

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA技-C-1 改83
提出年月日	平成29年10月2日

東海第二発電所

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について

平成29年10月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1. 重大事故等対策

1.0 重大事故等対策における共通事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

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

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

1.14 電源の確保に関する手順等

1.15 事故時の計装に関する手順等

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

1.17 監視測定等に関する手順等

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの
対応における事項

2.1 可搬型設備等による対応

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

< 目 次 >

1.3.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 代替減圧
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. サポート系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 常設直流電源系統喪失時の減圧
 - (b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧
 - (c) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧
 - (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - c. 原子炉格納容器破損を防止するための対応手段及び設備
 - (a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備
 - (a) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - e. 逃がし安全弁が作動可能な環境条件
 - (a) 逃がし安全弁の背圧対策
 - (b) 重大事故等対処設備

f. 手順等

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動による原子炉減圧

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

a. 非常用窒素供給系による窒素確保

b. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

c. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧

(3) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

b. 代替交流電源設備による復旧

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

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

1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順

(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.3.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.3.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.3.3 重大事故対策の成立性

1. 非常用窒素供給系による窒素確保

(1) 予備の高圧窒素ポンベへの交換

2. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

(1) 系統構成

(2) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

3. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧

(1) 予備の高圧窒素ポンベへの交換

4. インターフェイスシステムLOCA発生時の漏えい停止
操作（残留熱除去系の場合）

添付資料1.3.4 インターフェイスシステムLOCA時の概要図

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

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

添付資料 1.3.7 炉心損傷前の原子炉の減圧操作について

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

【要求事項】

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

【解釈】

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

(1) 可搬型重大事故防止設備

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

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

c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。

(2) 復旧

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

(3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）

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

(PWR の場合)

(4) インターフェイスシステムLOCA (ISLOCA)

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

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

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

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

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧

状態にある場合には、原子炉の減圧が必要である。原子炉の減圧をするための設計基準対象施設として、逃がし安全弁（逃がし弁機能及び安全弁機能）を設置している。また、設計基準事故対処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を設置している。

これらの原子炉の減圧機能が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準対象施設及び設計基準事故対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1.3-1図）。

また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する対応手段及び重大事故等対処設備並びにインターフェイスシステムLOCA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四十六条及び技術基準規則第六十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）の

故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失、直流電源（常設直流電源又は常設直流電源系統）喪失又は窒素供給系の故障を想定する。

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

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

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 代替減圧

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

i) 原子炉減圧の自動化

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

過渡時自動減圧機能による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 過渡時自動減圧機能
- ・ 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）

- ・自動減圧機能用アキュムレータ

逃がし安全弁（安全弁機能）による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（安全弁機能）

ii) 手動による原子炉減圧

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

逃がし安全弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

- ・自動減圧機能用アキュムレータ

- ・逃がし弁機能用アキュムレータ

原子炉隔離時冷却系による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ

- ・復水貯蔵タンク

タービン・バイパス弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・タービン・バイパス弁

- ・タービン制御系

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.3.1(2) a. (a) i) 原子炉減圧の自動化」で使用する設備のうち、過渡時自動減圧機能及び逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）、自動減圧機能用アキュムレータ及び逃がし安全弁（安全弁機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) a. (a) ii) 手動による原子炉減圧」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）及び原子炉隔離時冷却系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1.3.1）

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

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

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）及び逃がし弁機能用アキュムレータ

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する窒素供給系は、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍未満に維持する手段として有効である。

- ・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、原子炉隔離時冷却系により原子炉蒸気の一部を用いて復水貯蔵タンクの水を再循環することにより、原子炉を減圧することができる

ため、逃がし安全弁の代替減圧手段として有効である。

- ・タービン・バイパス弁及びタービン制御系

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

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

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

i) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

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

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

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ

ii) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

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

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

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ

iii) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する。

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

- ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ

(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

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

i) 非常用窒素供給系による窒素確保

逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の供給源を窒素供給系から非常用窒素供給系に切り替わることによって窒素を確保し，原子炉を減圧する。また，非常用窒素供給系の圧力が低下した場合は，予備の高圧窒素ポンペに切り替えることにより窒素を確保し，原子炉を減圧する。

非常用窒素供給系による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）
- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ

ii) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

非常用窒素供給系からの供給期間中において、逃がし安全弁の作動により、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の圧力が低下した場合は、可搬型窒素供給装置（小型）から供給することで窒素を確保し、原子炉を減圧する。

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型窒素供給装置（小型）
- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ

iii) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧

逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能）のアクチュエータに窒素を供給することで、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放して原子炉を減圧する。また、予備の高圧窒素ポンベに切り替えることで窒素を供給することも可能である。

非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）

(c) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁

の復旧

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

i) 代替直流電源設備による復旧

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

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

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
- ・ 逃がし弁機能用アキュムレータ

ii) 代替交流電源設備による復旧

代替交流電源設備（常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）により直流125V充電器に給電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保することにより逃がし安全弁の機能を復旧させ原子炉を減圧する。

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

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ

・逃がし弁機能用アキュムレータ

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

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

「1.3.1(2) b. (b) i) 非常用窒素供給系による窒素確保」で使用する設備のうち、高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）、逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) b. (b) ii) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) b. (b) iii) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧」で使用する設備のうち、高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は重大事故等対処設備として位置づける。

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

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

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

(添付資料1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失、直流電源（常設直流電源又は常設直流電源系統）喪失又は逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失が発生した場合においても、原子炉を減圧することができる。

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

- ・可搬型窒素供給装置（小型）

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

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）及び逃がし弁機能用アキュムレータ

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する窒素供給系は、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を最

高使用圧力の1.1倍未満に維持する手段として有効である。

c. 原子炉格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、中央制御室からの手動操作で逃がし安全弁を開放することにより原子炉を減圧する手段がある。

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

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ・逃がし弁機能用アキュムレータ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.3.1(2) c. (a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料1.3.1）

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

る。

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

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）及び逃がし弁機能用アキュムレータ

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する窒素供給系は、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍未満に維持する手段として有効である。

d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応

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

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ・逃がし弁機能用アキュムレータ

原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧炉心スプレイ系注入弁
- ・原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁

- ・ 低圧炉心スプレイ系注入弁
- ・ 残留熱除去系 A 系注入弁
- ・ 残留熱除去系 B 系注入弁
- ・ 残留熱除去系 C 系注入弁

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.3.1(2) d. (a) インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）、自動減圧機能用アキュムレータ、高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系 A 系注入弁、残留熱除去系 B 系注入弁及び残留熱除去系 C 系注入弁を重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料1.3.1）

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

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

- ・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）及び逃がし弁機能用アキュムレータ

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する窒素供給系

は、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍未満に維持する手段として有効である。

e. 逃がし安全弁が作動可能な環境条件

(a) 逃がし安全弁の背圧対策

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

逃がし安全弁の背圧対策で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧窒素ポンペ（非常用窒素供給系）
- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ

(b) 重大事故等対処設備

逃がし安全弁の背圧対策で使用する設備のうち、高圧窒素ポンペ（非常用窒素供給系）、逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料1.3.1）

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

f. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」、「b. サポ

ート系故障時の対応手段及び設備」, 「c. 原子炉格納容器破損を防止するための対応手段及び設備」及び「d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は, 運転員等^{※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1.3-1表)。

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

※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1.3.2)

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動による原子炉減圧

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

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

(a) 手順着手の判断基準

①逃がし安全弁による減圧

【逃がし安全弁7個での減圧の場合】

低圧で原子炉へ注水可能な系統^{※1}又は低圧代替注水系^{※2}1系統以上起動できた場合。

【逃がし安全弁2個での減圧の場合】

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

②原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧

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

③タービン・バイパス弁による減圧

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

※1：炉心損傷前における「低圧で原子炉へ注水可能な系統」とは、高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系），給水系（電動駆動給水ポンプ）及び復水系をいう。

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

※3：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。

※4：炉心損傷後における「高圧注水系統」とは、高圧炉心スプレイ系、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系をいう。

※5：炉心損傷後における「低圧注水系統」とは、給水系（電動駆動給水ポンプ）、復水系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系をいう。

(b) 操作手順

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

【逃がし安全弁による減圧】

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁による原子炉の減圧を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能又は逃がし弁機能）7個又は2個を手動操作により開放し、原子炉の減圧を行い、発電長に報告する。

【原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧】

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の復水貯蔵タンクの循環運転による原子炉の減圧を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系を復水貯蔵タンク循環運転で起動し、原子炉の減圧を行い、発電長に報告する。

【タービン・バイパス弁による減圧】

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にタービン・バイパス弁による原子炉の減圧を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、タービン・バイパス弁を手動で開操作し、原子炉の減圧を行い、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手動による原子炉減圧開始までの所要時間は以下のとおり。なお、中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

- ・逃がし安全弁による減圧：1分以内
- ・原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧：25分以内
- ・タービン・バイパス弁による減圧：3分以内

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3-15図に示す。

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

逃がし安全弁の中央制御室からの操作により原子炉の減圧ができない場合、原子炉隔離時冷却系による原子炉の減圧を実施する。

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

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

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を中央制御室からの手動操作により開放して、原子炉を減圧する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合。

(b) 操作手順

常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-2図に、タイムチャートを第1.3-3図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備への切替準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放に必要な緊急用直流電源母線電圧

が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備への切り替えを指示する。

④運転員等は中央制御室にて、緊急用電源切替盤で逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備への切り替えを実施し、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動操作により開放し、原子炉圧力指示値の低下により原子炉減圧が開始されたことを確認して、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代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

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

b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-4図に、タイムチャートを第1.3-5図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から可搬型代替直流電源設備への切替準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放に必要な緊急用直流電源母線電圧が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から可搬型代替直流電源設備への切り替えを指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、緊急用電源切替盤で逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設直流電源設備から可搬型代替直流電源設備への切り替えを実施し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動操作により開放し、原子炉圧力指示値の低下により原子炉減圧が開始されたことを確認して、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可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。なお、可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動操作により開放して、原子炉を減圧する。

なお、原子炉減圧の確認は、中央制御室の計器により確認が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

概要図を第1.3-6図に、タイムチャートを第1.3-7図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、可搬型計測器のケーブルを盤内に接

続し、原子炉圧力指示値を確認する。

③運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び仮設ケーブルを接続する。

④運転員等は、発電長に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、接続した逃がし安全弁用可搬型蓄電池のスイッチ操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放し、原子炉の減圧を開始する。

⑦運転員等は中央制御室にて、接続した可搬型計測器の原子炉圧力指示値の低下により原子炉の減圧が開始されたことを確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（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逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復まで56分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

a. 非常用窒素供給系による窒素確保

窒素供給系からの窒素の供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合に、供給源が非常用窒素供給系に自動で切り替わることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保する。

また、非常用窒素供給系からの供給期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の窒素の供給圧力が低下した場合に、予備の高圧窒素

ポンベに切り替えを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

【窒素供給系から非常用窒素供給系への切替】

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

【非常用窒素供給系 高圧窒素ポンベ切替】

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

(b) 操作手順

非常用窒素供給系による窒素確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-8図に、タイムチャートを第1.3-9図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に非常用窒素供給系による窒素確保を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、高圧窒素ポンベ供給止め弁が開したことを確認する。あわせて、自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低（0.902MPa [gage] 以下）警報が消灯することを確認し、発電長に報告する。

③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値が0.902MPa [gage] 以上であり、逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

④発電長は、運転員等に高圧窒素ポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）への窒素供給中に、高圧窒素ポンベの圧力低下を確認

した場合、予備ボンベラックに配備している予備の高圧窒素ポンベと使用済みの高圧窒素ポンベの交換を指示する。

⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、予備の高圧窒素ポンベを運搬し、使用済みの高圧窒素ポンベと予備の高圧窒素ポンベの入れ替えを実施する。

⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、使用済みの高圧窒素ポンベを予備の高圧窒素ポンベに切り替えを実施し、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に高圧窒素ポンベを交換した後の窒素供給圧力指示値の確認を指示する。

⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、高圧窒素ポンベを交換した後、窒素が供給されていることを自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値により確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

【窒素供給系から**非常用窒素供給系**への切替】

- ・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、1分以内と想定する。

【**非常用窒素供給系**高圧窒素ポンベ切替】

- ・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、281分以内と想定する。

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

b. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

非常用窒素供給系の予備の高圧窒素ポンペからの供給期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の窒素の供給圧力が低下した場合に、可搬型窒素供給装置（小型）からの供給に切り替えを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

非常用窒素供給系の予備の高圧窒素ポンペから逃がし安全弁（自動減圧機能）へ作動用の窒素供給期間中に、高圧窒素ポンペの圧力低下を確認した場合。

(b) 操作手順

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-10図に、タイムチャートを第1.3-11図に示す。

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窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備を依頼する。

②発電長は、運転員等に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための窒素供給用ホース接続及び系統構成を指示する。

③運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟及び原子炉建屋原子炉棟にて、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための窒素供給用ホースの接続及び系統構成を実施し、発電長に報告する。

④発電長は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための窒素供

給用ホースの接続及び系統構成が完了したことを連絡する。

- ⑤ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備を指示する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備が完了したことを報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源の供給開始を連絡する。
- ⑨ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源の供給開始を指示する。
- ⑩ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源供給のための系統構成を実施し、可搬型窒素供給装置（小型）を起動する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源へ供給を開始し、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源へ供給を開始したことを報告する。
- ⑫ 災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源の確保が完了したことを連

絡する。

⑬ 発電長は、運転員等に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源が確保されていることの確認を指示する。

⑭ 運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値が0.902MPa [gage] 以上であり、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源が確保されたことを確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員2名にて実施した場合、作業開始を判断してから可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保まで310分以内と想定する。

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

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

（添付資料1.3.3）

c. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧

逃がし安全弁の駆動に必要な窒素供給が喪失した場合、非常用逃がし安全弁駆動系の中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の窒素を確保し、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放することで、原子炉を減圧する。なお、中央制御室からの遠隔操作ができない場合、現場での手動操作を実施する。

また、原子炉減圧の確認は、中央制御室の計器により確認が可能であ

る。

(a) 手順着手の判断基準

【非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧】

逃がし安全弁の駆動源である窒素が喪失し、中央制御室からの遠隔操作による原子炉の減圧ができない場合。

【非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ切替】

非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）での原子炉減圧に失敗した場合。

(b) 操作手順

非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-12図に、タイムチャートを第1.3-13図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、非常用逃がし安全弁駆動系窒素ブローライン隔離弁を閉とする。なお、中央制御室からの遠隔操作により閉にできない場合は、原子炉建屋原子炉棟にて現場手動操作により非常用逃がし安全弁駆動系窒素ブローライン隔離弁を閉とする。

③運転員等は、発電長に非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧の準備が完了したことを報告する。

④発電長は、運転員等に非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、非常用逃がし安全弁駆動系窒素供給弁及び非常用逃がし安全弁駆動系窒素供給ライン隔離弁を開とす

る。なお、中央制御室からの遠隔操作により閉にできない場合は、原子炉建屋原子炉棟にて現場手動操作により非常用逃がし安全弁駆動系窒素供給弁及び非常用逃がし安全弁駆動系窒素供給ライン隔離弁を閉とする。

⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力指示値の低下により原子炉減圧が開始されたことを確認し、発電長に報告する。

⑦発電長は非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧において、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により減圧できない場合、予備の高圧窒素ポンベと交換を指示する。

⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、予備の高圧窒素ポンベを運搬し、使用済みの高圧窒素ポンベと予備の高圧窒素ポンベの入れ替えを実施する。

⑨運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、使用済みの高圧窒素ポンベを予備の高圧窒素ポンベに切り替えを実施し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

作業開始を判断してから、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧】

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

【非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ切替】

- ・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非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ切替による原子炉減圧開始まで120分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護

具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.3.3)

(3) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

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

(c) 操作の成立性

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

また，逃がし安全弁による原子炉減圧操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，代替直流電源設備によ

り電源復旧後，逃がし安全弁の開放まで1分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

b. 代替交流電源設備による復旧

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

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

(c) 操作の成立性

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

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

応できる。

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3-15図に示す。

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する。常設代替直流電源設備による直流電源の確保に失敗した場合、可搬型代替直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する。可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するまでに時間を要することから、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を同時に準備する。

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

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により直流125V充電器に給電することで直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を復旧する。

逃がし安全弁の作動に必要な窒素の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、非常用窒素供給系により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が確保され、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉を減圧する。

非常用窒素供給系の圧力が低下した場合については、予備ポンペへの切替又は可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）

の駆動源を確保する。可搬型窒素供給装置（小型）については窒素確保までに時間を要することから、あらかじめ災害対策本部長へ準備を依頼する。

非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が確保できない場合、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の駆動源を確保する。

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

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

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

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

1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順

(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」

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

漏えい箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁により原子炉を減圧することで、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制し、漏え

い箇所の隔離を行う。

a. 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却系の系統圧力、原子炉圧力、原子炉水位及び格納容器圧力等の関連パラメータ変化によりインターフェイスシステムLOCA発生を判断した場合。

b. 操作手順

「二次格納施設制御」における操作手順の概要は以下のとおり。

タイムチャートを第1.3-14図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に漏えい箇所を隔離し漏えいの抑制を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋原子炉棟への異常漏えい等を示すパラメータの変化及び警報発報により、漏えい箇所を特定し中央制御室からの遠隔操作にて隔離を実施し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に漏えい箇所の隔離ができない場合は、原子炉スクラム及び主蒸気隔離弁の閉操作を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、原子炉スクラム及び主蒸気隔離弁の閉操作を実施し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に原子炉建屋ガス処理系の停止操作及び中央制御室換気系の起動操作を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系の停止操作及び中央制御室換気系の起動操作を実施し、発電長に報告する。
- ⑦発電長は、運転員等に原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系を1系統以上の起動後、原子炉減圧及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の起動操作を指示する。

- ⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系を1系統以上の起動操作を実施する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁により原子炉急速減圧を行い、原子炉の減圧を実施することで、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の起動操作を実施し、発電長に報告する。
- ⑪発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル2）設定点から原子炉水位低（レベル3）設定点の間で維持するように指示する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系により、原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル2）設定点から原子炉水位低（レベル3）設定点の間に維持し、発電長に報告する。
- ⑬発電長は、運転員等に漏えい箇所の隔離を指示する。
- ⑭運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作による漏えい箇所の隔離を実施し、発電長に報告する。
- ⑮発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（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。
- ⑯運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持し、発電長に報告す

る。

c. 操作の成立性

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

中央制御室からの隔離操作により隔離ができない場合の現場対応を運転員等（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、インターフェイスシステムLOCA発生から漏えい箇所の隔離完了まで300分以内と想定する。

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

（中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性）

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

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

テムLOCAが発生していると判断できる。これにより、漏えい箇所の特定及び隔離操作箇所の特定が容易であり、中央制御室からの隔離操作を速やかに行うことを可能とする。

(現場隔離操作の成立性)

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

(溢水の影響)

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

(インターフェイスシステムLOCAの検知について)

インターフェイスシステムLOCA発生時は、非常用炉心冷却系の系統圧力、原子炉圧力、原子炉水位及び格納容器圧力等の関連パラメータ変化を確認することでインターフェイスシステムLOCA発生を判断する。また、非常用炉心冷却系のポンプ室は、原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため、床漏えい検出器及び火災報知器により、漏えい場所を特定するための参考情報の入手も可能である。

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

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

逃がし安全弁、非常用逃がし安全弁駆動系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」に整備する。

可搬型窒素供給装置（小型）、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

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

第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/20)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
フロントライン系故障時	自動減圧系	原子炉減圧の自動化	主要設備	過渡時自動減圧機能 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能） ^{※3} 自動減圧機能用アキュムレータ 逃がし安全弁（安全弁機能）	重大事故等対応設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 非常用交流電源設備 ^{※4} ・非常用ディーゼル発電機 ・軽油貯蔵タンク ・燃料デイトンク ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	

※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：運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A, G, S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／20）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
フロントライン系故障時	自動減圧系	（逃がし安全弁による原子炉減圧①） 手動による原子炉減圧	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能） 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ所内常設直流電源設備 ^{※4} ・125V A系蓄電池 ・125V B系蓄電池 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ 常設代替直流電源設備 ^{※4} ・緊急用125V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 ・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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/20）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
フロントライン系故障時	自動減圧系	（原子炉隔離時冷却系による減圧） 手動による原子炉減圧	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備
				復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 所内常設直流電源設備 ^{※4} ・125V A系蓄電池 常設代替直流電源設備 ^{※4} ・緊急用直流125V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 ・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
				補給水系配管・弁	自主対策設備
					非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「急速減圧」 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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／20）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書 ^{※1}
フロントライン系故障時	自動減圧系	<input type="checkbox"/> タービン・バイパス弁による原子炉減圧 <input type="checkbox"/> タービン・バイパス弁による減圧	主要設備	タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	主蒸気配管・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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (6/20)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
サポート系故障時	所内常設直流電源設備 (常設直流電源系統)	常設代替直流電源設備による 逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁 (自動減圧機能) 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 常設代替直流電源設備 ^{※4} ・緊急用直流125V蓄電池	

※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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁 (自動減圧機能) B 及び C が対象である。

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

※6：逃がし安全弁 (自動減圧機能) 2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (7/20)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
サポート系故障時	所内常設直流電源設備 (常設直流電源系統)	可搬型代替直流電源設備による 逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁 (自動減圧機能) 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁 (自動減圧機能) B 及び C が対象である。

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

※6：逃がし安全弁 (自動減圧機能) 2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (8/20)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
サポート系故障時	所内常設直流電源設備 (常設直流電源系統)	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による 逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 逃がし安全弁 (自動減圧機能) ^{※6} 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ	

※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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁 (自動減圧機能) B 及び C が対象である。

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

※6：逃がし安全弁 (自動減圧機能) 2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (9/20)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
サポート系故障時	—	非常用窒素供給系による窒素確保	主要設備	高圧窒素ポンプ (非常用窒素供給系) 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 非常用窒素供給系配管・弁	

※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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10/20）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
サポート系故障時	—	可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能） 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備
				可搬型窒素供給装置（小型）	自主対策設備
			関連設備	主蒸気配管・クエンチャ 非常用窒素供給系配管・弁	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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11/20）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
サポート系故障時	—	非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	主要設備	高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）	重大事故等対処設備
			関連設備	非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁 常設代替直流電源設備 ^{※4} ・緊急用直流125V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 ・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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（12／20）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池及び充電器（常設直流電源）	代替直流電源設備による復旧①	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能） 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備
			関連設備	主蒸気配管・クエンチャ 常設代替直流電源設備※4 ・緊急用直流125V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 ・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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13／20）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池及び充電器（常設直流電源）	代替直流電源設備による復旧②	主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能） 逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備
			関連設備	主蒸気配管・クエンチャ 常設代替直流電源設備※4 ・緊急用直流125V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 ・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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（14／20）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池（常設直流電源）	代替交流電源設備による復旧①	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能） 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			関連設備	主蒸気配管・クエンチャ 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（15／20）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池（常設直流電源）	代替交流電源設備による復旧②	主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能） 逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備
			関連設備	主蒸気配管・クエンチャ 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（16／20）

（原子炉格納容器破損の防止）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
原子炉格納容器破損の防止	—	炉心損傷時における格納容器雰囲気直接加熱の防止①	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能） 自動減圧機能用アキュムレータ	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」
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ所内常設直流電源設備※4 ・125V A系蓄電池 ・125V B系蓄電池 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ 常設代替直流電源設備※4 ・緊急用125V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 ・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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（17／20）

（原子炉格納容器破損の防止）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
原子炉格納容器破損の防止	—	炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱の防止②	主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能） 逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ所内常設直流電源設備※4 ・125V A系蓄電池 ・125V B系蓄電池 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ 常設代替直流電源設備※4 ・緊急用125V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 ・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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（18／20）

（インターフェイスシステムLOCA発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1	
インターフェイスシステムLOCA発生時	-	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応①	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能） 自動減圧機能用アキュムレータ 高圧炉心スプレイ系注入弁 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 低圧炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系A系注入弁 残留熱除去系B系注入弁 残留熱除去系C系注入弁	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「二次格納施設制御」等
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ	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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（19／20）

（インターフェイスシステムLOCA発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
インターフェイスシステムLOCA発生時	-	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応②	主要設備	高圧炉心スプレー系注入弁 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 低圧炉心スプレー系注入弁 残留熱除去系A系注入弁 残留熱除去系B系注入弁 残留熱除去系C系注入弁	重大事故等対処設備
				逃がし安全弁（逃がし弁機能） 逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備
					非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「二次格納施設制御」等

※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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（20／20）

（逃がし安全弁が作動可能な環境条件）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
逃がし安全弁が作動可能な環境条件	—	逃がし安全弁の背圧対策	主要設備	高圧窒素ポンベ 逃がし安全弁（自動減圧機能） 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	※7
			関連設備	非常用窒素供給系配管・弁	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：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※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：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/6)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ		
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧				
a. 手動による原子炉減圧 ①逃がし安全弁による減圧 【逃がし安全弁7個での減圧の場合】	判断基準	注水手段の確保 (運転状態)	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	
		操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
			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 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※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温度	サブプレッション・プール水温度 ^{※1}
a. 手動による原子炉減圧 ①逃がし安全弁による減圧 【逃がし安全弁2個での減圧の場合】	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圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}	
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}	
		原子炉圧力容器への注水量	高压炉心スプレイ系系統流量 ^{※1} 原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{※1} 高压代替注水系系統流量 ^{※1} 給水流量	
		注水手段の確保 (運転状態)	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}	
		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 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}	
		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}	

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

監視計器一覧 (2/6)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧			
a. 手動による原子炉減圧 ②原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧	判断基準	注水手段の確保 (運転状態)	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
	操作	運転状態の監視 (運転状態)	原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{※3} 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 復水貯蔵タンク水位
		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 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※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温度	サブプレッション・プール水温度 ^{※1}
a. 手動による原子炉減圧 ③タービン・バイパス弁による減圧	判断基準	注水手段の確保 (運転状態)	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
		運転状態の監視 (運転状態)	原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{※3} 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 復水貯蔵タンク水位
	操作	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 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}
		補機監視機能	復水器真空度
		補機監視機能	復水器真空度
b. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
	操作	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 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}
		補機監視機能	高圧窒素供給系供給圧力 ^{※3} 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ポンベ出口圧力 ^{※3}

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

監視計器一覧 (3/6)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧			
a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 ^{※3} 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 ^{※3}
		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}
	操作	電源	緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ^{※3}
		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}
b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 ^{※3} 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 ^{※3} 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ^{※3}
		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}
	操作	電源	緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ^{※3} 緊急用 P / C 電圧 ^{※3}
		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}
c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 ^{※3} 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 ^{※3} 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ^{※3}
		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}
	操作	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}

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

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

監視計器一覧 (4/6)

対応手順		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧			
a. 非常用窒素供給系による窒素確保【窒素供給系から非常用窒素供給系への切替】	判断基準	駆動源の確保	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報 高圧窒素供給系供給圧力 ^{※3}
	操作	補機監視機能	高圧窒素供給系供給圧力
a. 非常用窒素供給系による窒素確保【非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替】	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ポンベ圧力低警報 高圧窒素供給系供給圧力 ^{※3} 窒素ポンベ出口圧力 ^{※3}
	操作	補機監視機能	高圧窒素供給系供給圧力 ^{※3} 窒素ポンベ出口圧力 ^{※3}
b. 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ポンベ圧力低警報 高圧窒素供給系供給圧力 ^{※3} 窒素ポンベ出口圧力 ^{※3}
	操作	補機監視機能	高圧窒素供給系供給圧力 ^{※3}
c. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ポンベ圧力低警報 高圧窒素供給系供給圧力 ^{※3} 窒素ポンベ出口圧力 ^{※3}
	操作	補機監視機能	高圧窒素供給系供給圧力 ^{※3} 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ポンベ出口圧力 ^{※3}

