種サーベイ・メータ

(3) 自主対策設備（放射性物質の濃度の測定）

重大事故等時に機能維持を担保できないが、機能喪失していない場合には、事故対応に有効であるため、以下の設備を使用する。なお、使用に当たっては、必要に応じ試料に前処理を行い、測定する。

- ・ Ge γ 線多重波高分析装置
- ・ ガスフロー式カウンタ

	
Ge γ 線多重波高分析装置	ガスフロー式カウンタ

第5図 自主対策設備

(4) 海上モニタリング

周辺海域への放射性物質漏えいのおそれがある場合には、小型船舶により周辺海域を航行し、電離箱サーベイ・メータにより放射線量を測定し、その結果を記録する。また、可搬型ダスト・よう素サンプラにより空気中の放射性物質のサンプリングを、採取用資機材により海水のサンプリングを行う。サンプリングした試料については、下船後、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータにより空気中及び海水の放射性物質の濃度を測定し、結果を記録する。

なお、海上モニタリングは、海上の状況等から安全上の問題がないと判断できた場合に行う。

海上モニタリングは、「総合モニタリング計画 海域モニタリングの進め方(平成28年4月1日改訂 モニタリング調整会議)」(添付資料1.17.10)を参考に、発電所から2km圏内の海域で実施することを想定する。

小型船舶には、想定する海域を航行するために十分な容量の外部バッテリー(航続距離:約30km, 使用可能時間:約2時間)を積載する。また、仮に航行中に外部バッテリーが枯渇するような状況になった場合でも発電所まで帰還できるように、予備のバッテリー(航続距離:約15km, 使用可能時間:約1時間)を積載する。

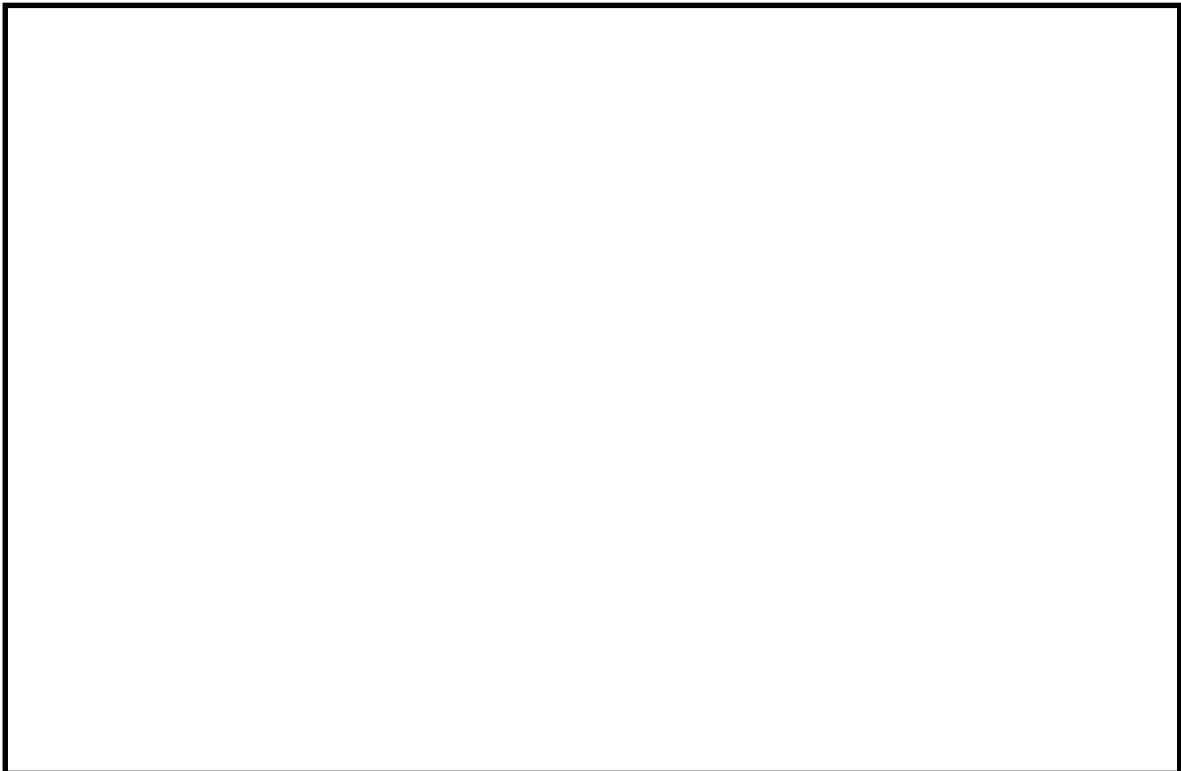
船舶を運搬するルートについて、一部防潮堤の外側道路を約1.1km通行する。また、道路幅は約7mであり、運搬車両の車幅2.5mに対し十分余裕がある。外側道路が津波等の影響を受けた場合は、重機による復旧(がれきの撤去、地ならし等)を実施する。重機による復旧は、1~2日程度を想定するため、海上モニタリングは事故発生後3日程度で実施できると考えるが、敷地外近郊の着水可能な場所を用いた方が海上モニタリングを早く

実施できる場合は、敷地外近郊の着水可能な場所を用いて海上モニタリングを実施する。

小型船舶の仕様等を第2表に、保管場所及び運搬ルートを示す。

第2表 小型船舶の仕様等

項目	内容
台数	1台（予備1台）
最大積載重量	350kg以上
動力源	外部バッテリー 2セット（予備1セット） 使用可能時間：1セットあたり約1時間 航続距離：1セットあたり約15km
モニタリング時に持ち込む 重大事故等対処設備等	電離箱サーベイ・メータ：1台 可搬型ダスト・よう素サンプラ：1台 採取用資機材：1式
保管場所	可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側、西側）
移動方法	小型船舶を保管している可搬型設備保管建屋から船舶運搬車両を用いて岸壁まで運搬する。




第6図 小型船舶の保管場所及び移動ルート

(5) 土壌モニタリング

発電所敷地内の土壌を採取し、 β 線サーベイ・メータ等により放射性物質の濃度を測定する。測定試料は、地表面から深さ 5cm までの表層土壌を対象とする。(参考 1 参照)

例として、ZnSシンチレーションサーベイ・メータによる測定を第 3 表に示す。

第 3 表 ZnSシンチレーションサーベイ・メータによる測定

ZnSシンチレーションサーベイ・メータ	
測定風景： 	実施事項： 採取した試料を容器に入れて、ZnSシンチレーションサーベイ・メータにより放射性物質を測定する。

土壌の採取深度について

「緊急時におけるガンマ線スペクトロメトリーのための試料前処理法（平成4年文部科学省）」を踏まえ、地表面から深さ5cmまでの表層土壌を測定試料とする。

第11章 土 壌

地表面から深さ5cmまでの表層土壌を測定試料に調製する前処理方法および保存方法について示す。室内の汚染を防止するため、乾燥処理は行わず、湿土のまま測定試料とする。測定容器として小型容器を用いるときの方法を示す。なお、本法は河底土、湖底土、海底土にも適用できる。

11.1 必要な機器、用具等

- ① ガンマ線用シンチレーションサーベイメータ
- ② 小型容器（容積100ml程度）
- ③ 測定容器を封入するポリエチレン袋

11.2 試料搬入時の注意点

- ① 試料の採取地および採取日を確認する。
- ② 200g以上の表層土壌を用意する。
- ③ 採取した試料については、サーベイメータで放射能レベルを確認し、その結果を基に、分析者の被ばく防止、前処理を行う際の汚染防止および供試量の決定等について適切な措置をする。

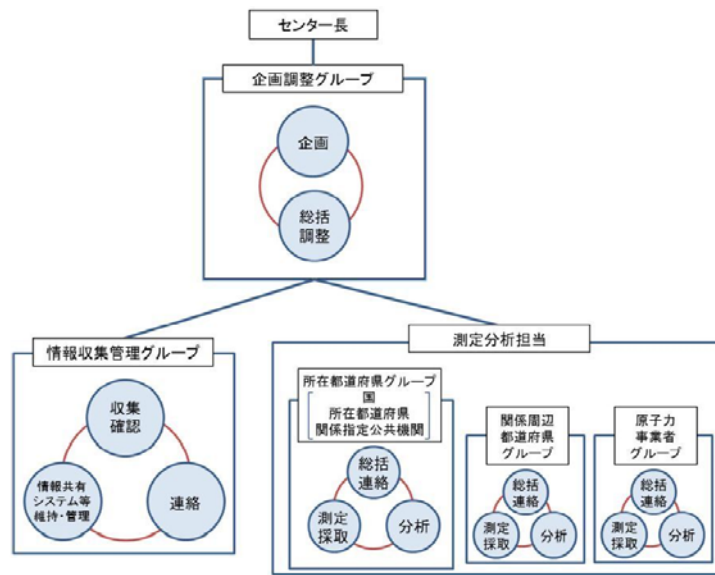
11.3 試料の前処理方法

- ① 混入している大きな草木、根、石礫等は取り除く。
- ② 小型容器の風袋重量を測る。
- ③ 湿土のまま、約100gを小型容器に入れる。残り約100gは、乾土率を測定するため、そのまま保存する。
- ④ 試料の上面を軽く圧縮して、円柱形とし、測定試料とする。
- ④ 蓋をして、試料の厚さをはかり、測定試料とする。
- ⑤ 重量をはかり、先の風袋重量を差引き、測定試料重量を求める。

出典：「緊急時におけるガンマ線スペクトロメトリーのための試料前処理法（平成4年文部科学省）」

発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

1. 原子力災害対策指針（原子力規制委員会 平成 29 年 3 月 22 日 全部改正）に従い、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、第 1 図及び第 1 表のとおり国、地方公共団体と連携を図りながら、敷地外のモニタリングを実施する。



第 1 図 緊急時モニタリングセンターの体制図

第 1 表 緊急時モニタリングセンター組織の機能と人員構成

	機能	人員構成
企画調整グループ	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時モニタリングセンターの総括 緊急時モニタリングの実施内容の検討，指示等 	<ul style="list-style-type: none"> 対策官事務所長及び対策官事務所長代理を企画調整グループ長，所在都道府県センター長等を企画調整グループ長補佐として配置 国，所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
情報収集管理グループ	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時モニタリングセンター内における情報の収集等 緊急時モニタリングの結果の共有，緊急時モニタリングに係る関連情報の収集等 現地における緊急時モニタリング結果の情報共有システムの維持・異常対応等 	<ul style="list-style-type: none"> 国の職員（原子力規制庁監視情報課）を情報収集管理グループ長とし，国，所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
測定分析担当	<ul style="list-style-type: none"> 企画調整グループで作成された指示書に基づき，必要に応じて安定よう素剤を服用したのち測定対象範囲の測定業務 	<ul style="list-style-type: none"> 所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者のグループで構成し，それぞれに全体を統括するグループ長を配置

出典：緊急時モニタリングセンター設置要領 第 1 版（平成 26 年 10 月 29 日）

2. 原子力事業者防災業務計画において、以下の状況を把握し、オフサイトセンターに所定の様式で情報連絡を行うこととしている。

【オフサイトセンターへ情報連絡する事項】

- ① 事故の発生時刻及び場所
- ② 事故原因、状況及び事故の拡大防止措置
- ③ 被ばく及び障害等人身災害に係わる状況
- ④ 発電所敷地周辺における放射線及び放射性物質の測定結果
- ⑤ 放出放射性物質の種類、量、放出場所及び放出状況の推移等
- ⑥ 気象状況
- ⑦ 収束の見通し
- ⑧ 放射性物質影響範囲の推定結果
- ⑨ その他必要と認める事項

他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）

原子力災害が発生した場合、他の原子力事業者との協力体制を構築するため、原子力災害時における原子力事業者間協力協定（以下「原子力事業者間協力協定」という。）を締結している。

1. 原子力事業者間協力協定締結の背景

平成 11 年 9 月の JCO 事故の際に、各原子力事業者が周辺環境のモニタリングや住民の方々のサーベイなどの応援活動を実施した。

この経験を踏まえ、平成 12 年 6 月に施行された原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）の内容とも整合性をとりながら、原子力事業者間協力協定を締結した。

2. 原子力事業者間協力協定（内容）

（目的）

原災法第 14 条^{*}の精神に基づき、国内原子力事業所において原子力災害が発生した場合、協力事業者が発災事業者に対し、協力要員の派遣、資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し、原子力災害の拡大防止及び復旧対策に努め、原子力事業者として責務を全うすることを目的としている。

※原災法第 14 条（他の原子力事業所への協力）

原子力事業者は、他の原子力事業者の原子力事業所に係る緊急事態応急対策が必要である場合には、原子力防災要員の派遣、原子力防災資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力をするよう努めなければならない。

(事業者)

電力9社(北海道, 東北, 東京, 中部, 北陸, 関西, 中国, 四国, 九州),
日本原子力発電, 電源開発, 日本原燃

(協力の内容)

発災事業者からの協力要請に基づき, 緊急事態応急対策及び原子力災害
事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため, 緊急時モニタリング,
避難退避時検査および除染その他の住民避難に対する支援に関する事項に
ついて協力要員の派遣, 資機材の貸与その他の措置を講ずる。

モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの
バックグラウンド低減対策手段

重大事故等により，モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポスト周辺の汚染に伴い測定ができなくなることを避けるために，以下のとおり，バックグラウンド低減対策手段を整備する。

1. モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

重大事故等により，放射性物質により検出器保護カバーが汚染される場合を想定し，交換用の検出器保護カバーを備える。

・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

- ① N a I シンチレーションサーベイ・メータ等により汚染レベルを確認する。
- ② モニタリング・ポストの検出器保護カバーの交換を行う。
- ③ 局舎屋上等の洗浄等を行う。
- ④ 除草，土壌の撤去，落ち葉の撤去等を行う。
- ⑤ N a I シンチレーションサーベイ・メータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

2. 可搬型モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

重大事故等により，放射性物質により可搬型モニタリング・ポストが汚染される場合を想定し，可搬型モニタリング・ポストの設置を行う際，予め養生を行う。

・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，可搬型モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

- ① NaIシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染レベルを確認する。
- ② 予め養生を行っていた養生シートを取り除く。
- ③ 除草，土壌の除去，落ち葉の撤去等を行う。
- ④ NaIシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

3. バックグラウンド低減の目安について

放射性物質により汚染した場合のバックグラウンド低減の目安はモニタリング・ポストの平常時の空間放射線量率レベルとする。ただし，汚染の状況によっては，平常時の空間放射線量率レベルまで低減することが困難な場合があるため，可能な限り除染を行いバックグラウンドの低減を図る。

気象観測設備

気象観測設備は、放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価及び一般気象データ収集のために、風向、風速、日射量、放射収支量、雨量、温度等を測定し、中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。また、そのデータを記録し、保存することができる設計とする。

気象観測設備の各測定器は防潮堤等周囲の構造物の影響のない位置^{*1*2}に設置する設計とする。

気象観測設備の配置図を第1図に、測定項目等を第1表に示す。



第1図 気象観測設備配置図

- ※1 「露場から建物までの距離は建物の高さから1.5 mを引いた値の3倍以上、または露場から10 m以上。」「露場中心部における地上1.5 mの高さから周囲の建物に対する平均仰角は18度以下。」(地上気象観測指針(2016気象庁))
- ※2 「(ドップラーソーダの)各アンテナの送信方向の中心軸±45度に反射体のないこと」(ドップラーソーダによる観測要領(2004 原子力安全研究協会))

第1表 気象観測設備の測定項目等

気象観測設備	
 <p>【超音波風向風速計】 (地上高さ)</p>	 <p>【ドップラーソーダ (風向風速計)】 (排気筒高さ)</p>
 <p>【日射計(左),放射収支計(右)】</p>	 <p>【温度計】</p>  <p>【雨量計】</p>
<p>台数：1式 (測定項目) 風向[※]，風速[※]，日射量[※] 放射収支量[※]，雨量，温度</p>	<p>(記録) 有線回線及び無線回線にて，中央制御室及び緊急時対策所へ伝送し，表示する。また，そのデータを記録し，保存する。</p>

※ 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目

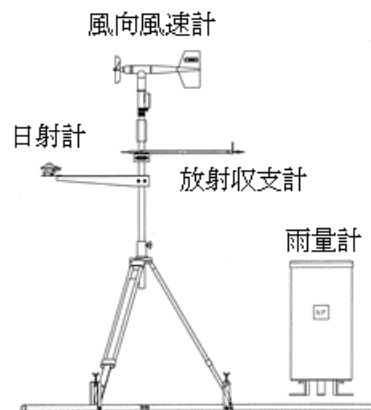
可搬型気象観測設備による気象観測項目の測定

1. 操作の概要

- 重大事故等発生後に、気象観測設備である風向風速計、日射計、放射収支計及び雨量計のうちいずれかが機能喪失した場合に使用する。
- 可搬型気象観測設備は緊急時対策所**建屋**（T.P.+約23m）に保管し、リヤカーにて気象観測設備近傍に運搬し、設置、測定を開始する。
- 測定値は電子メモリにて記録する。また、衛星回線によるデータ伝送機能を使用し、緊急時対策所にて監視する。

2. 必要要員数・想定時間

- 必要要員数：2名
 - 所要時間：可搬型気象観測設備（1台）の設置：約80分[※]
- ※所要時間は可搬型気象観測設備の運搬時間を含む。



第1図 可搬型気象観測設備

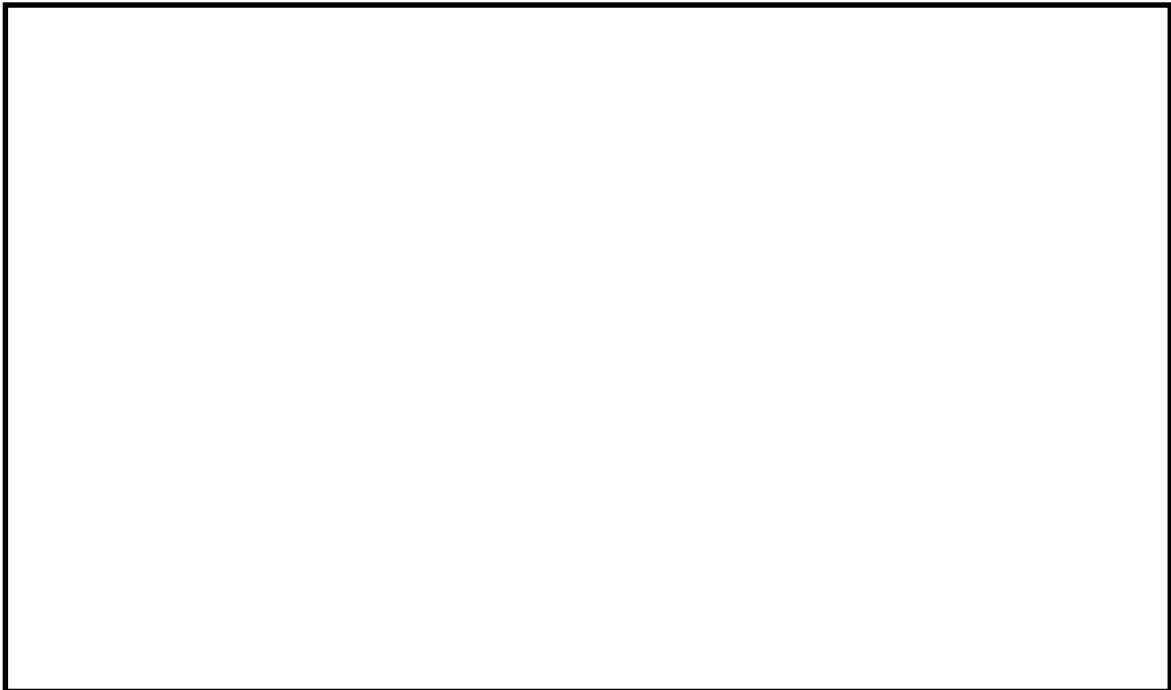
可搬型気象観測設備

気象観測設備が機能喪失した際、可搬型気象観測設備を使用して風向、風速、日射量、放射収支量及び雨量を測定し、記録する。配置場所は、以下の理由より、恒設の気象観測露場付近とする。

- ① グラントレベルが恒設の気象観測設備と同じ
- ② 配置場所周辺の建物や樹木の影響が少ない

可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所を第1図、測定項目等を第1表に示す。

なお、放射能観測車に搭載している風向風速計にて、風向、風速を測定することも可能である。



第1図 可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所

第1表 可搬型気象観測設備の測定項目等

項目	内容
台数	1台（予備1台）
測定項目	風向※，風速※，日射量※，放射収支量※及び雨量
電源	外部バッテリーを適宜交換することにより7日間以上連続稼働可能。交換頻度は2日に1回程度
記録	電子メモリにて記録
伝送	データは衛星回線にて，緊急時対策所へ伝送可能。
重量	本体（風向風速計等）：約40kg 外部バッテリー（5個）：約115kg

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目

可搬型気象観測設備の気象観測項目について

重大事故等において、気象観測設備が機能喪失した場合は、放射性物質が放出された場合の放出放射エネルギー評価や大気中における放射性物質拡散状態の推定を行うため、可搬型気象観測設備を用いて以下の項目について気象観測を行う。

1. 観測項目

風向，風速，日射量，放射収支量及び雨量

風向，風速，日射量及び放射収支量については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」に基づく測定項目

2. 各観測項目の必要性

放出放射エネルギー，大気安定度及び放射性物質の降雨による地表への沈着の推定には，それぞれ以下の観測項目が必要となる。

(1) 放出放射エネルギー

風向，風速及び大気安定度

(2) 大気安定度

風速，日射量及び放射収支量

(3) 放射性物質の降雨による地表への沈着の推定

雨量

モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置

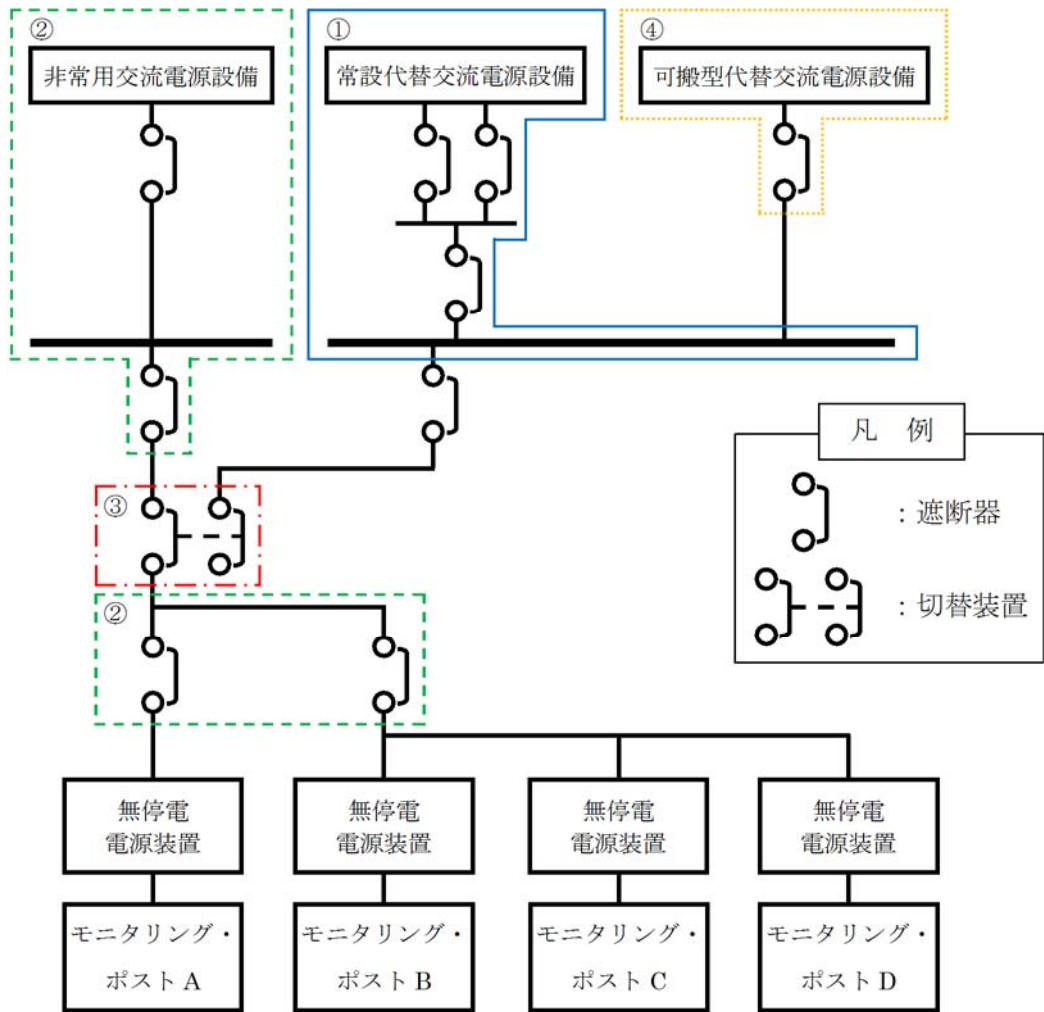
モニタリング・ポストは、非常用電源に接続する設計とする。さらに、モニタリング・ポストは、無停電電源装置を有し、停電時に電源を供給できる設計とする。代替電源設備としては、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電が可能な設計とする。