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

監視計器一覧 (5/6)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順		
(1) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「二 次格納施設制御」	判断 基準	格納容器バイパスの監視 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ 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 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力※ ¹ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※ ¹ 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力※ ¹ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※ ¹ 主蒸気流量 給水流量
		【漏えい検知】 ISOLATION SYS MS LINE PRESS LOW ISOLATION SYS MS LINE FLOW HIGH LDS CUW ΔP HIGH OR CONT. TROUBLE RCIC STEAM LINE BREAK ΔP HIGH LDS MS TUNNEL TEMP HI LDS T/B MS LINE TEMP HI LDS RCIC EQUIP AREA TEMP HI LDS RCIC PIPE AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS TEMP HI LDS RHR EQUIP AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS AMBIENT TEMP HI LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HI プロセス放射線モニタ警報 火災報知器警報 原子炉建屋内放射線モニタ警報 原子炉建屋内ダストモニタ警報 【床漏えい警報】 HPCS PUMP AREA FLOODING RCIC PUMP AREA FLOODING LPCS PUMP AREA FLOODING RHR PUMP A(B,C) AREA FLOODING RHR Hx A(B) AREA FLOODING R/B EAST SUMP PUMP AREA FLOODING R/B WEST SUMP PUMP AREA FLOODING 【原子炉建屋サンプ液位警報】 R/B FD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B ED SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B SD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B OD SUMP A(B) LEVEL HI OR HI-HI OR POWER FAILURE 【原子炉建屋サンプ温度警報】 R/B ED SUMP A OR B TEMP HIGH 【原子炉建屋内異常漏えい警報】 R/B FD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B ED SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B SD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH 【圧力】 HPCS SPRAY HEAD TO TOP OF CORE-PLATE ΔP HIGH HPCS PUMP SUCTION PRESS HI/LO RCIC PUMP SUCTION PRESS HIGH RHR INJECTION VALVE ΔP LOW RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO RHR SHUTDOWN HEADER PRESS HIGH LPCS INJECTION VALVE ΔP LOW LPCS PUMP ABNORMAL HI/LO DISCH PRESS

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

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

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

監視計器一覧 (6/6)

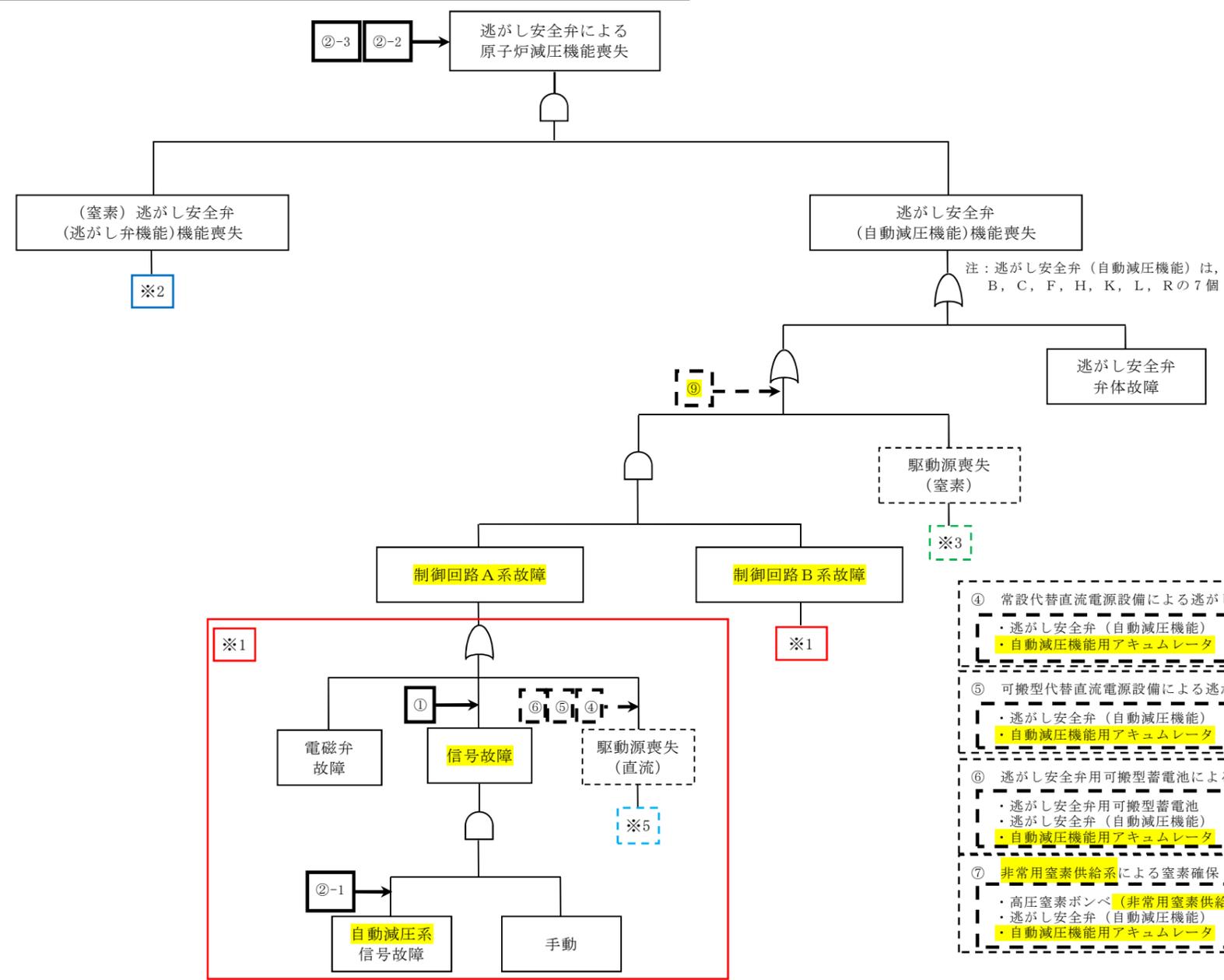
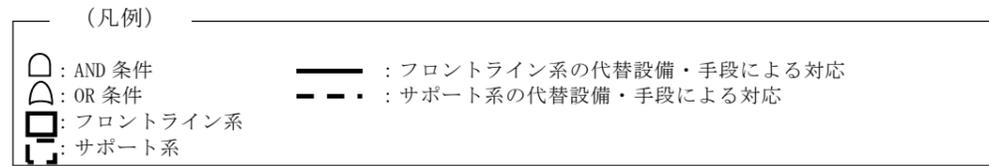
対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順			
(1) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「二次格納施設制御」	操作	格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹ 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹ ドライウェル雰囲気温度※ ¹ ドライウェル圧力※ ¹ 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力※ ¹ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※ ¹ 低圧炉心スプレー系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

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

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

第1.3-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

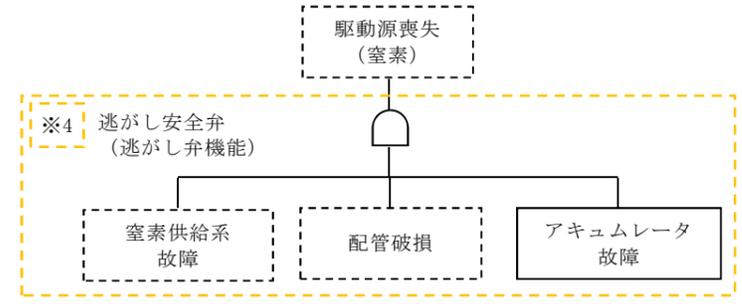
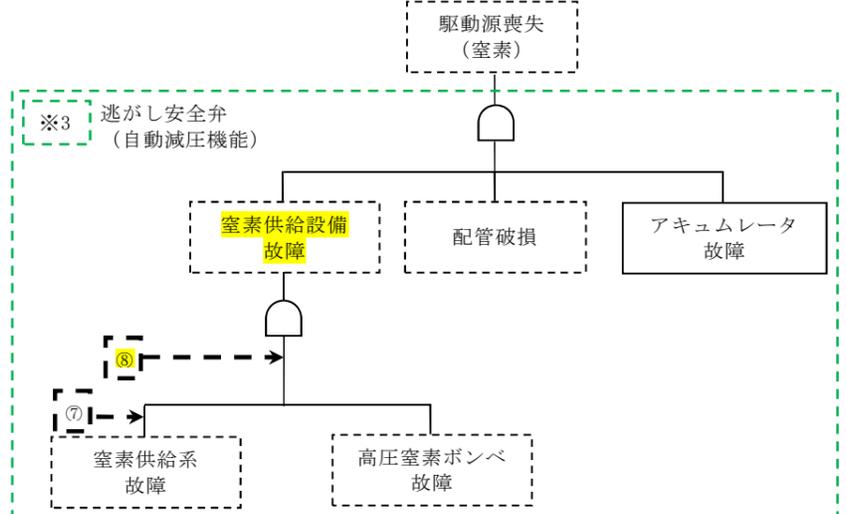
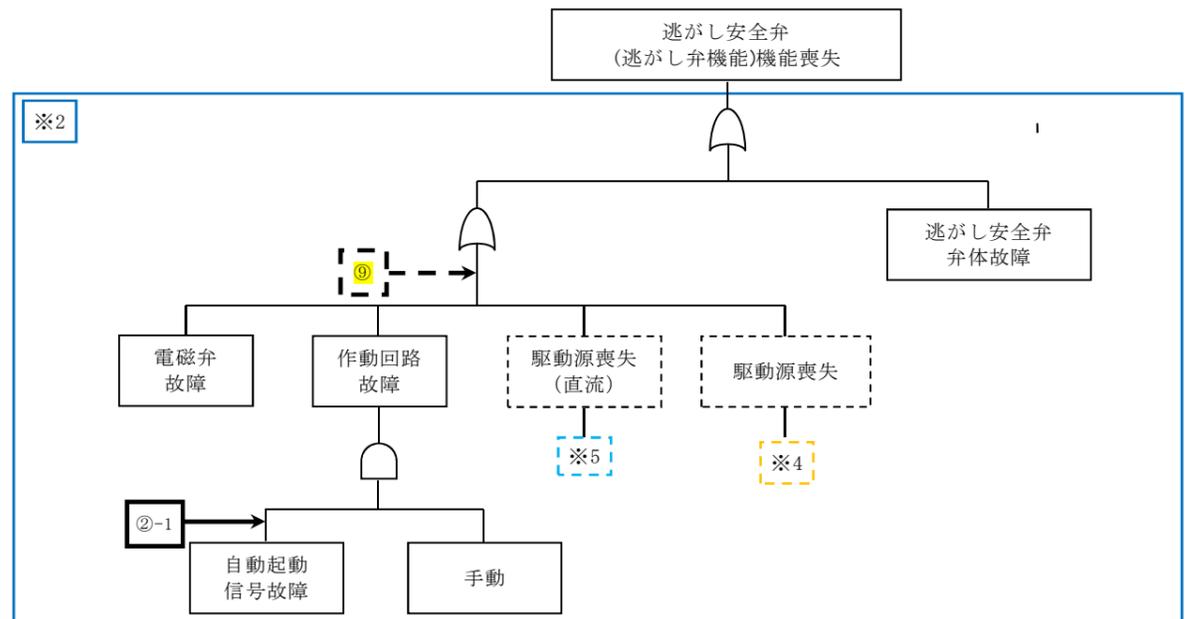
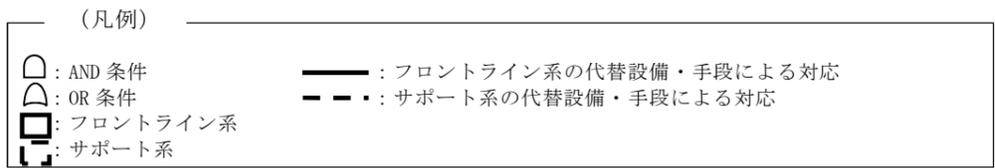
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.3】 原子炉冷却材圧力パウ ンダリを減圧するた めの手順等</p>	<p>逃がし安全弁</p>	<p>所内常設直流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B</p>



- ① 原子炉減圧の自動化
 - ・過渡時自動減圧機能
 - ・逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
 - ・逃がし安全弁（安全弁機能）
- ②-1 手動による原子炉の減圧（逃がし安全弁）
 - ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
 - ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
 - ・逃がし弁機能用アキュムレータ
- ②-2 手動による原子炉の減圧（原子炉隔離時冷却系）
 - ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
 - ・復水貯蔵タンク
- ②-3 手動による原子炉の減圧（タービン・バイパス弁）
 - ・タービン・バイパス弁
 - ・タービン制御系
- ④ 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 - ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ⑤ 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 - ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ⑥ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復
 - ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池
 - ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ⑦ 非常用窒素供給系による窒素確保
 - ・高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）
 - ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ⑧ 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保
 - ・可搬型窒素供給装置（小型）
 - ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ⑨ 非常用逃がし安全弁駆動系による窒素確保
 - ・高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）
- ⑩ 代替直流電源設備による復旧
 - ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
 - ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
 - ・逃がし弁機能用アキュムレータ
- ⑪ 代替交流電源設備による復旧
 - ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
 - ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
 - ・逃がし弁機能用アキュムレータ

注：①の逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）は逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象
 注：②-2の対策は、主蒸気隔離弁開時のみ有効
 注：③の対策は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象
 注：⑥の対策は、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個
 注：④、⑤及び⑥の対策は、逃がし安全弁（自動減圧機能）用電磁弁A系のみ有効

第1.3-1図 機能喪失原因対策分析（1/3）



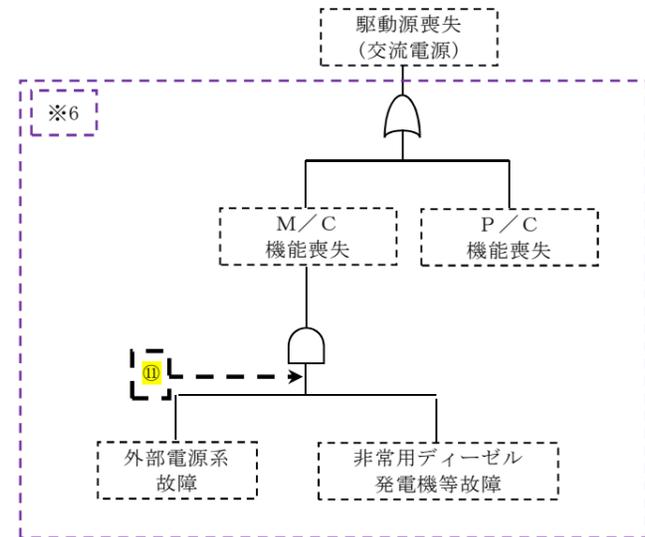
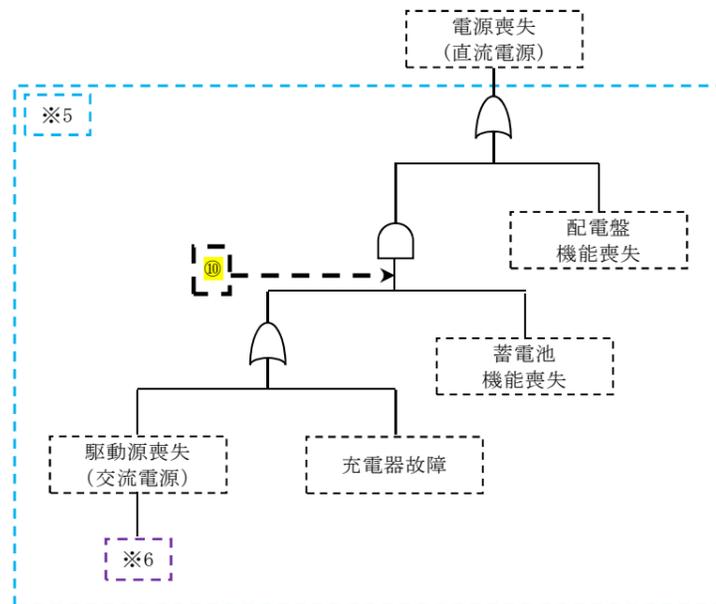
- ① 原子炉減圧の自動化
 - ・過渡時自動減圧機能
 - ・逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能)
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
 - ・逃がし安全弁 (安全弁機能)
- ②-1 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁)
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
 - ・逃がし弁機能用アキュムレータ
- ②-2 手動による原子炉の減圧 (原子炉隔離時冷却系)
 - ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
 - ・復水貯蔵タンク
- ②-3 手動による原子炉の減圧 (タービン・バイパス弁)
 - ・タービン・バイパス弁
 - ・タービン制御系
- ④ 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ⑤ 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ⑥ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復
 - ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ⑦ 非常用窒素供給系による窒素確保
 - ・高圧窒素ポンベ (非常用窒素供給系)
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ⑧ 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保
 - ・可搬型窒素供給装置 (小型)
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ⑨ 非常用逃がし安全弁駆動系による窒素確保
 - ・高圧窒素ポンベ (非常用逃がし安全弁駆動系)
- ⑩ 代替直流電源設備による復旧
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
 - ・逃がし弁機能用アキュムレータ
- ⑪ 代替交流電源設備による復旧
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
 - ・逃がし弁機能用アキュムレータ

第1.3-1図 機能喪失原因対策分析 (2/3)

(凡例)

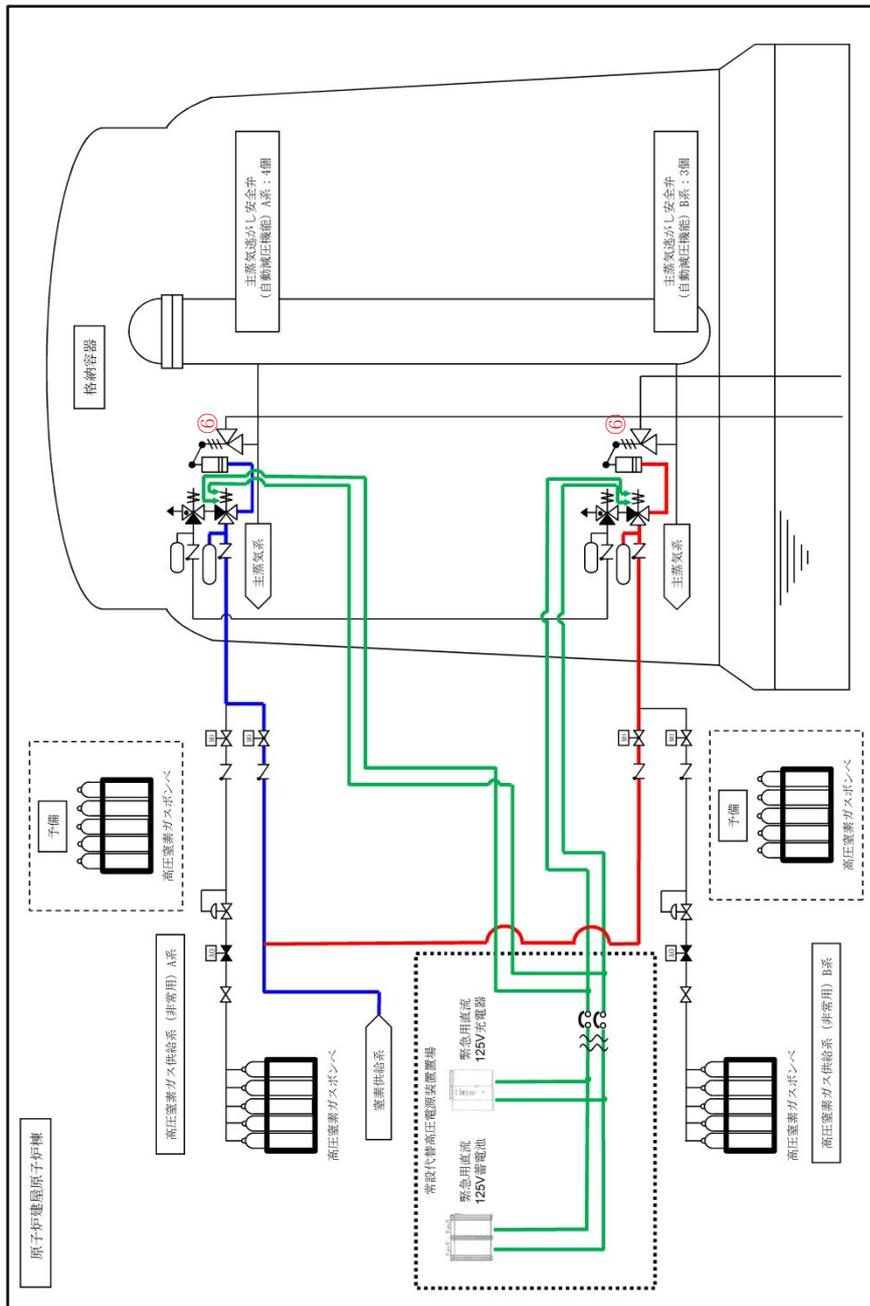
- AND条件
- OR条件
- フロントライン系
- サポート系

- : フロントライン系の代替設備・手段による対応
- - - : サポート系の代替設備・手段による対応



<p>① 原子炉減圧の自動化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 過渡時自動減圧機能 ・ 逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能) ・ 自動減圧機能用アキュムレータ ・ 逃がし安全弁 (安全弁機能) 	<p>④ 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
<p>②-1 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) ・ 自動減圧機能用アキュムレータ ・ 逃がし弁機能用アキュムレータ 	<p>⑤ 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
<p>②-2 手動による原子炉の減圧 (原子炉隔離時冷却系)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ ・ 復水貯蔵タンク 	<p>⑥ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
<p>②-3 手動による原子炉の減圧 (タービン・バイパス弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン・バイパス弁 ・ タービン制御系 	<p>⑦ 非常用窒素供給系による窒素確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧窒素ポンプ (非常用窒素供給系) ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
	<p>⑧ 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型窒素供給装置 (小型) ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
	<p>⑨ 非常用逃がし安全弁駆動系による窒素確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧窒素ポンプ (非常用逃がし安全弁駆動系)
	<p>⑩ 代替直流電源設備による復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) ・ 自動減圧機能用アキュムレータ ・ 逃がし弁機能用アキュムレータ
	<p>⑪ 代替交流電源設備による復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) ・ 自動減圧機能用アキュムレータ ・ 逃がし弁機能用アキュムレータ

第1.3-1図 機能喪失原因対策分析 (3/3)



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

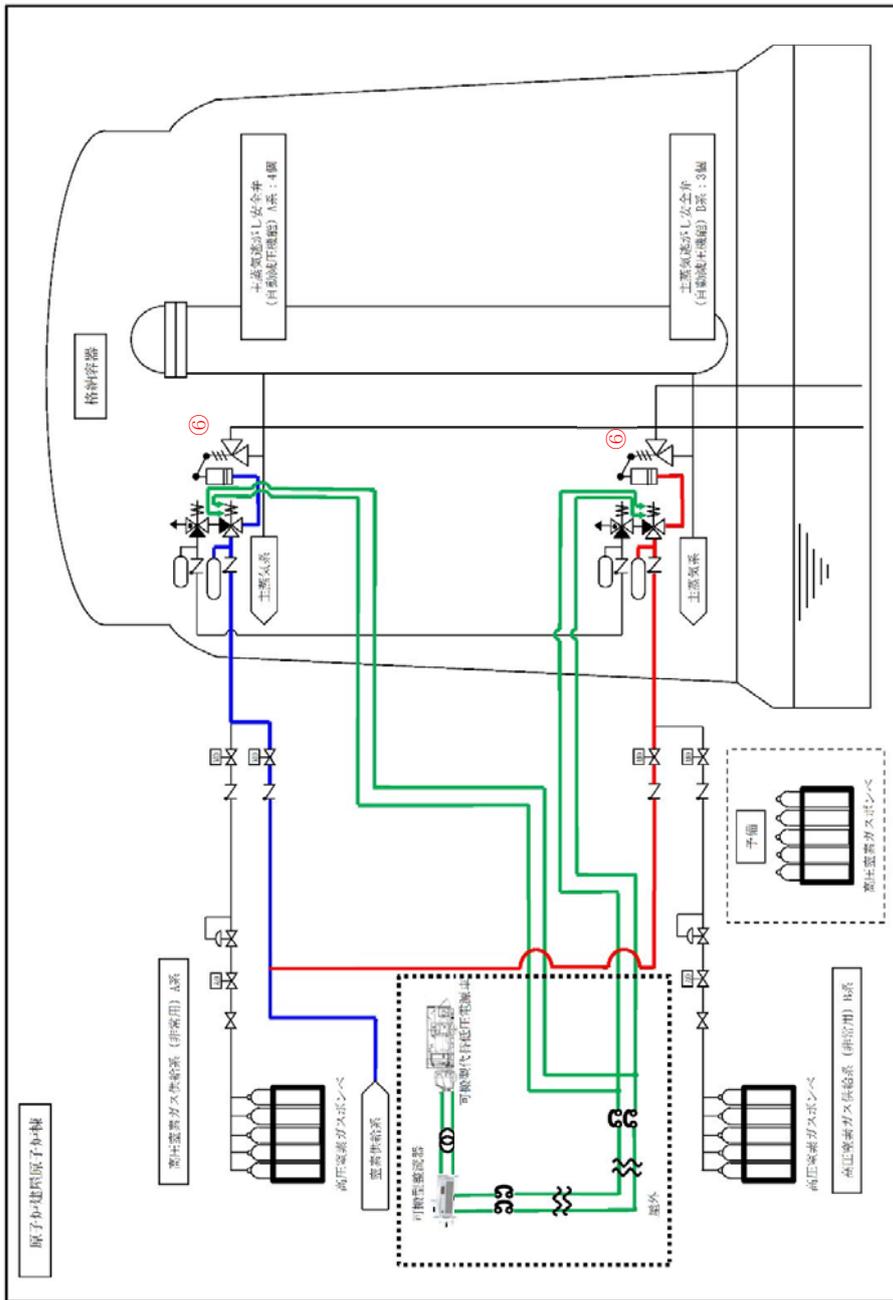
操作手順	弁名称
⑥	逃がし安全弁（自動減圧機能）

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.3-2図 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間 (分)							備考			
			1	2	3	4	5	6	7		8	9	
			常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 5分										
常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復		運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1										

第1.3-3 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 タイムチャート



(凡例)

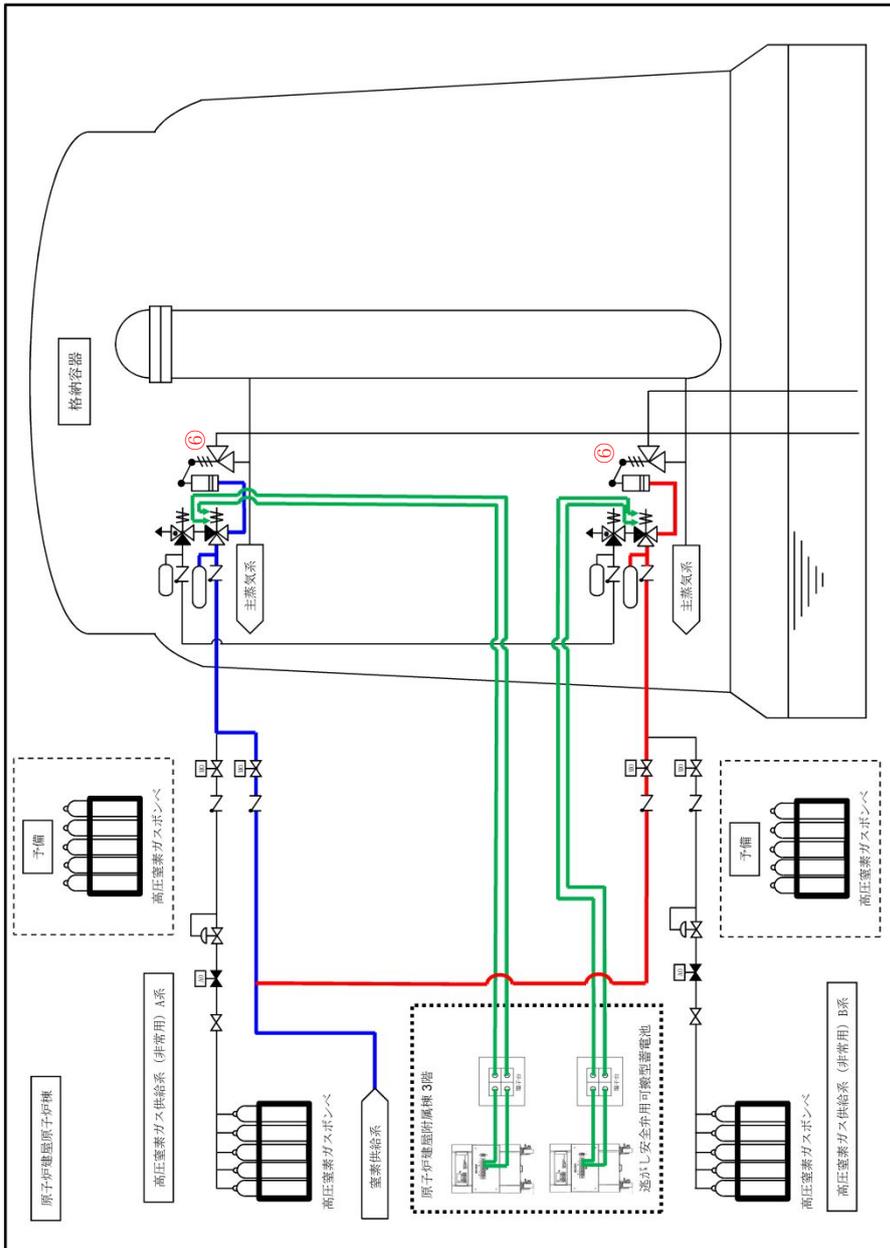
- MO : 電動弁
- AO : 空気作動弁
- : 圧力調整弁
- : 電磁弁
- : 逆止弁
- : 手動弁
- : 安全弁
- : 窒素供給系 A 系側
- : 窒素供給系 B 系側
- : 可搬型代替直流電源設備による電源供給

操作手順	弁名称	注
⑥	逃がし安全弁 (自動減圧機能)	可搬型直流電源設備による電源供給については、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 用電磁弁 A 系への供給を示す。

第1.3-4図 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 概要図

		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 5分										
可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1					必要な負荷の電源切替操作					
							減圧開始操作					
							→					

第1.3-5図 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 タイムチャート



(凡例)

-  : 電動弁
-  : 空気作動弁
-  : 圧力調整弁
-  : 電磁弁
-  : 逆止弁
-  : 手動弁
-  : 安全弁
-  : 窒素供給系A系側
-  : 窒素供給系B系側
-  : 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による電源供給

操作手順	弁名称
⑥	逃がし安全弁 (自動減圧機能)

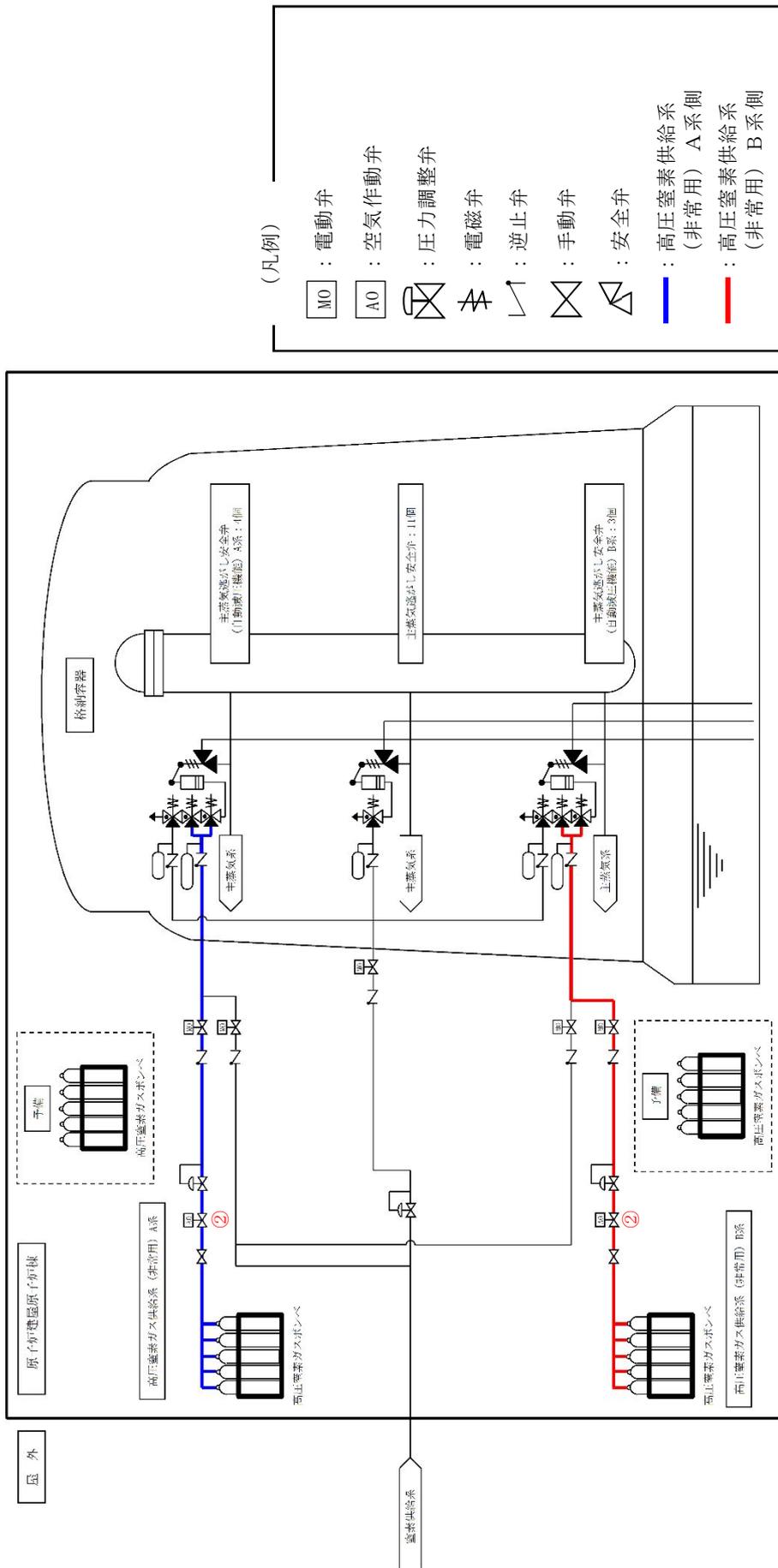
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第1.3-6図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 概要図

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間 (分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
			逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 56分										
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復		運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1				可搬型計測器接続							
										可搬型蓄電池, ケーブル接続			
										減圧開始操作			
										減圧確認			

第1.3-7図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 タイムチャート



操作手順	弁名称
②	高圧窒素ポンプ供給止め弁

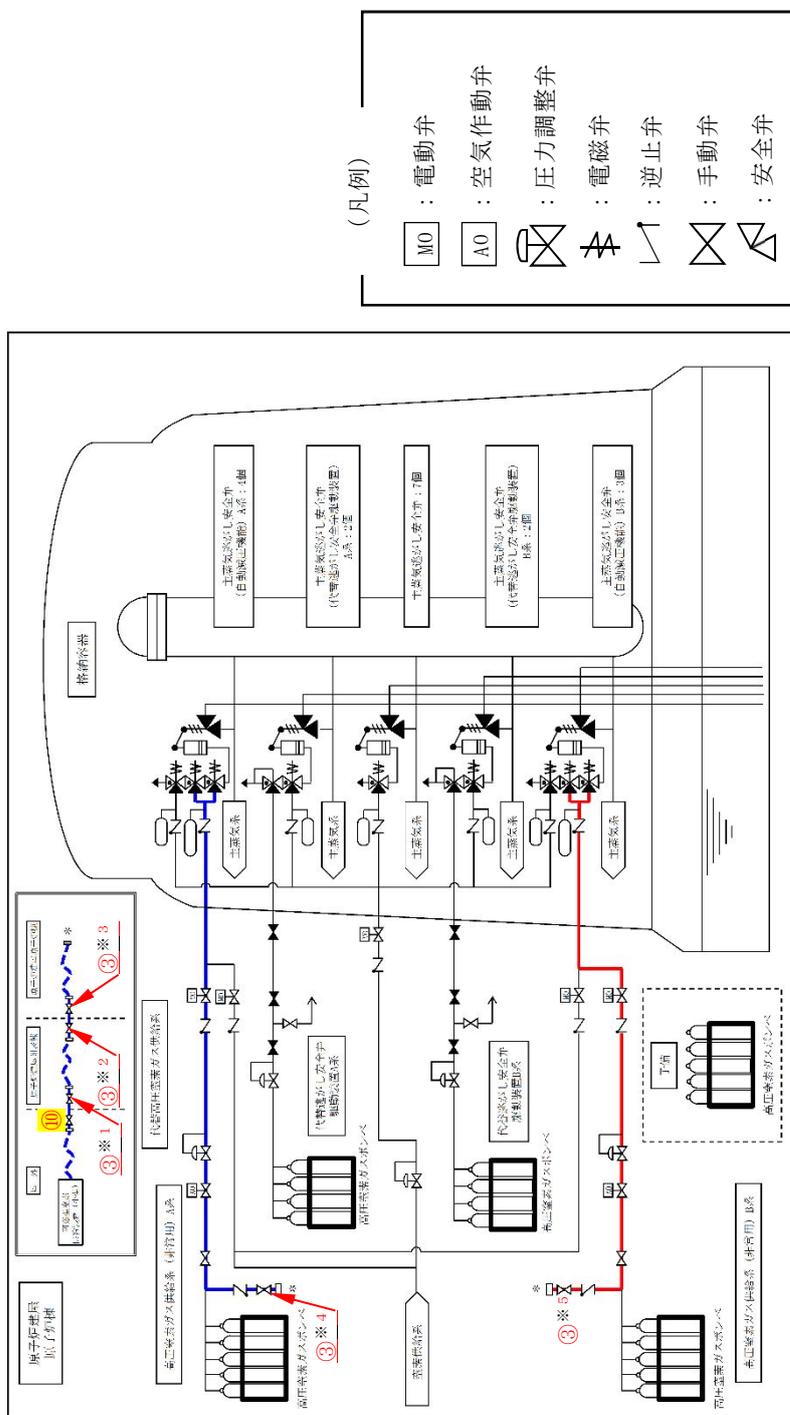
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.3-8 図 非常用窒素供給系による窒素確保 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間 (分)											備考
			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			
			1分 非常用窒素供給系による窒素確保											
非常用窒素供給系による窒素確保 (窒素供給系から非常用窒素供給系への切替)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	警報確認、系統構成確認											
			→											

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	250	260	270	280	290			
			10分 警報発生 281分 非常用窒素供給系による窒素確保											
非常用窒素供給系による窒素確保 (非常用窒素供給系高压窒素ガスボンベ切替)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	警報確認											
			移動、ボンベ交換操作											
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2	→											

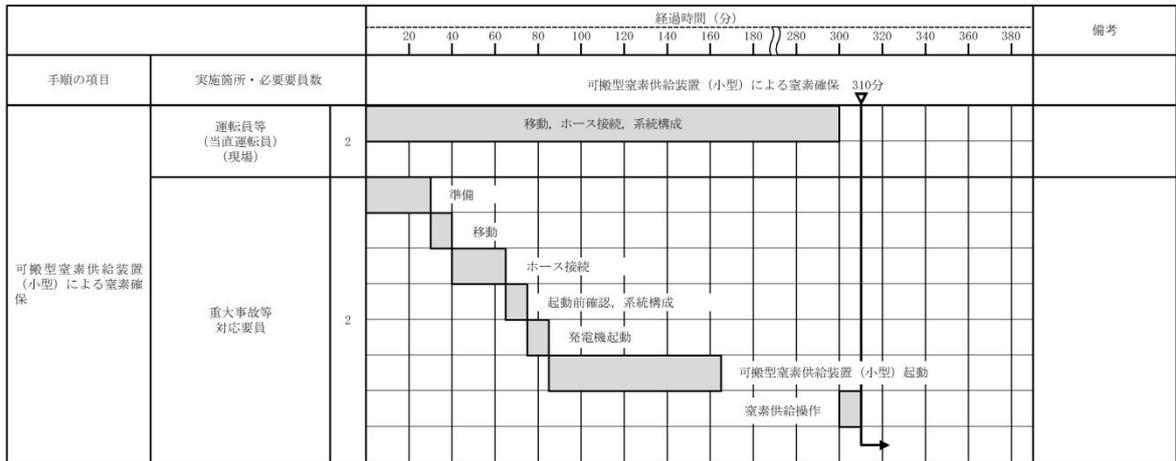
第 1.3-9 図 非常用窒素供給系による窒素確保 タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
③※1	非常用窒素供給系原子炉建屋内側隔離弁	③※4	非常用窒素供給系窒素供給弁 A
③※2	非常用窒素供給系原子炉棟外側隔離弁	③※5	非常用窒素供給系窒素供給弁 B
③※3	非常用窒素供給系窒素原子炉棟内側隔離弁	⑩	非常用窒素供給系窒素原子炉建屋外側隔離弁

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

第 1.3-10 図 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保 概要図

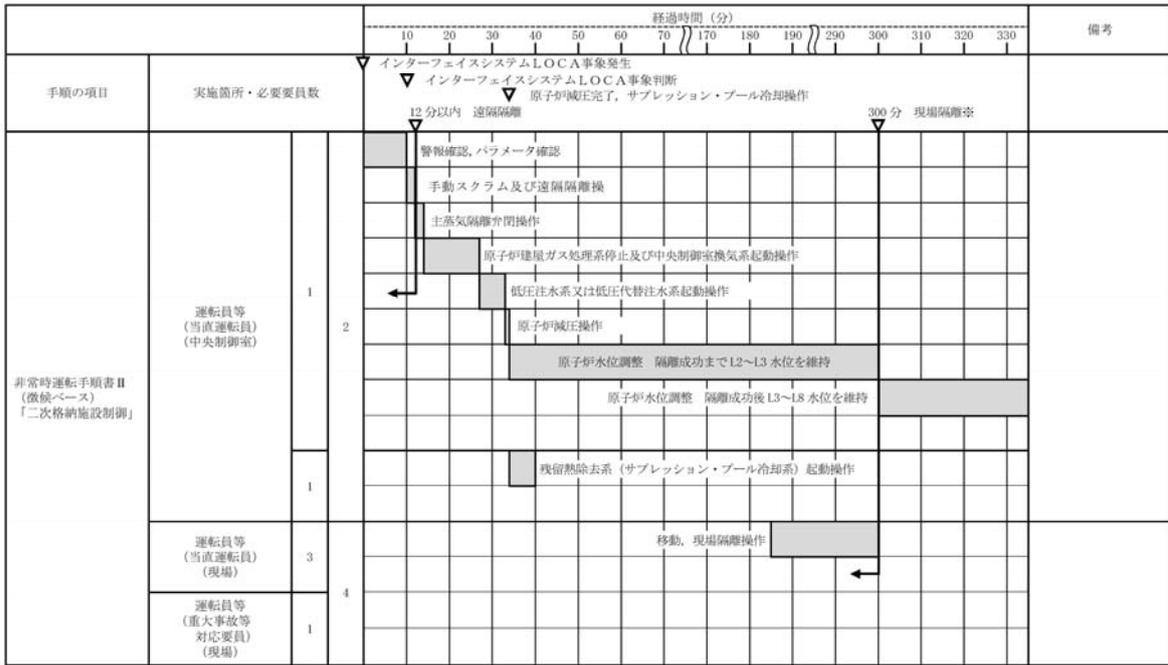


第 1.3-11 図 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保 タイムチャート

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)												備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
			逃し安全弁駆動源喪失確認												
			4分 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧												
非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 (中央制御室操作)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	系統構成、減圧開始操作												
			減圧確認												

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)															備考
			10	20	30	40	50	60	100	110	120	130	140	150				
			非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧失敗確認															
			非常用逃がし安全弁駆動系による窒素確保															
非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 (現場操作) (非常用逃がし安全弁駆動系 高圧窒素ガスボンベ切替)	運転員等 (当直運転員) (現場)	2	移動、ボンベ交換操作															

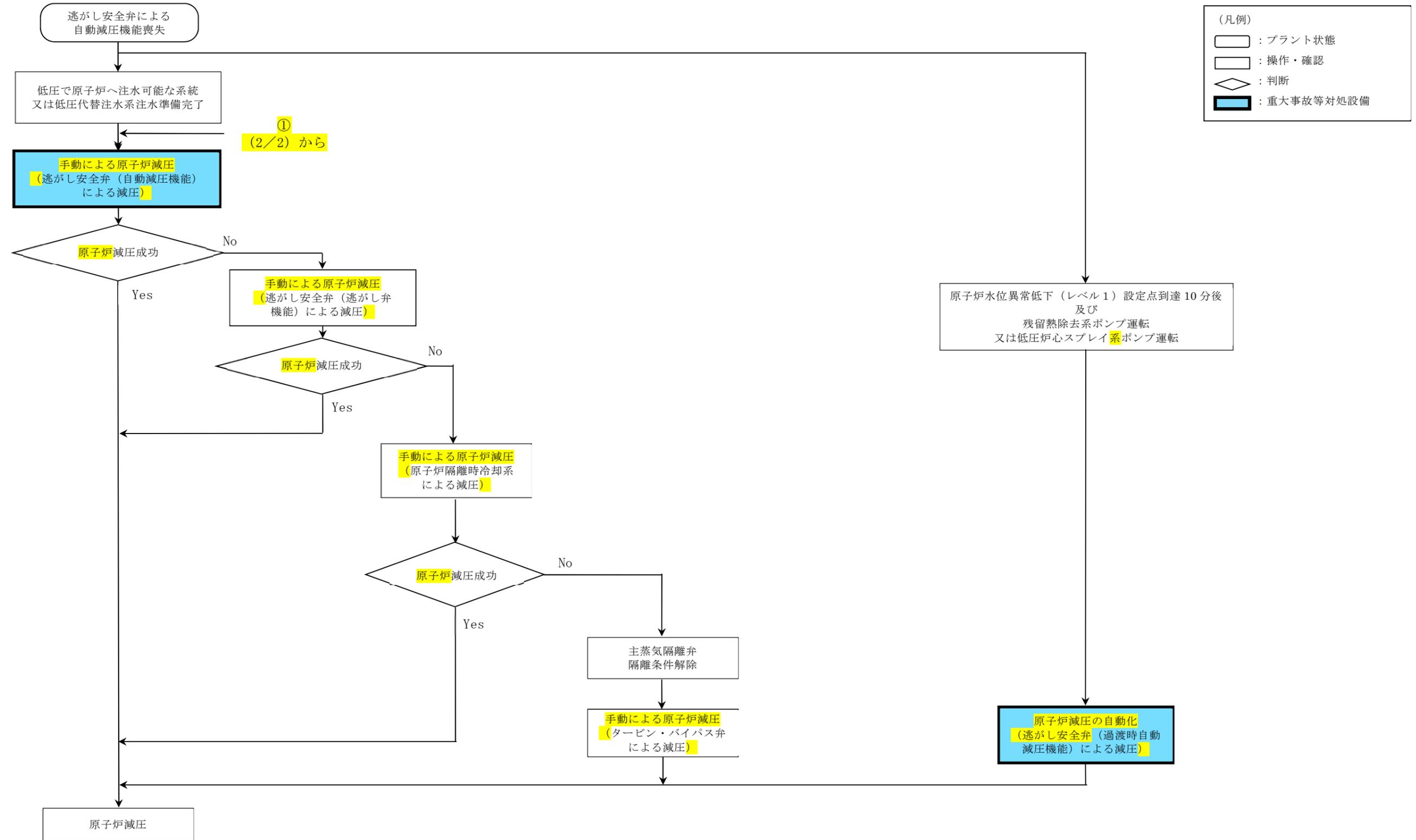
第 1.3-13 図 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 タイムチャート



※：漏えい量によらず，現場での隔離操作の所要時間は300分以内と想定する。

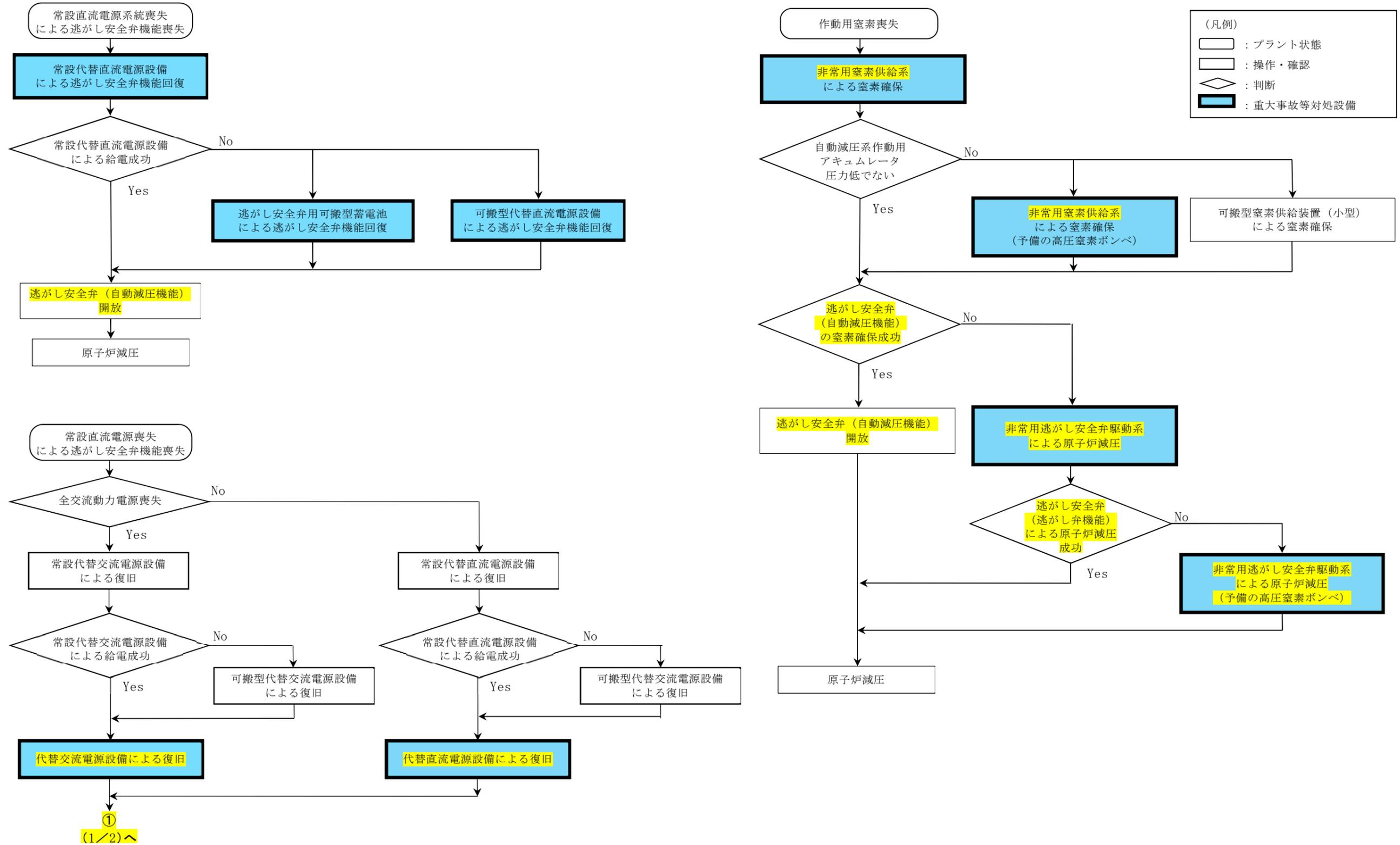
第 1.3-14 図 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「二次格納施設制御」 タイムチャート (中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合)

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第 1.3-15 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.3-15 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/9)

技術的能力審査基準 (1.3)	番号	設置許可基準規則 (第 46 条)	技術基準規則 (第 61 条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第 46 条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第 61 条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	②	<p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWR の場合)。</p>	<p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWR の場合)。</p>	⑧
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p>	③	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	⑨
<p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p>	④	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	⑩
<p>(2) 復旧 a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p>	⑤			
<p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。 (PWR の場合)</p>	—	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	⑪
<p>(4) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA) a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合) を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	⑥			

※1: 過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2: 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

※3: 非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA, G, S及びVである。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/9)

重大事故等対処設備					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
原子炉減圧の自動化	過渡時自動減圧機能	既設	① ⑦ ⑧	-	-	-
	逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能） ^{※1}	既設				
	逃がし安全弁（安全弁機能）	既設				
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
手動による原子炉減圧（逃がし安全弁による減圧①）	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ⑦	-	手動による原子炉減圧（逃がし安全弁による減圧②）	逃がし安全弁（逃がし弁機能）
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				逃がし安全弁用アキュムレータ
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				主蒸気系配管・クエンチャ
	所内常設直流電源設備	既設				所内常設直流電源設備
	可搬型代替交流電源設備	新設				可搬型代替交流電源設備
	常設代替直流電源設備	新設				常設代替直流電源設備
	可搬型代替直流電源設備	新設				可搬型代替直流電源設備

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/9)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
-	-	-	-	-	(原子炉隔離時冷却系による減圧)	原子炉隔離時冷却系ポンプ
						復水貯蔵タンク
						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
						補給水系配管・弁
						所内常設直流電源設備
						常設代替直流電源設備
					(タービン・バイパス弁による減圧)	可搬型代替交流電源設備
						タービン・バイパス弁
						タービン制御系
						主蒸気配管・弁

- ※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。
- ※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。
- ※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/9）

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
常設代替直流電源設備に よる逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ⑤ ⑦	-		
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				
	常設代替直流電源装置	新設				
可搬型代替直流電源設備に よる逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ② ⑤ ⑦ ⑨	-	-	-
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
逃がし安全弁用可搬型蓄電池に よる逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁（自動減圧機能） ※2	既設	① ② ⑦ ⑨	-		
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	新設				
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/9)

重大事故等対処設備					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
非常用窒素供給系による窒素確保	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ③ ⑦ ⑩	-	可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保	可搬型窒素供給装置（小型）
	高圧窒素ポンペ（非常用窒素供給系）	既設 新設				逃がし安全弁（自動減圧機能）
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				自動減圧機能用アキュムレータ
	主蒸気配管・クエンチャ	既設				主蒸気配管・クエンチャ
	非常用窒素供給系配管・弁	既設				非常用窒素供給系配管・弁
非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	高圧窒素ポンペ（非常用逃がし安全弁駆動系）※3	新設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩	-	-	-
	非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁	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				-
代替直流電源設備による復旧①	逃がし安全弁（自動減圧機能）	新設	① ⑤ ⑦	-	代替直流電源設備による復旧②	逃がし安全弁（逃がし弁機能）
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				自動減圧機能用アキュムレータ
	主蒸気配管・クエンチャ	既設				主蒸気配管・クエンチャ
	常設代替直流電源設備	新設				常設代替直流電源設備
	可搬型代替直流電源設備	新設				可搬型代替直流電源設備
代替交流電源設備による復旧①	逃がし安全弁（自動減圧機能）	新設	① ⑤ ⑦	-	代替交流電源設備による復旧②	逃がし安全弁（逃がし弁機能）
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				自動減圧機能用アキュムレータ
	主蒸気配管・クエンチャ	既設				主蒸気配管・クエンチャ
	常設代替交流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	可搬型代替交流電源設備	新設				可搬型代替交流電源設備

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/9)