無停電電源装置の設備仕様を第1表に、モニタリング・ポストの電源構成概略図を第1図、モニタリング・ポストの電源構成（外観）を第2図に示す。

第1表 無停電電源装置の設備仕様

名 称	個 数	容 量	発電方式	バックアップ時間※1	備 考
無停電電源装置	局舎毎に1台計4台	3.0kVA	蓄電池	約12時間	停電時に電源を供給できる

※1：バックアップ時間は、各モニタリング・ポストの実負荷により算出



設置場所

- ① 常設代替高圧電源装置置場
- ② 原子炉建屋附属棟
- ③ 原子炉建屋附属棟（中央制御室）
- ④ 可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び可搬型代替低圧電源車接続盤（東側）

第1図 モニタリング・ポストの電源構成（概略図）

< 外観写真 >



無停電電源装置



常設代替交流電源設備



可搬型代替交流電源設備

第2図 モニタリング・ポストの電源構成（外観）

手順のリンク先について

監視測定等に関する手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.17.2.3 モニタリング・ポストの電源を代替電源設備から給電する手順

<リンク先> 1.14.2.3(1)代替交流電源設備による代替所内電気設備
への給電

1.14.2.3(2)代替直流電源設備による代替所内電気設備
への給電

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

< 目 次 >

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.18.1 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. 緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備

(a) 居住性の確保

(b) 必要な情報の把握及び通信連絡

(c) 必要な数の要員の収容

(d) 代替電源設備からの給電

(e) 重大事故等対処設備，自主対策設備及び資機材等

b. 手 順 等

1.18.2 重大事故等時の手順等

1.18.2.1 居住性の確保

(1) 緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護

a. 緊急時対策所非常用換気設備運転手順

b. 緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順

c. 緊急時対策所加圧設備への切替準備手順

d. 緊急時対策所加圧設備への切替手順

e. 緊急時対策所加圧設備の停止手順

- (2) 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定
 - a. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順
 - b. 緊急時対策所加圧設備運転中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順
- (3) 放射線量の測定
 - a. 緊急時対策所エリアモニタ設置手順
 - b. 可搬型モニタリング・ポストを設置する手順

1.18.2.2 必要な情報の把握及び通信連絡

- (1) 必要な情報の把握
- (2) 対策の検討に必要な資料の整備
- (3) 通信連絡

1.18.2.3 必要な数の要員の収容

- (1) 緊急時対策所にとどまる要員
 - a. 緊急時対策所にとどまる要員数
 - b. ベント実施によるプルーム通過時に要員が一時退避する対応の手順
- (2) 放射線管理
 - a. 放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材の維持管理
 - b. チェンジングエリアの設置及び運用手順
- (3) 飲料水，食料等の維持管理

1.18.2.4 代替電源設備からの給電

- (1) 緊急時対策所用代替電源設備による給電
 - a. 緊急時対策所用発電機による給電手順

1.18.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.18.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.18.2 居住性を確保するための手順等の説明について

添付資料1.18.3 必要な情報を把握するための手順等の説明について

添付資料1.18.4 必要な数の要員の収容に係る手順等の説明について

添付資料1.18.5 手順のリンク先について

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持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 「現地対策本部としての機能を維持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) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。
 - b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
 - c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。
 - d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。
 - e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。

2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡を行う必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な設備及び資機材を整備する。ここでは、緊急時対策所の設備及び資機材を活用した手順等について説明する。

1.18.1 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

重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり，重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に自主対策設備^{※1}及び資機材等^{※2}を用いた対応手段を選定する。

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

※2 資機材等：緊急時対策所にとどまるため等に用いる「対策の検討に必要な資料」，「放射線管理用資機材」，「チェンジングエリア用資機材」及び「飲料水，食料等」をいう。

また，緊急時対策所の電源は，通常，設計基準対象施設の常用電源設備から給電するが，常用電源設備からの給電が喪失した場合は，その機能を代替するための機能，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1.18.1-1図）。

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六十一条及び技術基準

規則第七十六条（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、自主対策設備及び資機材等との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、常用電源設備の喪失を想定する。また、審査基準及び基準規則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、自主対策設備及び資機材等を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準対象施設、重大事故等対処設備、自主対策設備、資機材等及び整備する手順についての関係を第1.18.1-1表に示す。

a. 緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備

(a) 居住性の確保

重大事故等時に、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護するため、居住性を確保する手段がある。

居住性を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所遮蔽
- ・ 緊急時対策所非常用送風機
- ・ 緊急時対策所非常用フィルタ装置
- ・ 緊急時対策所加圧設備
- ・ 緊急時対策所用差圧計^{※3}
- ・ 酸素濃度計^{※3}
- ・ 二酸化炭素濃度計^{※3}

- ・緊急時対策所エリアモニタ
- ・可搬型モニタリング・ポスト

※3 計測器本体を示すため計器名を記載

(b) 必要な情報の把握及び通信連絡

緊急時対策所から重大事故等の対処に必要な指示を行うために、必要な情報を把握し、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡をするための手段がある。

必要な情報を把握するための設備、通信連絡を行うための設備及び資機材等は以下のとおり。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）※⁴（以下「SPDS」という。）
- ・衛星電話設備（固定型）
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・無線連絡設備（携帯型）
- ・携行型有線通話装置
- ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）
- ・無線連絡設備（固定型）
- ・送受信器（ページング）
- ・電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）
- ・テレビ会議システム（社内）
- ・加入電話設備（加入電話及び加入FAX）
- ・専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））
- ・対策の検討に必要な資料

※4 SPDSとは、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝

送装置及びSPDSデータ表示装置から構成される。

(c) 必要な数の要員の収容

重大事故等に対処するために必要な数の要員を緊急時対策所で収容するための手段がある。この必要な数の要員を収容するために必要な資機材等は以下のとおり。

- ・放射線管理用資機材
- ・チェンジングエリア用資機材
- ・飲料水，食料等

(d) 代替電源設備からの給電

緊急時対策所用代替電源設備による給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所用発電機
- ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク
- ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ

(e) 重大事故等対処設備，自主対策設備及び資機材等

「(a) 居住性の確保」のために使用する設備のうち，緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置，緊急時対策所加圧設備，緊急時対策所用差圧計^{※3}，酸素濃度計^{※3}，二酸化炭素濃度計^{※3}，緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型モニタリング・ポストは重大事故等対処設備と位置づける。

「(b) 必要な指示及び通信連絡手段の確保」のために使用する設備のうち，SPDS，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（携帯型），携行型有線通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電話及びIP-FAX）は重大事故等対処設備と位置づける。

「(d) 代替電源設備からの給電」のために使用する設備のうち、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは重大事故等対処設備と位置づける。

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

以上の重大事故等対処設備において、発電所内外との通信連絡を行うことが可能であり、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・無線連絡設備（固定型）
- ・送受信器（ページング）
- ・電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）
- ・テレビ会議システム（社内）
- ・加入電話設備（加入電話及び加入FAX）
- ・専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））

耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、使用可能であれば、発電所内外の通信連絡を行う手段として有効である。

対策の検討に必要な資料、放射線管理用資機材、チェンジングエリア用資機材、飲料水、食料等は本条文【解釈】1c）、d）及びe）項を満足するための資機材等として位置付ける。

（添付資料1.18.1）

b. 手順等

上記の「a. 緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。（第1.18.1-1表）

これらの手順は、運転員等、重大事故等対応要員、庶務班員等^{※5}及び情報班員等^{※6}の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」及び「重大事故等対策要領」に定める。

※5 緊急時対策所に参集し滞在する、庶務班の班員または初動体制時の現場統括待機者をいう。

※6 緊急時対策所に参集し滞在する、情報班の班員または初動体制時の現場統括待機者をいう。

また、事故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1.18.1-2表、第1.18.1-3表）

また、通常時における、対策の検討に必要な資料、放射線管理用資機材、チェンジングエリア用資機材、飲料水、食料等の管理、運用を実施する。

（添付資料1.18.4(1)～(5)）

1.18.2 重大事故等時の手順等

1.18.2.1 居住性の確保

重大事故等時においても、必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするために必要な対応手段として、緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所用発電機、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計により、緊急時対

策所にとどまるために必要な居住性を確保する。

緊急時対策所^{建屋}付近（屋外）に設置する可搬型モニタリング・ポストにより、緊急時対策所に向かって放出される放射性物質による放射線量を測定、監視し、環境中に放射性物質が放出された場合、緊急時対策所加圧設備による希ガス等の放射性物質の取り込みを防止することで、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護する。

また、万が一、希ガス等の放射性物質が緊急時対策所内に取り込まれた場合においても、緊急時対策所エリアモニタにて監視、測定し対策をとることにより、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の取り込みを低減する。

緊急時対策所が事故対策のための活動に影響がない酸素濃度及び二酸化炭素濃度の範囲にあることを把握する。

これらを踏まえ事故状況の進展に応じた手順とする。

(1) 緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護

重大事故が発生するおそれがある場合等^{※1}，発電所災害対策本部が緊急時対策所を使用するための準備として，災害対策本部を立上げるために緊急時対策所非常用換気設備を運転する手順を整備する。

重大事故等時に，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等をプルームから防護し，緊急時対策所の居住性を確保するための手順を整備する。

※1 発電所災害対策本部が設置される場合として，運転時の異常な過渡変化，設計基準事故も含める。

a. 緊急時対策所非常用換気設備運転手順

緊急時対策所非常用換気設備を起動し、放射性物質の取り込みを低減するための手順を整備する。

常用電源設備が喪失した場合は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所非常用換気設備を起動する。

(添付資料1.18.2(1)(2))

(a) 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第10条の特定事象^{※2}が発生したと判断した場合

※2 「原子力災害対策特別措置法施行令第4条第4号のすべての項目」及び「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則第7条第1号表イのすべての項目」

(b) 操作手順

災害対策本部立上げ時の緊急時対策所非常用換気設備運転の手順は以下のとおり。緊急時対策所非常用換気設備の概要図を第18.2.1-1図に、手順のタイムチャートを第1.18.2.1-2図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班員等に緊急時対策所非常用換気設備の起動を指示する。
- ② 庶務班員等は、キースイッチを「通常運転モード」から「緊急建屋加圧モード」に切り替え、起動スイッチ操作により、緊急時対策所非常用換気設備の運転を開始する。
- ③ 庶務班員等は、流量が調整されていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は庶務班員等1名で行い、手順着手から流量の確認までの一連の操作完了まで約5分以内と想定する。

b. 緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順

プルーム放出時に緊急時対策所内に加圧設備から空気を供給するための準備を行う手順を整備する。

(添付資料1. 18. 2(1) (2))

(a) 手順着手の判断基準

次のいずれかの場合に着手する。

- ・中央制御室から炉心損傷が生じた旨の連絡があった場合、又は緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、災害対策本部長が炉心損傷の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合
- ・炉心損傷前であっても中央制御室から原子炉格納容器の破損が生じた旨の連絡があった場合又は、緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、災害対策本部長が原子炉格納容器破損の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合

(b) 操作手順

緊急時対策所加圧設備による空気供給準備の手順は以下のとおり。

緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順のタイムチャートを第1. 18. 2. 1-2図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班員等に緊急時対策所加圧設備の系統構成を指示する。
- ② 庶務班員等は、各部に漏えい等がないことを高圧空気ボンベ出口圧力にて確認する。
- ③ 庶務班員等は、「待機時高圧空気ボンベ出口圧力低(L)」及び「空気供給量低」警報をバイパスさせる。

(c) 操作の成立性

上記の対応は庶務班員等2名で行い、着手から漏えい等がないことの確認までの一連の操作完了まで約65分以内と想定する。

c. 緊急時対策所加圧設備への切替準備手順

プルーム放出のおそれがある場合、プルーム放出に備え、パラメータの監視強化及び空気ボンベによる加圧操作の要員配置を行うための手順を整備する。

(添付資料1.18.2(1)(2))

(a) 手順着手の判断基準

プルーム放出のおそれがある場合

具体的には、以下のいずれかに該当した場合

- ・プルーム放出前の段階において、直接線、スカイシャイン線により、緊急時対策所建屋付近に設置する可搬型モニタリング・ポストの指示値が有意な上昇傾向となった場合
- ・中央制御室から炉心損傷が生じた旨の連絡、情報があった場合又は緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、災害対策本部長が

炉心損傷の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合

- ・炉心損傷前であって中央制御室から原子炉格納容器破損が生じた旨の連絡、情報があった場合又は緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、災害対策本部長が原子炉格納容器破損の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合

(b) 操作手順

プルーム放出のおそれがある場合に実施する手順は以下のとおり。緊急時対策所非常用換気設備の概要図を第18.2.1-3図に、手順のタイムチャートを第1.18.2.1-4図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、プルーム放出に備え、重大事故等対応要員等へパラメータの監視強化及び空気ポンベによる加圧操作の要員配置を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は可搬型モニタリング・ポストの監視強化を行う。
- ③ 庶務班員等は、加圧設備の操作要員を配置する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は緊急時対策所内にて重大事故等対応要員1名及び庶務班員等1名で行う。室内での要員の配置等のみであるため、短時間での対応が可能であると想定する。

なお、直接線、スカイシャイン線により可搬型モニタリング・ポストのうち複数台の指示値上昇が予想されることから、緊急時対策所建屋付近に設置する可搬型モニタリング・ポスト以外の可搬型モニタリ

ング・ポスト指示値も参考として監視する。

d. 緊急時対策所加圧設備への切替手順

原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出され、ブルームが緊急時対策所に接近した場合、緊急時対策所非常用換気設備からの給気を停止し、緊急時対策所加圧設備により緊急時対策所内を加圧する手順を整備する。

(添付資料1.18.2(1)(2))

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかに該当した場合

- ・緊急時対策所建屋付近に設置する可搬型モニタリング・ポストが重大事故により指示値が20mSv/hとなった場合
- ・緊急時対策所エリアモニタが重大事故により指示値が0.5mSv/hとなった場合
- ・炉心損傷を判断した場合^{※1}において、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4m^{※2}に到達した場合
- ・炉心損傷を判断した場合^{※1}において、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができず、原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）が供給された場合において、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3%に到達した場合

※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）のγ線線量率が設計基準事故の追加放出量相当の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

※2 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント（サプレ

ッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mにて実施) 前に加圧設備への切り替え操作を行う。

(b) 操作手順

緊急時対策所非常用換気設備の緊急時対策所加圧設備により緊急時対策所内を加圧する手順の概要は以下のとおり。

緊急時対策所非常用換気設備の概要図を第18.2.1-3図に、切替手順のタイムチャートを第1.18.2.1-5図に示す。

(添付資料1.18.2(1)(2))

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班員等に緊急時対策所加圧設備による緊急時対策所内の加圧開始を指示する。
- ② 庶務班員等は、キースイッチを「緊対建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」に切り替え、起動スイッチ操作により、緊急時対策所加圧設備の空気ボンベによる加圧を開始する。
- ③ 庶務班員等は、災害対策本部と隣接区画の差圧が正圧（約20Pa）であることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所にて、庶務班員等1名で行い、一連の操作完了まで約5分以内と想定する。このうち、緊急時対策所加圧設備の操作から正圧に達するまでの時間は1分未満である。

e. 緊急時対策所加圧設備の停止手順

緊急時対策所建屋周辺から希ガス等の放射性物質の影響が減少した場合に緊急時対策所以外の建屋内のページを目的に、外気取り込み量を増加させた浄化運転に切り替え、建屋内の浄化後に緊急時対策所加圧設備による緊急時対策所の加圧を停止し、緊急時対策所非常用換気設備へ切り替る手順を整備する。

(添付資料1.18.2(1)(2))

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所建屋付近に設置する可搬型モニタリング・ポスト及び緊急時対策所エリアモニタにて放射線量を継続的に監視し、その指示値がプルーム接近時の指示値に比べ急激に低下し、安定した場合

(b) 操作手順

外気取り込み量を増加させ緊急時対策所以外の建屋内をページする浄化運転を行い、緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備に切替える手順は以下のとおり。

緊急時対策所非常用換気設備の概要図を第1.18.2.1-1図、第1.18.2.1-6図に、タイムチャートを第1.18.2.1-7図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班員等に緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替えを指示する。
- ② 庶務班員等は、キースイッチを「災害対策本部加圧モード」から「緊対建屋浄化モード」に切り替え、起動スイッチ操作により自動シーケンスにて、建屋浄化モード運転を開始する。
- ③ 庶務班員等は、建屋内の浄化運転が1時間継続されたことを確認し、キースイッチを「緊対建屋浄化モード」から「緊対建屋加

圧モード」に切り替え，起動スイッチ操作により自動シーケンスにて，緊急時対策所非常換気設備の運転を開始する。

④ 庶務班員等は，流量が調整されていることを確認する。

なお，緊急時対策所非常用換気設備を起動した後の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の監視手順については，「(1) 災害対策本部立上げ時の手順 c. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順」に示す。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，緊急時対策所内にて，庶務班員等 1 名で行い，一連の操作完了まで約 67 分以内と想定する。

なお，緊急時対策所非常用換気設備への切替えを判断する場合は，可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所建屋付近に設置する可搬型モニタリング・ポスト以外の可搬型モニタリング・ポストの指示値も参考として監視する。

(2) 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定

a. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

酸素欠乏症防止のため，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第10条の特定事象^{*2}が発生したと判断した場合

(b) 操作手順

緊急時対策所内の酸素濃度又は二酸化炭素濃度の測定を行う手順は以下のとおり。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班員等に緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ② 庶務班員等は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。
- ③ 庶務班員等は、緊急時対策所内の酸素濃度が19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が0.5%を超えるおそれがある場合は、風量調整ダンパの開度調整により、換気率を調整する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所にて庶務班員等1名で操作を行うことが可能である。室内での測定、弁の開度調整のみであるため、短時間での対応が可能である。

b. 緊急時対策所加圧設備運転中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

緊急時対策所加圧設備運転中に緊急時対策所の居住性が確保されていることを確認するため、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所加圧設備を運転している場合

(b) 操作手順

緊急時対策所内の酸素濃度又は二酸化炭素濃度の測定を行う手順は以下のとおり。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班員等に緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ② 庶務班員等は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。
- ③ 庶務班員等は、緊急時対策所内の酸素濃度が19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が1%を超えるおそれがある場合は、流量制御ユニットの開度調整により、空気流入量を調整する。

(3) 放射線量の測定

「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合に、緊急時対策所内への放射性物質等の取り込み量を微量のうちに検知するため、緊急時対策所内へ緊急時対策所エリアモニタを設置する手順を整備する。

なお、緊急時対策所建屋付近（屋外）に設置する可搬型モニタリング・ポストについても緊急時対策所内を加圧するための判断に用いる。

a. 緊急時対策所エリアモニタ設置手順

(a) 手順着手の判断基準

「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合

(b) 操作手順

緊急時対策所エリアモニタ設置手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.18.2.1-8図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、**重大事故等対応要員**に緊急時対策所エリアモニタ設置を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、**緊急時対策所**内に緊急時対策所エリアモニタを設置し起動する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は緊急時対策所内にて重大事故等対応要員1名で行い、一連の操作完了まで約10分以内と想定する。

b. 可搬型モニタリング・ポストを設置する手順

緊急時対策所**建屋**付近に可搬型モニタリング・ポストを設置する手順は「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

1.18.2.2 重大事故等に対処するために必要な情報の把握及び通信連絡

重大事故等時に、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、緊急時対策所のSPDS及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。

また、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所に整備する。

重大事故等時において、緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をするある場所と通信連絡を行う。

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策

所のSPDS及び通信連絡設備を使用する。

(添付資料1.18.3)

(1) 必要な情報の把握

重大事故等時に、緊急時対策所の緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータを監視する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

災害対策本部を立上げた場合

b. 操作手順

緊急時対策支援システム伝送装置については、常時、伝送が行われており、SPDSデータ表示装置を起動し、監視する手順は以下のとおり。

SPDSの概要を第1.18.2.2-1図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づきSPDSデータ表示装置によるプラントパラメータの監視を情報班員等に指示する。
- ② 情報班員等は、SPDSデータ表示装置の接続を確認し、端末（PC）を起動する。
- ③ 情報班員等は、SPDSデータ表示装置にて各パラメータを監視する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所内にて情報班員等1名で行う。

室内での装置の起動操作のみであるため、短時間での対応が可能であ

ると想定する。

(2) 対策の検討に必要な資料の整備

重大事故等時に、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し、資料が更新された場合には資料の差し替えを行い、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。

(添付資料1.18.4(9))

(3) 通信連絡

重大事故等時に、緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所内外との通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。

発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用等方法、必要な手順の詳細は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

1.18.2.3 必要な数の要員の収容

緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために、必要な現場作業を行う要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員として最大100名を収容する。

要員の収容にあたっては、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員との輻輳を避けるレイアウトとなるように考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようにトイレ、休憩スペース等

を整備するとともに、収容する要員に必要な放射線管理を行うための資機材、チェンジングエリア用資機材、飲料水及び食料等を整備し、維持、管理する。

(1) 緊急時対策所にとどまる要員

a. 緊急時対策所にとどまる要員数

プルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる要員は、休憩、仮眠をとるための交代要員を考慮して、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員46名と、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な現場作業等を行う要員18名の合計64名と想定している。

プルーム放出のおそれがある場合、災害対策本部長は、この要員数を目安とし、最大収容可能人数（100名）の範囲で緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

(添付資料1.18.4(10))

b. ベント実施によるプルーム通過時に要員が一時退避する対応の手順

原子炉格納容器ベントを実施する場合に備え、プルーム通過中において、緊急時対策所にとどまる必要のない要員が発電所外へ一時退避する手順及び緊急時対策所にとどまる要員が緊急時対策所に一時退避する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

① 緊急時対策所にとどまる必要のない要員の発電所外への一時退避

以下のいずれかの状況に至った場合

- ・炉心損傷を判断した場合^{*1}において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+4.5m^{*2}に到達した場合

- ・原子炉格納容器酸素濃度の上昇速度から緊急時対策所にとどまる要員以外の要員が発電所外へ一時退避の必要があると判断した場合

※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）の γ 線線量率が設計基準事故の追加放出量相当の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合

※2 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントの前に、確実に発電所外への退避が行えるよう設定

なお、サプレッション・プール水位が通常水位+4.5mから+6.5mに到達するまでは評価上約6.5時間である。

② 緊急時対策所にとどまる要員の緊急時対策所への一時退避

以下のいずれかの状況に至った場合

- ・炉心損傷を判断した場合^{*1}において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5m^{*3}に到達した場合。
- ・原子炉格納容器酸素濃度の上昇速度から緊急時対策所にとどまる要員以外の要員が発電所外へ一時退避の必要があると判断した場合

※3 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの前に、確実に緊急時対策所への退避が行えるよう設定

なお、サプレッション・プール水位が通常水位+5.5mから+6.5mに到達するまでは評価上約3時間である。

(b) 操作手順

プルーム通過時に要員が一時退避する対応の手順は以下のとおり。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づきプルーム通過時に緊急時対策所にとどまる必要のない要員又はとどまる要員の一時退避に関する判断を行う。
- ② 災害対策本部長は、プルーム通過時に緊急時対策所にとどまる必要のない要員又はとどまる要員を明確にする。
- ③ 災害対策本部長は、一時退避するための要員の退避に係る体制、連絡手段、移動手段を確保させ発電所外の放射性物質による影響の少ないと想定される場所（原子力事業所災害対策支援拠点等）への避難を指示する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所内での災害対策本部長による判断及び指示のみであるため短時間での対応が可能である。

(2) 放射線管理

a. 放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材の維持管理

7日間外部からの支援がなくとも対策要員が使用するのに十分な数量の装備（タイベック、個人線量計、全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理する。

放射線管理班は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等に防護具等を適切に使用させるとともに、被ばく線量管理を行うため、個人線量計を常時装着させるとともに線量評価を行う。また、作業に必要な放射線管理用資機材（電離箱サーベイメータ等）を用いて作業現場の放射線量率測定等を行う。

(添付資料 1.18.4(7))

b. チェンジングエリアの設置及び運用手順

緊急時対策所**建屋**の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置及び運用する手順を整備する。

(添付資料1.18.4(8))