重大事故等対処設備					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
炉心損傷時における 格納容器雰囲気直接加熱の防止①	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ⑦	-	炉心損傷時における 格納容器雰囲気直接加熱の防止②	逃がし安全弁（逃がし弁機能）
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				逃がし弁機能用アキュムレータ
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				主蒸気系配管・クエンチャ
	所内常設直流電源設備	既設				所内常設直流電源設備
	可搬型代替交流電源設備	既設				可搬型代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	既設				常設代替交流電源設備
	可搬型代替直流電源設備	既設				可搬型代替直流電源設備
インターフェイスシステム LOCA発生時の対応①	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ⑥ ⑦	-	インターフェイスシステム LOCA発生時の対応②	逃がし安全弁（逃がし弁機能）
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				逃がし弁機能用アキュムレータ
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				主蒸気系配管・クエンチャ
	高圧炉心スプレイ系注入弁	既設				高圧炉心スプレイ系注入弁
	原子炉隔離時冷却系注入弁	既設				原子炉隔離時冷却系注入弁
	低圧炉心スプレイ系注入弁	既設				低圧炉心スプレイ系注入弁
	残留熱除去系A系注入弁	既設				残留熱除去系A系注入弁
	残留熱除去系B系注入弁	既設				残留熱除去系B系注入弁
	残留熱除去系C系注入弁	既設				残留熱除去系C系注入弁
逃がし安全弁の 背圧対策	高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）	既設 新設	① ④ ⑦ ⑪	-	-	-
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				-
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設				-
	非常用窒素供給系配管・弁	既設				-

※1： 過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。
 ※2： 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。
 ※3： 非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7/9）

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

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

審査基準，基準規則との対応表（8／9）

技術的能力審査基準（1.3）	適合方針
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p>	<p>設計基準対象施設である（逃がし弁機能）又は設計基準事故対処設備である逃がし安全弁（自動減圧機能）が逃がし安全弁作動用窒素喪失により使用できない場合は、非常用窒素供給系又は可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。</p> <p>また、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能）のアクチュエータに窒素を供給することで逃がし安全弁（逃がし弁機能）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。</p>
<p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p>	<p>想定される重大事故等の環境条件を考慮し、原子炉格納容器内圧力が設計圧力の2倍の状態（620kPa [gage]（2Pd））となった場合においても確実に逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定している。</p>

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

※3：**非常用逃がし安全弁駆動系**の対象はA，G，S及びVである。

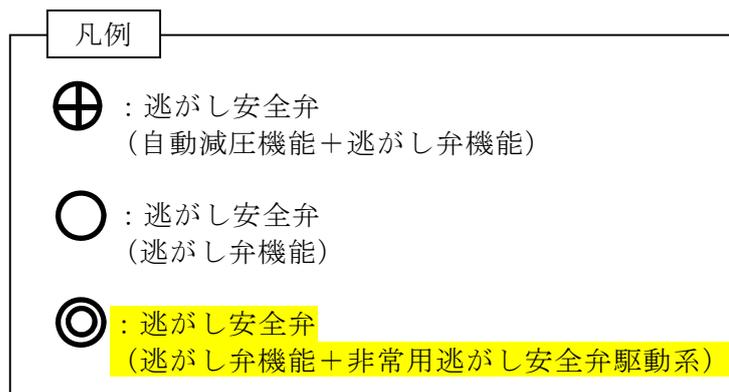
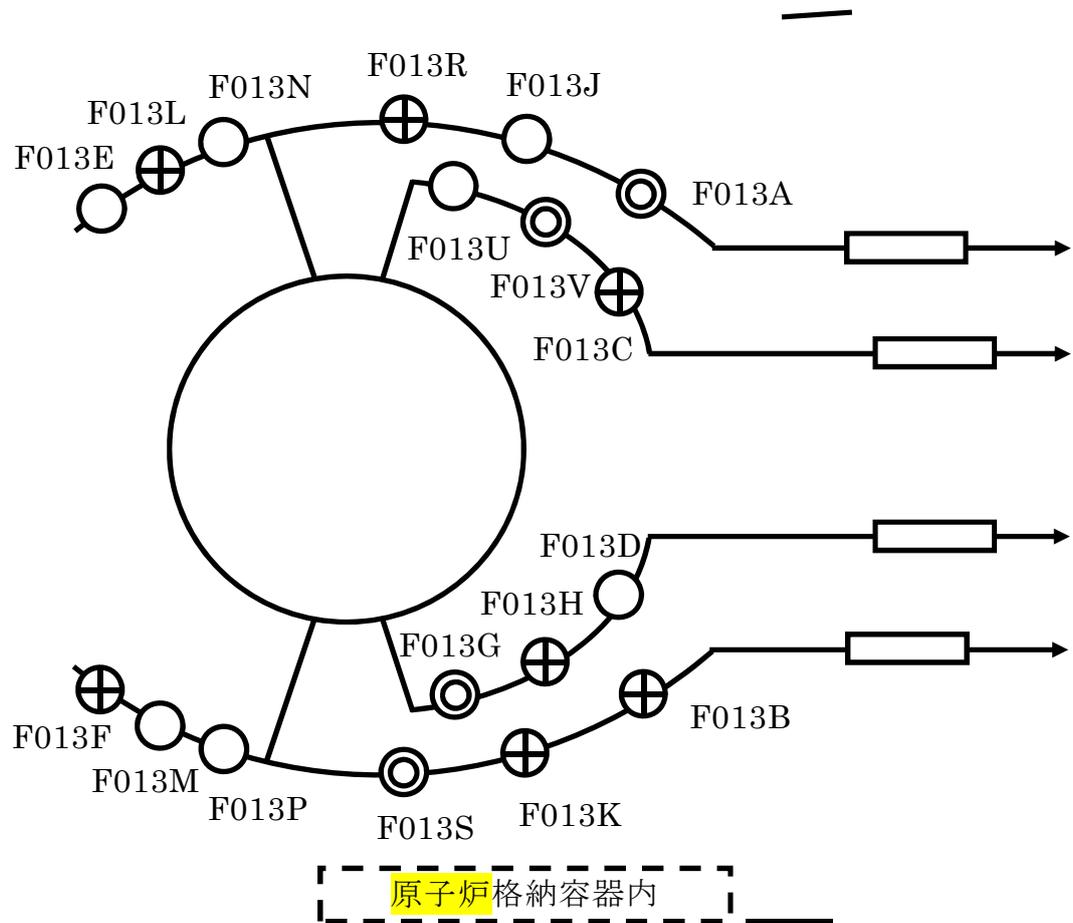
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（9/9）

技術的能力審査基準（1.3）	適合方針
<p>（2）復旧 a）常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である自動減圧機能が常設直流電源喪失により使用できない場合には、代替直流電源（常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備）及び代替交流電源（常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。 なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
<p>（3）蒸気発生器伝熱管破損（SGTR） a）SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWR の場合）</p>	<p>対象外</p>
<p>（4）インターフェイスシステム LOCA（ISLOCA） a）ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合）を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	<p>インターフェイスシステム LOCA 発生時には、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離し、原子炉冷却材の漏えいを抑制する。また、損傷箇所の隔離ができない場合、逃がし安全弁を作動させることにより原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制する手順等を整備する。</p>

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。



第1図 逃がし安全弁の配置図

第1表 対応手段と逃がし安全弁の対象

対応手段	逃がし弁機能			備考
	—	自動減圧機能		
	(A) (D) (E) (G) (J) (M) (N) (P) (S) (U) (V)	(C) (H) (K) (L)	(B) (F) (R)	
原子炉減圧の自動化 (過渡時自動減圧機能による減圧)		○	○	(B) (C) が対象
原子炉減圧の自動化 (安全弁機能による減圧)	○	○	○	
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		○	○	
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復		○	○	7個のうち2個が対象
非常用窒素供給系による窒素確保		○	○	
可搬型窒素供給装置(小型)による窒素確保		○	○	
非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	○			(A) (G) (S) (V) が対象
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	○	○	○	

重大事故対策の成立性

1. 非常用窒素供給系による窒素確保

(1) 予備の高圧窒素ポンベへの交換

a. 操作概要

予備の高圧窒素ポンベへの交換が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地上3階まで移動するとともに、予備の高圧窒素ポンベを運搬して使用済みの高圧窒素ポンベと交換を実施した後、予備の高圧窒素ポンベに切り替えて逃がし安全弁（自動減圧機能）へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保における、予備の高圧窒素ポンベへの交換に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安※：280分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

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）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能で

ある。

操作性 : 設置未完のため, 設置工事完了後, 操作性について検証する。

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

2. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

(1) 系統構成

a. 操作概要

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟地上1階、原子炉建屋原子炉棟地上1階及び原子炉建屋原子炉棟地上3階まで移動するとともに、ホースの接続及び系統構成を実施した後、逃がし安全弁（自動減圧機能）へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟地上1階、原子炉建屋原子炉棟地上1階及び原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保における、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※ : 300分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

原子炉建屋廃棄物処理棟地上1階：4分以内（操作対象：2弁）

原子炉建屋原子炉棟地上1階：2分以内（操作対象：1弁）

原子炉建屋原子炉棟地上3階：4分以内（操作対象：2弁）

d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

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

(2) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

a. 操作概要

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保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（小型）を配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に接続して可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋東側屋外（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保における、現場でのホース接続、系統構成、窒素供給操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安※：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

d. 操作の成立性について

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

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

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

操作性：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

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



可搬型窒素供給装置（小型）起動



可搬型窒素供給装置（小型）系統構成

3. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧

(1) 予備の高圧窒素ポンベへの交換

a. 操作概要

予備の高圧窒素ポンベへの交換が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地上1階まで移動するとともに、予備の高圧窒素ポンベを運搬して使用済みの高圧窒素ポンベと交換を実施した後、予備の高圧窒素ポンベに切り替えて逃がし安全弁（逃がし弁機能）へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上1階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧における、予備の高圧窒素ポンベへの交換に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安※：120分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

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）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証す

る。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），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. インターフェイスシステム L O C A 発生時の漏えい停止操作（残留熱除去系の場合）

(1) 操作概要

インターフェイスシステム L O C A 発生時の漏えい停止操作が必要な状況において、中央制御室からの遠隔操作により隔離ができない場合は、逃がし安全弁により原子炉を減圧して原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制した後、原子炉建屋原子炉棟地上3階まで移動し、現場での人力による隔離操作により漏えいを停止する。

(2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 4名（運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名）

所要時間目安 : 115分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

原子炉建屋原子炉棟地上3階 : 23分以内（操作対象 : 1弁）

(4) 操作の成立性について

作業環境 : 操作現場の温度は作業時間において約41℃程度、湿度は100%程度となる可能性があるが、放射線防護

具（PVA，アノラック，個人線量計，長靴・胴長靴，自給式呼吸用保護具，綿手袋，ゴム手袋）を着用することにより作業可能である。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，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。



現場手動隔離操作
(放射線防護具着用)



自給式呼吸用保護具



自給式呼吸用保護具着用状態

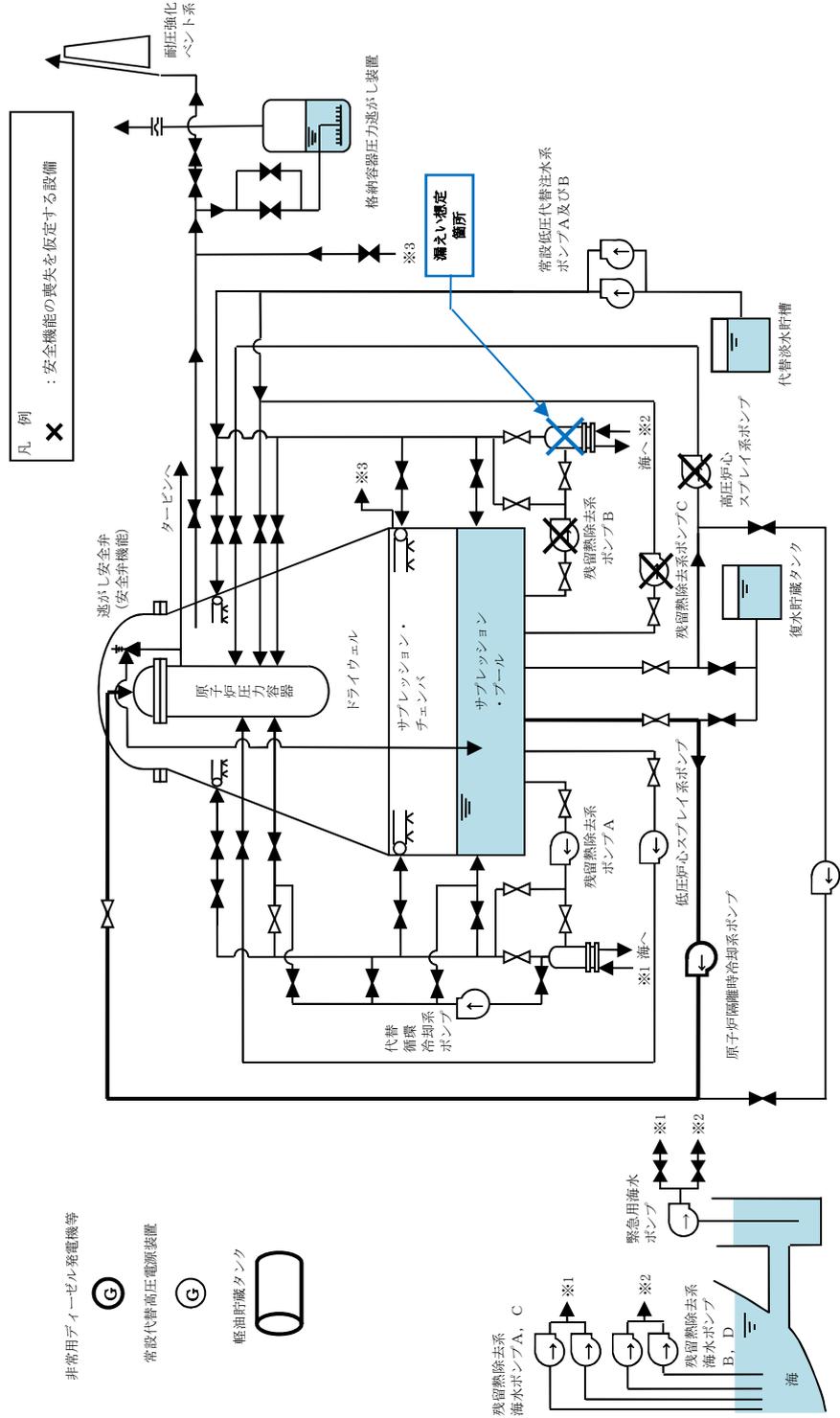
(前面)



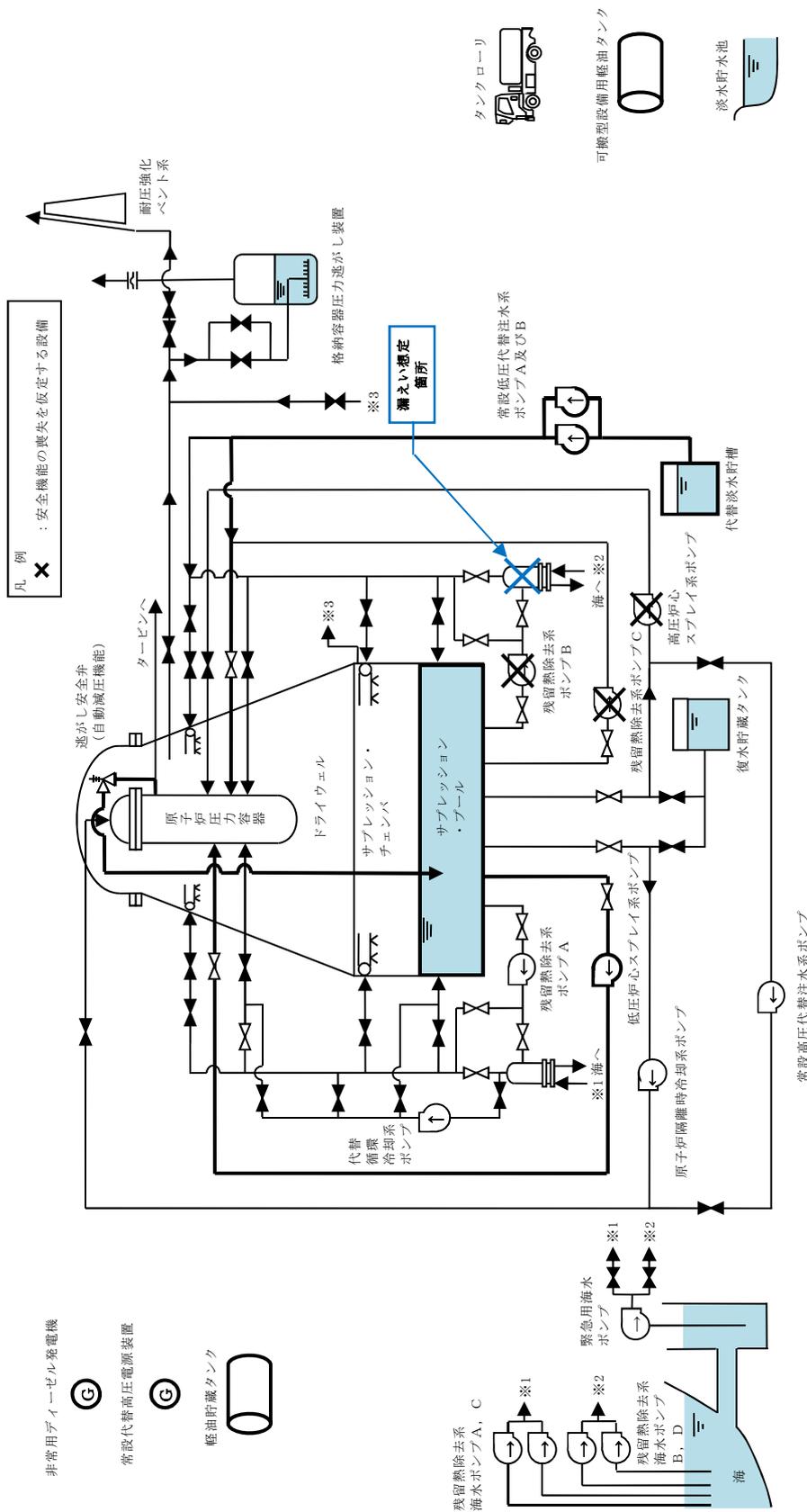
自給式呼吸用保護具着用状態

(後面)

インターフェイスシステムLOCA時の概要図



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



第2図 格納容器バイパス (I S L O C A) 時の重大事故等対策の概略系統図 (2/3)
 (漏えい抑制のための原子炉減圧後の低圧炉心スプレイスレイ系及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水段階)

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

1. 評価対象系統について

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

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

- ①出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が閉止されており、隔離弁の誤開放等により低圧設計部が過圧されることで I S L O C A 発生の可能性のある系統を選定
- ②閉状態の弁が直列に 4 弁以上設置されている系統は発生頻度の観点で除外

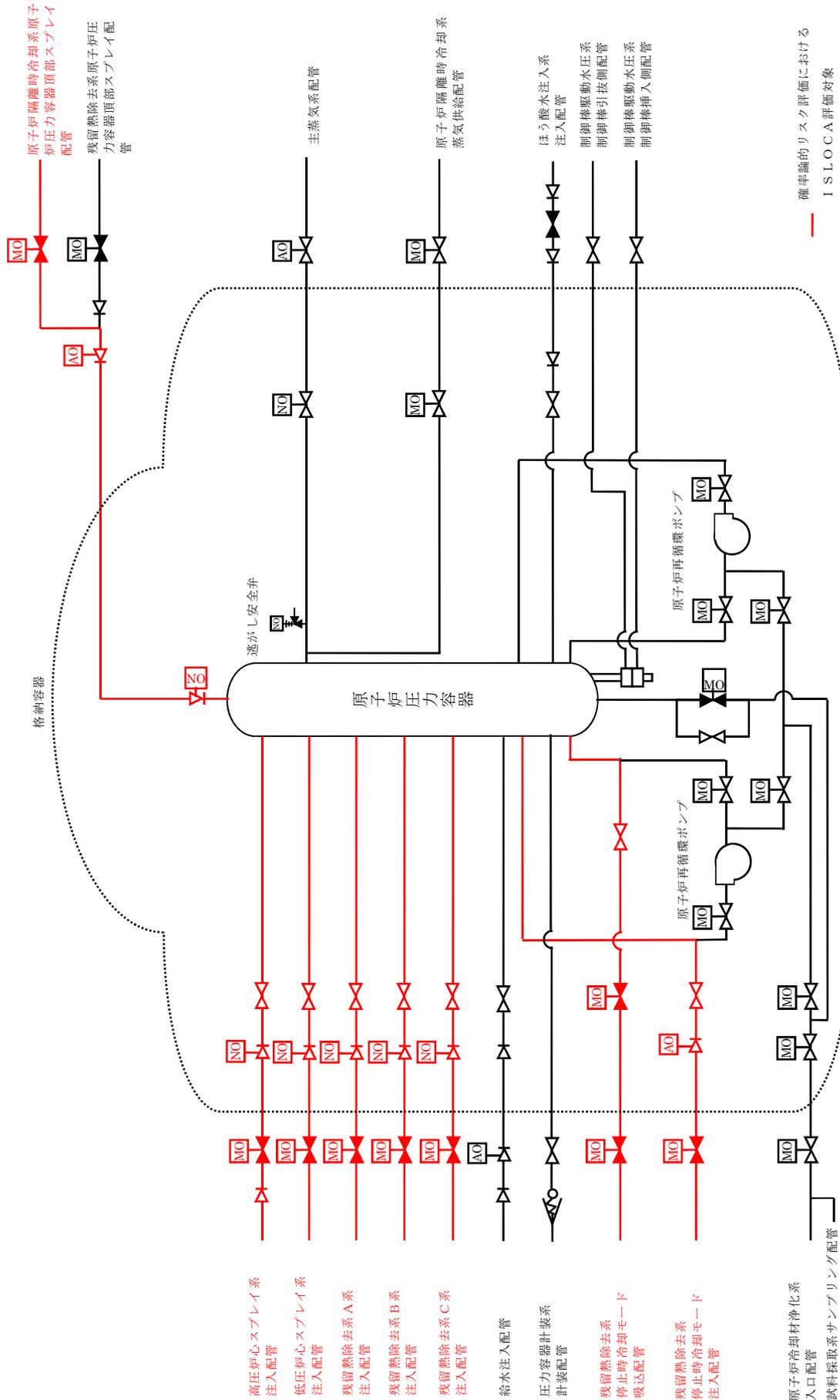
P R A において選定された対象系統のうち、残留熱除去系停止時冷却モード配管については、通常運転中に隔離弁の開閉試験を実施しない系統であるため、対象外とした。なお、仮に残留熱除去系停止時冷却モード吸込配管にて I S L O C A が発生した場合は、原子炉圧力はサプレッション・プールに放出されるため系統が加圧されることはなく、残留熱除去系停止時冷却モード原子炉圧力容器戻り配管にて I S L O C A が発生した場合は、系統加圧状

態が注入配管にて発生した場合と同じとなることから、注入配管にて I S L O C A 発生を想定した場合の構造健全性評価に包含される。

以上により、I S L O C A の評価対象としては、以下が選定された。

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

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



第 1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し、格納容器外に敷設されている配管

第1表 PRAでのISLOCAの評価対象の選定結果

系統名	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続されている配管	選定結果	備考
給水系	給水系注入配管	対象外 ^{※1}	通常運転時に隔離弁が開状態となっており、隔離弁の誤開放等により発生するISLOCA評価の対象外
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ注入配管	評価対象	—
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系原子炉压力容器頂部スプレイ配管	評価対象	—
	原子炉隔離時冷却系蒸気供給配管	対象外 ^{※1}	通常運転時に隔離弁が開状態となっており、隔離弁の誤開放等により発生するISLOCA評価の対象外
低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ系注入配管	評価対象	—
残留熱除去系（A, B, C）	残留熱除去系原子炉注入配管	評価対象	—
残留熱除去系（A, B）	残留熱除去系停止時冷却モード吸込配管	評価対象	—
	残留熱除去系停止時冷却モード原子炉压力容器戻り配管	評価対象	—
残留熱除去系（A）	残留熱除去系原子炉压力容器頂部スプレイ配管	対象外 ^{※2}	閉状態の弁が直列に4弁設置されておりISLOCAの発生頻度が十分低いため対象外
制御棒駆動水圧系	制御棒駆動水圧系制御棒挿入側配管	対象外 ^{※1}	通常運転時に隔離弁が開状態となっており、隔離弁の誤開放等により発生するISLOCA評価の対象外
	制御棒駆動水圧系制御棒引抜側配管	対象外 ^{※1}	
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系注入配管	対象外 ^{※2}	閉状態の弁が直列に4弁設置されておりISLOCAの発生頻度が十分低いため対象外
原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系入口配管	対象外 ^{※1}	通常運転時に隔離弁が開状態となっており、隔離弁の誤開放等により発生するISLOCA評価の対象外
主蒸気系	主蒸気系配管	対象外 ^{※1}	
原子炉压力容器計装系	原子炉压力容器計装系配管	対象外 ^{※1}	
試料採取系	試料採取系サンプリング配管	対象外 ^{※1}	

※1：出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が閉止されており、隔離弁の誤開放等により低圧設計部が過圧されることでISLOCA発生の可能性のある系統ではないため除外。

※2：閉状態の弁が直列に4弁以上設置されている系統は発生頻度の観点で除外。

2. I S L O C A発生時に低圧設計部に負荷される圧力及び温度条件の設定

1. で選定された I S L O C A の評価対象に対して隔離弁の誤開放等による加圧事象が発生した場合の構造健全性評価を実施した結果、いずれの評価対象においても構造健全性が維持される結果が得られた。いずれの評価対象においても低圧設計部の機器設計は同等であることを踏まえ、以下では加圧範囲に大きなシール構造である熱交換器が設置されている残留熱除去系（A系）に対する構造健全性評価の内容について示す。

残留熱除去系は、通常運転中に原子炉圧力が負荷される高圧設計部と低圧設計部とを内側隔離弁（逆止弁（テストブルチェック弁））及び外側隔離弁（電動弁）の2弁により隔離している。外側隔離弁には、弁の前後差圧が低い場合のみ開動作を許可するインターロックが設けられており、開許可信号が発信した場合は警報が発報する。また、これらの弁の開閉状態は中央制御室にて監視が可能である。本重要事故シーケンスでは、内側隔離弁の内部リーク及び外側隔離弁前後差圧低の開許可信号が誤発信している状態を想定し、この状態で外側隔離弁が誤開放することを想定する。また、評価上は、保守的に逆止弁の全開状態を想定する。

隔離弁によって原子炉定格圧力が負荷されている高圧設計部と低圧設計部が物理的に分離されている状態から隔離弁を開放すると、高圧設計部から低圧設計部に水が移動し、配管内の圧力は最終的に原子炉定格圧力にほぼ等しい圧力で静定する。

一般に、大きな圧力差のある系統間が隔離弁の誤開放等により突然連通した場合、低圧側の系統に大きな水撃力が発生することが知られている。特に低圧側の系統に気相部が存在する場合、圧力波の共振が発生し、大きな水撃力が発生する場合があるが、残留熱除去系は満水状態で運転待機状態にあるため、その懸念はない。また、残留熱除去系以外の非常用炉心冷却系及び原

子炉隔離時冷却系も満水状態で運転待機状態にある。

一方、満水状態であったとしても、隔離弁が急激に開動作する場合は大きな水撃力が発生するが、緩やかな開動作であれば管内で生じる水撃力も緩やかとなり、また、後述するとおり圧力波の共振による大きな水撃力も発生せず、圧力がバランスするまで低圧側の系統が加圧される。

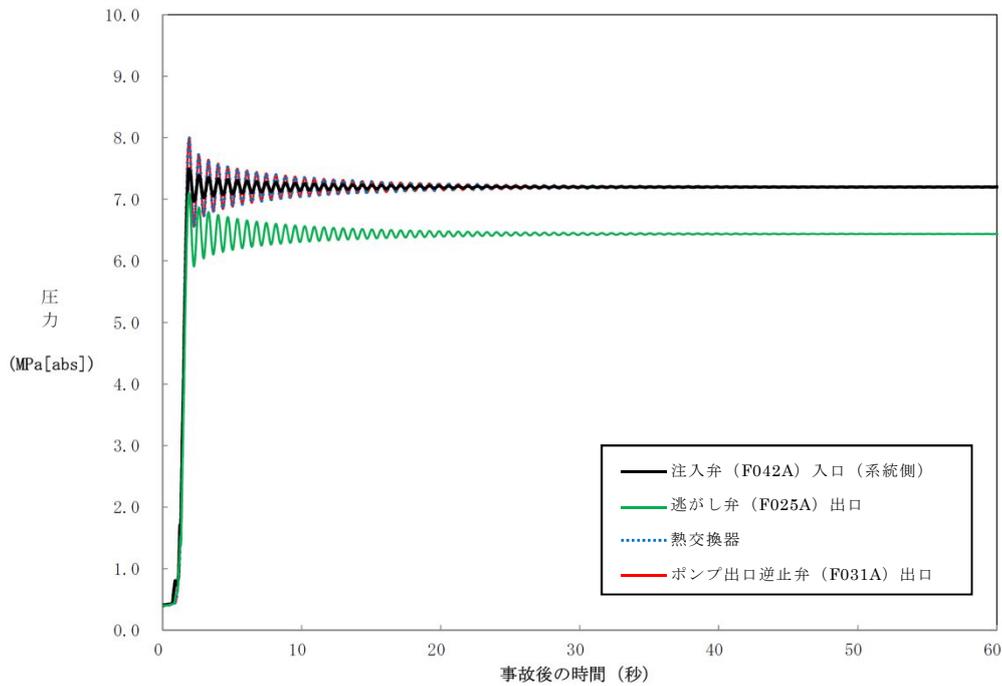
電動弁は、駆動機構にねじ構造やギアボックス等があるため機械的要因では急激な開動作（以下「急開」という。）とはなり難い。また、電動での開放時間は約 10.6 秒であり、電氣的要因でも急開とならないことから、誤開放を想定した場合、水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とはならない。

以上より、残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により系統が加圧される場合においても、原子炉圧力を大きく超える圧力は発生しないものと考えられるが、残留熱除去系の逆止弁が全開状態において電動弁が 10.6 秒で全閉から全開する場合の残留熱除去系の圧力推移を T R A C G コードにより評価した。

残留熱除去系過圧時の各部の圧力最大値を第 2 表に、圧力推移図を第 2 図に示す。

第 2 表 残留熱除去系過圧時の各部の圧力最大値

位 置	圧力最大値 (MPa[abs])
注入弁 (F042A) 入口 (系統側)	約 7.50
逃がし弁 (F025A) 入口	約 7.10
熱交換器	約 8.00
ポンプ出口逆止弁 (F031A) 出口	約 8.01



第 2 図 残留熱除去系過圧時の圧力推移

開放直後は、定格運転状態の残留熱除去系の注入弁出口（原子炉圧力容器側）の圧力（7.2MPa[abs]）に比べて最大約 0.8MPa 高い圧力（8.01MPa[abs]）まで上昇し、その後、上昇幅は減衰し 10 秒程度で静定する。

次項の構造健全性評価にあたっては、圧力の最大値であるポンプ出口逆止弁出口における約 8.01MPa [abs] に、加圧される範囲の最下端の水頭圧（0.24MPa）を加えた約 8.25MPa[abs]を丸めてゲージ圧力に変換した 8.2MPa[gage]が保守的に系統に負荷され続けることを想定する。また、圧力の上昇は 10 秒程度で静定することからこの間に流体温度や構造材温度が大きく上昇することはないと考えられるが、評価上は保守的に構造材温度が定格運転状態の原子炉冷却材温度である 288℃となっている状態を想定する。

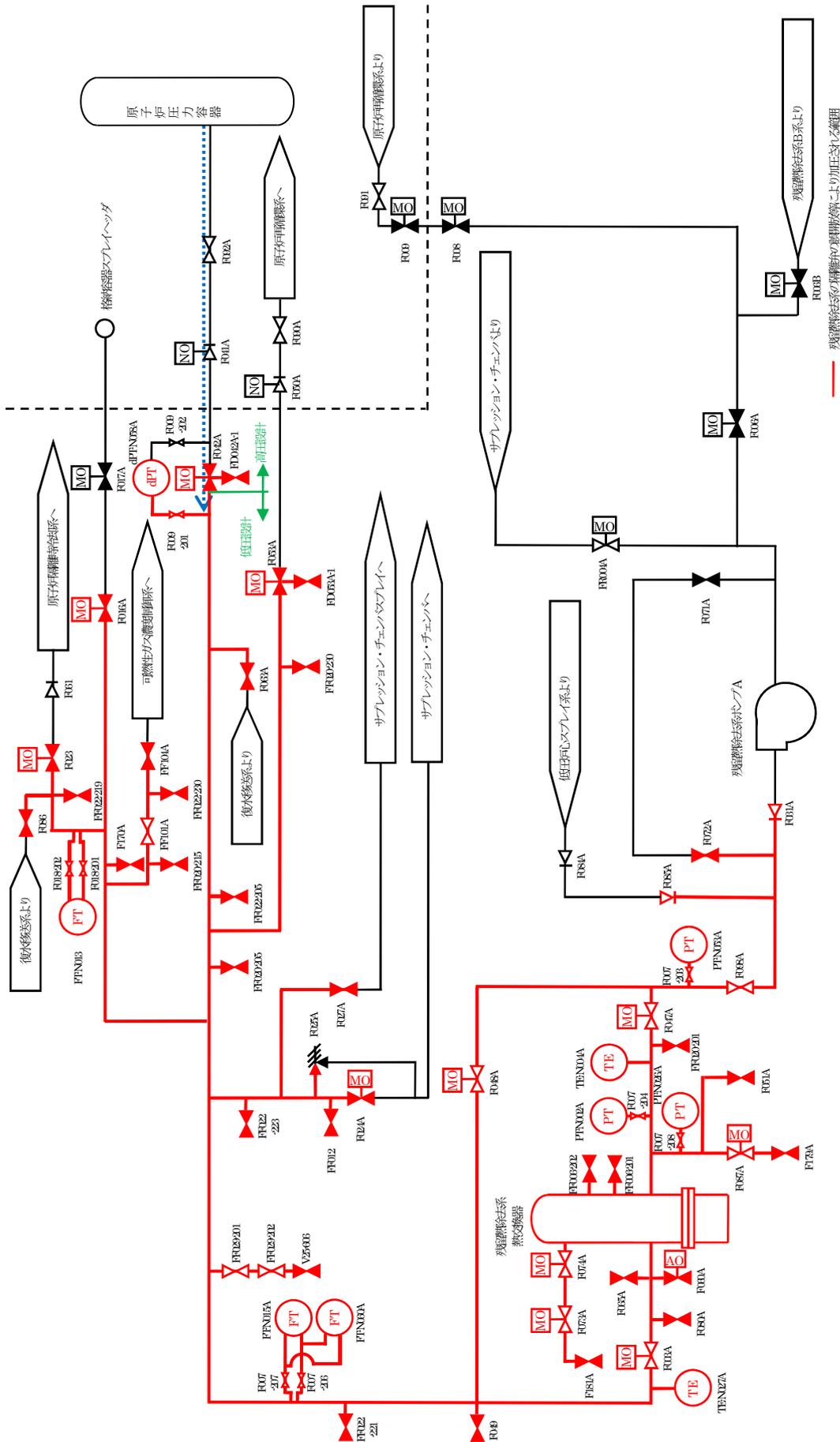
3. 構造健全性評価

3.1 構造健全性評価の対象とした機器等について

残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により加圧される範囲において、圧力バウンダリとなる以下の箇所に対して 2. で評価した圧力 (8.2MPa[gage])、温度 (288℃) の条件下に晒された場合の構造健全性評価を実施した。

- ① 熱交換器
- ② 逃がし弁
- ③ 弁
- ④ 計器
- ⑤ 配管・配管フランジ部

詳細な評価対象箇所を第 3 図に示す。



第3図 残留熱除去系A系の評価対象範囲

3.2 構造健全性評価の結果

(1) 熱交換器

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧、加温される熱交換器の各部位について、「東海第二発電所 工事計画認可申請書」（以下「既工認」という。）を基に設計上の裕度を確認し、裕度が評価上の想定圧力（8.2MPa[gage]）と系統の最高使用圧力（3.45MPa[gage]）との比である2.4より大きい部位を除く胴板（厚肉部、薄肉部）、胴側鏡板、胴側入口・出口管台及びフランジ部について評価した。

a. 胴側胴板（厚肉部、薄肉部）

「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））＜第I編 軽水炉規格＞（JSME S NC1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格」という。）「PCV-3122 円筒形の胴の厚さの規定」を適用し、胴板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要最小厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

b. 胴側鏡板

設計・建設規格「PCV-3225 半だ円形鏡板の厚さの規定 1」を適用し、胴側鏡板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要最小厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

c. 胴側入口・出口管台

設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用し、胴側入口・出口管台の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要最小厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

d. フランジ部

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上であり、かつ、発生応力が許容応力以下であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

(2) 逃がし弁

a. 弁 座

設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要最小厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

b. 弁 体

弁体下面にかかる圧力が全て弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を評価した。その結果、許容せん断応力は発生せん断応力以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

c. 弁本体の耐圧部

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

d. 弁耐圧部の接合部

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジの応力評価」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。

上記の評価の結果、ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であるが、発生応力が許容圧力以上であったため、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がマイナスであり、弁耐圧部の接合部が圧縮されることになるが、許容応力が発生応力以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

(3) 弁

a. 弁本体

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは計算上必要な厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

b. 弁耐圧部の接合部

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジの応力評価」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、F024A, F086, F065A, F080A, F060A, FF029-201 及び FF029-202 の弁はボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であり、かつ、発生応力が許容圧力以下の弁の評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

また、上記の条件を満たさない弁については、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスである

弁については、伸び量がガスケットの復元量以下であり、評価した部位は漏えいが発生しないことを確認した。伸び量がマイナスの弁についてはボンネットフランジとリフト制限板がメタルタッチしており、それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることから、ボンネットナット座面の面圧とボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面の面圧が材料の許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいが発生しないことを確認した。

なお、以下の弁は加圧時の温度、圧力以上で設計していることから、破損は発生しないことを確認した。

また、以下の弁は設計・建設規格第 I 編 別表 1 にて温度 300°C における許容圧力を確認し、加圧時の圧力を上回ることから、破損は発生しないことを確認した。

(4) 計 器

a. 圧力計，差圧計

以下の圧力計及び差圧計は、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており、構造材の温度上昇に伴う耐力低下（温度 -30~40°C における設計引張強さに対する 288°C における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%）を考慮しても加圧時における圧力以上であることから、破損は発生しないことを確認した。

b. 温度計

日本機械学会「配管内円柱状構造物の流量振動評価指針」（JSME S012-1998）を適用し、同期振動発生の回避又は抑制の判定並びに応力評価及び疲労評価を実施した。その結果、換算流速 V_v が 1 より小さく、許容値が組み合わせ応力を上回り、かつ、設計疲労限 σ_F が応力振幅を上回ることから、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確

認した。

(5) 配 管

a. 管

設計・建設規格「PPC-3411 直管(1)内圧を受ける直管」を適用し、必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

b. フランジ部

設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」を適用してフランジ応力算定用応力を算出し、フランジボルトの伸び量を評価した。その結果、伸び量がマイナスであり、フランジ部が圧縮されることになるが、ガスケットの許容圧縮量が合計圧縮量以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

4. 破断面積の設定について

3. の評価結果から、隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が加圧されたとしても、破損は発生しないことを確認した。

そこで、残留熱除去系の加圧範囲のうち最も大きなシール構造である熱交換器フランジ部に対して、保守的に弁開放直後の圧力ピーク値（8.2MPa

[gage]）、原子炉冷却材温度（288℃）に晒され続け、かつ、ガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。

評価部位	圧力 (MPa)	温度 (℃)	伸び量 (mm)			内径 (mm)	全部材伸び量 (mm)	破断面積 (cm ²)
			+ ΔL1	+ ΔL2	- ΔL3			
熱交換器 フランジ部	8.2	288	0.19	1.31	1.19	2,120	0.31	約 21

ΔL1：ボルトの内圧による伸び量

ΔL2：ボルトの熱による伸び量

ΔL3：管板及びフランジ部の熱による伸び量

その結果、破断面積は約 21cm²となり、有効性評価の I S L O C A では、残留熱除去系熱交換器フランジ部に約 21cm²の漏えいが発生することを想定

する。

なお、1. で選定された残留熱除去系（低圧）（A系， B系）以外の評価対象である高圧炉心スプレイ系， 原子炉隔離時冷却系， 低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）（C系）は， 加圧範囲に熱交換器のような大きなシール構造を有する機器は設置されていない。

また， 構造健全性評価の結果， 設計・建設規格を適用した1次評価において許容値を満足せず， ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出する2次評価に基づき破損が発生しないことを確認している評価部位の中で， 許容値に対する裕度の最も低いF048Aの弁耐圧部の接合部における漏えいを想定する場合， 漏えい面積は熱交換器フランジ部と比較して小さくなり， また漏えい場所も同じ熱交換器室であることから， その影響は熱交換器フランジ部に約21cm²の漏えいを想定した場合に包含されると考えられる。

5. 現場の環境評価

I S L O C Aが発生した場合， 事象を収束させるために， 健全な原子炉注水系統による原子炉注水操作， 逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び残留熱除去系によるサプレッション・プール冷却操作を実施する。また， 漏えい箇所の隔離は， 残留熱除去系（低圧注水系）の注入弁を現場にて閉止する想定としている。

I S L O C A発生に伴い原子炉冷却材が原子炉建屋内に漏えいすることで， 建屋下層階への漏えい水の滞留並びに高温水及び蒸気による建屋内の雰囲気温度， 湿度， 圧力及び放射線量の上昇が想定されることから， 設備の健全性及び現場作業の成立性に与える影響を評価した。

現場の環境評価において想定する事故条件， 重大事故等対策に関連する

機器条件及び重大事故等対策に関連する操作条件は、有効性評価の解析と同様であり、I S L O C Aは残留熱除去系B系にて発生するものとする。

なお、I S L O C Aが残留熱除去系A系にて発生することを想定した場合は、破断面積（21 cm²）及び破断箇所（熱交換器フランジ部）はB系の場合と同じであり、漏えい発生区画は東側となることから、原子炉建屋の東側区画の建屋内雰囲気温度等が同程度上昇する。

(1) 設備の健全性に与える影響について

有効性評価において、残留熱除去系B系におけるI S L O C A発生時に期待する設備は、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系A系及び低圧代替注水系（常設）、逃がし安全弁並びに関連する計装設備である。

I S L O C A発生時の原子炉建屋内環境を想定した場合の設備の健全性への影響について以下のとおり評価した。

a. 溢水による影響

東海第二発電所の原子炉建屋は、地下2階から5階まで耐火壁を設置し東側区分と西側区分に区画化することで、非常用炉心冷却系を物理的に分離する方針である。I S L O C Aによる原子炉冷却材の漏えいは、残留熱除去系B系が設置されている西側区画において発生するのに対して、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系A系は東側区画に位置していることから、溢水の影響はない。

低圧代替注水系（常設）は、ポンプが原子炉建屋から物理的に分離された区画に設置されているため、溢水の影響はない。また、低圧代替注水系（常設）の電動弁のうち原子炉建屋内に設置されるものは原子炉建屋3階以上に位置しており、事象発生から有効性評価において現場隔離操作の完了タイミングとして設定している5時間までの原子

炉冷却材の流出量は 300t であり，原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定しても浸水深は地下2階の床面から約2m程度であるため，溢水の影響はない。

b. 雰囲気温度・湿度による影響

別紙7に示すとおり，東側区画における温度・湿度については，初期値から有意な上昇がなく，原子炉隔離時冷却系，低压炉心スプレイ系及び残留熱除去系A系への影響はない。また，低压代替注水系（常設）の原子炉建屋内の電動弁は，西側区画に位置するものが2弁あるが，これらは I S L O C A発生時の原子炉建屋内の環境を考慮しても機能が維持される設計とすることから影響はない。逃がし安全弁及び関連する計装設備についても，別紙6に示す温度・湿度条件において機能喪失することはない。

(2) 現場操作の成立性に与える影響について

有効性評価において，残留熱除去系B系における I S L O C A発生時に必要な現場操作は，残留熱除去系B系の注入弁の閉止操作である。また，I S L O C A発生時のアクセスルートは，原子炉建屋内の環境を考慮して，残留熱除去系B系における I S L O C A発生時には漏えいが発生している原子炉建屋西側とは逆の原子炉建屋東側区画から入域し，東側区画の3階まで昇った後に注入弁の閉止操作場所である西側区画3階に移動して作業を実施する。残留熱除去系B系の注入弁の操作場所及びアクセスルートを第4図に示す。

I S L O C A発生時の原子炉建屋内環境を想定した場合のアクセス性への影響を以下のとおり評価した。

a. 溢水による影響

東側区画は，I S L O C Aによる原子炉冷却材漏えいが発生する西

側区画とは物理的に分離されていることから、溢水による東側区画のアクセス性への影響はない。また、別紙 7 に示すとおり、注入弁は西側区画の 3 階に設置されており、この場所において注入弁の現場閉止操作を実施するが、事象発生から有効性評価において現場隔離操作の完了タイミングとして設定している 5 時間までの原子炉冷却材の流出量は 300t であり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定しても浸水深は地下 2 階の床面から約 2m 程度であるため、操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

なお、別紙 8 に示すとおりブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

b. 雰囲気温度・湿度による影響

別紙 7 に示すとおり、東側区画における温度・湿度については、初期値から有意な上昇がなく、アクセス性への影響はない。また、西側区画のうちアクセスルート及び操作場所である 3 階においては、原子炉減圧操作後に建屋内環境が静定する事象発生 2 時間から有効性評価において現場隔離操作の完了タイミングとして設定している 5 時間までの雰囲気温度及び湿度の最大値は約 41℃、約 100%であるが、放射線防護具（PVA、アノラック、個人線量計、長靴・胴長靴、自給式呼吸用保護具、綿手袋、ゴム手袋）を着用することにより、操作場所へのアクセス及び操作は可能である*。

なお、別紙 8 に示すとおりブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に操作及び操作場所へのアクセスは可能である。

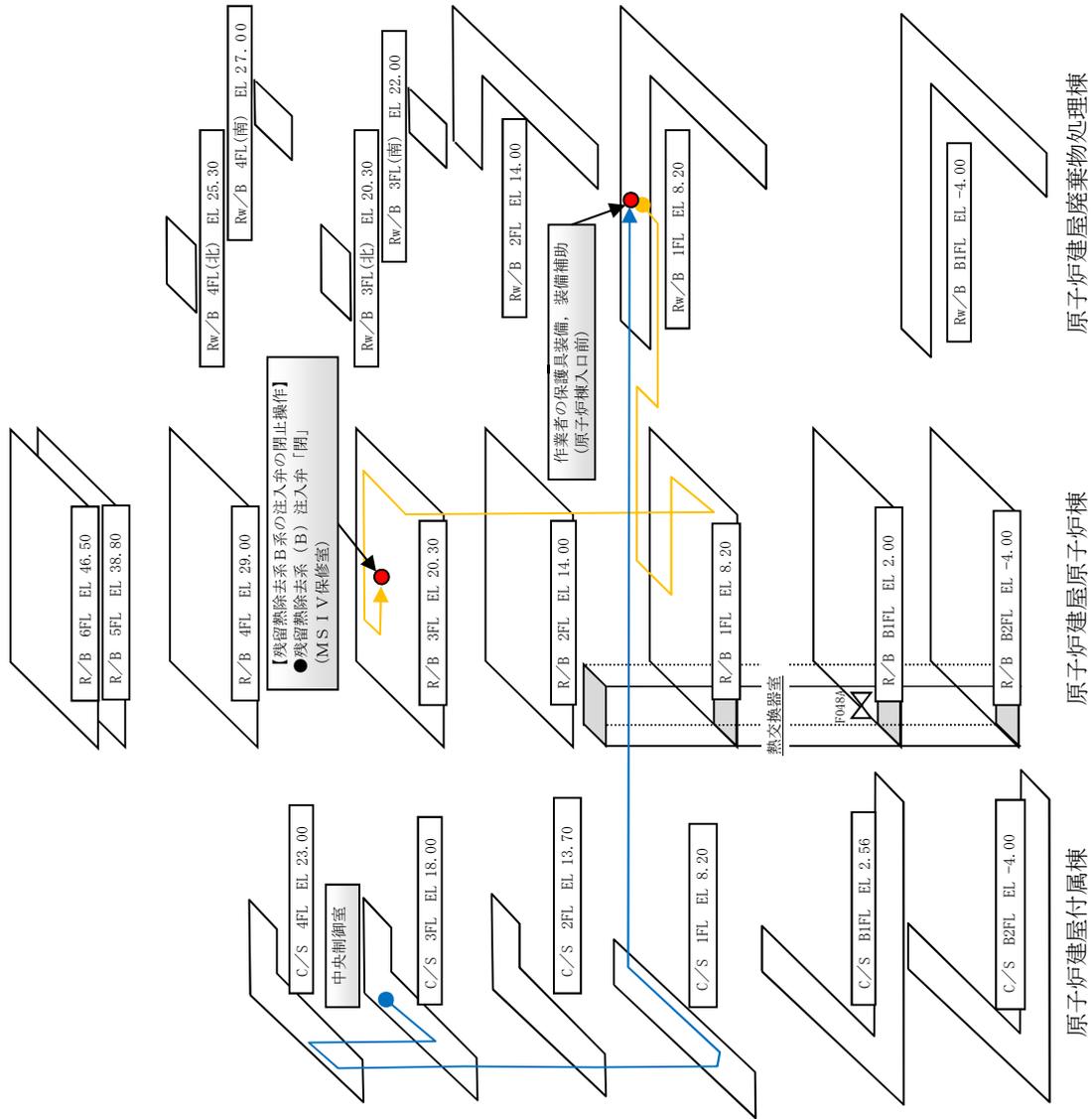
※：想定している作業環境（最大約 41℃）においては、主に低温やけどが懸念されるが、一般的に、接触温度と低温やけどになるまでのおよその時間の関係は、44℃で 3～4 時間として知られて

いる。(出典：消費者庁 News Release (平成 25 年 2 月 27 日))

c. 放射線による影響

別紙 9 に示すとおり，原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が，原子炉建屋内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果，線量率は最大でも約 15.2mSv/h 程度である。残留熱除去系 B 系の注入弁の閉止操作は 2 チーム体制で交代で実施し，1 チーム当たりの原子炉建屋内の滞在時間は約 36 分であるため，作業時間を 1 時間と設定し時間減衰を考慮しない場合においても作業員の受ける実効線量は約 15.2mSv である。

また，事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の一部はブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるおそれがあるが，これらの事故時には原子炉建屋放射能高の信号により中央制御室の換気系は閉回路循環運転となるため，中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。



第4図 操作場所へのアクセスルート

操作者	凡例	操作項目
運転員 C, D, E, 重大事故等対応 要員 a	↑	原子炉建屋付属棟 3FL 中央制御室 ↓ 原子炉建屋付属棟 4FL 空調機械室 ↓ 作業者の保護具装備, 装備補助 (Rw/B 1FL)
	↑	原子炉建屋廃棄物処理棟 1FL ↓ 原子炉建屋付属棟 3FL ↓ 【残留熱除去系 B 系の注入弁の閉止操作】 弁閉 (R/B 3FL)

(3) 結 論

I S L O C A発生時の原子炉建屋内環境を想定した場合でも、I S L O C A対応に必要な設備の健全性は維持される。また、中央制御室の隔離操作に失敗した場合でも、現場での隔離操作が可能であることを確認した。

6. 敷地境界外の実効線量評価について

I S L O C Aが発生後、原子炉建屋が加圧されブローアウトパネルが開放された場合、原子炉建屋内に放出された核分裂生成物がブローアウトパネルから大気中に放出されるため、この場合における敷地境界外の実効線量を評価した。

その結果、敷地境界外における実効線量は約 $1.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となり、「2.6 L O C A時注水機能喪失」における耐圧強化ベント系によるベント時の実効線量（約 $6.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$ ）及び事故時線量限度の 5mSv を下回ることを確認した。

熱交換器からの漏えいの可能性について

既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が 2.4 より大きい部位を除く胴板（厚肉部、薄肉部）、胴側鏡板及び胴側入口・出口管台及びフランジ部について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa[gage]）、温度（288℃）の条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 強度評価

1.1 評価部位の選定

既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が 2.4（隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力 8.2MPa[gage]と最高使用圧力 3.45MPa[gage]の比）より大きい部位を除く胴板（厚肉部、薄肉部）、胴側鏡板、胴側入口・出口管台及びフランジ部について評価した。

1.2 評価方法

(1) 胴側胴板の評価

設計・建設規格「PVC-3122 円筒形の胴の厚さの規定」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが必要な最小厚さ以上であることを確認した。

(2) 胴側鏡板の評価

設計・建設規格「PVC-3225 半だ円形鏡板の厚さの規定 1」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

(3) 胴側入口、出口管台

設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが必要な最小厚さ以上であることを確認した。

(4) フランジ部

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上であり、かつ、発生応力が許容応力以下であることを確認した。

1.3 評価結果

熱交換器の各部位について評価した結果、実機の値は判定基準を満足し、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa[gage]）、温度（288℃）の条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

逃がし弁からの漏えいの可能性について

逃がし弁について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力 (8.2MPa[gage])、温度 (288℃) の条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 強度評価

1.1 評価部位

逃がし弁については、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時において吹き出し前に加圧される弁座、弁体及び入口配管並びに吹き出し後に加圧される弁耐圧部及び弁耐圧部の接合部について評価した。

1.2 評価方法

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時には 8.2MPa[gage]になる前に逃がし弁が吹き出し、圧力は低下すると考えられるが、ここでは、逃がし弁の吹き出し前に加圧される箇所と吹き出し後に加圧される箇所ともに 8.2MPa[gage]、288℃になるものとして評価する。

(1) 弁座の評価

設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁座は円筒形の形状であることから、設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を準用し、計算上必要な厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

(2) 弁体の評価

設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁体の中心部は弁棒で支持されており、外周付近は構造上拘束されていることから、弁体下面にかかる圧力 (8.2MPa[gage]) がすべての弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を算出し、許容せん断応力以下であ

ることを確認する。

(3) 弁本体の耐圧部の評価

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

(4) 弁耐圧部の接合部の評価

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジ応力評価」を適用しボルトの必要な断面積及び許容応力を算出し、実機のボルトの断面積がボルトの必要な断面積以上であるが、発生応力が許容応力以下であることを確認した。

1.3 評価結果

逃がし弁の各部位について評価した結果、実機の値は判定基準を満足し、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa[gage]）、温度（288℃）の条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

弁（逃がし弁を除く。）からの漏えいの可能性について

逃がし弁を除く弁について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa[gage]）、温度（288℃）の条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

評価対象弁について隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力、温度以上で設計していることから破損が発生しないことを確認した。

1. 強度評価

評価対象弁の構成部品のうち、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に破損が発生すると想定される部位として、弁箱及び弁蓋からなる弁本体の耐圧部並びに弁本体耐圧部の接合部について評価した。

(1) 弁本体の耐圧部の評価

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが必要な最小厚さを上回ることを確認した。

(2) 弁耐圧部の接合部の評価

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジ応力評価」を適用しボルトの必要な断面積及び許容応力を算出し、実機のボルトの断面積がボルトの必要な断面積を上回り、かつ、発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

1.3 評価結果

弁（逃がし弁を除く。）の各部位について評価した結果、実機の値は判定基準を満足し、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa[gage]）、温度（288℃）の条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

計器からの漏えいの可能性について

計器について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力 (8.2MPa[gage])、温度 (288℃) の条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 圧力計，差圧系計