(a) 手順着手の判断基準

「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合

(b) 操作手順

チェンジングエリアを設置及び運用するための手順は以下のとおり。

チェンジングエリア設置手順のタイムチャートを第1.18.2.3-1図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、チェンジングエリアの設置を指示する。事象進展の状況、参集済みの要員数及び重大事故等対応要員が実施する作業の優先順位を考慮して判断し、速やかに設営を行う。
- ② 重大事故等対応要員は、チェンジングエリア用資機材を準備し、設置場所に移動する。
- ③ 重大事故等対応要員は、チェンジングエリアの床・壁等のシート養生の状態を確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は必要に応じシートの再養生を行い、チェン

ジングエリアが使用可能であることを確認する。

- ⑤ 重大事故等対応要員は，チェンジングエリアに脱衣収納袋，各エリア間の境界にバリア，粘着マット等を設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は，GM汚染サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，重大事故等対応要員2名で行い，一連の操作完了まで約20分以内と想定する。運用に関しては，チェンジングエリア内に掲示した案内に基づき，汚染の確認を速やかに実施することができる。

チェンジングエリアには，防護具を脱衣する脱衣エリア，要員や物品の放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア，汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け，**重大事故等対応要員2**名が汚染検査及び除染を行うとともに，チェンジングエリアの汚染管理を行う。

なお，身体の汚染検査を待つ現場作業を行う要員等は，周辺からの放射線影響を低減するため，遮蔽効果のある緊急時対策所内で待機する。

除染エリアは，サーベイエリアに隣接して設置し，除染は，クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが，拭き取りにて除染ができない場合は，簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は，必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。

(3) 飲料水，食料等の維持管理

重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後，少なくとも外部からの支援なしに7日間，活動するために必要な飲料水，食料等を備蓄するとともに，通常時から維持，管理する。

庶務班は，重大事故等時には，食料等の支給を適切に運用する。

(添付資料 1.18.4(9))

放射線管理班は，適切な頻度で緊急時対策所内の空气中放射性物質濃度の測定を行い，飲食しても問題ない環境であることを確認する。

ただし，緊急時対策所内の空气中放射性物質濃度が目安 ($1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ 未満) よりも高くなった場合であっても，災害対策本部長の判断により必要に応じて飲食を行う。

1.18.2.4 代替電源設備からの給電

緊急時対策所は，通常，常用電源設備から給電するが，常用電源設備からの受電が喪失した場合は，代替電源設備として緊急時対策所用代替電源設備により緊急時対策所へ給電する。

(1) 緊急時対策所用代替電源設備による給電

常用電源設備からの受電が喪失した場合は，緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機（(A) 又は (B)）の1個が自動起動することにより緊急時対策所へ給電する。緊急時対策所電源系統概略図を第1.18.2.4-1図に示す。

自動起動する緊急時対策所用発電機（(A) 又は (B)）が故障等により起動しない場合又は停止した場合は，自動起動しない緊急時対策所用発電機（(A) 又は (B)）を緊急時対策所内の操作盤から手動起動することにより給電する。

緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））の運転中は、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク（（A）又は（B））から緊急時対策所用発電機給油ポンプ（（A）又は（B））により、自動で燃料給油を行うため、給油の操作は必要ない。緊急時対策所燃料系統概略図を第1.18.2.4-2図に示す。

なお、データ伝送設備については、緊急時対策所**建屋**の無停電電源装置から電源供給されているため、緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））が自動**起動**又は手動起動するまでの間の電圧低下時においても、データ伝送は途切れなく行うことができる。

a. 緊急時対策所用**発電機**による給電手順

緊急時対策所を使用する際に、常用電源設備または自動起動する緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））による給電を確認する手順及び自動起動しない緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））の**手動起動手順**を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

【常用電源設備または自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順の判断基準】

緊急時対策所の使用を開始した場合

【緊急時対策所用発電機の手動起動手順の判断基準】

常用電源設備からの受電が喪失し、自動起動する緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））が故障等により起動しない場合又は停止した場合

(b) 操作手順

常用電源設備または自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順及び緊急時対策所用発電機の手動起動手順の概要は以下のとおり。常用電源設備または自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する場合のタイムチャートを第1.18.2.4-3図に示す。緊急時対策所用発電機の手動起動手順の概略図を第1.18.2.4-4図に、タイムチャートを第1.18.2.4-5図に示す。

【常用電源設備または自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順】

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき庶務班員等に緊急時対策所の給電状態の確認を指示する。
- ② 庶務班員等は、災害対策本部長に常用電源設備または自動起動する緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））の受電遮断器が投入されていることを確認し、常用電源設備または自動起動する緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））により給電が行われていること、電圧及び周波数を確認し報告する。

【緊急時対策所用発電機の手動起動手順】

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき庶務班員等に緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））の手動起動による給電開始を指示する。
- ② 庶務班員等は、緊急時対策所の操作盤にて、常用電源設備及び自動起動する緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））の受電遮断器の「切」操作を行う。（又は「切」を確認する。）
- ③ 庶務班員等は、緊急時対策所内の操作盤にて、自動起動する緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））の「停止」操作を行

う。(又は「停止」を確認する。)

- ④ 庶務班員等は、緊急時対策所の操作盤にて、自動起動しない緊急時対策所用発電機（(A)又は(B)）の起動操作を行い、自動で受電遮断器が投入され給電が行われたこと、電圧及び周波数を確認し報告する。

(c) 操作の成立性

【常用電源設備または自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順】

庶務班員等1名で行い、常用電源設備または自動起動する緊急時対策所用発電機による給電状態を確認するまでの一連の操作完了まで約3分以内と想定する。暗所においても円滑に対応できるように、ヘッドライト等を配備する。

【緊急時対策所用発電機の手動起動手順】

庶務班員等1名で行い、緊急時対策所用発電機の手動起動による給電は一連の操作完了まで約10分以内と想定する。暗所においても円滑に対応できるように、ヘッドライト等を配備する。

(d) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時に常用電源設備からの受電が喪失した場合の対応手段の選択方法は、選択スイッチにて、緊急時対策所用発電機（(A)又は(B)）の自動起動する号機を選択し、常用電源設備からの受電が喪失した場合は、選択している緊急時対策所用発電機（(A)又は(B)）から給電する。

自動起動する緊急時対策所用発電機（(A)又は(B)）が故障等により起動しない場合又は停止した場合は、自動起動しない緊急時対

策所用発電機（（A）又は（B））を手動起動することにより給電する。

1.18.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

緊急時対策所加圧設備の操作等の判断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。

第 1.18.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順
 対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}	
居住性の確保	-	緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護	主要設備	緊急時対策所遮蔽 緊急時対策所非常用送風機 ^{※2} 緊急時対策所非常用フィルタ装置 緊急時対策所加圧設備 ^{※2} 緊急時対策所用差圧計	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			関連設備	緊急時対策所給気・排気配管 緊急時対策所給気・排気隔離弁 ^{※2} 緊急時対策所加圧設備(配管・弁) ^{※2}		
		緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	主要設備	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		放射線量の測定	主要設備	緊急時対策所エリアモニタ可搬型モニタリング・ポスト ^{※3}	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

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

※2 緊急時対策所用発電機により給電する。

※3 可搬型モニタリング・ポストを設置する手順については「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

※4 対策の検討に必要な資料, 放射線管理用資機材, チェンジングエリア用資機材, 飲料水, 食料等は本条文【解釈】1c), d) 及びe) 項を満足するための資機材等として位置付ける。

※5 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※6 通信連絡手段に関する手順については「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

第1.18.1-1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/4）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}	
必要な情報の把握及び通信連絡	—	必要な情報の把握	主要設備	安全パラメータ表示システム（SPDS） ^{※2}	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			関連設備	無線通信装置 無線通信装置用アンテナ 安全パラメータ表示システム（SPDS）～無線通信装置用アンテナ電 非常用交流電源設備 ^{※5} ・2D非常用ディーゼル発電機 ・2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 ^{※5} ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 ^{※5} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ ・2D非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ		
	—	対策の検討に必要な資料の整備	対策の検討に必要な資料 ^{※4}		— ^{※4}	重大事故等対策要領

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

※2 緊急時対策所用発電機により給電する。

※3 可搬型モニタリング・ポストを設置する手順については「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

※4 対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，チェンジングエリア用資機材，飲料水，食料等は本条文【解釈】1c），d）及びe）項を満足するための資機材等として位置付ける。

※5 代替電源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。

※6 通信連絡手段に関する手順については「1.19通信連絡に関する手順等」にて整備する。

第1.18.1-1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/4）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	整備する手順書 ^{*1}
必要情報の把握及び通信連絡	送受話器（ページング） 電力保安通信用 電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX） テレビ会議システム（社内） 加入電話設備（加入電話及び 加入FAX） 専用電話設備（専用電話（ホ ットライン）（自治体向））	通信連絡	主要設備 衛星電話設備（固定型） ^{*2*6} 衛星電話設備（携帯型） ^{*6} 無線連絡設備（携帯型） ^{*6} 携行型有線通話装置 ^{*6} 統合原子力防災ネットワークに接続する通信 連絡設備（テレビ会議システム，IP電話及 びIP-FAX） ^{*2*6}	重大事故等 対処設備 重大事故等対 策要領
			関連設備 専用接続箱～専用接続箱電路 衛星電話設備（屋外アンテナ） ^{*2} 衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋 外アンテナ）電路 衛星制御装置 ^{*2} 衛星無線通信装置 ^{*2} 通信機器 ^{*2} 統合原子力防災ネットワークに接続する通信 連絡設備（テレビ会議システム，IP電話及 びIP-FAX）～衛星無線通信装置電路	
			無線連絡設備（固定型） ^{*2*6} 送受話器（ページング） ^{*6} 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末 及びFAX） ^{*6} テレビ会議システム（社内） ^{*2*6} 加入電話設備（加入電話及び加入FAX） ^{*2*6} 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公 共団体向）） ^{*6}	

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

※2 緊急時対策所用発電機により給電する。

※3 可搬型モニタリング・ポストを設置する手順については「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

※4 対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，チェンジングエリア用資機材，飲料水，食料等は本条文【解釈】1c），d）及びe）項を満足するための資機材等として位置付ける。

※5 代替電源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。

※6 通信連絡手段に関する手順については「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

第1.18.1-1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/4）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{*1}
必要の収容の要	-	放射線管理	放射線管理用資機材 チェンジングエリア用資機材		— ^{*4} 重大事故等対策要領
		飲料水，食料等の維持管理	飲料水，食料等		— ^{*4} 重大事故等対策要領
代替電源設備からの給電	常用電源設備	緊急時対策所用代替電源設備による給電	主要設備	緊急時対策所用発電機 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 緊急時対策所用発電機給油ポンプ	重大事故等対処設備 重大事故等対策要領
			関連設備	緊急時対策所用発電機～緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）電路 緊急時対策所用M/C～緊急時対策所用動力変圧器電路 緊急時対策所用動力変圧器～緊急時対策所用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電路 緊急時対策所用P/C～緊急時対策所用モーターコントロールセンタ（以下「モーターコントロールセンタ」を「MCC」という。）電路 緊急時対策所用MCC～緊急時対策所用分電盤電路 緊急時対策所用125V系蓄電池～緊急時対策所用直流125V主母線盤電路 緊急時対策所用直流125V主母線盤～緊急時対策所用直流125V分電盤電路 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク～緊急時対策所用発電機給油ポンプ流路 緊急時対策所用発電機給油ポンプ～緊急時対策所用発電機流路 緊急時対策所用M/C電圧計	

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

※2 緊急時対策所用発電機により給電する。

※3 可搬型モニタリング・ポストを設置する手順については「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

※4 対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，チェンジングエリア用資機材，飲料水，食料等は本条文【解釈】1c），d）及びe）項を満足するための資機材等として位置付ける。

※5 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※6 通信連絡手段に関する手順については「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

第1.18.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.18.2.1 居住性の確保 (1) 緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護		
緊急時対策所加圧設備への切替準備手順	判断基準	緊急時対策所 建屋 付近の放射線量率
	操作	炉心損傷
		原子炉格納容器破損
緊急時対策所加圧設備への切替手順	判断基準	緊急時対策所 建屋 付近の放射線量率
	操作	原子炉格納容器内の水位
		原子炉格納容器内の酸素濃度
		炉心損傷
		原子炉格納容器破損
		緊急時対策所加圧設備使用時の空気流入率
	操作	緊急時対策所の環境監視
		緊急時対策所 建屋 付近の放射線量率
		緊急時対策所非常用給気ファン用流量計
		緊急時対策所用差圧計※3
緊急時対策所の環境監視		
緊急時対策所加圧設備の停止手順	判断基準	緊急時対策所 建屋 付近の放射線量率
	操作	緊急時対策所 建屋 付近の放射線量率
		緊急時対策所換気空調設備使用時の換気率
		緊急時対策所用差圧計※3
		緊急時対策所の環境監視
		緊急時対策所用差圧計※3
緊急時対策所の環境監視		

- ※1 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※2 「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」で手順等の着手判断基準として用いるパラメータ（計器）であり、重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は、「添付資料八 8.1 放射線管理設備」にて示す。
- ※3 「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」で手順等の着手判断基準として用いるパラメータ（計器）であり、重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は、「添付資料八 10.9 緊急時対策所」にて示す。

第1.18.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (2/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	
1.18.2.1 居住性の確保 (2) 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定			
a. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	判断基準	-	
	操作	緊急時対策所非常用換気空調設備使用時の換気率	緊急時対策所非常用給気ファン用流量計 緊急時対策所用差圧計※3
		緊急時対策所内の環境監視	酸素濃度計※3
			二酸化炭素濃度計※3
b. 緊急時対策所加圧設備運転中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	判断基準	緊急時対策所加圧設備使用時の運転状態	
	操作	緊急時対策所加圧設備使用時の空気流入量	空気ポンベ流量調整用流量計 緊急時対策所用差圧計※3
		緊急時対策所内の環境監視	酸素濃度計※3
		緊急時対策所内の環境監視	二酸化炭素濃度計※3

- ※1 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※2 「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」で手順等の着手判断基準として用いるパラメータ（計器）であり、重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は、「添付資料八 8.1 放射線管理設備」にて示す。
- ※3 「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」で手順等の着手判断基準として用いるパラメータ（計器）であり、重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は、「添付資料八 10.9 緊急時対策所」にて示す。

第1.18.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (3/3)

対処手順	重大事故等の対処に必要な なる監視項目		監視計器
1.18.2.3 必要な数の要員の収容 (1) 緊急時対策所にとどまる要員			
b. ベント実施によるブルーム通過時に要員が一時退避する対処の手順	基準判断	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位※1
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1
	操作	避難指示	—
1.18.2.4 代替電源設備からの給電 (1)緊急時対策所用代替電源設備による給電			
a. 緊急時対策所用発電機による給電手順	基準判断	電源	・緊急時対策所用M/C電圧計※3
	操作	電源	・緊急時対策所用M/C電圧計※3 ・緊急時対策所用発電機((A)又は(B))電圧計, 周波数計

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

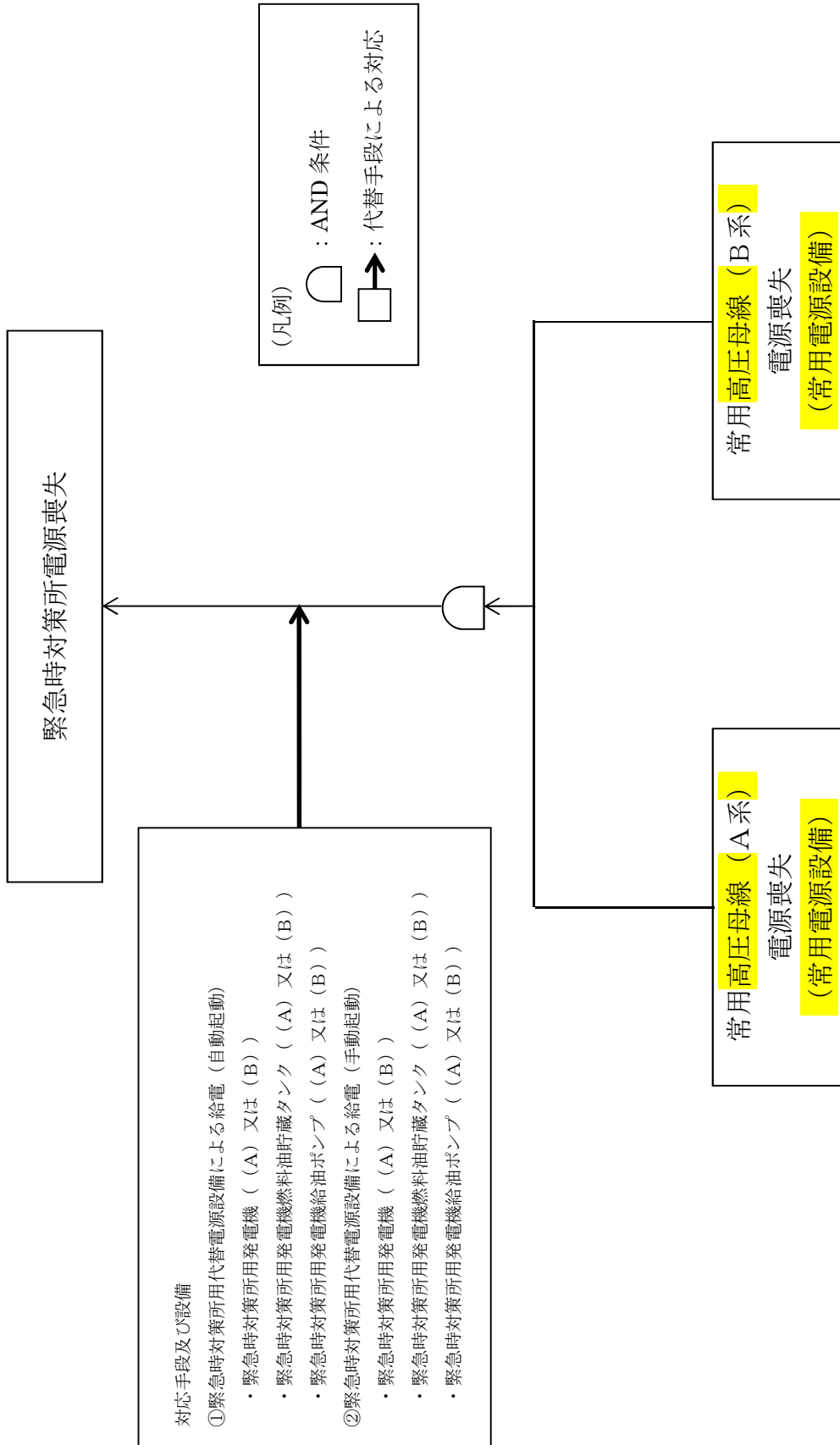
※2 「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」で手順等の着手判断基準として用いるパラメータ(計器)であり, 重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は, 「添付資料八 8.1 放射線管理設備」にて示す。

※3 「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」で手順等の着手判断基準として用いるパラメータ(計器)であり, 重大事故等対処設備としての要求事項の適合性は, 「添付資料八 10.9 緊急時対策所」にて示す。

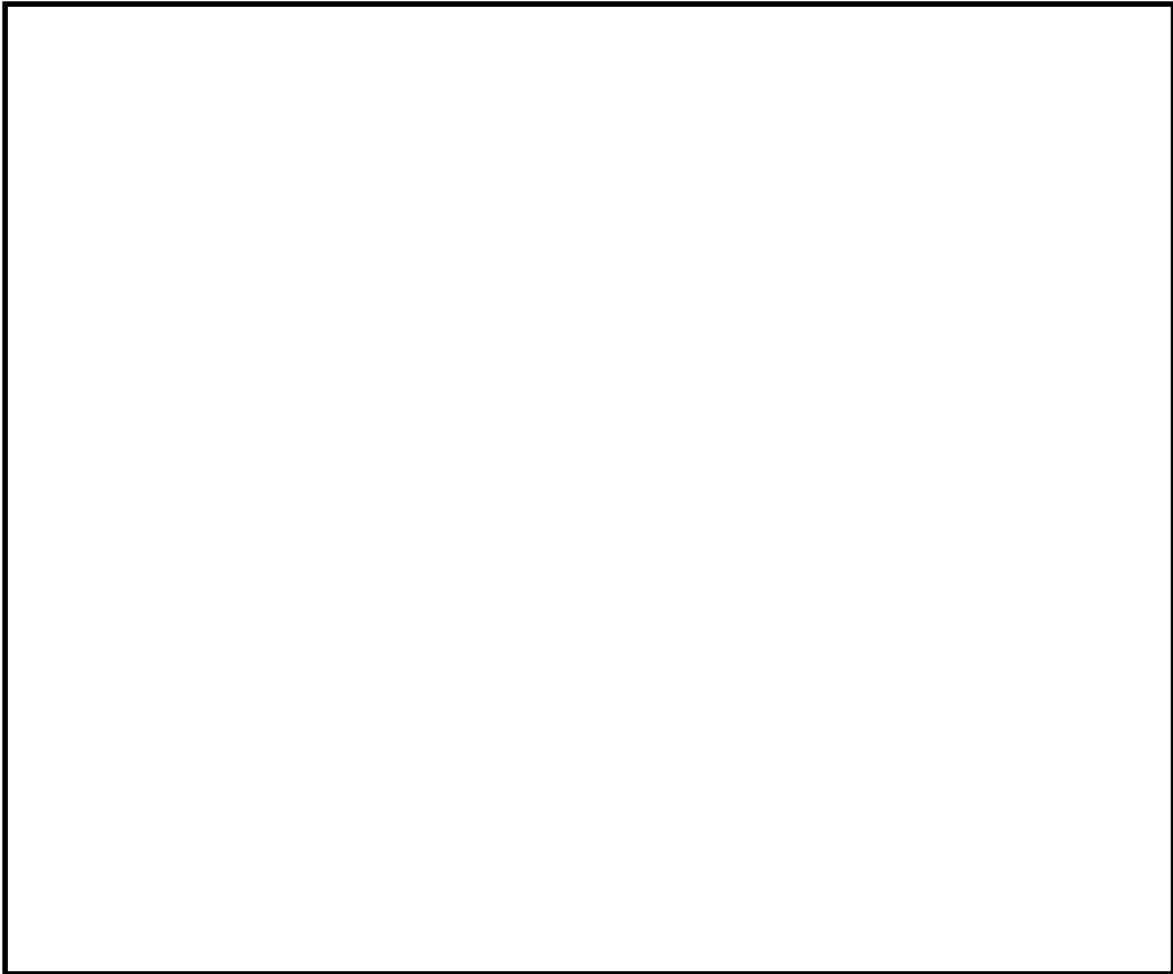
第 1.18.1-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.18】 緊急時対策所の居住性等 に関する手順等	緊急時対策所非常用 送風機	緊急時対策所用MCC
	緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所用MCC
	SPDSデータ表示装置	緊急時対策所用MCC

※通信連絡設備における給電対象設備は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。



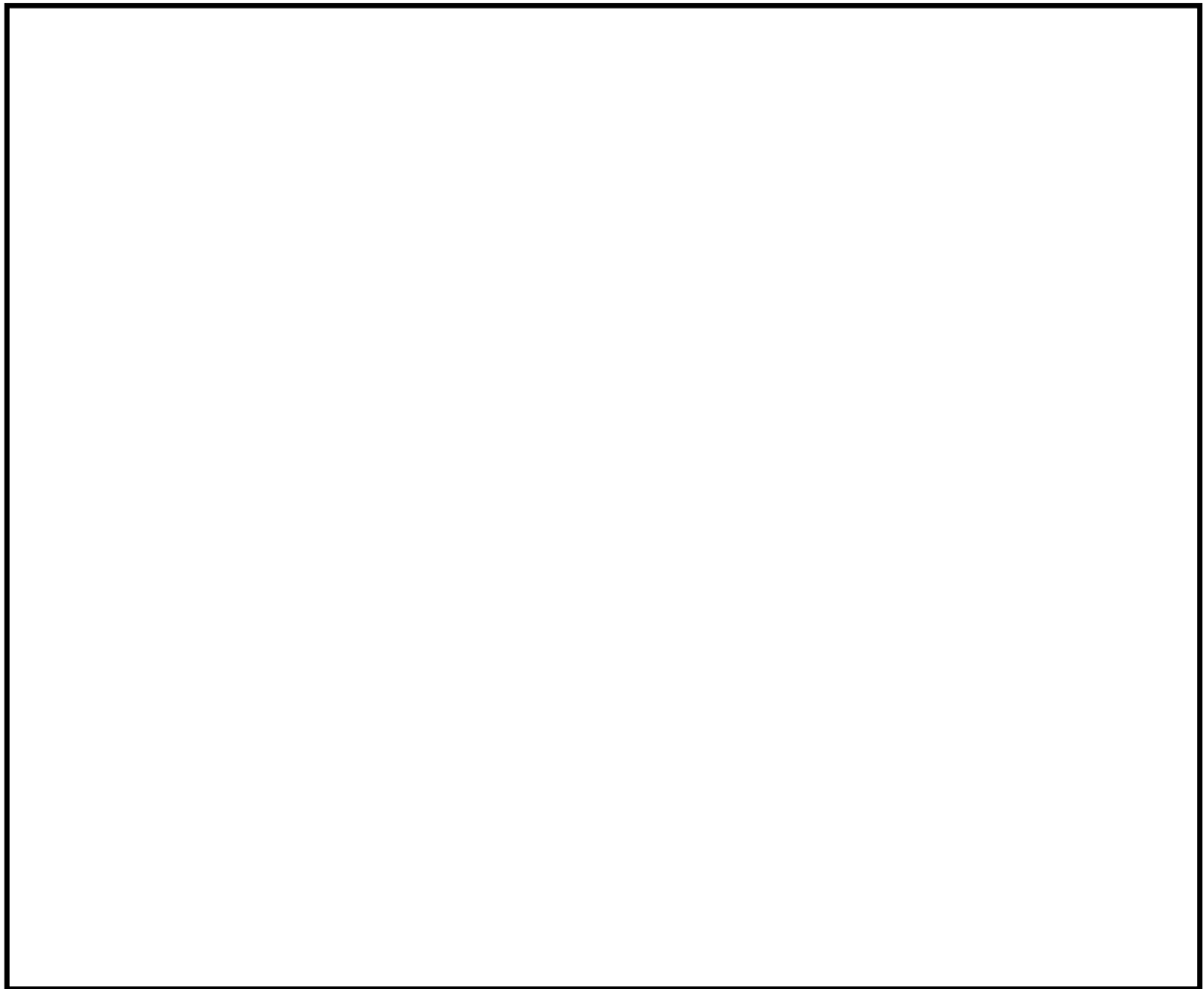
第1.18.1-1図 機能喪失原因対策分析



第 1.18.2.1-1 図 重大事故等時の緊急時対策所 非常用換気設備の概要図
(緊対建屋加圧モード)

手順の項目		実施個所・必要要員数		経過時間 (分)																備考
				2	4	6	8	10	30	60	70	80								
		非常用換気設備起動指示		非常用換気設備起動 (約 5分)												加圧準備指示		空気供給の準備完了 (約 65分)		
緊急時対策所非常用換気設備運転手順	庶務班員等	1	非常用換気設備操作盤へ移動				キースイッチ切り替え操作				非常用換気設備起動確認(流量確認)									
緊急時対策所加圧設備による空気供給準備作業手順	庶務班員等	2					加圧空気ボンベラック室へ移動													

第1.18.2.1-2図 緊急時対策所非常用換気設備運転及び加圧設備による空気供給準備手順タイムチャート



第 1. 18. 2. 1-3 図 重大事故等時の緊急時対策所 非常用換気設備の概要図
(災害対策本部加圧モード)

		経過時間 (分)										備考
		5	10	15	20	25	30	35	40	45		
手順の項目	実施個所・必要要員数	監視強化, 要員配置指示										
緊急時対策所非常用換気設備から加圧設備への切替準備作業	重大事故等対応要員A 庶務班員等	2										
			パラメータ監視及び加圧操作要員配置									
			監視 (エリアモニタ指示, 記録計)									

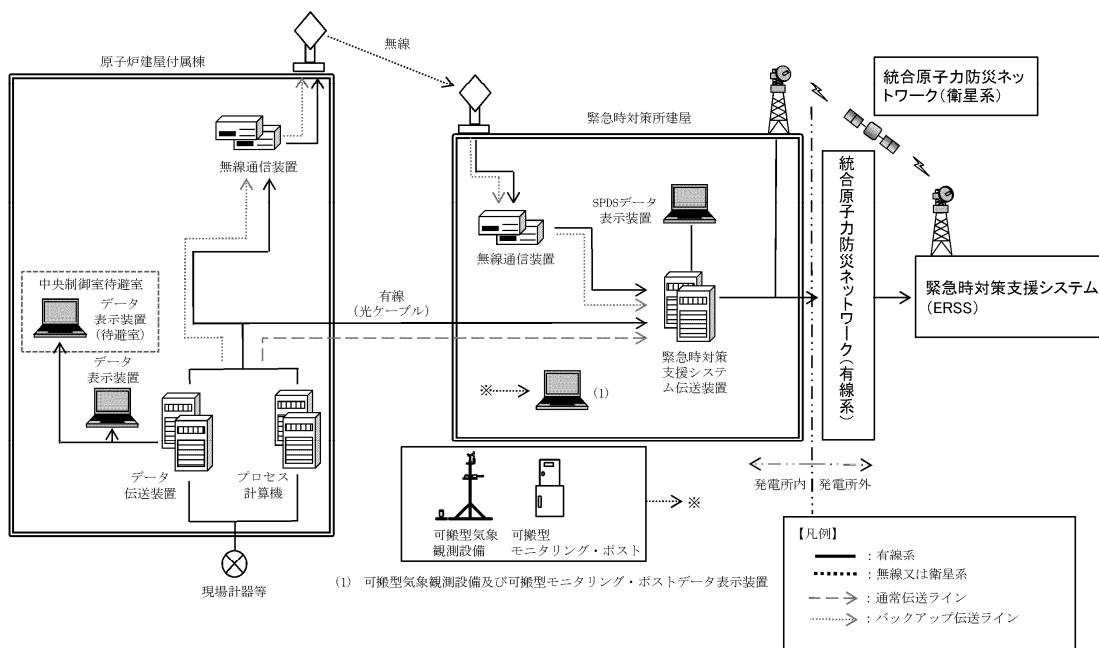
第1. 18. 2. 1-4図 緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替準備手順タイムチャート

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)									備考		
			1	2	3	4	5	6	7	8	9			
			加圧指示				加圧設備運転(約5分)							
緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替手順	庶務班員等	1	非常用換気設備操作盤へ移動											
			キースイッチ切り替え操作(加圧開始)											
			圧力確認											

第1.18.2.1-5図 緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替手順タイムチャート

		経過時間 (分)												備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	設置指示										エアモニタ 設置完了(約10分)		
緊急時対策所エアモニタ 設置手順	重大事故等対応要員 1	資機材準備												
		専用ケーブル、電源コンセントの接続												
		エアモニタ起動操作												

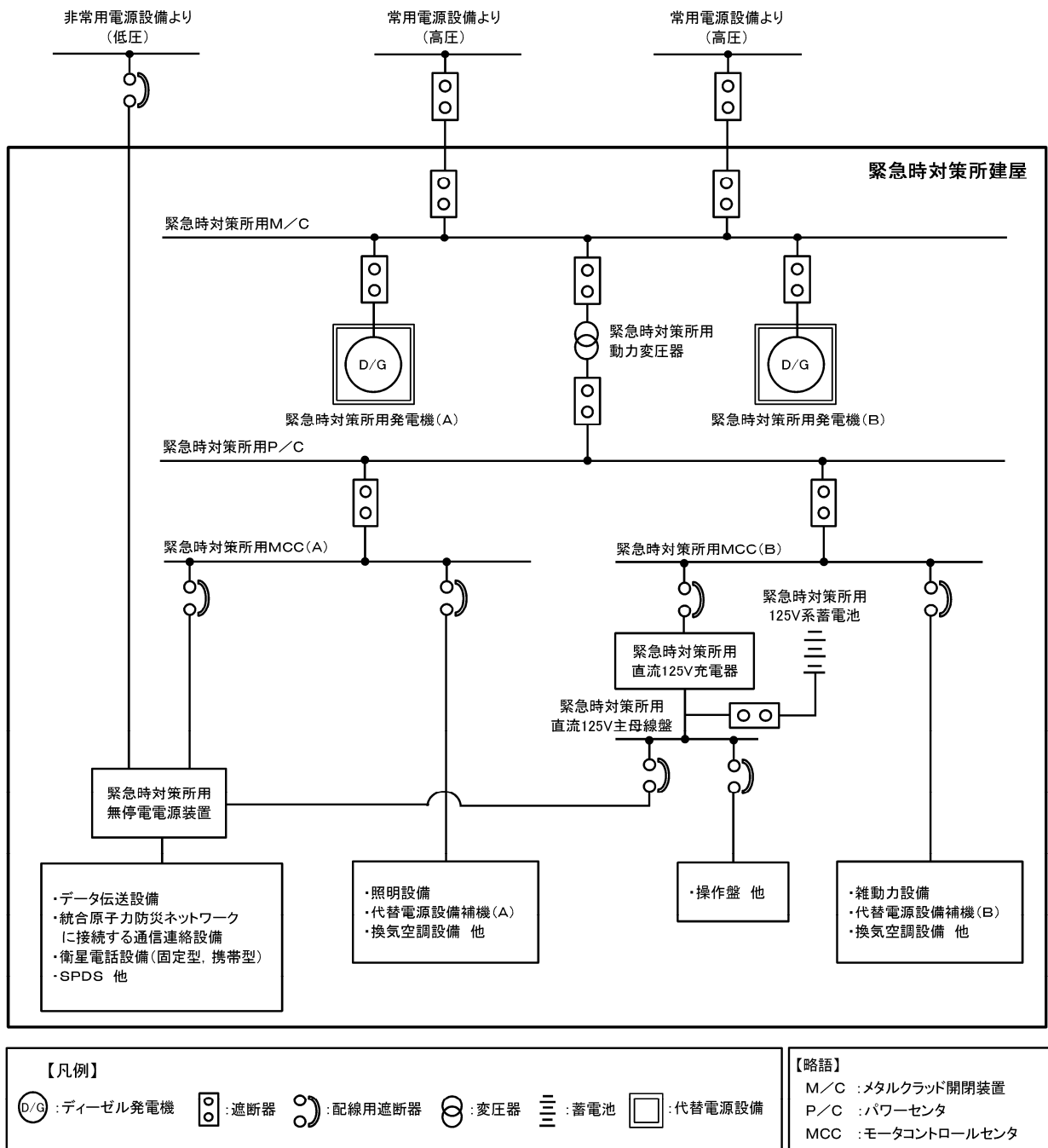
第1.18.2.1-8図 緊急時対策所エアモニタ設置手順タイムチャート



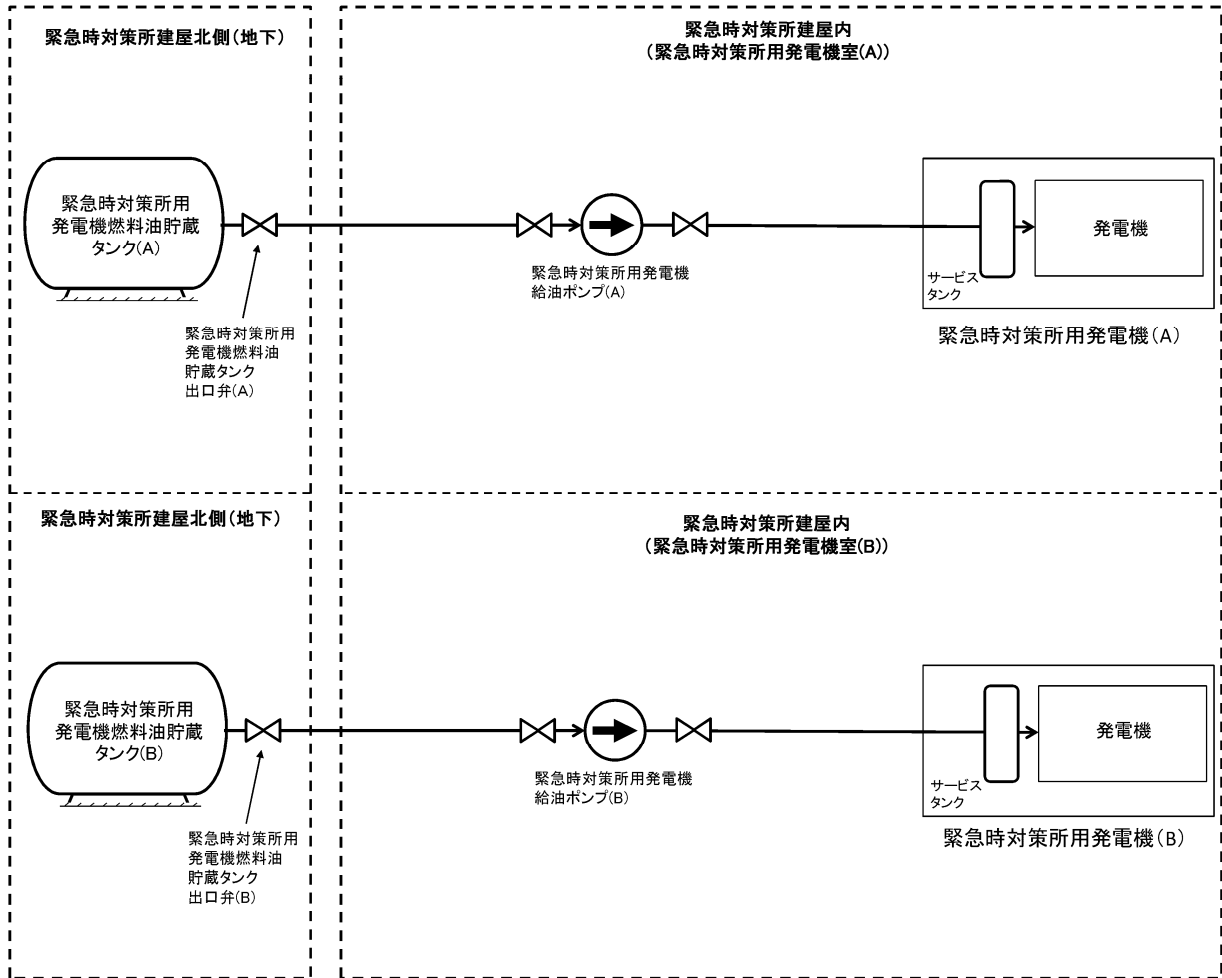
第1.18.2.2-1図 SPDSの概要

		経過時間 (分)										備考	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45			
手順の項目	実施箇所・必要員数	チェンジングエリア設置指示										チェンジングエリア設置完了 (約 20 分)	
チェンジングエリア 設置手順	重大事故等対応要 員班A、B	2	資機材準備, 移動										
					壁・床面養生確認及び脱衣収納袋, 境界バリア, 粘着マット等設置								
					GM汚染サーベイメータ等設置								

第1.18.2.3-1図 緊急時対策所チェンジングエリア設置手順タイムチャート



第1.18.2.4-1図 緊急時対策所電源系統概略図



第1.18.2.4-2図 緊急時対策所燃料系統概略図

		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施個所・必要員数	確認指示	緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））の自動起動による給電（約3分）									
緊急時対策所用発電機による給電（自動起動）	庶務班員等	1	緊急時対策用の操作盤へ移動									
			遮断器及び緊急時対策所用発電機（（A）又は（B））の状態確認									

第1.18.2.4-3図 常用電源設備または自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順タイムチャート

		経過時間 (分)									備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	起動指示				緊急時対策所用発電機 (A) 又は (B) の手動起動による給電 (約 10 分)						
緊急時対策所用発電機による給電 (手動起動)	庶務班員等	1	緊急時対策所の操作盤に移動									
			遮断器「切」操作及び緊急時対策所用発電機 (A) 又は (B) の「停止操作」、状態確認			起動準備						
						緊急時対策所用発電機 (A) 又は (B) の手動起動、受電操作						

第1. 18. 2. 4-5図 緊急時対策所用発電機の手動起動による給電手順
タイムチャート

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. 18)	番号	設置許可基準規則(61 条)	技術基準規則(76 条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持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】 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けるものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	<p>【本文】 第四十六条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講ずること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること。</p> <p>2 緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる措置を講じなければならない。</p>	⑧
<p>【解釈】 1 「現地対策本部としての機能を維持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) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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備えたものをいう。 a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	<p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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備えたものをいう。 a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	⑩
<p>b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	③	<p>【解釈】 1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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備えたものをいう。 a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	<p>【解釈】 1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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備えたものをいう。 a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	⑪
<p>c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。</p>	④	<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p>	<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p>	⑫
<p>d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。</p>	⑤	<p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は、多重性又は多様性を有すること。</p>	<p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は、多重性又は多様性を有すること。</p>	⑬
<p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。</p>	⑥	<p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p>	<p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p>	⑭
<p>2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	⑦			

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(1.18)	番号	設置許可基準規則(61条)	技術基準規則(76条)	番号
—	—	<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーフ通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で 100mSv を超えないこと。</p>	<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーフ通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で 100mSv を超えないこと。</p>	⑮
		<p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	<p>f) 緊急時対策所^{建屋}の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	⑯
		<p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	⑰

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 審査基準の要求に適合するための資機材					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番 号	備 考	手段	機器名称
緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護	緊急時対策所遮蔽	新設	① ② ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑭ ⑮ ⑰		—	—
	緊急時対策所非常用送風機	新設				
	緊急時対策所非常用フィルタ装置	新設				
	緊急時対策所加圧設備	新設				
	緊急時対策所用差圧計	新設				
	緊急時対策所給気・排気配管	新設				
	緊急時対策所給気・排気隔離弁	新設				
緊急時対策所加圧設備(配管・弁)	新設					
放射線量の測定	緊急時対策所エリアモニタ	新設	① ② ⑧ ⑨			
	可搬型モニタリング・ポスト	新設				
緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計	新設	① ② ⑧ ⑨			
	二酸化炭素濃度計	新設				

※1：対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，チェンジングエリア用資機材，飲料水，食料等は本条文【解釈】1c)，d)及びe)項を満足するための資機材等として位置付ける。

※2：手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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 審査基準の要求に適合するための資機材					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番 号	備 考	手段	機器名称
緊急時対策所用代替電源設備による給電	緊急時対策所用発電機	新設	① ② ③ ⑧ ⑨ ⑬		—	
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	新設				
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	新設				
	緊急時対策所用M/C電圧計	新設				
	緊急時対策所用発電機～緊急時対策所用M/C電路	新設				
	緊急時対策所用M/C～緊急時対策所用動力変圧器電路	新設				
	緊急時対策所用動力変圧器～緊急時対策所用P/C電路	新設				
	緊急時対策所用P/C～緊急時対策所用MCC電路	新設				
	緊急時対策所用MCC～緊急時対策所用分電盤電路	新設				
	緊急時対策所用125V系蓄電池～緊急時対策所用直流125V主母線盤電路	新設				
	緊急時対策所用直流125V主母線盤～緊急時対策所用直流125V分電盤電路	新設				
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク～緊急時対策所用発電機給油ポンプ流路	新設				
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ～緊急時対策所用発電機流路	新設				

※1：対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，チェン징ングエリア用資機材，飲料水，食料等は本条文【解釈】1c)，d)及びe)項を満足するための資機材等として位置付ける。

※2：手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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 審査基準の要求に適合するための資機材					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番 号	備考	手段	機器名称
必要な情報の把握	安全パラメータ表示システム (SPDS)	新設	① ② ③ ⑤ ⑧ ⑨ ⑩		—	—
	無線通信装置	新設				
	無線通信用アンテナ	新設				
	安全パラメータ表示システム (SPDS) ~無線通信装置用アンテナ回路	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				
	非常用交流電源設備※ ²	既設				
対策の検討に必要な資料	対策の検討に必要な資料※ ¹	既設	① ② ③ ⑤ ⑧ ⑨ ⑩		—	—
放射線管理	放射線管理用資機材※ ¹	新設	⑧ ⑨ ⑩	① ② ③	—	—
	チェンジングエリア用資機材※ ¹	新設				
飲料水、食料等の維持管理	飲料水，食料等※ ¹	新設	⑧ ⑨ ⑩	① ② ③ ⑥		
通信連絡	携行型有線通話装置	新設	① ② ③ ⑤ ⑧ ⑨ ⑩		発電所内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡	送受話器 (ページング)
	衛星電話設備 (固定型)	新設				電力保安通信用電話設備 (固定電話機，PHS端末及びFAX)
	衛星電話設備 (携帯型)	新設				無線連絡設備 (固定型)
	無線連絡設備 (携帯型)	新設				加入電話設備 (加入電話及び加入FAX)
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム，IP電話及びIP-FAX)	新設				専用電話設備 (専用電話 (ホットライン) (地方公共団体向))
						テレビ会議システム (社内)

※1：対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，チェンジングエリア用資機材，飲料水，食料等は本条【解釈】1c)，d)及びe)項を満足するための資機材等として位置付ける。

※2：手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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 審査基準の要求に適合するための資機材					自主対策	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	備考	手段	機器名称
通信 連絡	専用接続箱～専用接続箱 箱電路	新設	① ② ③ ⑤ ⑧ ⑨ ⑩	—	—	—
	衛星電話設備（屋外アンテナ）	新設				
	衛星制御装置	新設				
	衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路	新設				
	衛星無線通信装置	新設				
	通信機器	新設				
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電話及びIP-FAX）～衛星無線通信装置電路	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				
	非常用交流電源設備※ ²	既設				
	無線連絡設備（固定型）	新設				
	送受信器（ページング）	新設				
	電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX）	新設				
	テレビ会議システム（社内）	新設				
	加入電話設備（加入電話及び加入FAX）	新設				
専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））	新設					

※1：対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，チェンジングエリア用資機材，飲料水，食料等は本条文【解釈】1c），d）及びe）項を満足するための資機材等として位置付ける。

※2：手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/8)

技術的能力審査基準(1. 18)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持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>重大事故が発生した場合においても緊急時対策所に配備する設備により必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、必要な手順を整備する。</p> <p>発電用原子炉施設の内外と通信連絡するために必要な手順を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 「現地対策本部としての機能を維持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) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>重大事故が発生した場合においても換気設備等を用いた放射線防護措置により必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順を整備する。</p>
<p>b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>緊急時対策所用の電源は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電を行うための手順を整備する。</p>
<p>c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。</p>	<p>資機材等（放射線管理用資機材及びチェンジャーエリア用資機材）により十分な放射線管理を行える手順等を整備する。</p>
<p>d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。</p>	<p>資機材等（対策の検討に必要な資料）を整備する。</p>
<p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。</p>	<p>資機材等（飲料水，食糧等）を備蓄する。</p>

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (8/8)

技術的能力審査基準(1. 18)	適合方針
<p>2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>緊急時対策所にとどまる要員は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46 名と、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な現場作業等を行う要員 18 名の合計 64 名とする。</p>