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧される以下の全ての計器について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており、構造材の温度上昇に伴う耐力低下 (温度 -30℃～40℃における設計引張強さに対する 288℃における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%) を考慮しても加圧時における圧力以上であることから破損が発生しないことを確認した。

2. 温度計

2.1 評価方針

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧される温度計について、耐圧部となる温度計ウェルの健全性を評価した。評価手法として、日本機械学会「配管内円通状構造物の流量振動評価指針 (JSME S 012-1998) に従い、同期振動発生回避又は抑制評価、一次応力評価並びに疲労評価を実施し、破損の有無を確認した。

2.3 評価結果

計器について評価した結果、実機の値は判定基準を満足し、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力 (8.2MPa[gage])、温度 (288℃) の条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

配管からの漏えいの可能性について

配管及び配管フランジ部について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa）、温度（288℃）の条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 強度評価

1.1 評価部位の選定

配管の構成部品のうち漏えいが想定される部位は、高温・高圧の加わる配管と、配管と配管を繋ぐフランジ部があり、それらについて評価を実施した。

1.2 評価方法

(1) 配管の評価

クラス 2 配管の評価手法である設計・建設規格「PPC-3411(1)内圧を受ける直管」を適用して必要な厚さを算出し、実機の最小厚さが必要な最小厚さを上回ることを確認した。

(2) フランジ部の評価

設計・建設規格「PPC-3411 フランジ」を適用してフランジの手法を適用してフランジ応力算定用圧力からフランジボルトの伸び量を算出したところ、伸び量がマイナスの場合は、フランジ部が増し締めされるため、ガセット最大圧縮量を下回ることを確認した。

また、熱曲げモーメントの影響については、設計・建設規格で規定されている（PPC-1.7）式を使用し、フランジ部に作用するモーメントを圧力に換算して評価を実施した。

1.3 評価結果

配管の各部位について評価した結果，実機の値は判定基準を満足し，隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa[gage]），温度（288℃）の条件下で破損せず，漏えいは発生しないことを確認した。

破断面積の設定について

1. 評価部位の選定と破断面積の評価方法

別紙 1～5 の評価結果から、隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が加圧されたとしても、破損が発生しないことを確認した。

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

2. 破断面積の評価結果

熱交換器フランジの破断面積について評価した結果、別第 6-1 表に示すとおり破断面積は約 21cm²となり、有効性評価の I S L O C A では、残留熱除去系熱交換器フランジ部に約 21cm²の漏えいが発生することを想定する。

別第 6-1 表 破断面積評価結果

評価部位	圧力 (MPa)	温度 (℃)	伸び量 (mm)			内径 (mm)	全部材伸び量 (mm)	破断面積 (cm ²)
			+ △L1	+ △L2	- △L3			
フランジ部	8.2	288	0.19	1.31	1.19	2,120	0.31	約 21

△L1：ボルトの内圧による伸び量

△L2：ボルトの熱による伸び量

△L3：管板及びフランジ部の熱による伸び量

I S L O C A発生時の原子炉冷却材漏えい量評価
及び原子炉建屋内環境評価

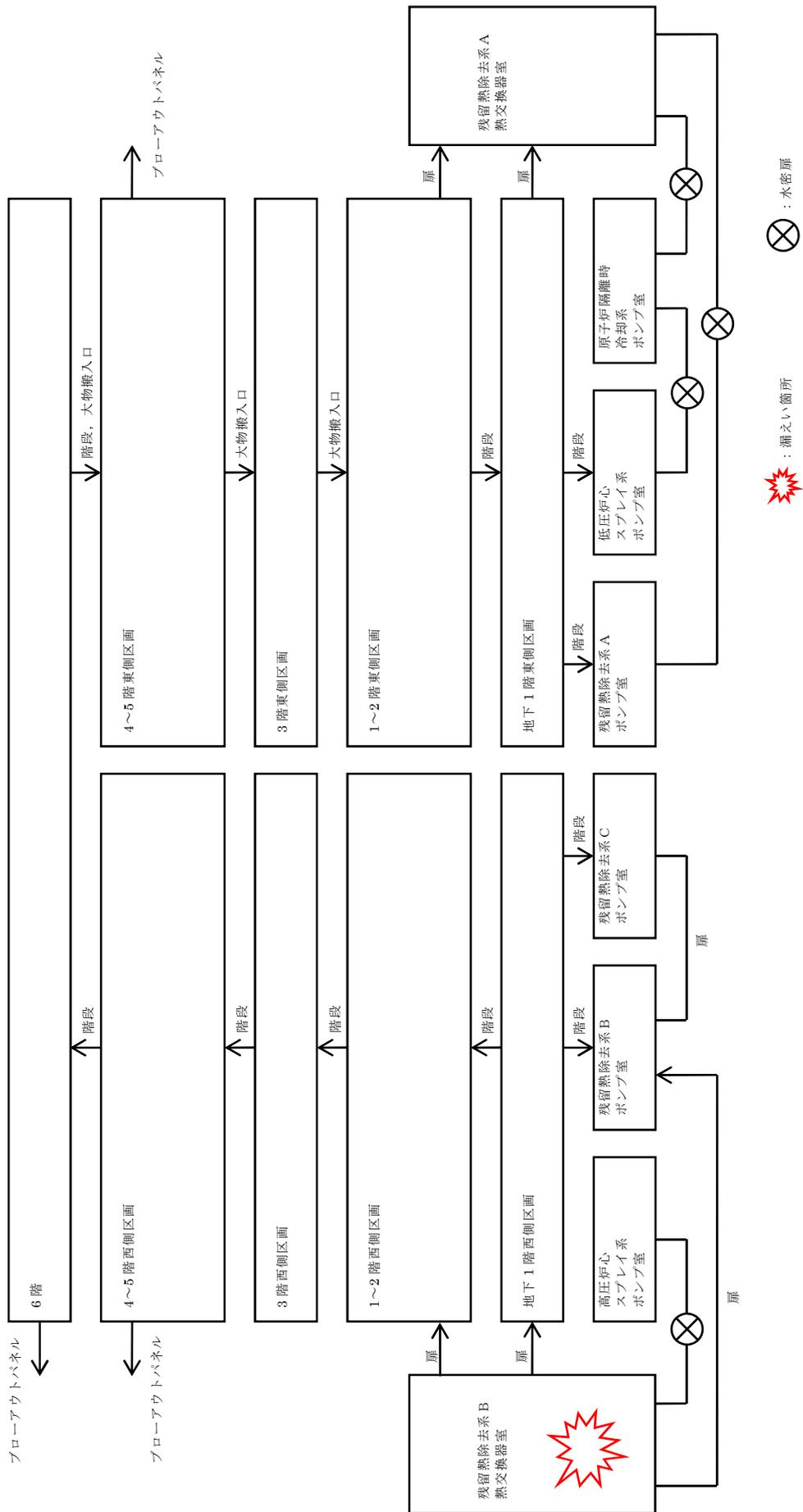
1. 評価条件

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

原子炉建屋内の環境評価特有の評価条件を別第 7-1 表に，原子炉建屋のノード分割図を別第 7-1 図に示す。

別第 7-1 表 原子炉建屋内の環境評価条件

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP 4	格納容器及び原子炉建屋等の詳細ノードのモデル化が可能であり、隔離弁の閉止操作等の重大事故等対策を考慮した事象進展を模擬することが可能である解析コード
漏えい箇所	残留熱除去系 B 系 熱交換器室	有効性評価の解析と同様
漏えい面積	約 21cm ²	有効性評価の解析と同様
事故シナリオ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位低下（レベル 2）設定 点到達時に、原子炉隔離時冷却系 による原子炉注水開始 ・ 低圧炉心スプレイ系を起動し、事 象発生 15 分後に逃がし安全弁（自 動減圧機能）7 弁による原子炉減 圧 ・ 事象発生 17 分後に低圧代替注水系 （常設）を起動 ・ 原子炉水位回復後、低圧炉心スプ レイ系を停止し、原子炉水位を原 子炉水位（レベル 3）設定点以上 に維持 ・ 事象発生 25 分後、サブプレッショ ン・プール冷却開始 ・ 事象発生 5 時間後、残留熱除去系 隔離完了 	有効性評価の解析と同様
原子炉建屋モデル	別第 7-1 図参照	原子炉建屋東西の物理的分離 等を考慮して設定
原子炉建屋壁から 環境への放熱	考慮しない	雰囲気温度、湿度、圧力及び 放射線量の観点から厳しい想 定として設定
原子炉建屋換気系	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の 観点から厳しい想定として設 定
ブローアウトパネ ル 開放圧力	6.9kPa [gage]	ブローアウトパネル設定値を 設定

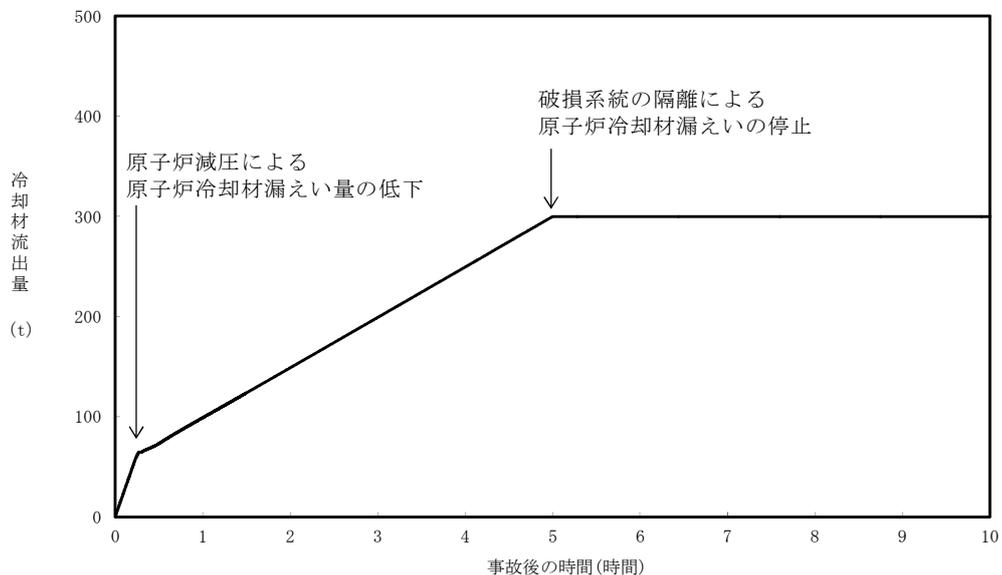


別第 7-1 図 原子炉建屋内ノード分割モデル

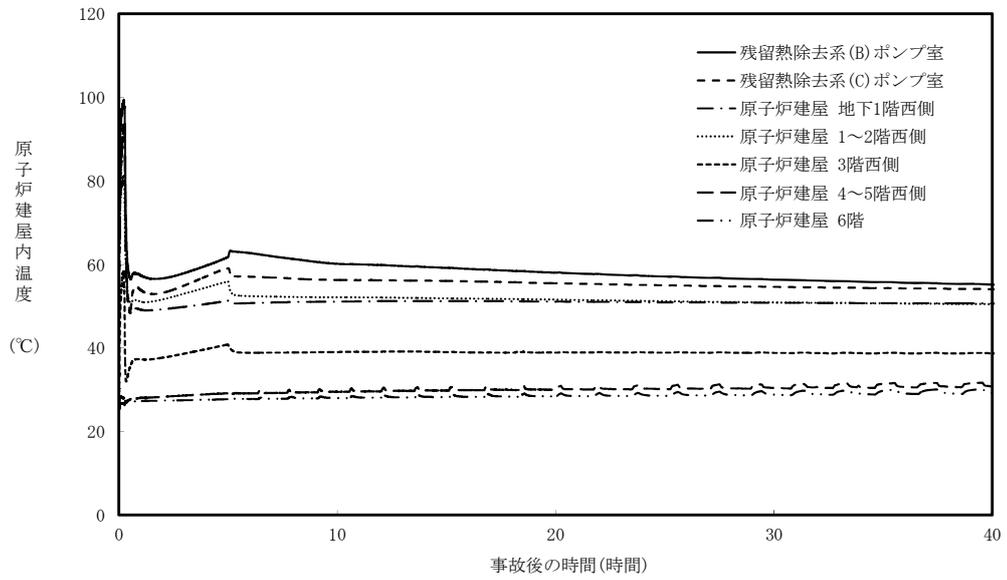
2. 評価結果

原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別第 7-2 図に、原子炉建屋内の雰囲気温度（西側区画）、雰囲気温度（東側区画）、湿度（西側区画）、湿度（西側区画）、圧力（西側区画）及び圧力（東側区画）の推移を別第 7-3 図から別第 7-8 図に示す。

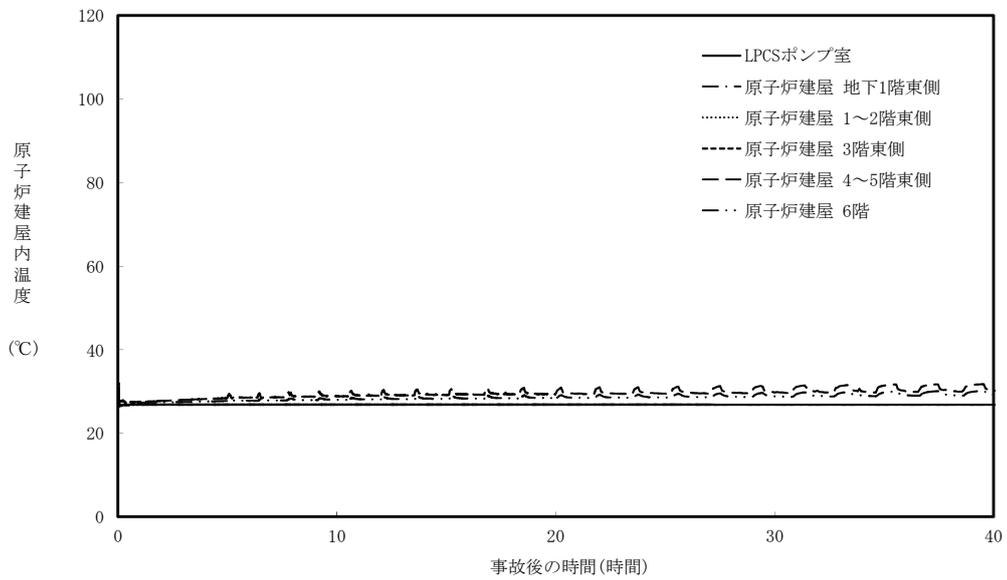
別第 7-2 図に示すとおり、現場隔離操作の完了タイミングとして設定している事象発生 5 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は 300t である。また、別第 7-3 図及び別第 7-4 図に示すとおり、原子炉減圧操作後に建屋内環境が静定する事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び操作場所の雰囲気温度の最大値は 41℃である。



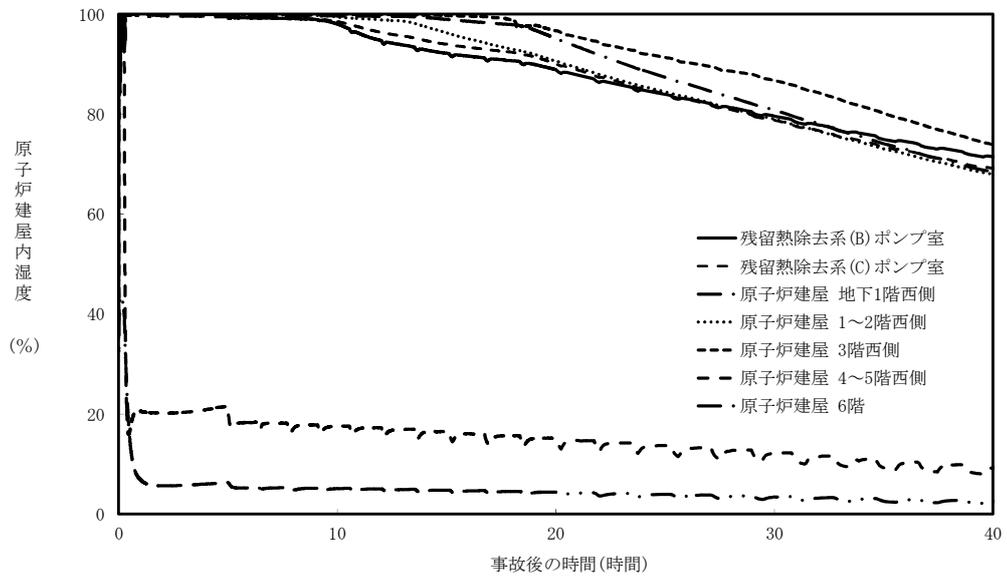
別第 7-2 図 原子炉冷却材の積算漏えい量



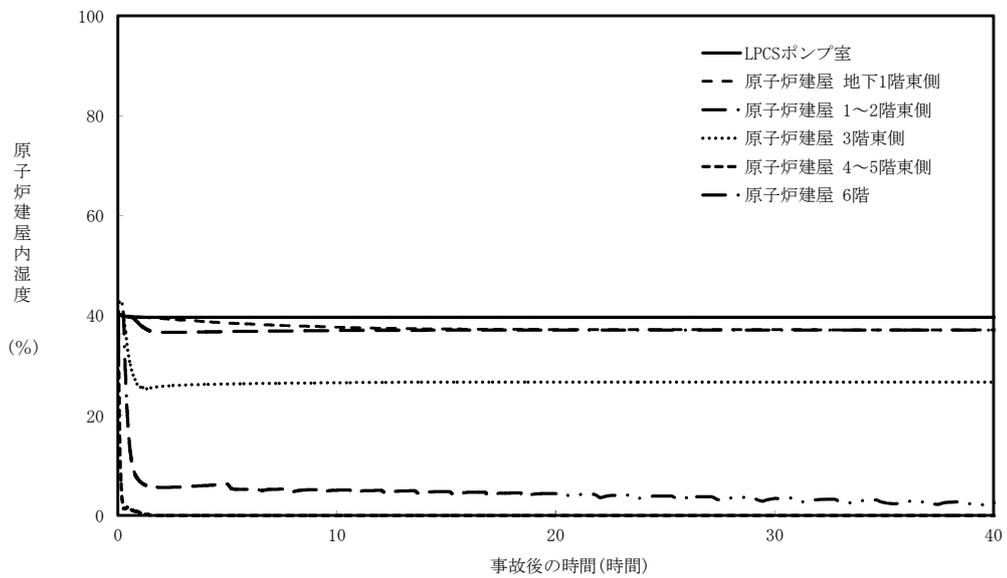
別第 7-3 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



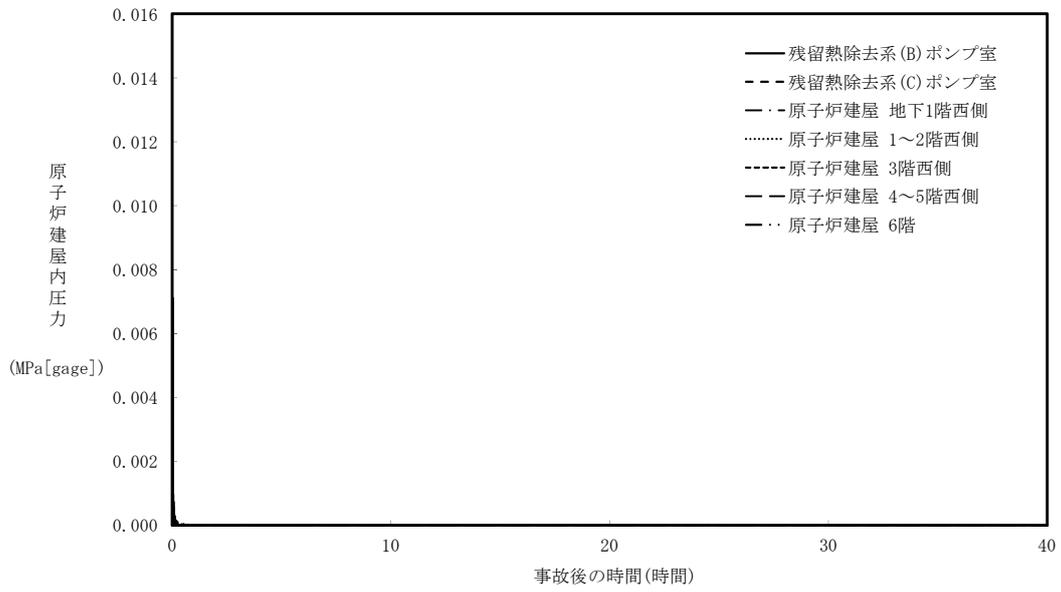
別第 7-4 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



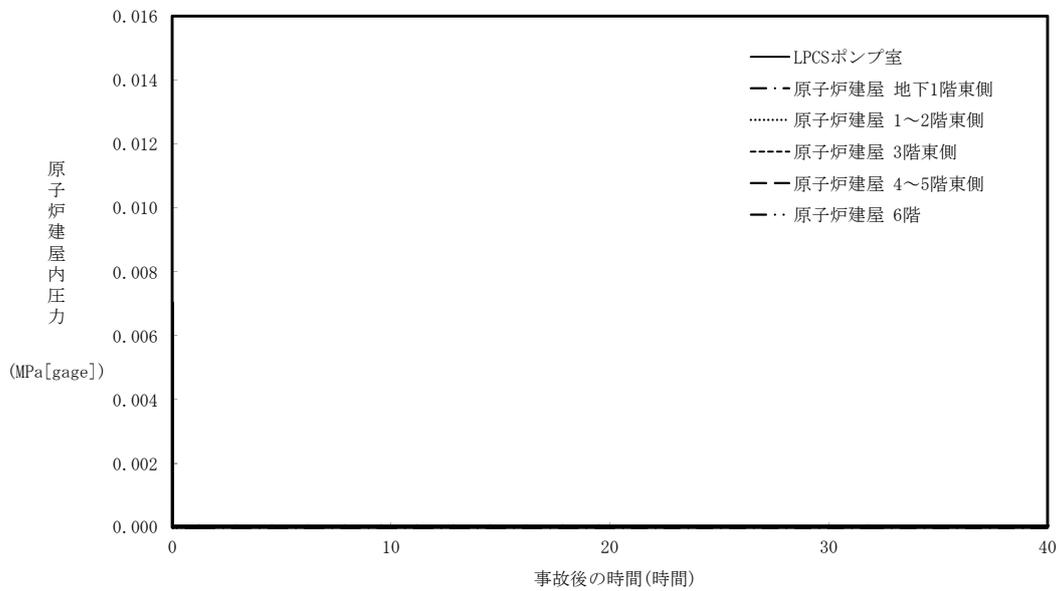
別第 7-5 図 原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



別第 7-6 図 原子炉建屋内の湿度の推移（東側区画）



別第 7-7 図 原子炉建屋内の圧力の推移（西側区画）



別第 7-8 図 原子炉建屋内の圧力の推移（東側区画）

ブローアウトパネルに期待しない場合の
I S L O C A 発生時の原子炉冷却材漏えい量評価
及び原子炉建屋内環境評価

1. 評価条件

別紙 7 の評価条件のうち、ブローアウトパネルのみが開かない場合の条件で評価を実施した。

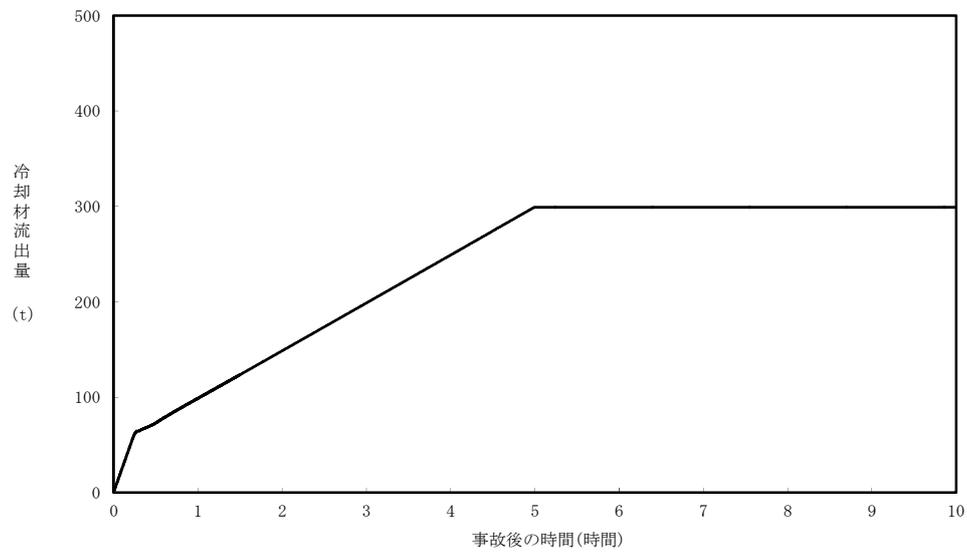
2. 評価結果

原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別第 8-1 図に、原子炉建屋内の雰囲気温度（西側区画）、雰囲気温度（東側区画）、湿度（西側区画）、湿度（西側区画）、圧力（西側区画）及び圧力（東側区画）の推移を別第 8-2 図から別第 8-7 図に示す。

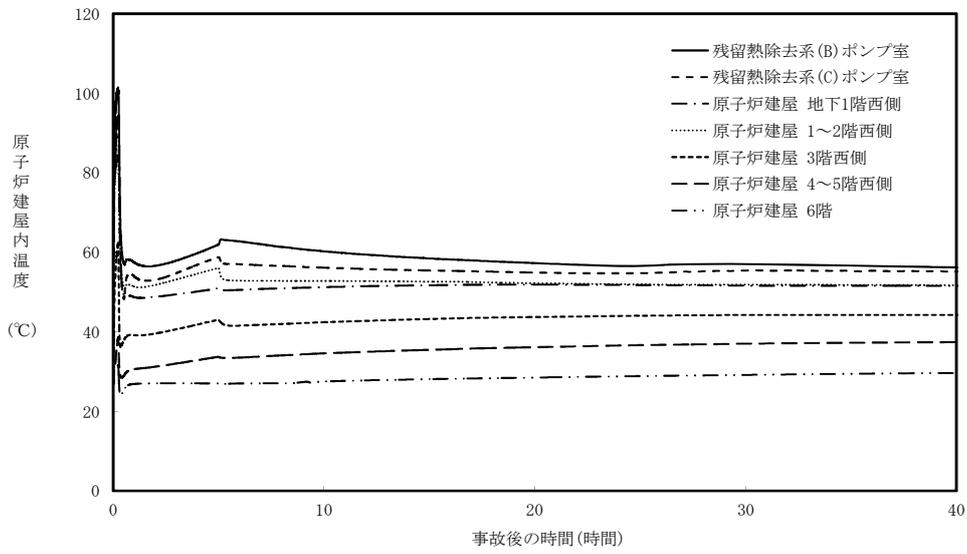
別第 8-1 図に示すとおり、現場隔離操作の完了タイミングとして設定している事象発生 5 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は 300t である。また、別第 8-2 図及び別第 8-3 図に示すとおり、原子炉減圧操作後に建屋内環境が静定する事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び操作場所の雰囲気温度の最大値は 44℃である。ブローアウトパネルに期待する場合と期待しない場合の比較を第 8-1 表に示す。