居住性を確保するための手順等の説明について

添付 2 - 1 緊急時対策所加圧設備の運転操作について

1. 操作概要

緊急時対策所加圧設備の空気ポンペを運転し緊急時対策所を正圧維持することで放射性物質の流入を防ぎ、要員の被ばくを低減する。

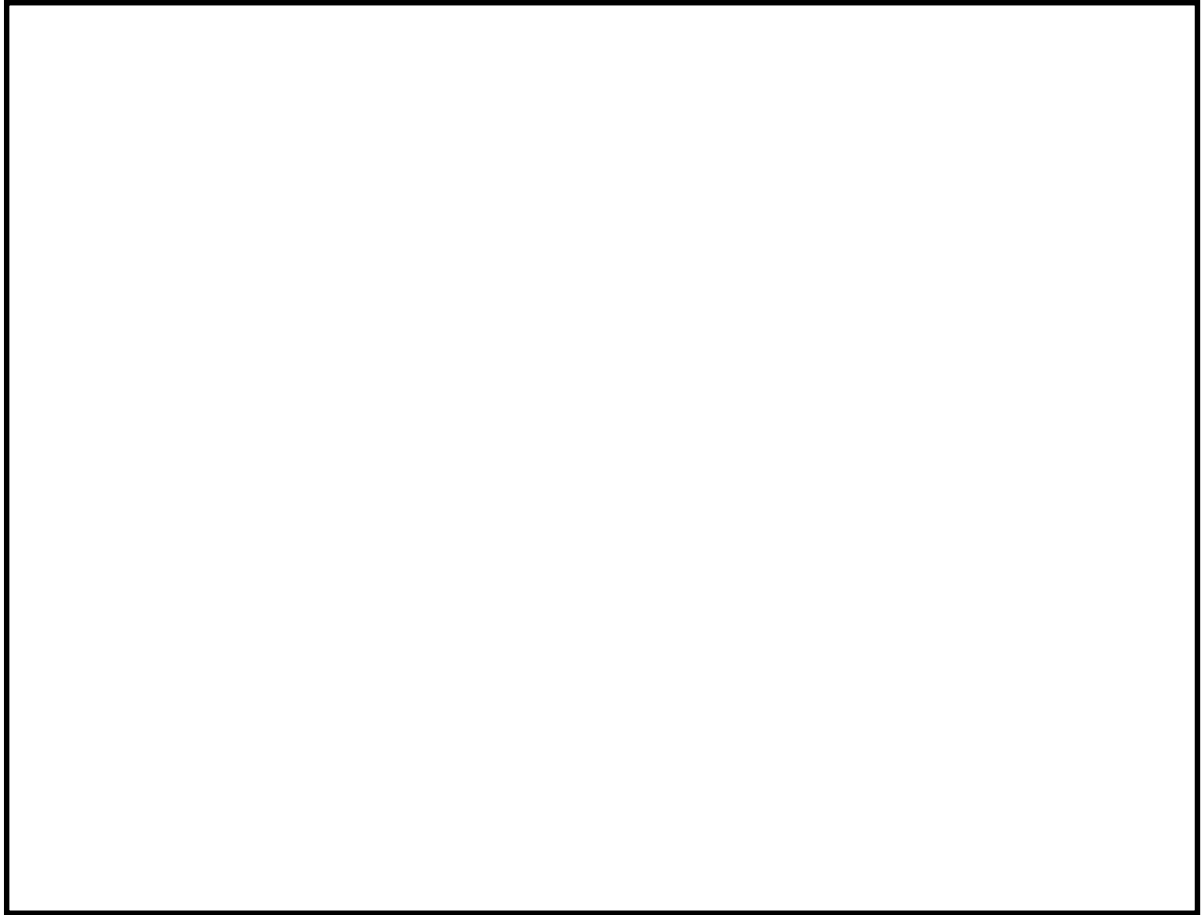
2. 必要要員数・想定時間

(1) 必要要員数：庶務班 1 名

(2) 想定時間：約 5 分

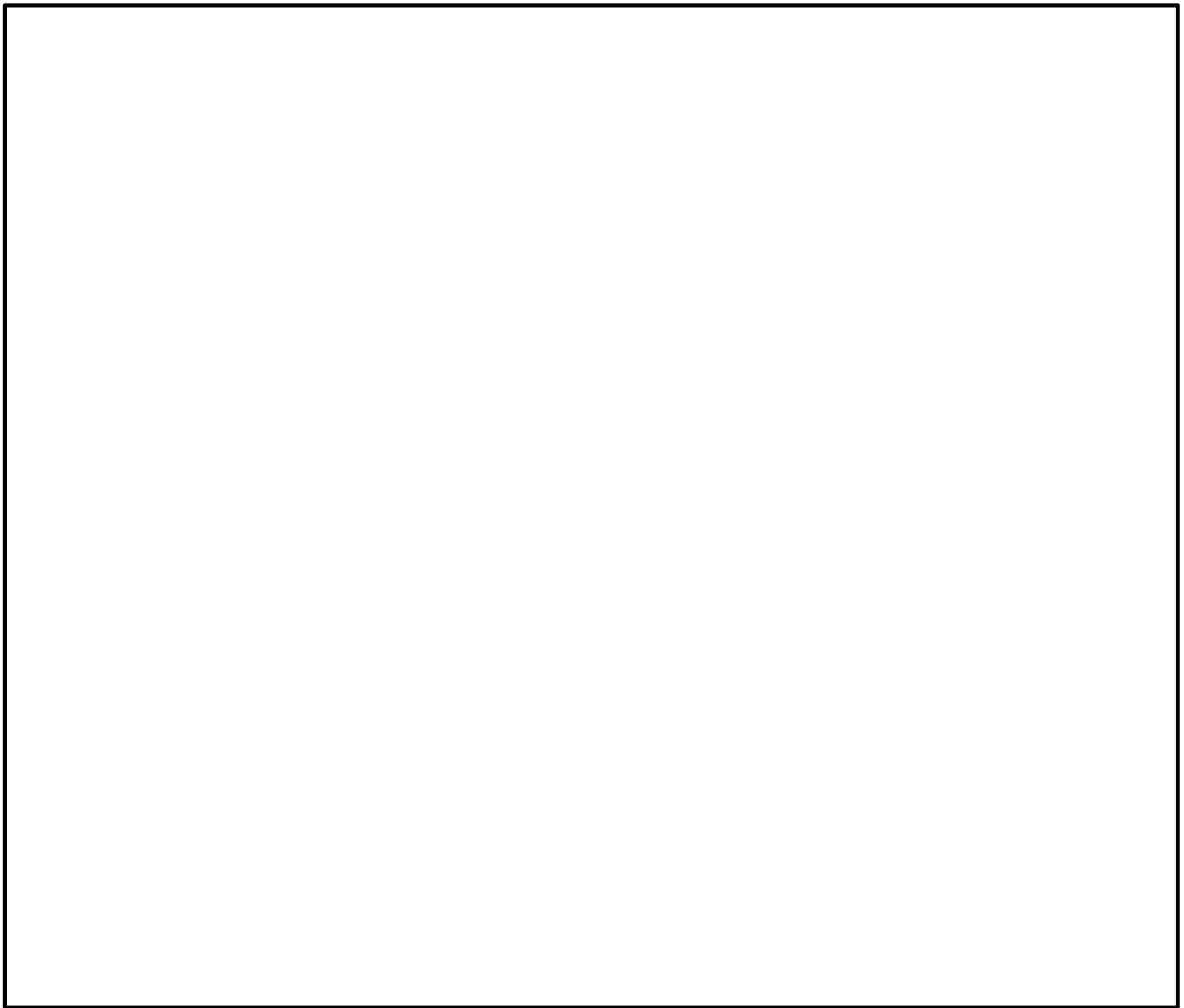
3. 系統構成

緊急時対策所 換気空調系概略図は第1図のとおり。



(緊急建屋加圧モード)

第1図 重大事故等時の緊急時対策所 換気空調系概略図 (1 / 2)



(災害対策本部加圧モード)

第1図 重大事故等時の緊急時対策所 換気空調系概略図 (2 / 2)

4. 手 順

- ①換気空調設備操作盤で、キースイッチの「緊急建屋加圧モード」を選択し、起動スイッチ操作により自動シーケンスにて、運転モードが「通常モード」から「緊急建屋加圧モード」に切り替わる。

(自動シーケンスによる切り替え動作は以下のとおり。)

排風機が停止し、排風機出口隔離弁が閉、差圧排気調整隔離弁が調整開、差圧排気出口隔離弁が開とすることで差圧制御ラインから排気する。その後、フィルタ装置入口隔離弁を開、非常用送風機を起動させ外気取入隔離弁を閉とする。さらに、非常用給気調整隔離弁を調整開、災害対策本部非常用給気隔離弁を開として、外気を非常フィルタ装置にてフィルタ処理し、緊急時対策所を加圧する。

- ②換気空調設備操作盤で、キースイッチの「災害対策本部加圧モード」を選択し、起動スイッチ操作により自動シーケンスにて、運転モードが「緊急建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」に切り替わる。

(自動シーケンスによる切り替え動作は以下のとおり。)

災害対策本部給気隔離弁、災害対策本部非常用給気隔離弁、災害対策本部換気隔離弁を閉、加圧空気供給弁を開とし、**緊急時対策所**の加圧を開始する。また、非常用送風機風量切替隔離弁、非常用給気調整隔離弁を調整開とし外気取入量を調整する。

- ③**緊急時対策所**と隣接区画との差圧調整は災害対策本部差圧調整隔離弁にて自動制御する。また、**緊急時対策所**内の差圧計により、所定の差圧(約30Pa)に加圧されていることを確認する

- ④災害対策本部加圧モード運転中においては、酸素濃度 19%以上及び二酸化炭素濃度 1%以下であることを、酸素濃度計又は二酸化炭素濃度計で適時確認する。

添付 2 - 2 加圧設備運転時における緊急時対策所の空気供給量の設定及び空気ポンベの必要本数について

1. 加圧設備運転時における緊急時対策所の空気供給量の設定加圧

加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量を第 1 表に示す。加圧設備運転時の空気供給量は正圧維持，酸素濃度維持，二酸化炭素濃度抑制の全ての条件を満たす $160\text{m}^3/\text{h}$ に設定する。

第 1 表 加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量

各種評価条件	必要空気供給量 (m^3/h)
正圧維持	120
酸素濃度維持	112
二酸化炭素濃度抑制	160

以下に、各条件の空気供給量の設定方法を示す。

a. 正圧維持に必要な空気供給量

緊急時対策所はコンクリートの間仕切りで区画されることから、壁の継ぎ目からのリークはないものとする。よって、緊急時対策所のリークポテンシャルは、ドア開口の隙間，壁貫通部（配管，ケーブル，ダクト）である。

(a) ドア開口リーク量

気密が要求される建屋／部屋に使用されるドアの気密性は JIS A 4702

にて定義されている。最も気密性の高い等級 A-4 のドアにおいては、圧力差 30Pa (運用差圧) におけるドア面積当たりのリーク量は約 $6[m^3/h \cdot m^2]$ であるため、ドアからのリーク量は以下の式により算出できる。

$$Q_{\text{ドア}} = S \times 6$$

Q_{ドア} : ドアからのリーク量 $[m^3/h]$

S : ドアの面積合計 $9.5m^2$ (緊急時対策所)

JIS A4702 気密性

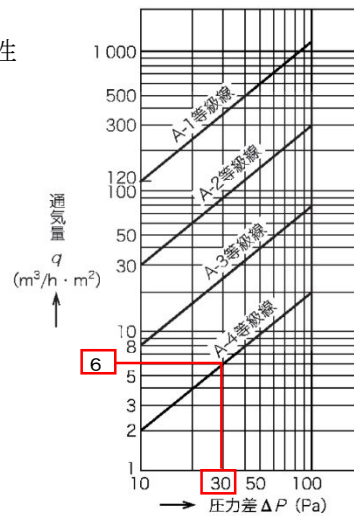


図1-気密等級線

(b) 壁貫通部のリーク量

壁貫通部のリーク量は、実績がある原子炉二次格納施設のリーク率 0.5 回/day を用いると、以下の式により算出できる。

$$Q_{\text{貫通部}} = V \times 0.5 \div 24$$

V : 室容積 $2,994m^3$

したがって、緊急時対策所のリーク量は以下の式により $120m^3/h$ となる。

$$\begin{aligned} Q &= Q_{\text{ドア}} [m^3/h] + Q_{\text{貫通部}} [m^3/h] \\ &= S [m^2] \times 6 [m^3/h \cdot m^2] + V [m^3] \times 0.5 [\text{回/day}] \div 24 [\text{day/h}] \\ &= 9.5 \times 6 + 2,994 \times 0.5 \div 24 \\ &= 120 [m^3/h] \end{aligned}$$

Q: 供給空気供給量 [m³/h]

b. 酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は 19vol%以上（「鉱山保安法施行規則」を準拠），滞在人数は 100 名，酸素消費量は成人の呼吸量（静座時）とし，許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$\begin{aligned} Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\ &= \frac{-0.0218 \times 100}{(19.00 - 20.95)} \times 100 \\ &= 112 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

Ga : 酸素発生量 -0.0218m³/h/人

P : 人員 100人

K₀ : 供給空气中酸素濃度 20.95vol%

K : 許容最低酸素濃度 19.0vol%

c. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は 1.0vol%以下（「鉱山保安法施行規則」を準拠），空气中の二酸化炭素量は 0.03vol%，滞在人数 100 名の二酸化炭素吐出量は，計器監視等を行う程度の作業時（極軽作業）の量とし，許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$\begin{aligned} Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\ &= \frac{0.022 \times 100}{(1.0 - 0.03)} \times 100 \\ &= 227 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

また，加圧設備運転時間はプルーム放出時間の 10 時間に，プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え時間を考慮した 2 時間を加え，さらに

2時間の余裕をもたせ14時間分とする。14時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vol%を超えない空気供給量は160m³/hとなる。(14時間後のCO₂濃度は0.977%)

$$K_t = K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + G_a \times P / Q \left(1 - e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t}\right)$$

$$K_t = \left(K_1 - K_0 - G_a \times P / Q\right) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + \left(K_0 - G_a \times P / Q\right)$$

K_t : t時間後のCO₂濃度 [%]

K₁ : 室内初期CO₂濃度 0.5%

K₀ : 供給空気のCO₂濃度 0.03%

G_a : CO₂発生量 0.022m³ / (h・人)

P : 滞滞在人員 100人

Q : 空気供給量 [m³/h]

V : 室容積 2,994m³

2. 空気ポンベの必要本数について

(a) 空気ポンベ必要本数の算定時間は、プルーム放出時間の10時間に、プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え時間を考慮した2時間を加え、さらに2時間の余裕をもたせ14時間分とする。

(b) ポンベ使用可能量は、7.15m³/本とする。

(c) 14時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vol%を超えない空気供給量は、160m³/hとする。以上から14時間を正圧維持等する場合に必要な本数は、下記計算のとおりであり、320本を確保する。

・ポンベ標準初期充填圧力 : 19.6 MPa (at 35°C)

- ・ 設置環境条件におけるボンベ初期圧力 : 18.01MPa(at 10°C)
- ・ ボンベ内容積 : 46.7L
- ・ 圧力調整弁最低制御圧力 : 3MPa
- ・ ボンベ供給可能空気量 : 7.15m³ / 本(at 10°C)

計算式: $\frac{160 \times 14}{7.162} = 313$

必要な情報を把握するための手順等の説明について

添付3-1 SPDSデータ表示装置にて確認できるパラメータについて

通常、緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、原子炉建屋付属棟に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、SPDSデータ表示装置にて確認できる設計とする。

また、緊急時対策支援システム（ERSS）への伝送については、緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置から伝送する設計とする。

通常の方法でデータ伝送ラインが使用できない場合、緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、バックアップ伝送ラインにより原子炉建屋付属棟に設置するデータ伝送装置から無線系を経由し、SPDSデータ表示装置にて確認できる設計とする。

各パラメータは、2週間分（1分周期）のデータが保存され、SPDSデータ表示装置にて過去データが確認できる設計とする。

SPDSパラメータについては、緊急時対策所において必要な指示を行うことができるよう必要なパラメータが表示・把握できる設計とする。

- ・「炉心反応度の状態」、 「炉心冷却の状態」、 「原子炉格納容器内の状態」 「放射能隔離の状態」、 「非常用炉心冷却系（ECCS）の状態等」の確認に加え、「使用済み燃料プールの状態」の把握、並びに「環境の情報」の把握

また、これらのパラメータ以外にも、「水素爆発による原子炉格納容器

の破損防止」「水素爆発による原子炉建屋の損傷防止」「津波監視」に必要なパラメータを収集し，緊急時対策所に設置するSPDSデータ表示装置において確認できる設計とする。

SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータを第1表に示す。

第1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧

(1/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応度 の状態確認	平均出力領域計装 平均	○	○	○
	平均出力領域計装 A	○	—	○
	平均出力領域計装 B	○	—	○
	平均出力領域計装 C	○	—	○
	平均出力領域計装 D	○	—	○
	平均出力領域計装 E	○	—	○
	平均出力領域計装 F	○	—	○
	起動領域計装 A	○	○	○
	起動領域計装 B	○	○	○
	起動領域計装 C	○	○	○
	起動領域計装 D	○	○	○
	起動領域計装 E	○	○	○
	起動領域計装 F	○	○	○
	起動領域計装 G	○	○	○
	起動領域計装 H	○	○	○
炉心冷却の 状態確認	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 広帯域)	○	—	○
	原子炉水位(SA 燃料域)	○	—	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力(SA)	○	—	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 A	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 B	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 C	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	○
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	○
原子炉給水流量	○	○	○	

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の 状態確認	原子炉圧力容器温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	○
	高压代替注水系系統流量	○	—	○
	低压代替注水系原子炉注水流量	○	—	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	—	○
	代替淡水貯槽水位	○	—	○
	6.9kV 母線 2A-1 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2A-2 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2B-1 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2B-2 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2C 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2D 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 HPCS 電圧	○	○	○
	D/G 2C 遮断器(660)閉	○	○	○
	D/G 2D 遮断器(670)閉	○	○	○
	HPCS D/G 遮断器(680)閉	○	○	○
	圧力容器フランジ温度	○	—	○
	125VDC 2A 母線電圧	○	○	○
	125VDC 2A 母線電圧	○	○	○
	6.9kV 緊急用母線電圧	○	○	○
480V 緊急用母線電圧	○	○	○	
原子炉格納 容器内の状 態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(B)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(B)	○	○	○
	ドライウエル圧力(広帯域)	○	○	○
	ドライウエル圧力(狭帯域)	○	—	○
	ドライウエル圧力	○	—	○
	サプレッション・チェンバ圧力	○	—	○
	サプレッション・プール圧力	○	○	○
	ドライウエル雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水温度(平均値)	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
原子炉格納 容器内の状 態確認	サプレッション・プール水温度	○	○	○
	サプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (B)	○	○	○
	格納容器内水素濃度 (SA)	○	—	○
	格納容器内酸素濃度 (SA)	○	—	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	○	—	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	—	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	—	○
	格納容器下部水位	○	—	○
	格納容器下部水温	○	—	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	—	○
	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	○
格納容器内スプレイ弁 A (全開)	○	○	○	

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
原子炉格納 容器内の状 態確認	格納容器内スプレイ弁 B (全開)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (A)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (B)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (C)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (D)	○	○	○
放射能隔離 の状態確認	主排気筒放射線モニタ A	○	○	○
	主排気筒放射線モニタ B	○	○	○
	主排気筒モニタ (高レンジ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ A	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ B	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ C	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ D	○	○	○
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) A	○	○	○
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) B	○	○	○
	NS4 内側隔離	○	○	○
	NS4 外側隔離	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 A 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 B 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 C 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 D 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 A 全閉	○	○	○
主蒸気外側隔離弁 B 全閉	○	○	○	
主蒸気外側隔離弁 C 全閉	○	○	○	
主蒸気外側隔離弁 D 全閉	○	○	○	
環境の情報 確認	SGTS A 作動	○	○	○
	SGTS B 作動	○	○	○
	SGTS モニタ (高レンジ) A	○	○	○
	SGTS モニタ (高レンジ) B	○	○	○
	SGTS モニタ (低レンジ) A	○	○	○
	SGTS モニタ (低レンジ) B	○	○	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	—	○
	放水口モニタ (T-2)	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報 確認	モニタリング・ポスト(A)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(A)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)広域レンジ	○	○	—
	大気安定度 10分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風向 10分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風向 10分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風向 10分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風速 10分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風速 10分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風速 10分値	○	○	—
	可搬型モニタリング・ポスト (A)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (B)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (C)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (D)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (緊急時対策所)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (NE)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (E)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (SW)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (S)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (SE)	○	—	—
	風向 (可搬型)	○	—	—
	風速 (可搬型)	○	—	—
	大気安定度 (可搬型)	○	—	—

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料 プールの状 態確認	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	○	—	○
	使用済燃料プール温度 (SA)	○	—	○
	使用済燃料プール温度	○	—	○
	使用済燃料プールエリア放射線モ ニタ (高レンジ・低レンジ)	○	—	○
水素爆発に よる原子炉 格納容器の 破損防止確 認	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	○	—	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	—	○
	フィルタ装置圧力	○	—	○
	フィルタ装置水位	○	—	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	—	○
水素爆発に よる原子炉 建屋の損傷 防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視 装置	○	—	○
非常用炉心 冷却系 (ECCS) の状 態等	自動減圧系 A 作動	○	○	○
	自動減圧系 B 作動	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ A 起動	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ B 起動	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ C 起動	○	○	○
	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	○
	全制御棒全挿入	○	○	○
津波監視	取水ピット水位計	○	—	○
	潮位計	○	—	○

必要な要員の収容に係る手順等の説明について

添付 4-1 東海第二発電所の原子力防災組織と指揮命令及び情報の流れについて

当社は福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓を踏まえ、さまざまな事故シーケンスやシビアアクシデントに至る事故を想定した緊急時対応訓練を繰り返し実施し、実効的な組織を目指して継続的な改善を行っているところである。

こうした取り組みを経て現在東海第二発電所において組織している発電所災害対策本部体制について、以下に説明する。

1. 発電所災害対策本部の構成

発電所災害対策本部体制を第1図に示す。

発電所災害対策本部体制は緊急時対策所に構築され、下記の要員で構成される。

- ・ 発電所災害対策本部長：原子力防災管理者（所長）
- ・ 発電所災害対策本部長代理：副原子力防災管理者
- ・ 発電用原子炉主任技術者
- ・ 本部員：担当班の統括

各班は基本的な役割、機能毎に以下の班を構成し、それぞれの本部員又は班長の指揮の下、活動を実施する。

(1) 情報班

事故に関する情報収集、整理及び連絡調整、本店総合対策本部及び社外機関との連絡調整の実施

(2) 広報班

発生した事象に関する広報，関係地方公共団体の対応，報道機関等の社外対応，発電所内外へ広く情報提供の実施

(3) 庶務班

発電所災害対策本部の運営，防災資機材の調達及び輸送，所内警備，避難誘導，医療(救護)に関する措置，二次災害防止に関する措置，アクセスルート確保，消火活動，放射性物質拡散抑制対策の実施

(4) 技術班

事故状況の把握・評価，プラント状態の進展予測・評価，事故拡大防止対策の検討及び技術的助言

(5) 放射線管理班

発電所内外の放射線・放射能の状況把握，影響範囲の評価，被ばく管理，汚染拡大防止措置等に関する技術的助言，二次災害防止に関する措置の実施

(6) 保修班

事故の影響緩和・拡大防止に関する対応，給水確保及び電源確保に伴う措置等，不具合設備の応急復旧及び技術的助言

(7) 運転班

プラント状態の把握及び発電所災害対策本部へのインプット，事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置及び技術的助言

2. 発電所災害対策本部要員の権限等

発電所災害対策本部要員の権限等については，以下のとおり。

(1) 原子力防災管理者（所長）

原子力防災組織を統括管理するとともに，必要な要員を招集し，状況の

把握に努めるとともに原子力災害の発生又は拡大の防止のために必要な応急措置を行わせる。

(2) 副原子力防災管理者

原子力防災組織の統括について原子力防災管理者（所長）を補佐し，原子力防災管理者（所長）が不在の時は，その職務を代行する。

(3) 発電用原子炉主任技術者

原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は，運転に従事する者（所長を含む。）へ指示する。

(4) 本部員

各本部員の担当について原子力防災管理者（所長）を補佐し，担当業務を遂行する。また，原子力防災管理者（所長）及び副原子力防災管理者が不在の時は，あらかじめ定めた代行順位でその職務を代行する。

(5) 班長

各班の業務が円滑に行えるよう，各班の業務内容を整理し，各班の要員に指示する。また，各班の要員から作業状況等の情報を入手し，情報を整理した上で本部員へ連絡する。

3. 指揮命令及び情報の流れについて

原子力防災組織において，指揮命令は基本的に本部長を最上位に置き，階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方，下位から上位へは，実施事項等が報告される。また，プラント状況や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため，常に綿密な情報の共有がなされる。

あらかじめ定めた手順に従って運転班（当直発電長）が行う運転操作や復旧操作については，当直発電長の判断により自律的に実施し，運転本部員に実施の報告が上がってくることになる。