第 8-1 表 ブローアウトパネルに期待する場合と期待しない場合の
評価結果の比較

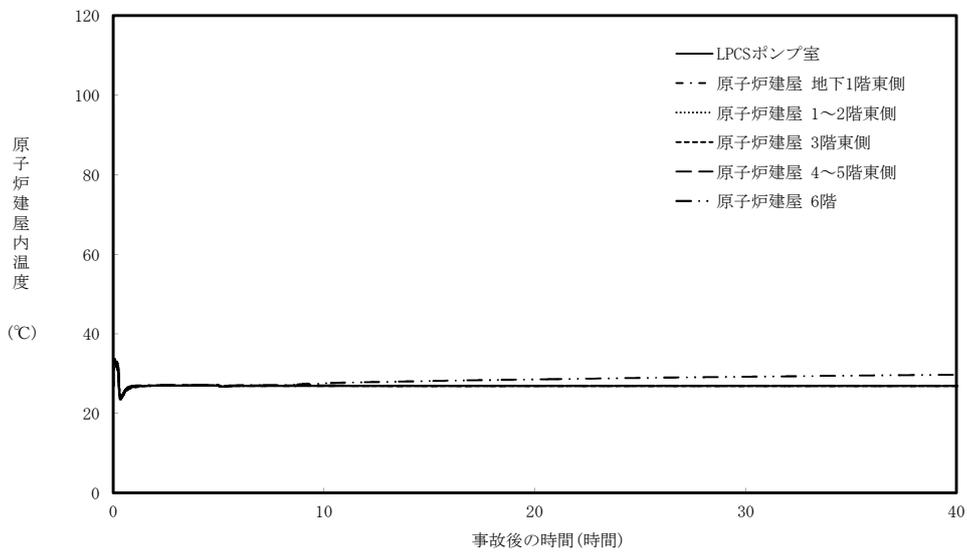
項 目	期待する場合	期待しない場合
原子炉冷却材の漏えい量	300t	300t
事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び雰囲気温度の最大値	41℃	44℃



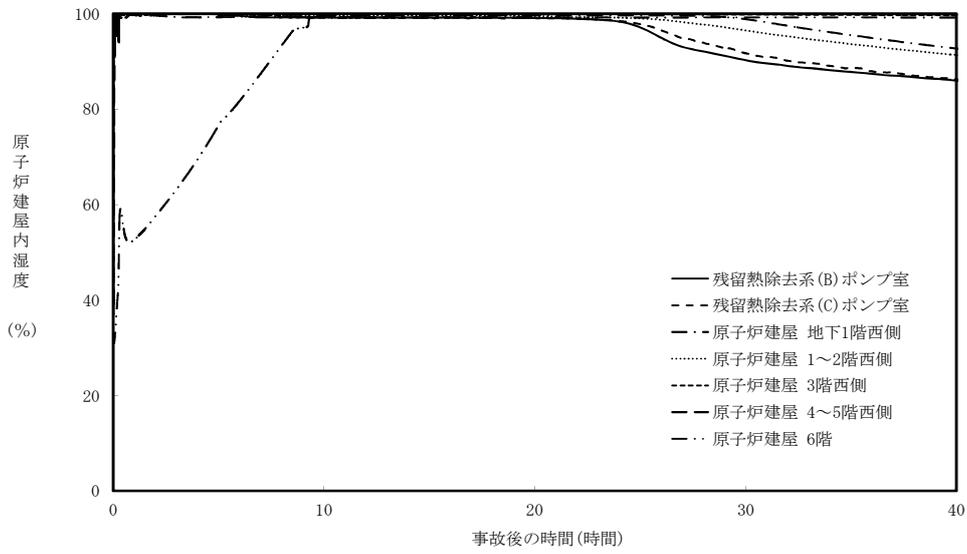
別第 8-1 図 原子炉冷却材の積算漏えい量



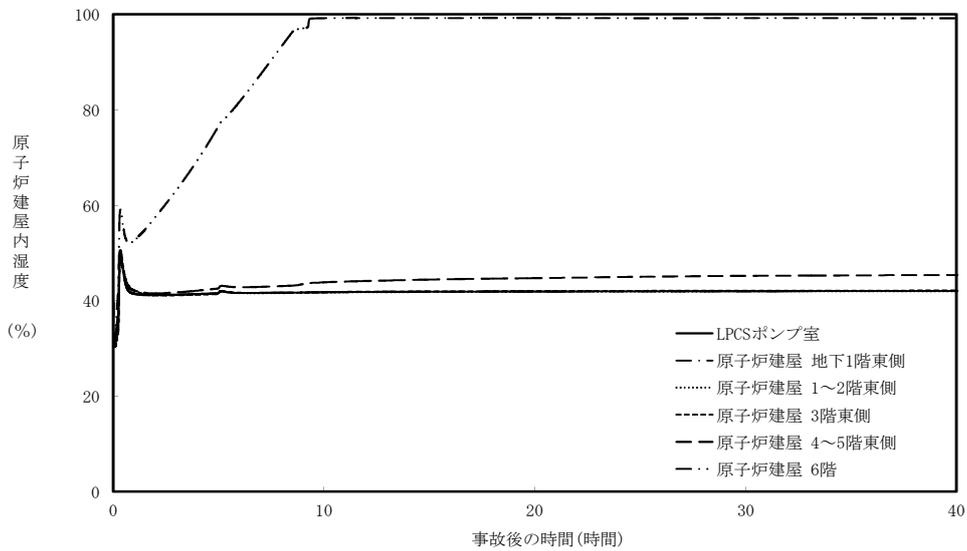
別第 8-2 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



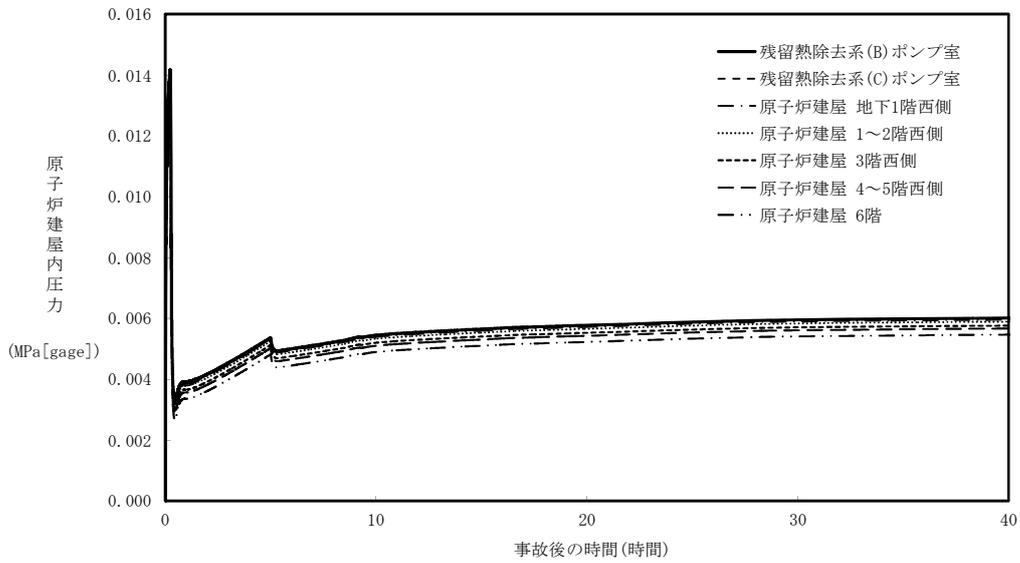
別第 8-3 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



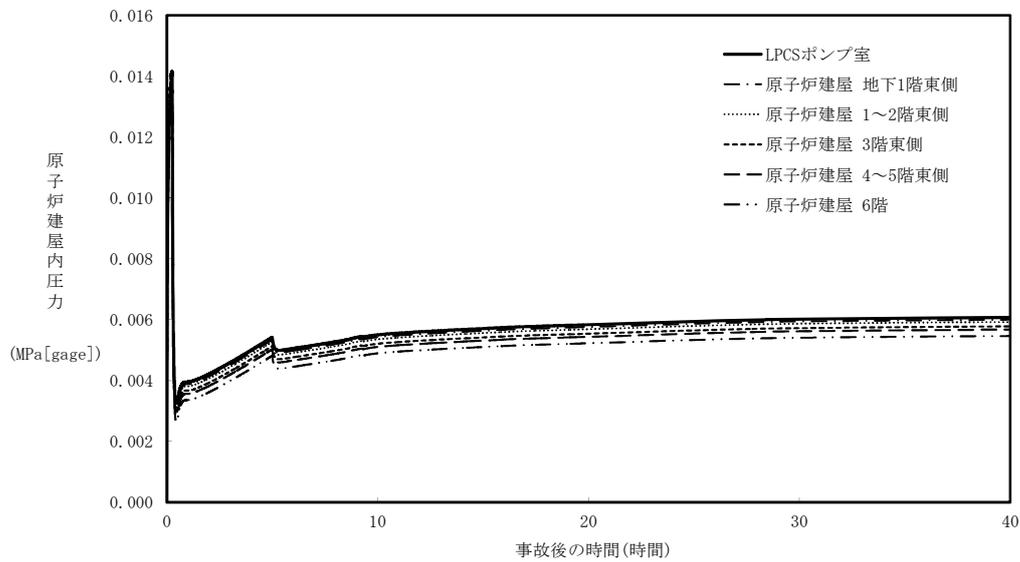
別第 8-4 図 原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



別第 8-5 図 原子炉建屋内の湿度の推移（東側区画）



別第 8-6 図 原子炉建屋内の圧力の推移（西側区画）



別第 8-7 図 原子炉建屋内の圧力の推移（東側区画）

I S L O C A発生時の原子炉建屋内線量率評価
及び敷地境界外の実効線量評価

1. 原子炉建屋内線量率について

(1) 評価の想定

原子炉冷却材圧力バウンダリが喪失すると、原子炉冷却材が直接原子炉建屋内に放出される。

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

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

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

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

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

別第 9-1 表 評価条件（追加放出量）

項 目	評価値	実績値（最大）
I-131 追加放出量 (Bq)	3.7×10^{12}	1.5×10^{12} (昭和 62 年 4 月 9 日 (第 8 回施設定期検 査))
希ガス及びハロゲン等の 追加放出量 (γ 線 0.5MeV 換算値) (Bq)	2.3×10^{14}	—

(2) 評価の方法

原子炉建屋内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。サブマージョンモデルの概要を別第 9-1 図に示す。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V_{R/B}} E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$$

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$

Q_{γ} : 原子炉建屋内放射性物質質量

(Bq : γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

$V_{R/B}$: 原子炉区域内気相部容積 (85,000m³)

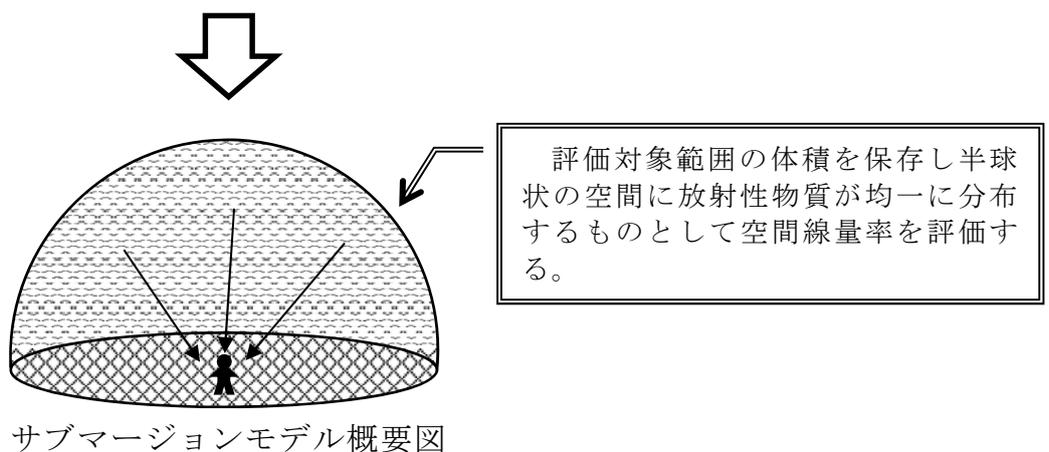
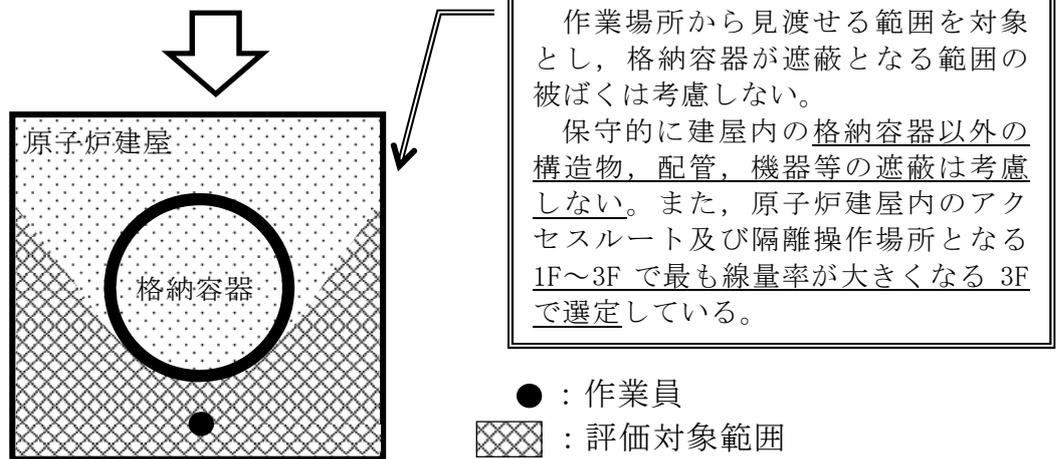
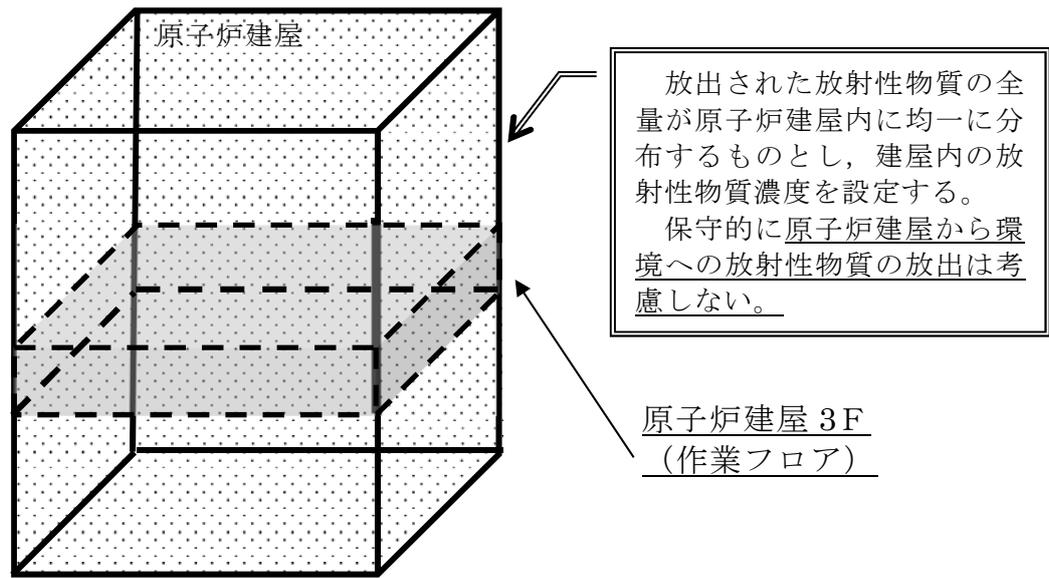
E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対する γ 線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3} / \text{m}$)

R : 評価対象エリアの空間容積と等価な半球の半径 (m)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$$

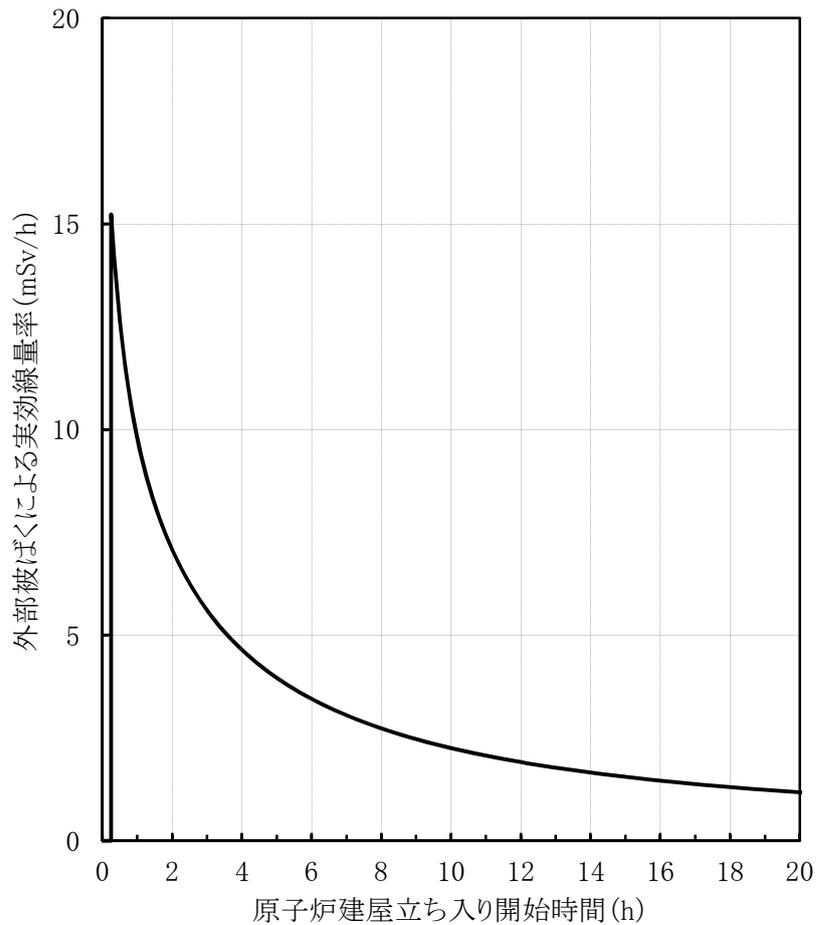
V_{OF} : 評価対象エリア (原子炉建屋地上 3 階) の容積 (5,000m³)



別第 9-1 図 サブマージョンモデルの概要

(3) 評価の結果

評価結果を別第 9-2 図に示す。線量率の最大は約 15.2mSv/h 程度であり、時間減衰によって低下するため、線量率の上昇が現場操作に影響を与える可能性は小さく、期待している機器の機能は維持される。



別第 9-2 図 原子炉建屋立ち入り開始時間と線量率の関係

なお、事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質が環境へ放出される可能性があるが、これらの事故時においては原子炉建屋放射能高の信号により中央制御室の換気系は閉回路循環運転となるため、中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。

別第 9-2 表 I S L O C A 時の放出量

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

2. 敷地境界外の実効線量評価について

(1) 評価想定

敷地境界外の実効線量評価では、I S L O C Aにより原子炉建屋内に放出された核分裂生成物が大気中に放出されることを想定し、非居住区域境界の実効線量を評価した。評価条件は別第 9-1 表から別第 9-5 表に従うものとする。

破断口から漏えいする原子炉冷却材が原子炉建屋内に放出されることに伴う減圧沸騰によって気体となる分が建屋内の気相部へ移行するものとし、破断口から漏えいする冷却材中の放射性物質が気相へ移行する割合は、運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉建屋放出に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。燃料から追加放出される放射性物質が気相へ移行する割合は、燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、同様に運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉減圧に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。また、破断口及び逃がし安全弁から放出される蒸気量は、各々の移行率に応じた量が流出するものとした。(別第 9-3 図及び別第 9-4 図参照)

その結果、放出量は別第 9-4 表に示すとおりとなった。

(2) 評価結果

敷地境界外における実効線量は約 $1.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となり、「L O C A時注水機能喪失」における耐圧強化ベント系によるベント時の非居住区域境界での実効線量(約 $6.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$)及び事故時線量限度の 5mSv を下回った。

なお、評価上は考慮していないものの、原子炉建屋に放出された放射性物質は外部に放出されるまでの建屋内壁への沈着による放出量の低減に期待できること及び冷却材中の放射性物質の濃度は運転時の原子炉冷却材量

に応じた濃度を用いているが、実際は原子炉注水による濃度の希釈に期待
できることにより、さらに実効線量が低くなると考えられる。

別第 9-3 表 放出評価条件

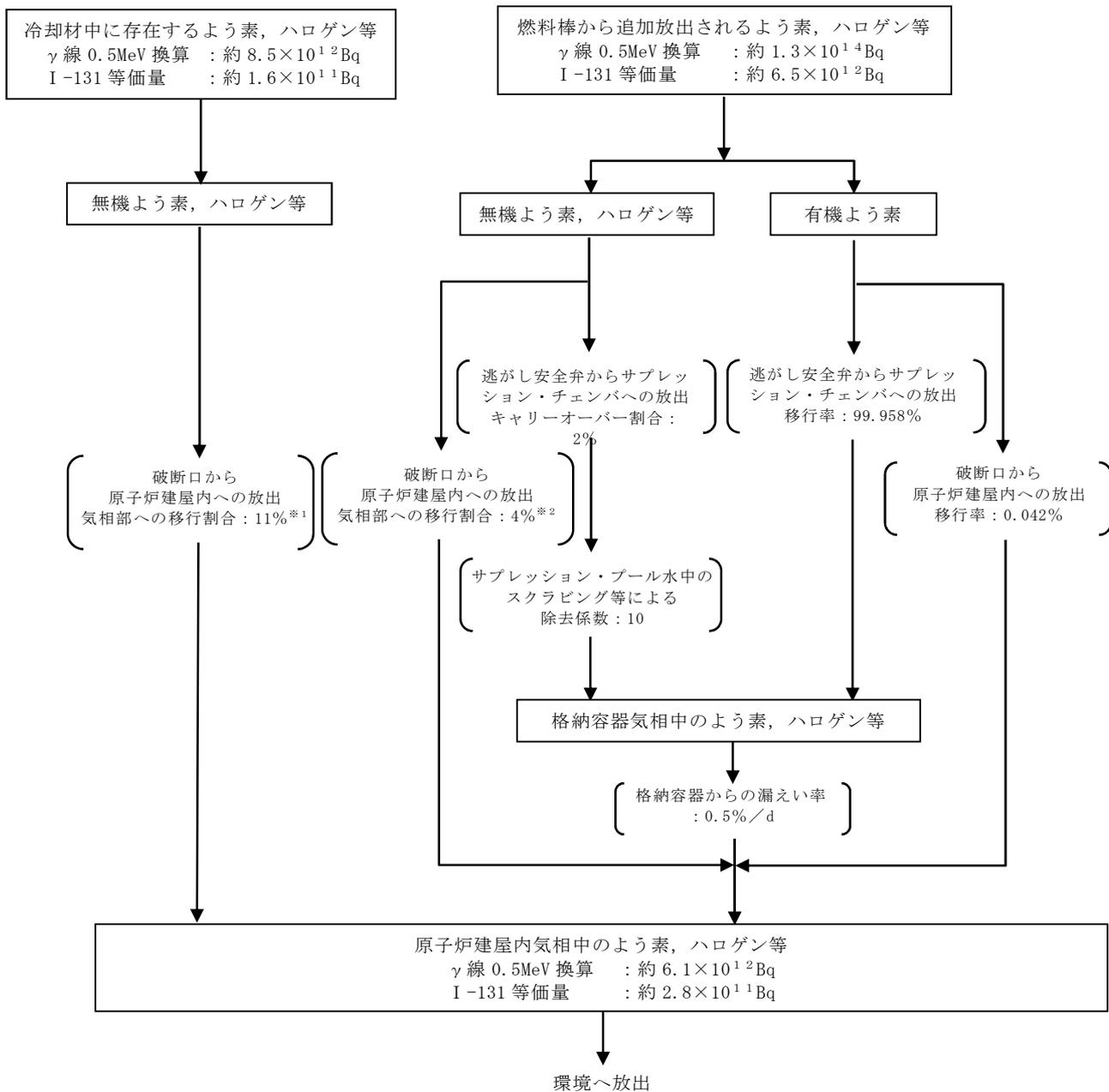
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉運転日数 (日)	2,000	十分な運転時間として仮定した時間
追加放出量 (I-131) (Bq)	3.7×10^{12}	至近の I-131 追加放出量の実績値を包絡する値として設定し、その他の核種はその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものとする。
冷却材中濃度 (I-131) (Bq/g)	1.5×10^2	I-131 の追加放出量に基づく全希ガス漏えい率から冷却材中濃度を設定し、その組成を拡散組成とする。 (運転実績の最大の I-131 の冷却材中濃度 (5.6×10^{-1} Bq/g) を十分に包絡する値である。)
原子炉冷却材重量 (t)	289	設計値から設定
原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)	1.68×10^4	設計値から設定
主蒸気流量 (g/s)	1.79×10^6	設計値から設定
原子炉冷却材浄化系の除染係数	10	「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき設定
主蒸気中への移行割合 (ハロゲン) (%)	2	「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき設定
主蒸気中への移行割合 (ハロゲン以外) (%)	0.1	「NUREG-0016」に基づき設定
燃料から追加放出されるよう素の割合 (%)	無機よう素：96 有機よう素：4	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定
逃がし安全弁からサプレッション・チェンバへの移行率 (%)	無機よう素, ハロゲン等：100 有機よう素： 99.958	無機よう素、ハロゲン等については保守的に全量が逃がし安全弁からサプレッション・チェンバ及び破断口から格納容器のそれぞれに移行するものとするものとして設定
破断口から格納容器への移行率 (%)	無機よう素, ハロゲン等：100 有機よう素：0.042	有機よう素については S A F E R 解析の積算蒸気量の割合に基づき設定
サプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去係数	10	Standard Review Plan 6.5.5 に基づき設定
逃がし安全弁からサプレッション・チェンバへ移行した放射性物質の気相部への移行割合	2	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定
冷却材から気相への放出割合 (冷却材中の放射性物質) (%)	11	原子炉冷却材量に対する原子炉建屋放出に伴う減圧沸騰による蒸気量の割合を設定
冷却材から気相への放出割合 (追加放出される放射性物質) (%)	4	原子炉減圧により燃料棒内ギャップ部から冷却材中へ放出されることを踏まえ、原子炉冷却材量に対する減圧沸騰による蒸気量から算出
格納容器からの漏えい率 (%/d)	0.5	格納容器の設計漏えい率から設定

別第 9-4 表 放出量

核 種	放出量 (Bq)
希ガス+ハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)	9.5×10^{12}
よう素 (I-131 等価量 (小児実効線量係数換算))	2.8×10^{11}

別第 9-5 表 大気拡散条件

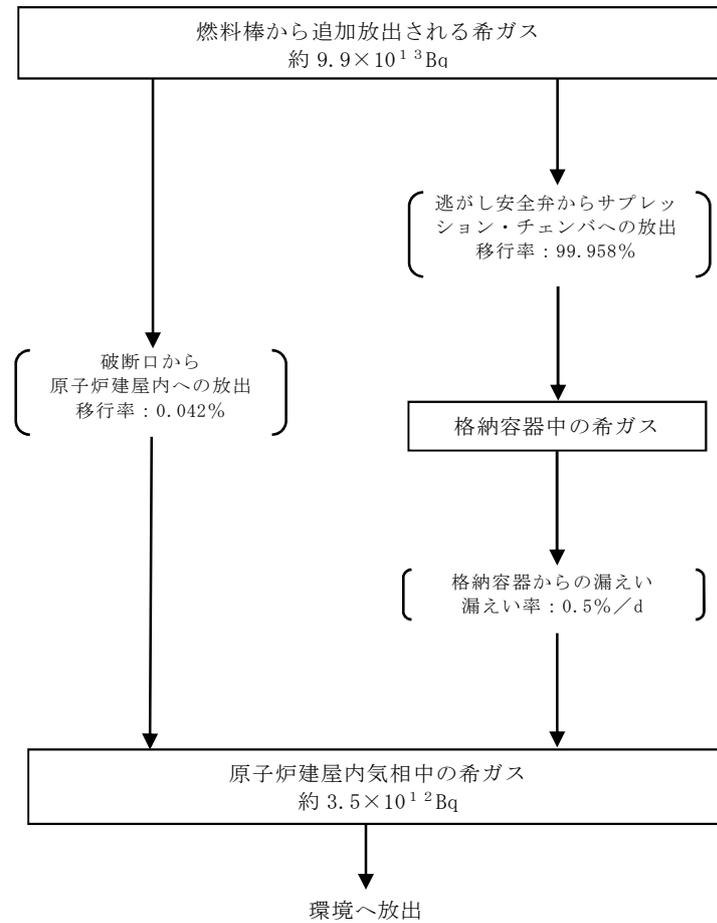
核 種	放出量 (Bq)
相対濃度 (χ / Q) (s / m^3)	2.9×10^{-5}
相対線量 (D / Q) (Gy / Bq)	4.0×10^{-19}