4. その他

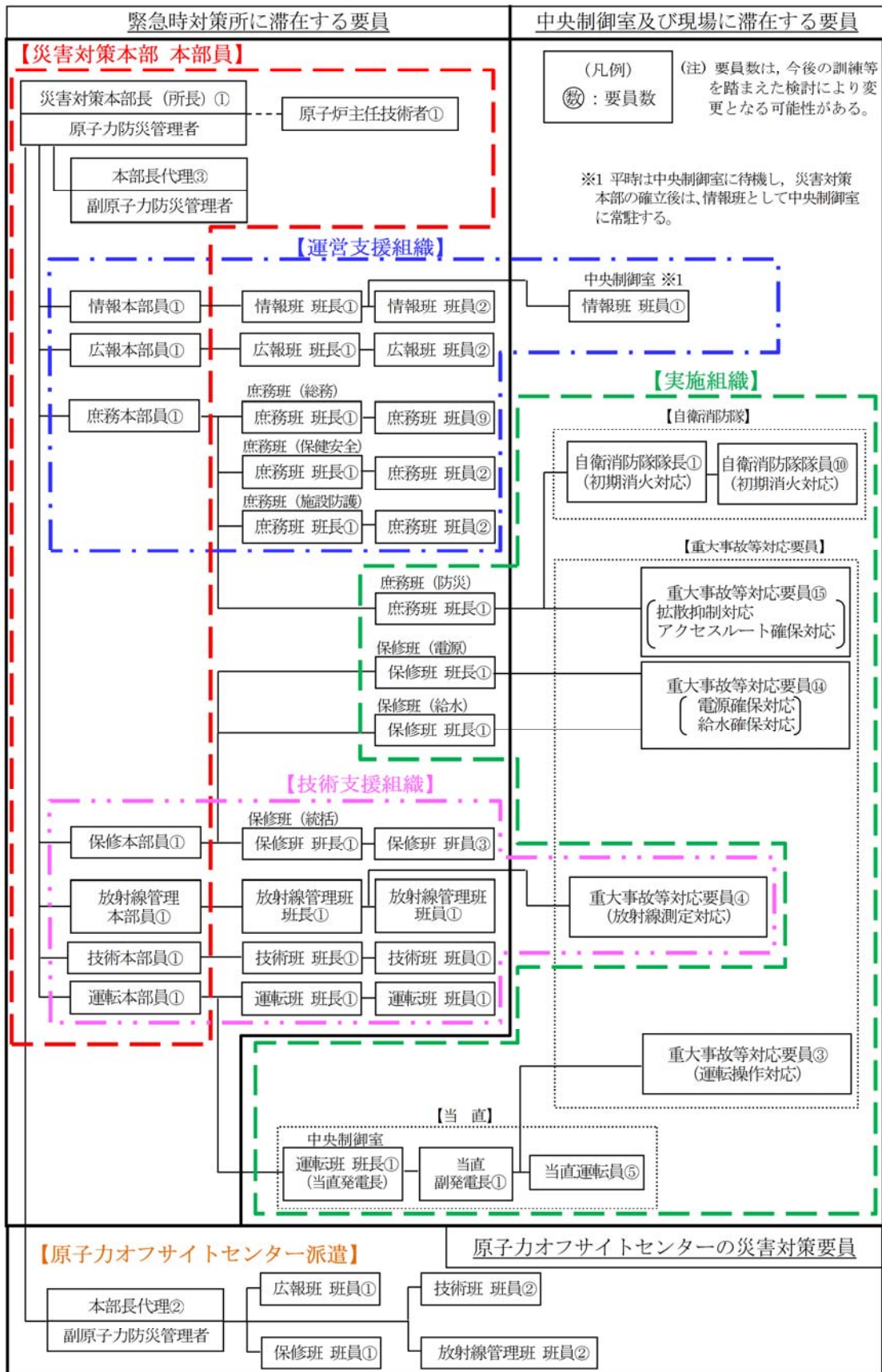
(1) 夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）の体制

夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）については、上述した発電所災害対策本部体制をベースに、特に初動対応に必要な要員を中心に宿直体制をとり、常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後に順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していくこととなる。

(2) 要員が負傷した際の代行の考え方

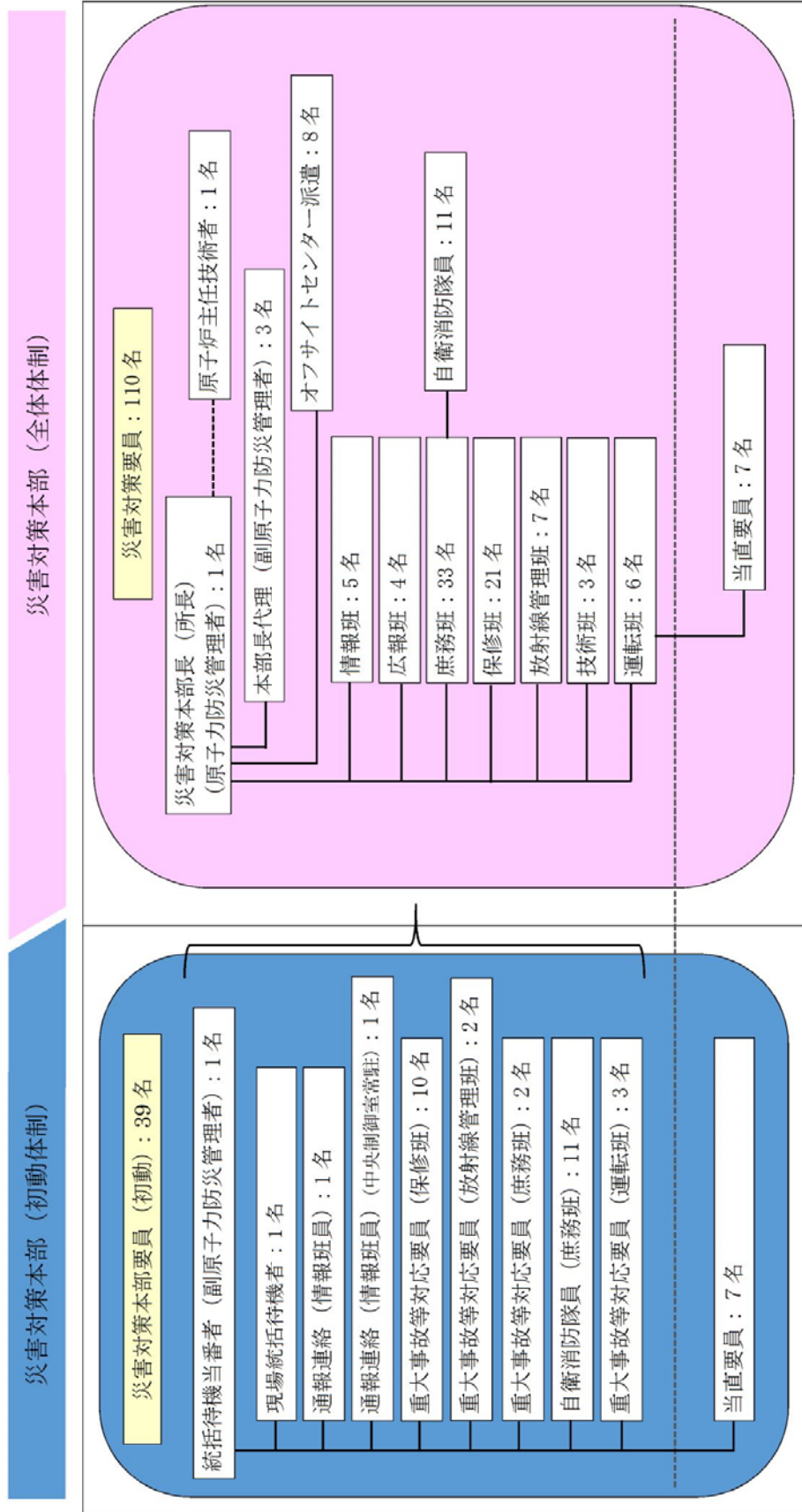
特に夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）において万一何らかの理由で要員が負傷するなどにより役割が実行できなくなった場合には、平日昼間のように十分なバックアップ要員がないことが考えられる。こうした場合には、同じ機能を担務する上位職者等が兼務するか、代行者を追加招集して対処できるようにする。

災害対策要員 合計：110名

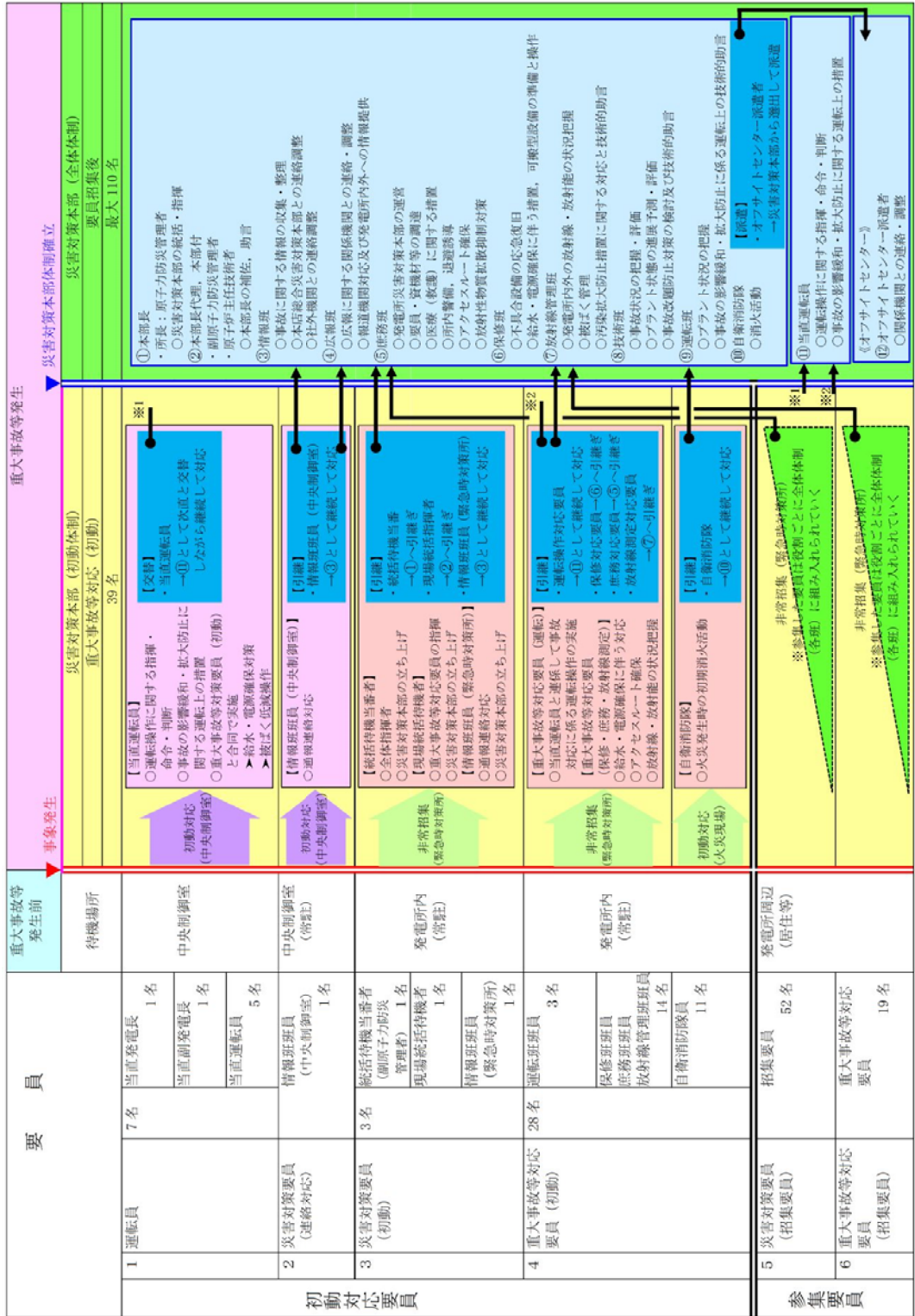


第1図 発電所災害対策本部体制

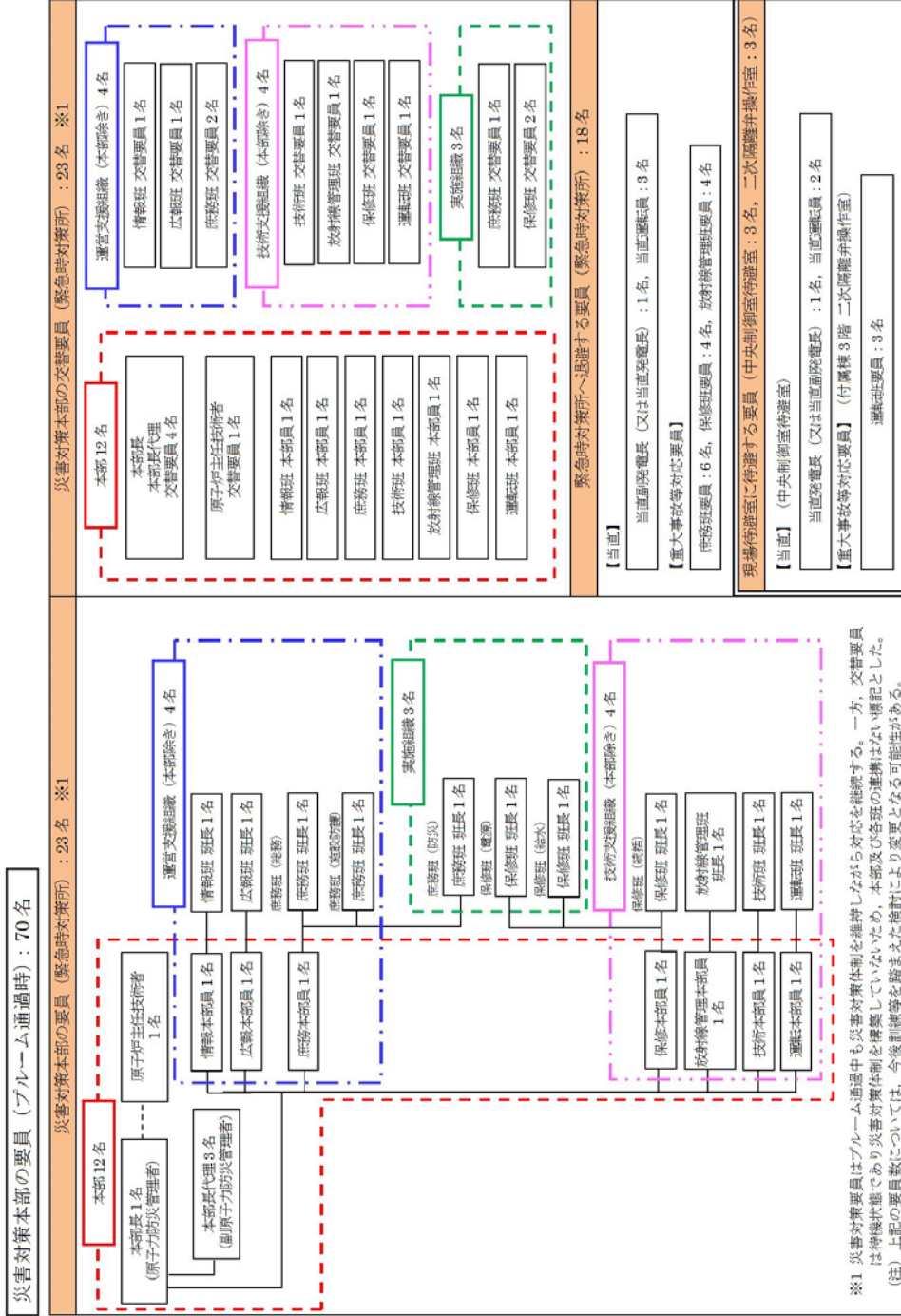
災害対策本部の初動体制及び全体体制の構成



災害対策本部の初動体制から全体制への移行



災害対策本部の要員（ブルーム通過時）



緊急時対策所、中央制御室、現場 事故発生からブルーム通過までの要員の動き

防災対策	事故発生、拡大	炉心露出、損傷、溶融	格納容器破損 (プルーム通過)	格納容器破損 (プルーム通過後)
中央制御室 (現場対応含む)	▽ 災害対策本部体制による事故収束活動	▽ プルーム通過直前	▽ プルーム通過直後	
現場	中央制御室 (現場対応含む) 緊急時対策所(4) 事故拡大防止、炉心損傷防止活動、格納容器破損防止活動 当直要員 (7) 重大事故等対応要員 (運転班員) (3) 情報班員 (1) 格納容器破損防止活動 (電源復旧、注水等)、放射性物質拡散抑制活動 重大事故等対応要員 (庶務班員 (15)、保修班員 (14)) 退避(3) 退避(1) 退避(19)	緊急時対策所(4) 【中央制御室待避室】当直要員 (3) 格納容器破損防止活動 格納容器ベント対応 【二次隔離手操作室】 重大事故等対応要員 (3) 格納容器破損防止活動 (電源復旧、注水等)、放射性物質拡散抑制活動 重大事故等対応要員 (庶務班員 (15)、保修班員 (14)) 退避(19)	格納容器破損防止活動 格納容器破損防止活動 当直要員 (7) 重大事故等対応要員 (運転班員) (3) 情報班員 (1) 格納容器破損防止活動 (電源復旧、注水等)、放射性物質拡散抑制活動 重大事故等対応要員 (庶務班員 (15)、保修班員 (14)) 退避(3) 退避(1) 退避(19)	格納容器破損防止活動 格納容器破損防止活動 当直要員 (7) 重大事故等対応要員 (運転班員) (3) 情報班員 (1) 格納容器破損防止活動 (電源復旧、注水等)、放射性物質拡散抑制活動 重大事故等対応要員 (庶務班員 (15)、保修班員 (14)) 退避(3) 退避(1) 退避(19)
緊急時対策所 (本部)	重大事故等対応要員 (放射線管理班員) (4) 本部要員 (47) 退避(1)	緊急時対策所(4) 本部要員 (23)、本部交替要員 (23)、現場要員 (庶務班員、保修要員) (10)、運転要員 (当直運転員) (4)、モニタリング要員 (4) 《計(64)》 退避(1)	緊急時対策所(4) 本部要員 (23)、本部交替要員 (23)、現場要員 (庶務班員、保修要員) (10)、運転要員 (当直運転員) (4)、モニタリング要員 (4) 《計(64)》 退避(1)	緊急時対策所(4) 本部要員 (23)、本部交替要員 (23)、現場要員 (庶務班員、保修要員) (10)、運転要員 (当直運転員) (4)、モニタリング要員 (4) 《計(64)》 退避(1)
発電所外	モニタリング要員 重大事故等対応要員 (放射線管理班員) (4) 本部要員 (47) 交替・待機要員	モニタリング、可搬型モニタ設置 重大事故等対応要員 (放射線管理班員) (4) 本部要員 (47) 交替・待機要員	モニタリング等 重大事故等対応要員 (放射線管理班員) (4)	必要時招集

※上記の災害対策要員の他に、初期消火活動にあたる自衛消防隊員 11 名が発電所内に常駐している。プルーム通過中は発電所外に退避するが、プルーム通過後は発電所に常駐する。
 また、オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者 8 名が発電所外で活動している。
 ※要員数については、今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

添付 4-2 緊急時対策所に最低限必要な要員について

ブルーム通過中においても、重大事故等に対処するために緊急時対策所にとどまる必要のある要員は、交代要員も考慮して、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46 名と、②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 24 名のうち、中央制御室退避室にとどまる運転員 3 名、フィルタベント現場対応の保修班要員 3 名を除く 18 名の合計 64 名を想定している。

なお、この要員数を目安として、災害対策本部長が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

1. 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

要員	考え方	人数	合計
発電所災害 対策本部長 他	重大事故等に対処するための指揮を行うために必要な本部要員は本部長、本部長代理、原子炉主任技術者がとどまる。	5 名	46 名
各班本部員, 班長	各班については、本部長からの指揮を受け、重大事故等に対処するため、各本部員及び各班長がとどまる。	18 名	
交代要員	上記、本部長、本部長代理、原子炉主任技術者の交代要員 5 名、及び各班の本部員、班長の交代要員 18 名を確保する。	23 名	

2. 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員

放射性物質の拡散を抑制するための継続的な対応措置として、プルーム通過後の放水砲による放水の再開実施に必要な要員及びその他重大事故等に対して柔軟に対処するために必要な要員数を確保する。

要員	考え方		人数	合計
運転員（当直員）	プルーム通過時には、3名が中央制御室退避室、4名が緊急時対策所に退避する。		7名	24名
庶務班要員	放射性物質拡散抑制対応	放射性物質の拡散を抑制するために必要な放水砲設備の運転、監視	4名	
	燃料確保	ポンプ車等の可搬型設備への燃料給油	2名	
保修班要員	水源確保	使用済燃料ピットへの補給等	2名	
	電源確保	電源車の運転操作、監視	2名	
運転班要員	格納容器ベント対応	格納容器ベントの現場対応（二次隔離弁操作室に退避）	3名	
放射線管理班要員	モニタリング	作業現場の放射線モニタリング	4名	

（注）人数については、今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

重大事故等に対して柔軟に対応できるよう、整備した設備等の手順書を制定するとともに、訓練により必要な力量を習得する。訓練は継続的に実施し、必要の都度、運用の改善を図っていく。

放射線管理用資機材

○放射線防護具類

品名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所 ^{建屋}	中央制御室 ^{※2}
タイベック	1,155着 ^{※3}	17着 ^{※15}
靴下	2,310足 ^{※4}	34足 ^{※16}
帽子	1,155個 ^{※5}	17個 ^{※17}
綿手袋	1,155双 ^{※6}	17双 ^{※18}
ゴム手袋	2,310双 ^{※7}	34双 ^{※19}
全面マスク	330個 ^{※8}	17個 ^{※17}
チャコールフィルタ	2,310個 ^{※9}	34個 ^{※20}
アノラック	462着 ^{※10}	17着 ^{※15}
長靴	132足 ^{※11}	9足 ^{※21}
胴長靴	12足 ^{※12}	9足 ^{※16}
遮蔽ベスト	15着 ^{※13}	—
自給式呼吸用保護具	—	9式 ^{※22}
バックパック	66個 ^{※14}	17個 ^{※17}

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 運転員等は交替のために中央制御室に向かう際に、緊急時対策所^{建屋}より防護具類を持参する。

※3 $110\text{名（要員数）} \times 7\text{日} \times 1.5\text{倍} = 1,155\text{着}$

※4 $110\text{名（要員数）} \times 7\text{日} \times 2\text{倍（2足を1セットで使用）} \times 1.5\text{倍} = 2,310\text{足}$

※5 $110\text{名（要員数）} \times 7\text{日} \times 1.5\text{倍} = 1,155\text{個}$

※6 $110\text{名（要員数）} \times 7\text{日} \times 1.5\text{倍} = 1,155\text{双}$

※7 $110\text{名（要員数）} \times 7\text{日} \times 2\text{倍（2双を1セットで使用）} \times 1.5\text{倍} = 2,310\text{双}$

※8 $110\text{名（要員数）} \times 2\text{日（3日目以降は除染にて対応）} \times 1.5\text{倍} = 330\text{個}$

※9 $110\text{名（要員数）} \times 7\text{日} \times 2\text{個} \times 1.5\text{倍} = 2,310\text{個（2個を1セットで使用する）}$

※10 $44\text{名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）} \times 7\text{日} \times 1.5\text{倍} = 462\text{着}$

※11 $44\text{名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）} \times 2\text{（現場での交替を考慮）} \times 1.5\text{倍（基本再使用，必要により除染）} = 132\text{足}$

※12 $4\text{名（重大事故等対応要員4名：放水砲対応）} \times 2\text{倍（現場での交替を考慮）} \times 1.5\text{倍（基本再使用，必要により除染）} = 12\text{足}$

※13 $10\text{名（重大事故等対応要員10名：放水砲，アクセスルート確保，電源確保，水源確保対応）} \times 1.5\text{倍（基本再使用，必要により除染）} = 15\text{着}$

- ※14 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×1.5倍＝66個
- ※15 11名（中央制御室要員数）×1.5倍＝16.5→17着
- ※16 11名（中央制御室要員数）×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍＝33足→34足
- ※17 11名（中央制御室要員数）×1.5倍＝16.5→17個
- ※18 11名（中央制御室要員数）×1.5倍＝16.5→17双
- ※19 11名（中央制御室要員数）×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍＝33双→34双
- ※20 11名（中央制御室要員数）×2個（2個を1セットで使用）×1.5倍＝33個→34個
- ※21 6名（運転員（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍＝9足
- ※22 6名（運転員（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍＝9式

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について

【緊急時対策所】

全体体制（1日目）、東海第二発電所の緊急時対策要員数は110名であり、緊急時対策所の災害対策本部本部員及び各作業班要員47名、現場要員55名（うち自衛消防隊11名を含む。）及び発電所外での活動を行うオフサイトセンターへの派遣要員8名で構成されている。このうち、現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は、1日に4回現場に行くことを想定する。また、全要員は、12時間に1回交替することを想定する。

ブルーム通過以降（2日目以降）について、現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は、1日に2回現場に行くことを想定する。なお、交代時の放射線防護具類については、交代要員が発電所外から発電所に向かう際（往路）に、発電所外へ移動する（復路）分の防護具類を持参し、原則緊急時対策所建屋内の防護具類は使用しないため考慮しない。

タイベック等（帽子、綿手袋）の配備数は、以下のとおり、上記を踏まえ算出した必要数を上回っており妥当である。

タイベック等（帽子、綿手袋）の配備数は、以下のとおり、上記を踏まえ算出した必要数を上回っており妥当である。

$$44名 \times 4回 + 110名 \times 2交替 + 44名 \times 2回 \times 6日 = 924 < 1,155$$

靴下及びゴム手袋は二重にして使用し、チャコールフィルタは2個装着して使用する。靴下等の配備数は、以下のとおり、必要数を上回っており妥当である。

$$(44名 \times 4回 + 110名 \times 2交替 + 44名 \times 2回 \times 6日) \times 2 = 1,848 < 2,310$$

全面マスクは、再使用するため、必要数は交替を考慮して220個（要員数分×2倍）であり、配備数（330個）は必要数を上回っており妥当である。

アノラック、長靴、胴長靴、遮蔽ベスト、自給式呼吸用保護具及びバックパックの配備数は、それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており妥当である（※10～15参照）。

○放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所 ^{建屋}	中央制御室
個人線量計	330台 ^{※3}	33台 ^{※8}
GM汚染サーベイメータ	5台 ^{※4}	3台 ^{※9}
電離箱サーベイメータ	5台 ^{※5}	3台 ^{※10}
緊急時対策所エリアモニタ	2台 ^{※6}	—
可搬型モニタリング・ポスト ^{※2}	2台 ^{※6}	—
ダストサンプラ	2台 ^{※7}	2台 ^{※7}

※1 今後、訓練等で見直しを行う

※2 緊急時対策所^{建屋}の可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。

※3 $110\text{名（要員数）} \times 2\text{台（交替時用）} \times 1.5\text{倍} = 330\text{台}$

※4 身体の汚染検査用に3台+2台（予備）=5台

※5 現場作業等用に4台+1台（予備）=5台

※6 加圧判断用に1台+1台（予備）=2台

※7 室内のモニタリング用に1台+1台（予備）=2台

※8 $11\text{名（中央制御室要員数）} \times 2\text{台（交替時用）} \times 1.5\text{倍} = 33\text{台}$

※9 身体の汚染検査用に2台+1台（予備）=3台

※10 現場作業等用に2台+1台（予備）=3台

○電離箱サーベイメータの根拠について

- ・電離箱サーベイメータは，屋外作業現場等の放射線測定を行い，要員の過剰な被ばくを防止するために使用する。
- ・電離箱サーベイメータは，線量が高くなることが想定される場所にて行う作業で使用できるよう，大気への放射性物質の拡散を抑制するための作業用として1台(①)及び格納容器ベントの実施により屋外の線量が上昇した状況下において原子炉建屋等近傍で行う作業用として2台(②，③)並びに緊急時対策所内の環境測定用として1台(④)の計4台を配備するとともに，さらに，故障点検時のバックアップ用の1台を配備する。
- ・なお，各要員の着用する電子式個人線量計の発する音により，要員周辺の線量率の上昇を把握することで，過剰な被ばくを防止することも可能である。

電離箱サーベイメータを携行する作業

作 業	備 考	配備数(台)
①放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	・原子炉建屋近傍で行う作業 ・作業場所(放水砲設置場所)は1ヶ所のため，1台で対応可能	1
②格納容器圧力逃がし装置スクラビング水補給作業	・格納容器圧力逃がし装置格納槽近傍作業(格納容器ベント実施に伴い高線量化することを想定) ・作業場所は1ヶ所のため1台で対応可能	1
③可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給作業，タンクローリによる燃料補給操作	・原子炉建屋近傍を通過する作業 ・水源補給作業開始後に燃料補給操作を行うため1台で対応可能	1
④緊急時対策所(チェン징エリアを含む)の環境測定	・緊急時対策所内の環境測定(居住性確保) ・緊急時対策所内を携行して使用するため，1台で対応可能	1
合 計	—	4 (予備1)

○GM汚染サーベイメータの根拠について

- ・ GM汚染サーベイメータは，屋外から緊急時対策へ入室する現場で作業を行った要員の身体等の汚染検査を行うために使用する。
- ・ チェンジングエリア内のサーベイエリアにて汚染検査のために1台，除染エリアにて除染後の再検査のために1台使用する。
- ・ また，緊急時対策所内の環境測定のためダストサンプラとあわせて空気中の放射性物質の濃度を測定するために1台使用する。
- ・ 3台に加えて汚染検査の多レーン化等柔軟なチェンジングエリアの運用及び故障点検時のバックアップとして予備2台の計5台を配備する。

添付 4-3 チェンジングエリアについて

1. チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 61 条第 1 項（緊急時対策所）並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 76 条第 1 項（緊急時対策所）に基づき、緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈第 76 条第 1 項（緊急時対策所）抜粋）

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

2. チェンジングエリアの概要

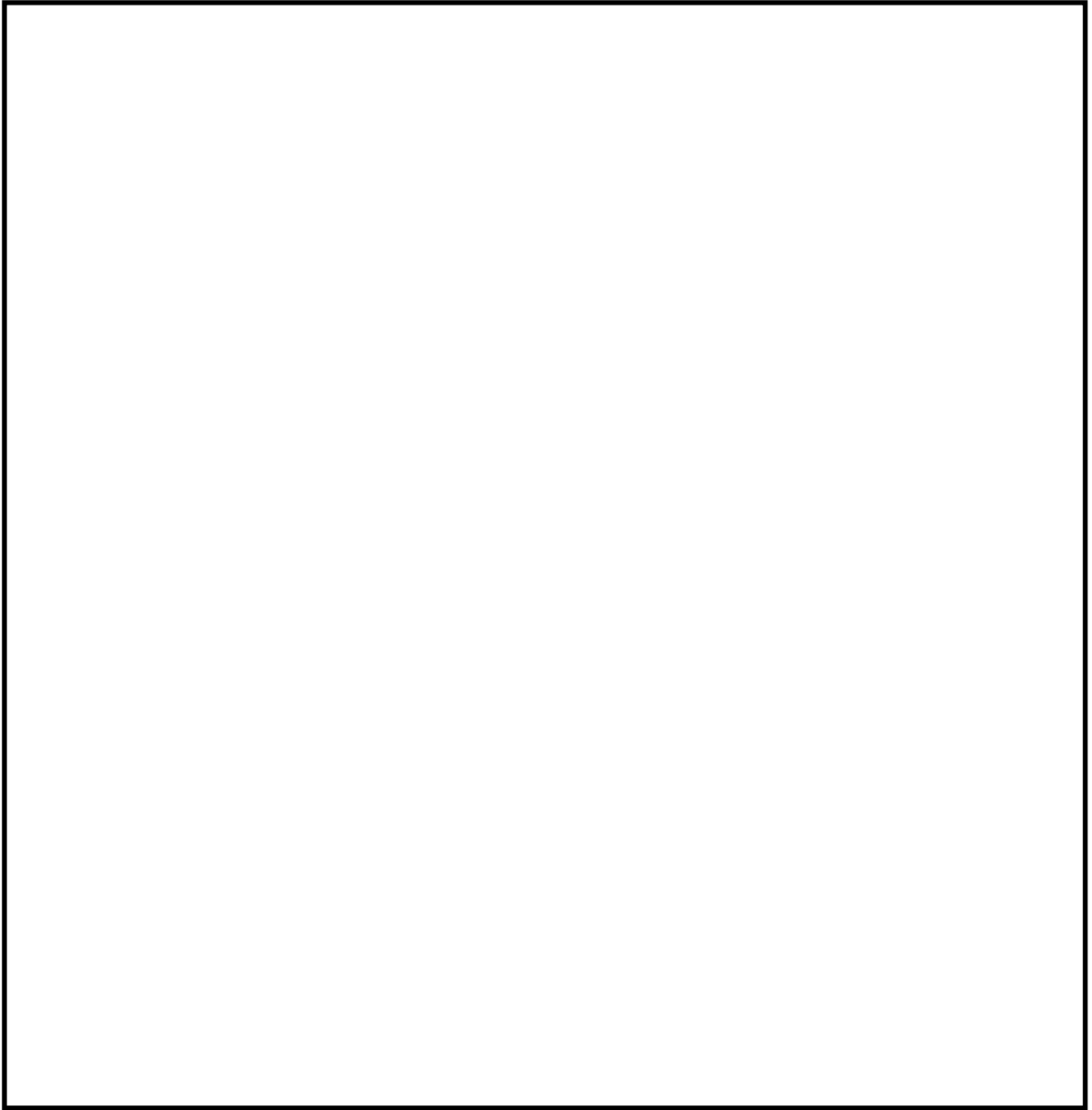
チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、緊急時対策所建屋入口に設置する。概要は第 1 表のとおり。

第1表 チェンジングエリアの概要

設営場所	緊急時対策所建屋 1階入口	緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
形式設営	シート区画化 (緊急時対策所建屋)	通常時より壁、床等について、あらかじめシート及びテープにより区画養生を行っておく。
判断基準 手順着手の	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し、災害対策本部長の指示があった場合	緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染するおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。なお、事故進展の状況、参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し、設営を行う。
実施者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

3. チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、緊急時対策所建屋入口に設置する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは、第1図のとおり。



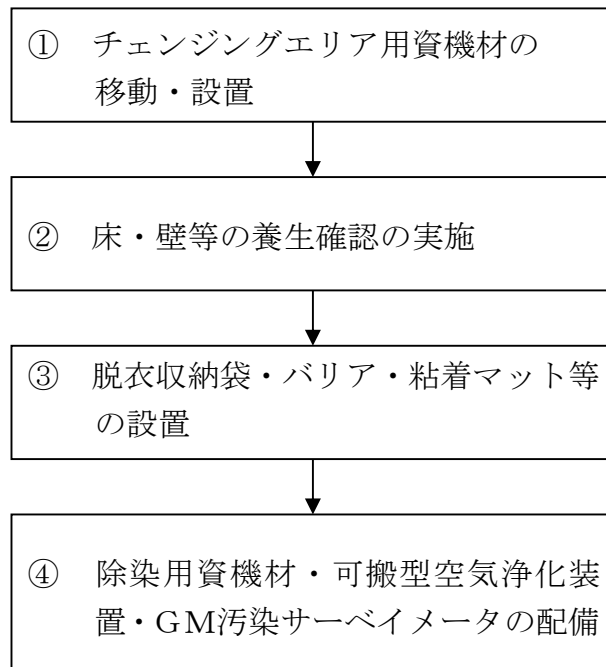
第1図 緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内の
アクセスルート

4. チェンジングエリアの設営（考え方、資機材）

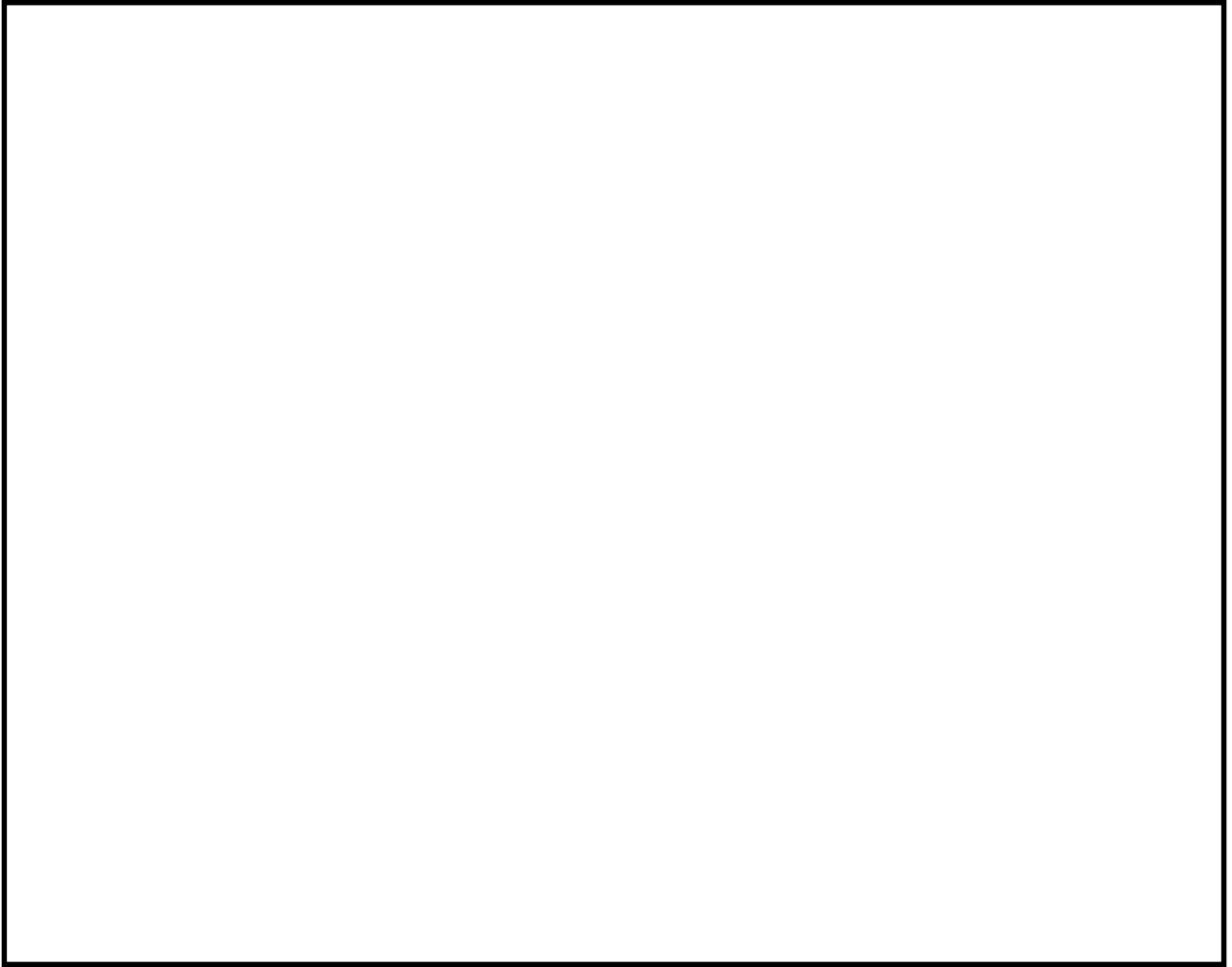
(1) 考え方

緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止するため、第2図の設営フローに従い、第3図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は、放射線管理班員2名で約20分（資機材運搬に約4分を想定及び資機材の設置に訓練実績から約13分を確認）を想定している。なお、チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い、設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は、原子力防災組織の要員の放射線管理班7名のうち、チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は、原子力災害特別措置法第10条特定事象が発生した後、事象進展の状況、参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して放射線管理班長が判断し、速やかに実施する。



第2図 チェンジングエリア設営フロー



第3図 緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト

(2) チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、以下のとおりとする。

○チェンジングエリア用資機材

	名称	数量 ^{※1}
エリア設 営用	バリア	8個 ^{※2}
	簡易シャワー	1式 ^{※3}
	簡易水槽	1個 ^{※3}
	バケツ	1個 ^{※3}
	水タンク	1式 ^{※3}
	可搬型空気浄化装置	3台 ^{※4}
消耗品	はさみ, カッター	各3本 ^{※5}
	筆記用具	2式 ^{※6}
	養生シート	4巻 ^{※7}
	粘着マット	3枚 ^{※8}
	脱衣収納袋	9個 ^{※9}
	難燃袋	525枚 ^{※10}
	難燃テープ	12巻 ^{※11}
	クリーンウェス	31缶 ^{※12}
	吸水シート	924枚 ^{※13}

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 各エリア間の5個×1.5倍=7.5個→8個

※3 エリアの設営に必要な数量

※4 2台×1.5倍=3台

※5 設置作業用, 脱衣用, 除染用の3本

※6 サーベイエリア用, 除染エリア用の2式

※7 105.5 m^2 (床, 壁の養生面積) × 2 (補修張替え等) ÷ $90 \text{ m}^2/\text{巻}$ × 1.5倍 = 4巻

※8 2枚(設置箇所数) × 1.5倍 = 3枚

※9 9個(設置箇所数 修繕しながら使用)

※10 $50 \text{ 枚}/\text{日} \times 7 \text{ 日} \times 1.5 \text{ 倍} = 525 \text{ 枚}$

※11 57.54 m (養生エリアの外周距離) × 2 (シートの継ぎ接ぎ対応) × 2 (補修張替え等) ÷ $30 \text{ m}/\text{巻}$ × 1.5倍 = 11.5 → 12巻

※12 110 名 (要員数) × 7日 × 8枚 (マスク, 長靴, 両手, 身体の拭き取りに各2枚) ÷ 300 (枚/缶) × 1.5倍 = 30.8 → 31缶

※13 簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。
 110 名 (要員数) × 7日 × 40 (1回除染する際の排水量) ÷ 50 (シート1枚の給水量) × 1.5倍 = 924枚

5. チェンジングエリアの運用

(出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，要員に汚染が確認された場合の対応，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理)

(1) 出入管理

チェンジングエリアは，緊急時対策所**建屋**の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所に待機していた要員が，屋外で作業を行った後，再度，緊急時対策所に入室する際に利用する。緊急時対策所**建屋**外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，緊急時対策所**建屋**外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第3図のとおりであり，チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで緊急時対策所内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア

③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア

(2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴・ヘルメット置場で、安全靴、ヘルメット、ゴム手袋（外側）、タイベック、アノラック、靴下（外側）等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、マスク、ゴム手袋（内側）、帽子、綿手袋、靴下（内側）を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

(3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、緊急時対策内に移動する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

(4) 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。（簡易シャワ

一でも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。)

(5) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・防護具着衣エリアで、綿手袋、靴下内側、靴下外側、帽子、タイベック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴・ヘルメット置場で、ヘルメット、安全靴等を着用する。

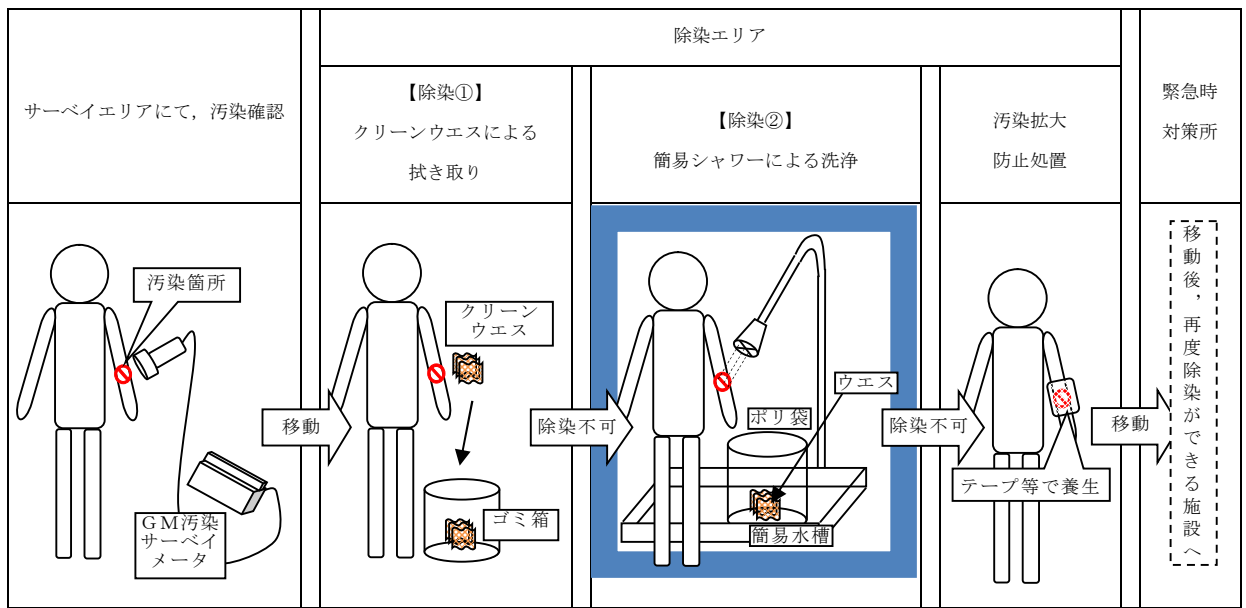
放射線管理班は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

(6) 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、第4図のとおり必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第4図 除染及び汚染水処理イメージ図

(7) 廃棄物管理

緊急時対策所**建屋**外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェン징ングエリア内に留め置くとチェン징ングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜屋外に持ち出しチェン징ングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(8) チェン징ングエリアの維持管理

放射線管理班員は、チェン징ングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェン징ングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施する。

(9) 災害対策本部加圧モード、緊対建屋浄化モード中の**緊急時対策所**への

入室

放射線管理班員は、緊急時対策所が空気加圧されている換気系運転状態（災害対策本部加圧モード，緊対建屋浄化モード）での緊急時対策所への万一の入室に備え，脱衣，汚染検査，除染を行うための資機材を緊急時対策所内に予め保管し，外部からの入室時はエアロック内にて，脱衣，汚染検査，除染を実施する。また，表面汚染密度，線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定の結果，エアロック内に汚染が認められた場合は除染を実施する。

6. チェンジングエリアの汚染拡大防止について

(1) 汚染拡大防止の考え方

緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査を行うためのサーベイエリア、脱衣を行うための脱衣エリア及び身体に付着した放射性物質の除染を行うための除染エリアを設けるとともに、緊急時対策所非常用換気設備により、緊急時対策所内の空気を浄化し、緊急時対策所内の放射性物質を低減する設計とする。


(2) 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる汚染拡大防止のため、可搬型空気浄化装置を設置する。可搬型空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリア及び靴・ヘルメット置場の空気を浄化するよう配置し、汚染拡大を防止する。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を第5図に示す。

なお、緊急時対策所はプルーム通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについてもプルーム通過時は、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないよう屋外に保管する。

	<ul style="list-style-type: none"> ○外形寸法：縦 380×横 350×高 1100 mm ○風 量：9m³/min (540m³/h) ○重 量：約 45 kg ○フィルタ：微粒子フィルタ (除去効率 99%以上) よう素フィルタ (除去効率 97%以上)
	<p><u>微粒子フィルタ</u> 微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p><u>よう素フィルタ</u> よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

第 5 図 可搬型空気浄化装置の仕様等

(3) チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリア毎に部屋が分けられており、各部屋の壁・床等について、通常時よりシート及びテープにより区画養生を行っておくことで、チェンジングエリア設営時間の短縮を図る。

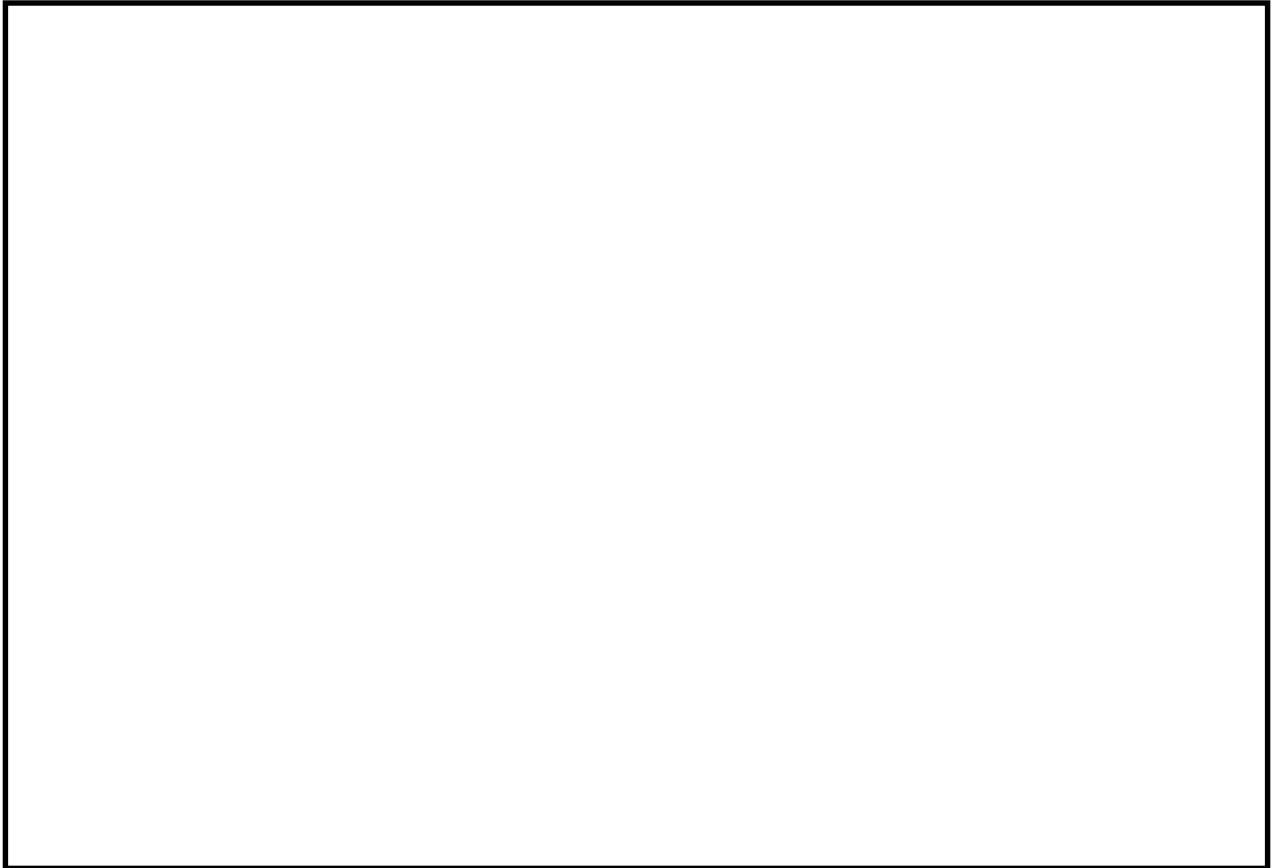
また、チェンジングエリア床面については、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを積層して貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

更にチェンジングエリア内には、靴等に伏着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。

(4) チェンジングエリアへの空気の流れ

緊急時対策所チェンジングエリアは、一定の気密性が確保された緊急時対策所**建屋**内の 1 階に専用で設置し、第 6 図のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また,更なる汚染拡大防止のため,可搬型空気浄化装置を2台設置する。
1台は靴・ヘルメット置場の放射性物質を低減し,もう1台は,脱衣エリアの空気を吸い込み浄化し,靴・ヘルメット置場側へ送気することでチェンジングエリアに第6図のように空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。



第6図 緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

(5) チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

緊急時対策所に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないようにサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が拡大していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖し、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに極力影響を与えないようにする。ただし、緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していること及びサーベイエリアは通過しないことから、退室することは可能である。

また、緊急時対策所への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、緊急時対策所から退室する要員は、防護具を着用しているため、緊急時対策所に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

7. 汚染の管理基準

第2表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第2表の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

第2表 汚染の管理基準

状況		汚染の 管理基準	根拠等
状況 ①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm ² 相当)	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度）： 40 Bq/cm ² の1/10
状況 ②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 【1ヶ月後の値】に準拠

8. チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は、プルーム通過後現場復旧要員である18名を想定し、同時に18名の要員がチェンジングエリア内の靴・ヘルメット置場、脱衣エリア、サーベイエリアに待機できる十分な広さの床面積を確保する設計とする。また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置しており、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

チェンジングエリアに同時に18名の要員が来た場合、全ての要員がチェンジングエリアを退域するまで約42分（1人目の脱衣に6分+その後順次汚染検査2分×18名）、仮に全ての要員が汚染している場合でも除染が完了しチェンジングエリアを退域するまで約78分（汚染のない場合の42分+除染後の再検査2分×18名）と設定しており、訓練によりこれを下回る時間で退域

できることを確認している。

9. 放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

放射線管理班は、チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置（10分）、可搬型モニタリング・ポストの設置（最大475分）、可搬型気象観測設備の設置（80分）を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については、放射線管理班長が状況に応じ判断する。

例えば、平日昼間に事故が発生した場合（ケース①）には、放射線管理班員4名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備の設置を優先し、その後にチェンジングエリアの設置作業を行う。

夜間・休祭日に事故が発生した場合（ケース②）には、放射線管理班員2名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所加圧判断用）及び可搬型気象観測設備の設置を行い、その後参集した要員がチェンジングエリアの設置を行う。

要員参集後（発災から2時間後）に参集した放射線管理班員にてチェンジングエリアの設置作業を行うことで平日昼間のケースと同等の時間で設置を行える。なお、チェンジングエリアの運用については発災後要員が参集されるまでは作業員は自ら汚染検査を行い、参集後は本部内の放射線管理班員が作業終了の都度対応する。プルームが通過した後は放射線管理班員がチェンジングエリアに常駐して対応する。

・ケース①（平日昼間の場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員	事象発生 ▽ 緊急時対策所チェンジング 10条 エリアの運用開始							
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線管理 班員A, B	■							
緊急時対策所エリアモニタ設置		■							
可搬型モニタリング・ポストの配置	放射線管理 班員C, D	■							
状況把握（モニタリングポストなど）		■							
可搬型気象観測設備の配置		■							
中央制御室チェンジングエリアの設置		■							
緊急時対策所チェンジングエリア設置		■							

・ケース②（夜間・休祭日に大規模損壊事象が発生した場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員	事象発生 ▽ 10条 ▽ 参集完了 ▽ 緊急時対策所チェンジング エリアの運用開始							
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線管理 班員A, B	■							
緊急時対策所エリアモニタ設置		■							
緊急時対策所チェンジングエリア設置	放射線管理 班員C, D	■							
可搬型モニタリング・ポストの配置*		■							
可搬型気象観測設備の配置		■							
中央制御室チェンジングエリアの設置		■							

※可搬型モニタリング・ポストは、放射線管理班長の判断により緊急時対策所加圧判断用モニタを優先して設置する。

添付 4-5 飲食料とその他の資機材

1. 飲食料

緊急時対策所要員が、少なくとも外部からの支援なしに7日間の活動を可能とするために、緊急時対策所^{建屋}に必要な資機材等を配備することとしている。また、プルーム通過中に^{緊急時対策所}から退出する必要があるように、余裕数を見込んでとどまる要員の1日分以上の食料及び飲料水を^{緊急時対策所}内に保管する。

緊急時対策所^{建屋}には以下の数量を保管する

品名	保管数	考え方
食料	2310食	110名(要員数)×7日×3食
飲料水	1540本	110名(要員数)×7日×2本(1.5ℓ/本)※

※飲料水1.5ℓ容器での保管の場合(要員1名あたり1日3ℓを目安に配備)

2. その他資機材

緊急時対策所^{建屋}に以下の数量を保管する。

品名	保管数	考え方
酸素濃度計	2台	故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する
二酸化炭素濃度計	2台	故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する
一般テレビ(回線、機器)	1式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン	1式	社内情報共有に必要な資料・書類を作成するため
簡易トイレ	一式	プルーム通過中に対策本部から退出する必要があるよう連続使用可能な簡易トイレを配備する
ヨウ素剤	1760錠	交代要員考慮し要員数の約2倍 ・110名(要員数)×(初日2錠+2日目以降1錠×6日)×2倍

3. 原子力災害対策活動で使用する主な資料

緊急時対策所に以下の資料を保管する。

資 料 名	
1. 組織及び体制に関する資料	(1) 原子力発電所施設を含む防災業務関係機関の緊急時対応組織資料 ①東海第二発電所原子力事業者防災業務計画 ②東海第二発電所原子炉施設保安規定 ③災害対策規程 ④東海第二発電所災害対策要領 ⑤東海発電所・東海第二発電所防火管理要領 ⑥東海第二発電所非常時運転手順書 (2) 緊急時通信連絡体制資料 ①東海第二発電所災害対策要領 ②東海・東海第二発電所災害・事故・故障・トラブル時の通報連絡要領
2. 放射能影響推定に関する資料	(1) 気象観測関係資料 ①気象観測データ (2) 環境モニタリング資料 ①空間線量モニタリング配置図 ②環境試料サンプリング位置図 ③環境モニタリング測定データ (3) 発電所設備資料 ①主要系統模式図 ②原子炉設置（変更）許可申請書 ③系統図 ④施設配置図 ⑤プラント関連プロセス及び放射線計測配置図 ⑥主要設備概要 ⑦原子炉安全保護系ロジック一覧表 (4) 周辺人口関連データ ①方位別人口分布図 ②集落別人口分布図 ③周辺市町村人口表 (5) 周辺環境資料 ①周辺航空写真 ②周辺地図（2万5千分の1） ③周辺地図（5万分の1） ④市町村市街図
3. 事業所外運搬に関する資料	(1) 全国道路地図 (2) 海図（日本領海部分） (3) N F T - 3 2 B型核燃料輸送物設計承認書

添付 4-6 ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について

(1) プルーム通過時における要員退避の考え方

炉心損傷後のベント実施時には、放出されるプルームの影響によって発電所周辺の放射線線量率が上昇する。そのため、プルーム通過時において、災害対策要員は、緊急時対策所及び中央制御室待避室等で待避又は発電所構外へ一時退避する。緊急時対策所及び中央制御室待避室等については、空気加圧することでプルームの流入を抑え、放射線影響を低減させる。発電所構外への一時退避については、発電所から離れることでプルームの拡散効果により放射線影響を低減させる。

(2) 必要要員数

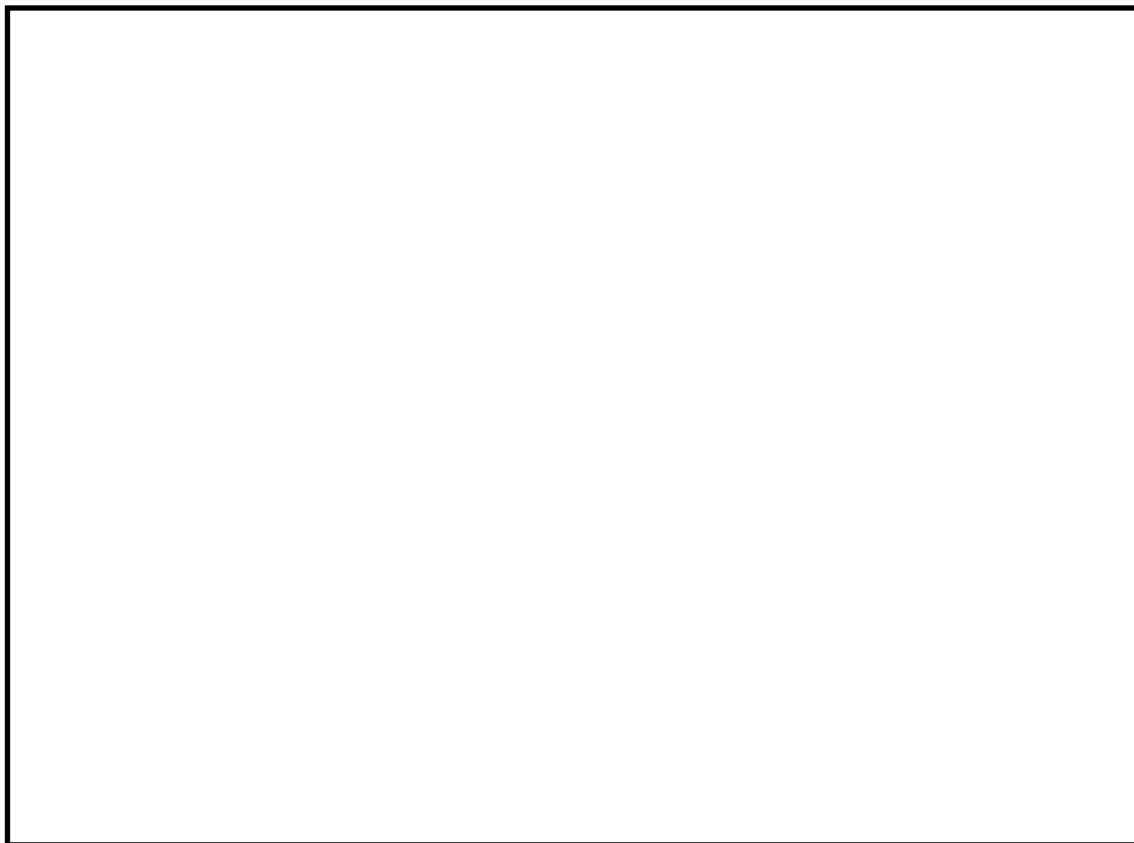
災害対策本部（全体体制）の要員は 110 名であるが、8 名についてはオフサイトセンターへ派遣されるため、発電所にて重大事故等対応を行う要員は 102 名である。プルーム通過時の必要要員である 70 名は緊急時対策所、中央制御室待機室等で待機することとしており、それ以外の 32 名については発電所構外へ退避する。

(3) 移動時間

発電所構外へ一時退避する場合には、原子力事業所災害対策支援拠点へ退避することとしている。原子力事業所災害対策支援拠点の候補として 6 施設あり、事象発生後に風向等に基づいて選定する。これらの施設は、発電所から 10km～20km の地点に立地しており、最も遠い施設まで徒歩による一時退避を行う場合の所要時間は約 6 時間と評価している。

緊急時対策所へ待避する場合の移動時間については、アクセスルートのうち、緊急時対策所**建屋**から最も距離のある地点（**放水口**）から緊急時対策所へ第 1 図に示すアクセスルートを徒歩移動によって退避した場合の移

動時間は約 24 分である。



第 1 図 放水口から緊急時対策所建屋への最も距離のあるアクセスルート

(4) 有効性評価シナリオでの退避タイミング

a. サプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達によるベント

有効性評価のうち、炉心損傷後のベントシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における要員一時退避及び待避開始時間及びベント時間の関係を第 1 表に示す。

第1表 静的負荷におけるベント準備時間及びベント時間の退避

項目	基準	事象発生からの到達時間
発電所構外への一時退避	S/P 水位通常水位+4.5m	約 13 時間後
緊急時対策所への待避	S/P 水位通常水位+5.5m	約 16.5 時間後
ベント操作	S/P 水位通常水位+6.5m	約 19.5 時間後

第1表に示すとおり，発電所構外への一時退避については，移動開始からベント操作まで約6.5時間あることから最も遠い退避施設への退避が可能であり，緊急時対策所への待避については，移動開始からベント操作まで約3時間あることからベント実施判断基準到達までに緊急時対策所への待避可能である。そのため，ベント操作開始に影響を与えることはない。また，中央制御室の運転員については，ベント実施後速やかに中央制御室待避室へ退避する。

第2表及び第2図に示すとおり，プルーム通過時の屋内待避期間（評価上5時間）において，実施する必要のある現場操作及び作業がないため，要員が退避することに対する影響はない。

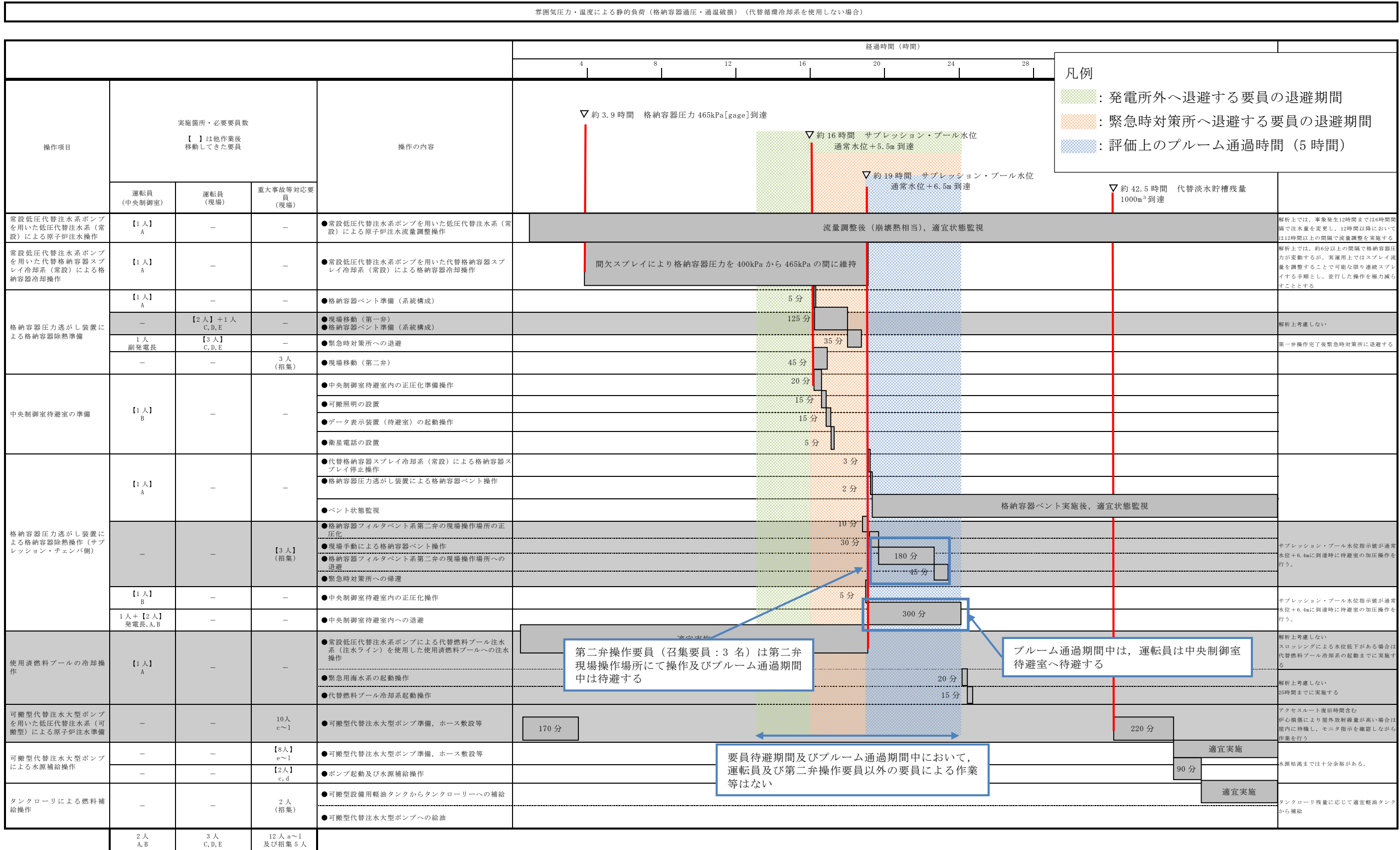
第2表 ベント実施の待避期間中における格納容器の状態及び操作

作業項目	待避期間中における状況	作業の要否
原子炉注水	低圧代替注水系（常設）による注水を継続	待避期間における流量調整は不要
格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	—
電源	常設代替高圧電源装置により給電	自動燃料補給により作業不要
水源	代替淡水貯槽の水を使用	待避期間中における補給は不要
燃料	可搬型設備を使用していない	—

b. 格納容器酸素濃度 4.3vol%到達によるベント

炉心損傷後においては、格納容器内での水素燃焼を防止する観点から、格納容器酸素濃度がドライ条件において 4.3vol%に到達した場合、ベント操作を実施することとしている。

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）においては、水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G値）の不確かさが大きく、予め待避基準を設定できないため、酸素濃度の上昇速度から 4.3vol%到達時間を予測し、退避を実施する。また、退避開始からプルーム通過時の退避時において、実施する必要のある現場操作及び作業がないため、要員が退避することに対する影響はない。



第2図 待避時及びプルーム通過時における要員の整理

（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）の作業と所要時間」抜粋）

手順のリンク先について

緊急時対策所の居住性等に関する手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.18.1(2)b. 手順等

- ・ 給電が必要となる設備

<リンク先> 1.19.1(2)c. 手順等（第 1.19.2 等 審査基準における要求事項毎の給電対象設備）

2. 1.18.2.1(2)b. 可搬型モニタリング・ポストを設置する手順

<リンク先> 1.17.2(2) 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

3. 1.18.2.2 通信連絡に関する手順

<リンク先> 1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための対応手順

1.19.2.2(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための対応手順

1.19.2.3 代替電源設備から給電する対応手順

1.19 通信連絡に関する手順等

< 目 次 >

1.19.1 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. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡

(b) 代替電源設備による給電

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡

(b) 代替電源設備による給電

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 手順等

1.19.2 重大事故等時の手順

1.19.2.1 発電所内の通信連絡を行うための対応手順

(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所での共有

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡を行うための対応手順

(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通

信連絡

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）
の必要な場所での共有

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.19.2.3 代替電源設備から給電する対応手順

1.19.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.19.1 重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設
備

添付資料1.19.2 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.19.3 重大事故等対処設備における点検頻度

添付資料1.19.4 通信連絡設備の一覧

添付資料1.19.5 通信連絡設備の概要

添付資料1.19.6 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）の優先順位
及び設備種別

添付資料1.19.7 手順のリンク先について

1.19 通信連絡に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う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) 通信連絡設備は、代替電源設備(電池等の予備電源設備を含む。)からの給電を可能とすること。
 - b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、必要な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。

1.19.1 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

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

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

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第六十二条及び技術基準規則第七十七条（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、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1.19-1表に整理する。

a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡を行う

ために必要な対応手段及び設備

(a) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

発電所内で、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手段がある。

i) 衛星電話設備（固定型）による発電所内の通信連絡

衛星電話設備（固定型）による発電所内の通信連絡で使用する設備は以下のとおり。

- ・衛星電話設備（固定型）

ii) 衛星電話設備（携帯型）による発電所内の通信連絡

衛星電話設備（携帯型）による発電所内の通信連絡で使用する設備は以下のとおり。

- ・衛星電話設備（携帯型）

iii) 無線連絡設備（固定型）による発電所内の通信連絡

無線連絡設備（固定型）による発電所内の通信連絡で使用する設備は以下のとおり。

- ・無線連絡設備（固定型）

iv) 無線連絡設備（携帯型）による発電所内の通信連絡

無線連絡設備（携帯型）による発電所内の通信連絡で使用する設備は以下のとおり。

- ・無線連絡設備（携帯型）

v) 携行型有線通話装置による発電所内の通信連絡

携行型有線通話装置による発電所内の通信連絡で使用する

る設備は以下のとおり。

- ・ 携行型有線通話装置

vi) 送受話器（ページング）による発電所内の通信連絡

送受話器（ページング）による発電所内の通信連絡で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 送受話器（ページング）

vii) 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及び FAX）による発電所内の通信連絡

電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及び FAX）による発電所内の通信連絡で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及び FAX）

viii) 安全パラメータ表示システム（SPDS）による発電所内の通信連絡

安全パラメータ表示システム（SPDS）（以下「SPDS」という。）※²による発電所内の通信連絡で使用する設備は以下のとおり。

- ・ SPDS

※² 安全パラメータ表示システム（SPDS）は，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS データ表示装置から構成される。

(b) 代替電源設備による給電

上記「1.19.1(2) a. (a) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡」で使用する設備について，代替電源設備から給電する手順がある。

代替電源設備により給電する設備は以下のとおり。

- ・ 衛星電話設備（固定型）
- ・ 衛星電話設備（携帯型）
- ・ 無線連絡設備（固定型）
- ・ 無線連絡設備（携帯型）
- ・ 携行型有線通話装置
- ・ 送受話器（ページング）
- ・ 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX）
- ・ SPD S

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.19.1(2) a . (a) i) 衛星電話設備（固定型）による発電所内の通信連絡」で使用する設備のうち，衛星電話設備（固定型）は，重大事故等対処設備として位置づける。

「1.19.1(2) a . (a) ii) 衛星電話設備（携帯型）による発電所内の通信連絡」で使用する設備のうち，衛星電話設備（携帯型）は，重大事故等対処設備として位置づける。

「1.19.1(2) a . (a) iv) 無線連絡設備（携帯型）による発電所内の通信連絡」で使用する設備のうち，無線連絡設備（携帯型）は，重大事故等対処設備として位置づける。

「1.19.1(2) a . (a) v) 携行型有線通話による発電所内の通信連絡」で使用する設備のうち，携行型有線通話装置は，重大事故等対処設備として位置づける。

「1.19.1(2) a . (a) viii) SPD Sによる発電所内の通信連絡」で使用する設備のうち，SPD Sは，重大事故等対処設備として位置づける。

「1.19.1(2) a . (b) 代替電源設備による給電」で使用する設備のうち、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置及びSPDSは、重大事故等対処設備として位置づける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。（第1.19-1図）

（添付資料1.19.2）

以上の重大事故等対処設備により、発電所内の通信連絡を行うことができる。

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

- ・無線連絡設備（固定型）、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）耐震SクラスではなくS s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、発電所内の通信連絡を行う手段として有効である。

b. 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

国の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の

必要な場所で共有する手段がある。

i) 衛星電話設備（固定型）による発電所外の通信連絡

衛星電話設備（固定型）による発電所外の通信連絡で使用する設備は以下のとおり。

- ・衛星電話設備（固定型）

ii) 衛星電話設備（携帯型）による発電所外の通信連絡

衛星電話設備（携帯型）による発電所外の通信連絡で使用する設備は以下のとおり。

- ・衛星電話設備（携帯型）

iii) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電話及びIP-FAX）による発電所外の通信連絡

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電話及びIP-FAX）による発電所外の通信連絡で使用する設備は以下のとおり。

- ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電話及びIP-FAX）

iv) 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX）による発電所外の通信連絡

電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX）による発電所外の通信連絡で使用する設備は以下のとおり。

- ・電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX）

v) 加入電話設備（加入電話及び加入FAX）による発電所外の通信連絡

加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）による発電所外の通信連絡で使用する設備は以下のとおり。

- ・加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）

vi) テレビ会議システム（社内）による発電所外の通信連絡

テレビ会議システム（社内）による発電所外の通信連絡で使用する設備は以下のとおり。

- ・テレビ会議システム（社内）

vii) 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））

による発電所外の通信連絡

専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））による発電所外の通信連絡で使用する設備は以下のとおり。

- ・専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））

viii) データ伝送設備による発電所外の通信連絡

データ伝送設備^{※3}による発電所外の通信連絡で使用する設備は以下のとおり。

- ・データ伝送設備

※3 データ伝送設備とは、緊急時対策支援システム伝送装置を示す。

(b) 代替電源設備による給電

上記「1.19.1(2) b. (a) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡」で使用する設備について、代替電源設備から給電する手順がある。

代替電源設備により給電する設備は以下のとおり。

- ・衛星電話設備（固定型）
- ・衛星電話設備（携帯型）