※1 運転時冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発量の割合として算定。

※2 燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、急速減圧するまではその低下割合に応じた量の放射性物質が冷却材中に放出されるものとし、急速減圧以降はギャップ内の残りの放射性物質が全て冷却材中に放出されるものとして、冷却材中の放射性物質の濃度を決定し、その冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発量の割合として算定。

別第 9-3 図 よう素, ハロゲン等の環境への放出過程



別第 9-4 図 希ガスの環境への放出過程

(ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

I - 131 追加放出量の測定結果について

運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I
- 131 の追加放出量の測定値は以下のとおり。

中間停止	(昭和 54 年 6 月 2 日)	0.0Ci
第 1 回定検	(昭和 54 年 9 月 7 日)	0.0Ci
中間停止	(昭和 55 年 4 月 29 日)	0.0Ci
第 2 回定検	(昭和 55 年 9 月 6 日)	0.0Ci
中間停止	(昭和 56 年 6 月 16 日)	0.0Ci
第 3 回定検	(昭和 56 年 9 月 12 日)	0.01Ci
第 4 回定検	(昭和 57 年 6 月 11 日)	0.01Ci
中間停止	(昭和 58 年 1 月 31 日)	0.01Ci
第 5 回定検	(昭和 58 年 9 月 17 日)	0.01Ci
第 6 回定検	(昭和 59 年 12 月 12 日)	0.01Ci
中間停止	(昭和 60 年 8 月 1 日)	0.01Ci
第 7 回定検	(昭和 61 年 1 月 20 日)	0.01Ci
第 8 回定検	(昭和 62 年 4 月 9 日)	40.9Ci
第 9 回定検	(昭和 63 年 8 月 1 日)	0.01Ci
第 10 回定検	(平成 元年 11 月 30 日)	4.5×10^8 Bq
中間停止	(平成 2 年 11 月 29 日)	4.7×10^8 Bq
第 11 回定検	(平成 3 年 4 月 20 日)	4.4×10^8 Bq
第 12 回定検	(平成 4 年 9 月 6 日)	1.9×10^8 Bq
中間停止	(平成 5 年 4 月 4 日)	1.7×10^8 Bq
第 13 回定検	(平成 6 年 2 月 19 日)	1.6×10^8 Bq
第 14 回定検	(平成 7 年 4 月 14 日)	1.7×10^8 Bq
中間停止	(平成 8 年 8 月 10 日)	9.8×10^7 Bq
第 15 回定検	(平成 8 年 9 月 10 日)	1.5×10^8 Bq
中間停止	(平成 9 年 7 月 12 日)	1.5×10^8 Bq
第 16 回定検	(平成 10 年 1 月 8 日)	1.6×10^8 Bq
第 17 回定検	(平成 11 年 4 月 4 日)	1.7×10^8 Bq
中間停止	(平成 12 年 12 月 26 日)	1.7×10^8 Bq
第 18 回定検	(平成 13 年 3 月 26 日)	1.7×10^8 Bq
第 19 回定検	(平成 14 年 9 月 15 日)	1.5×10^8 Bq
中間停止	(平成 15 年 3 月 20 日)	8.9×10^7 Bq
第 20 回定検	(平成 16 年 2 月 2 日)	1.3×10^8 Bq
第 21 回定検	(平成 17 年 4 月 24 日)	1.5×10^8 Bq
第 22 回定検	(平成 18 年 11 月 20 日)	8.9×10^7 Bq
	(平成 19 年 3 月 17 日)	1.1×10^8 Bq
第 23 回定検	(平成 20 年 3 月 19 日)	1.2×10^8 Bq
中間停止	(平成 21 年 7 月 21 日)	1.2×10^8 Bq
第 24 回定検	(平成 21 年 9 月 9 日)	1.2×10^8 Bq
中間停止	(平成 22 年 6 月 28 日)	9.7×10^7 Bq
第 25 回定検	—	—

(※1Ci = 3.7×10^{10} Bq)

インターフェイスシステムLOCA発生時の検知手段について

1. インターフェイスシステムLOCA発生時の判断方法について

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

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

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

※漏えい量により変動しない場合がある。

2. インターフェイスシステム L O C A の認知について

インターフェイスシステム L O C A は、低圧設計部と高圧設計部を隔離する弁の誤開放等により発生する事故である。低圧設計部に原子炉圧力が負荷された場合、系統の異常過圧を知らせる警報 (RHR ABNORMAL HI/LO PRESS 等) が発報する。系統圧力、原子炉圧力、原子炉水位及び格納容器圧力等の関連パラメータ変化を確認することでインターフェイスシステム L O C A 発生を判断する。これらのパラメータ以外にも第 2 表に示すとおりで室温上昇及び室内への漏水を検知し発報する警報 (LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HIGH, RHR Hx AREA FLOODING 等) が設置されているためインターフェイスシステム L O C A 発生時に変化する可能性があるパラメータとして総合的に判断し、インターフェイスシステム L O C A の発生を容易に認知することができる。

インターフェイスシステム L O C A の発生を確認した場合、中央制御室からの遠隔隔離操作を試みる。仮に中央制御室からの遠隔隔離ができない場合は、現場手動操作により弁を閉止することで漏えい系統を隔離する。

第2表 インターフェイスシステムLOCA発生時に変化するパラメータ等

パラメータ等	インターフェイスシステムLOCA発生時の変化
警報「RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO」等(HI側)	残留熱除去系ポンプ出口圧力が約2.75MPa [gage]まで上昇したことを検知し発報する。(通常時約0.49MPa [gage])
警報「RHR Hx AREA FLOODING」等	床面より約300mm水位が形成されたことを検知し発報する。(通常時0mm)
警報「LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HIGH」等	各室内で漏えいが発生した場合において、室温が上昇したことを検知し発報する。
火災警報	蒸気の影響により漏えい発生場所近傍の煙感知器が作動した場合、火災警報が発報する。また、建屋内が75℃以上の高温となった場合には熱感知器が作動し、火災警報が発報する。
原子炉建屋空間線量率	漏えい発生場所近傍のエリアモニタが上昇する。
原子炉建屋ダストモニタ	漏えい発生場所近傍のダストモニタが上昇する。
警報「R/B FD SUMP LEAKAGE HIGH」「R/B FD SUMP LEVEL HI-HI」等	漏えい水のサンプへの流入によりサンプポンプ運転頻度が増加又は連続運転となる。また、サンプ液位が通常運転液位を超えたことを検知し警報が発報する。
警報「R/B ED SUMP TEMP HIGH」	漏えい水のサンプへの流入によりサンプ内の温度が上昇したことを検知し発報する。

炉心損傷前の原子炉の減圧操作について

1. 原子炉の手動減圧操作

炉心損傷前の原子炉の手動減圧操作には，原子炉圧力容器への熱応力の影響を考慮し，原子炉冷却材温度変化率 $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以下を監視しながら実施する「通常の減圧」と，事故時において逃がし安全弁 7 弁を開放することにより原子炉を急速に減圧する「急速減圧」がある。

各減圧操作は，低圧で原子炉へ注水可能な手段を確保した上で，以下のとおり判断して実施する。

1.1 通常の減圧操作

通常の減圧操作は，プラント通常起動／停止時及び事故対応中で急速減圧操作の条件が成立していない場合において適用する。

本操作は，主復水器が使用できる場合には，タービンバイパス弁を用いて原子炉の発生蒸気を復水器へ，主復水器が使用できない場合には，逃がし安全弁を間欠で用いてサプレッション・プールへ導くことで原子炉の減圧を行う。

1.2 急速減圧操作

急速減圧操作は，事故対応中において以下のような場合に，逃がし安全弁 7 弁を開放することにより実施する。

- ① 高圧注水機能喪失等により原子炉水位が低下し，低圧注水機能により原子炉への注水を速やかに行う場合

② 高圧注水機能により原子炉水位が緩やかに上昇しているが、炉心露出（原子炉水位が燃料有効長頂部以下）の時間が最長許容炉心露出時間を上回った場合

③ 原子炉水位不明が発生し、低圧の注水機能により原子炉圧力容器を満水にする場合

④ インターフェイスシステム L O C A が発生し、中央制御室からの遠隔隔離に失敗した場合

また、以下の場合で減圧操作に時間余裕がある場合は、減圧による格納容器への熱負荷に留意し、格納容器圧力及び温度を監視しながら逃がし安全弁 7 弁を順次開放するが、原子炉冷却材温度変化率 $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以下は適用されない。

⑤ サプレッション・プール熱容量制限に到達した場合

⑥ 格納容器圧力を約 $245\text{kPa}[\text{gage}]$ (0.8Pd) 以下に維持できない場合

⑦ ドライウエル温度が約 171°C に到達した場合

⑧ サプレッション・プール水位が通常水位 + 6.270m に接近又は通常水位 - 50cm 以下となった場合

本操作は、逃がし安全弁（自動減圧機能）「7 弁」を手動開放することを第一優先とする。

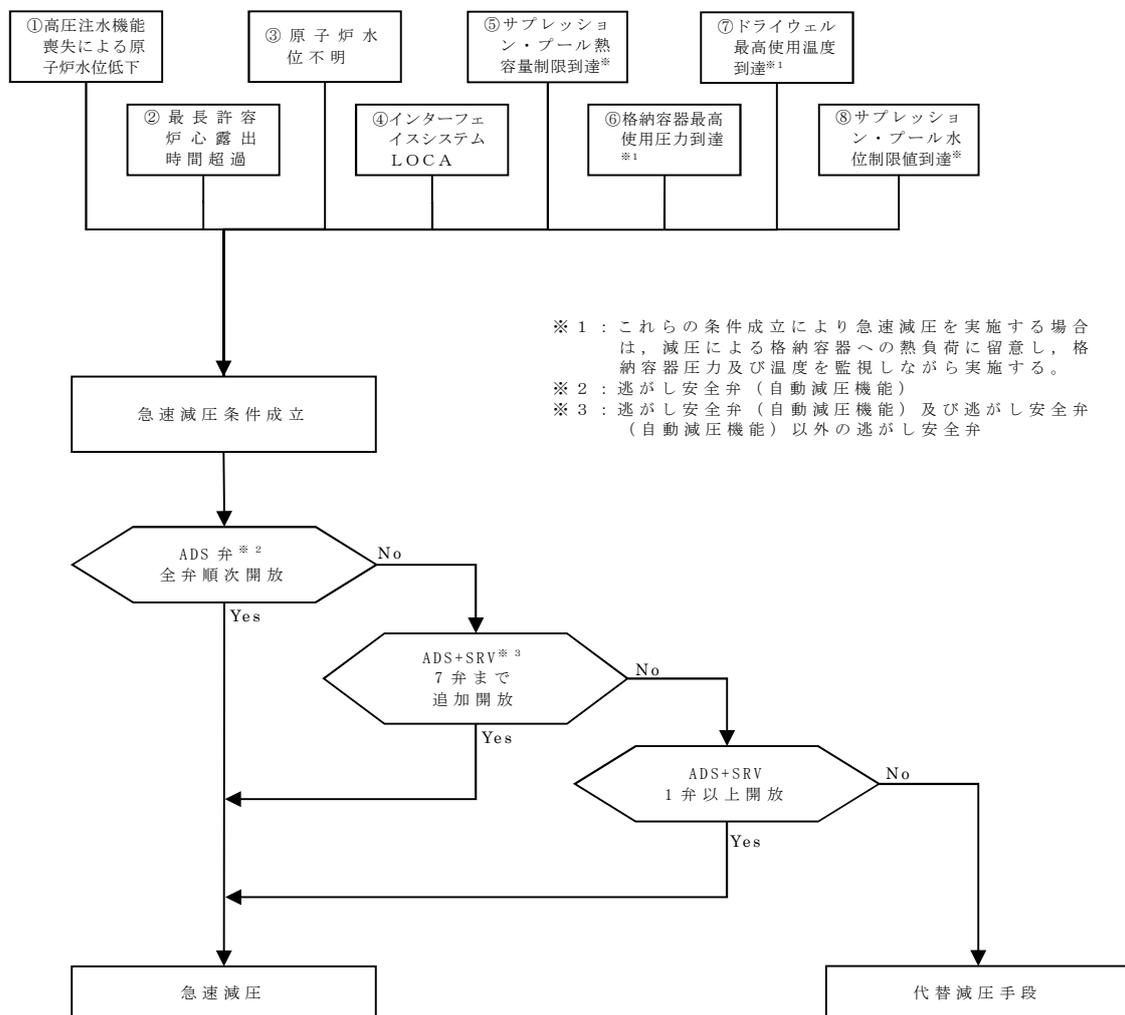
それができない場合は、逃がし安全弁（自動減圧機能）以外の逃がし安全弁を含めたものから使用可能なもの「7 弁」を手動開放する。

さらに、それもできない場合は、急速減圧に必要な最小弁数である「1 弁」以上を手動開放することにより急速減圧する。逃がし安

全弁（自動減圧機能）以外の逃がし安全弁による減圧ができない場合は、代替の減圧手段を試みる。

なお、急速減圧に必要な最小弁数「1弁」は、残留熱除去系（低圧注水系）1台による原子炉注水を仮定した場合に燃料被覆管最高温度が1,200℃以下に抑えられることを条件として設定している。

急速減圧操作の概要は第1図のとおり。



第1図 急速減圧操作概要

2. 原子炉の自動減圧

1.のような運転員による手動操作がない場合でも，事象収束させるための原子炉減圧として，自動減圧系及び過渡時自動減圧回路の2つがある。逃がし安全弁の機能を第1表に整理するとともに，概要を以下に示す。

なお，原子炉停止機能喪失（A T W S）の場合は，原子炉の自動減圧により低温の水が注水されることを防止するため，運転員の判断により自動減圧を阻止するための操作スイッチがある。

2.1 自動減圧回路（第2図）

非常用炉心冷却系の一部であり，高圧炉心スプレイ系のバックアップ設備として，逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放し原子炉圧力を速やかに低下させ，低圧注水系の早期注水を促す。

具体的には，「原子炉水位異常低下（レベル1）」及び「格納容器圧力高」信号が120秒間継続し，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）が運転中であれば，逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁が開放する。

2.2 過渡時自動減圧回路（第2図）

非常用炉心冷却系の自動減圧機能が動作しない場合においても，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する。

自動減圧回路の動作信号のうち，格納容器圧力高信号が成立しなくても，原子炉の水位が低い状態で一定時間経過した場合は，残留熱除去系（低圧注水系）等の起動を条件に過渡時自動減圧回路は動作する。

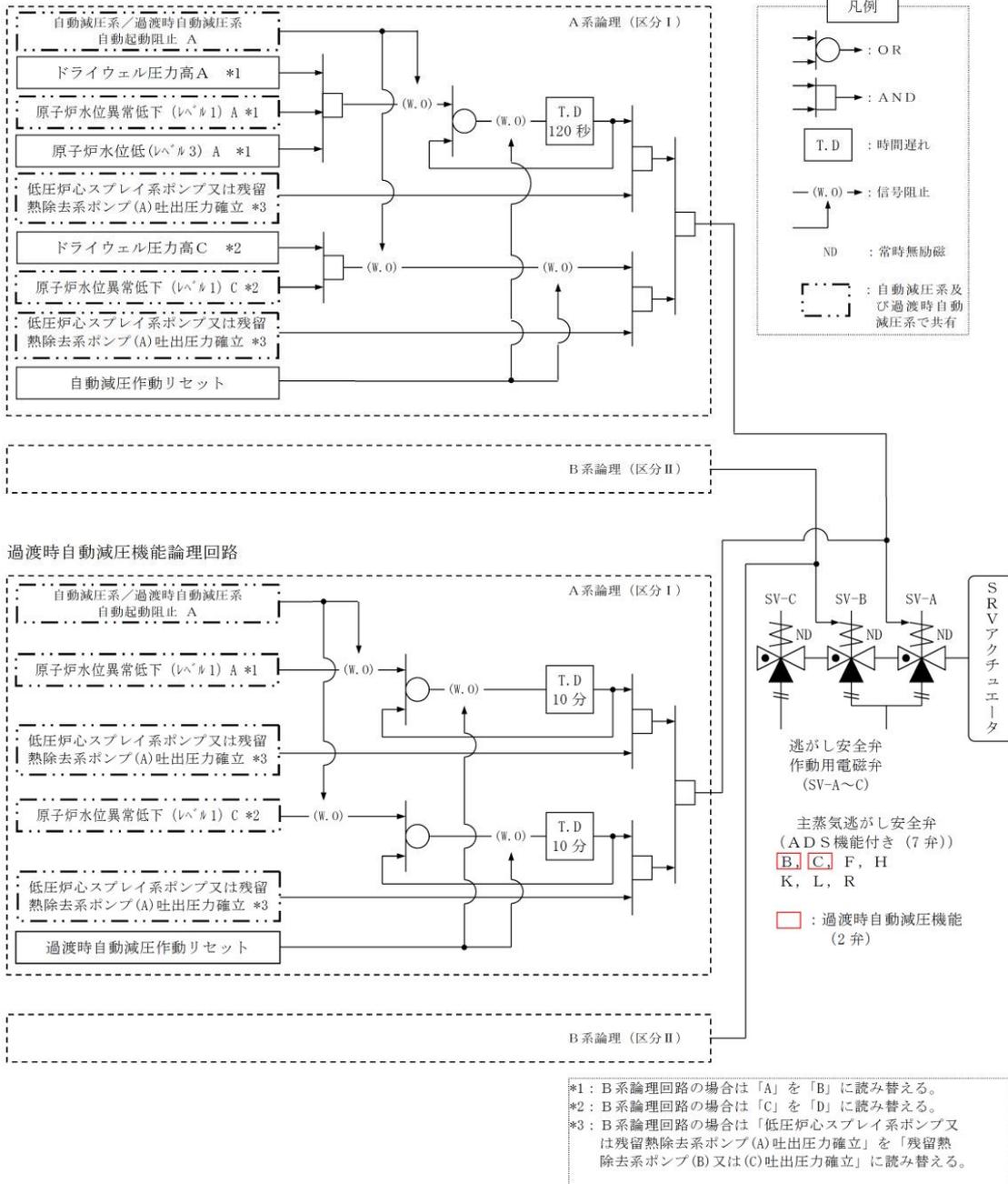
具体的には、原子炉水位異常低下（レベル1）信号が10分間継続し、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）が運転中であれば、過渡時自動減圧機能付き逃がし安全弁2弁が開放する。

過渡時自動減圧回路は、原子炉水位異常低下（レベル1）に「10分間」の時間遅れを考慮して、炉心損傷に至らない台数を検討した結果、1弁を開放すれば炉心損傷の制限値（燃料被覆管 1,200℃以下、被覆管酸化割合 15%以下）を満足するため、余裕として1弁を追加して2弁と設定した。

第1表 逃がし安全弁機能一覧

弁番号	機 能			
	逃がし弁機能	安全弁機能	自動減圧回路	過渡時 自動減圧回路
(A) (D) (E) (G) (J) (M) (N) (P) (S) (U) (V)	○	○	—	—
(F) (H) (K) (L) (R)	○	○	○	—
(B) (C)	○	○	○	○

自動減圧機能論理回路



第 2 図 自動減圧機能論理回路

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

< 目 次 >

1.13.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 水源を利用した対応手段と設備
 - (a) 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) 北側淡水池を水源とした対応手段と設備
 - (d) 高所淡水池を水源とした対応手段と設備
 - (e) 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
 - (f) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備
 - (g) 淡水タンクを水源とした対応手段と設備
 - (h) 海を水源とした対応手段と設備
 - (i) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備
 - (j) 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) 北側淡水池へ水を補給するための対応手段と設備
 - (c) 高所淡水池へ水を補給するための対応手段と設備
 - (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - c. 水源の切替え
 - (a) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え
 - (b) 淡水から海水への切替え
 - (c) 外部水源から内部水源への切替え

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 手順等

1.13.2 重大事故等時の手順

1.13.2.1 水源を利用した対応手順

(1) 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) 北側淡水池を水源とした対応手順
- a. 北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
 - b. 北側淡水池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. 北側淡水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 北側淡水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給
 - e. 北側淡水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - f. 北側淡水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ
- (5) 高所淡水池を水源とした対応手順
- a. 高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
 - b. 高所淡水池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. 高所淡水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 高所淡水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給
 - e. 高所淡水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - f. 高所淡水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ
- (6) 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

(7) 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

(8) 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

(9) 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圧力容器への注水
- c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却
- d. 海を水源とした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. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への熱輸送
- 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

k. 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

(10) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順

a. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入

1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順

a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

(2) 北側淡水池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北側淡水池への補給（淡水／海水）

(3) 高所淡水池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高所淡水池への補給（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. 北側淡水池へ補給する水源の切替え

c. 高所淡水池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. 優先順位

(2) 水源へ水を補給するための対応手段

a. 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. 北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
3. 高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
4. 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送水
5. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
6. 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
7. 可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給
8. 可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給
9. 水源の補給準備及び補給作業における放射線量等の影響について
10. 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た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／スプレー及び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。

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における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- 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ー冷却系（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

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
- 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

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレー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
 - ・常設スプレーヘッド
- 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
 - ・常設スプレーヘッド
 - ・可搬型スプレーノズル

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

となる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となる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における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 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における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ
- ・残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・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

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（格納容器スプレイ冷却系，サブプレッション・プール冷却系）ポンプ
- ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系，サブプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却）
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・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

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（A）
- ・ 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

(c) 北側淡水池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北側淡水池を利用する。

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、北側淡水池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、北側淡水池を水源とした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／スプレー及び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。

北側淡水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における

る原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・北側淡水池
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

北側淡水池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。

- ・北側淡水池
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

北側淡水池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。

- ・北側淡水池
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

北側淡水池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。

- ・北側淡水池
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

北側淡水池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。

- ・北側淡水池
- ・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

なお、上記北側淡水池を水源とした対応手段は、淡水だけでなく海水を北側淡水池へ供給することにより、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を補給することが可能である。ただし、北側淡水池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) 高所淡水池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高所淡水池を利用する。

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、高所淡水池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、高所淡水池を水源とした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／スプレー及び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。

高所淡水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高所淡水池
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

高所淡水池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。

- ・ 高所淡水池
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

高所淡水池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

る設備は以下のとおり。

- ・高所淡水池
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

高所淡水池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。

- ・高所淡水池
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

高所淡水池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。

- ・高所淡水池
- ・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

なお、上記高所淡水池を水源とした対応手段は、淡水だけでなく海水を高所淡水池へ供給することにより、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を補給することが可能である。ただし、高所淡水池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。

(e) 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となる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における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・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

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

(f) 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における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水貯蔵タンク
- ・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における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 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

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

(g) 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

※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。

(h) 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。

なお，重大事故等が発生した場合は，海を水源とした最終ヒートシンク（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，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溶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における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

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

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

- ・常設スプレーヘッダ

- ・可搬型スプレーノズル

海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への熱輸送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

- ・ 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ

- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ

ii) 代替残留熱除去系海水系

- ・ 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

- ・ 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ

- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ

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

- ・ D/G 2C
- ・ D/G 2D
- ・ 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
- ・ 緊急用海水ストレナ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

(i) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源としてほう酸水貯蔵タンクを利用する。

重大事故等時において，ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」，「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の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

(j) 重大事故等対処設備と自主対策設備

上記「1.13.1(2) a. (a)～1.13.1(2) a. (i)」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。北側淡水池及び高所淡水池は本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

「1.13.1(2) a. (f)」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における原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ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と代替淡水源から、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を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、北側淡水池、高所淡水池及び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。

- i) 北側淡水池を水源とした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
北側淡水池を水源とした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。
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
 - ・北側淡水池
- ii) 高所淡水池を水源とした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
高所淡水池を水源とした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。
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
 - ・高所淡水池
- iii) 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代替淡水貯槽への補給
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代替淡水貯槽への補給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
 - ・淡水タンク
- iv) 海を水源とした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
海を水源とした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。
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- (b) 北側淡水池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北側淡水池を使用する場合は、代替淡水

貯槽，高所淡水池及び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（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，海水を補給する手段がある。

i) 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北側淡水池への補給

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北側淡水池への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽

ii) 高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給

高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給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
- ・高所淡水池

iii) 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北側淡水池への補給

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北側淡水池への補給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
- ・淡水タンク

iv) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給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

(c) 高所淡水池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高所淡水池を使用する場合は、代替淡水貯槽、北側淡水池及び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。

i) 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淡水池への補給

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淡水池への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽

ii) 北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給

北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給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
- ・北側淡水池

iii) 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高所淡水池への補給

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高所淡

水池への補給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
- ・淡水タンク

iv) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給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

(d) 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、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。北側淡水池及び高所淡水池は本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

北側淡水池への補給で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は、重大事故等対処設備として位置づける。高所淡水池は本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

高所淡水池への補給で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は、重大事故等対処設備として位置づける。北側淡水池は本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

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と代替淡水源から、重大事故等の収束に

必要となる十分な量の水を確保することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。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北側淡水池，又は高所淡水池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、水源の切り替えにおいては、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り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り替えで使

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，北側淡水池，高所淡水池及び淡水タンクの枯渇等により，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り替えが可能である。

また，代替淡水貯槽，北側淡水池，又は高所淡水池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大型ポンプによる水源切り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り替えが可能である。

代替淡水貯槽へ補給する水源の切り替え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
- ・北側淡水池
- ・高所淡水池
- ・淡水タンク

北側淡水池へ補給する水源の切り替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ・代替淡水貯槽
- ・高所淡水池
- ・淡水タンク

高所淡水池へ補給する水源の切り替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽
- ・北側淡水池
- ・淡水タンク

(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り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（A）
- ・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

(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り替えで使用する設備のうち、サプレッション・プールは重大事故対処設備として位置づける。

淡水から海水への切り替えで使用する設備のうち、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。北側淡水池及び高所淡水池は本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)として位置づける。

外部水源から内部水源への切り替えで使用する設備のうち、代替淡水貯槽、サプレッション・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(A)、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と代替淡水源から、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を確保することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。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となる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となる水を代替淡水貯槽又は北側淡水池，又は高所淡水池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（「1.13.1(2)c.(c) 外部水源から内部水源への切替え」で使用する設備）
車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シナリオ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冷却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／スプレイ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イ冷却系(常設)がある。

なお、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)である可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉格納容器内の冷却手段は、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段と同時並行で準備を開始する。

(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)

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、「1.6.2.2(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」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。

- (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）

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（ドライウェル部）への注水手段は、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）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）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東側接続口又は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。

可搬型代替注水大型ポンプによる送水に使用する水源は、代替淡水貯槽（淡水）を優先して使用する。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切り替えが可能である。ただし、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の一連の作業は、各注水等において同じであり、水源から接続口までの距離によりホース数量が決まる。また、接続口の選択は、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、ホース用コンテナ積替、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各注水等を実施する場合は、送水開始までの時間が最短となる西側接

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 1.13-20 図及び第 1.13-25 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略は以下のとおり。

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 重大事故等対応要員は、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、東側接続口に接続した場合におい

て 165 分以内、西側接続口に接続した場合において 145 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 125 分以内と想定する。

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

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）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（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、145分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（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、145分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（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。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（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。

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）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（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、145 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（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。

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) 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）配管を使用した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，145分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉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，165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. 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）配管を使用した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、145分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した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）配管を使用した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、165分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（A）配管を使用した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、195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）配管を使用した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、145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）配管を使用した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、165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補給手段がある。

(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 125 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（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、145分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用したペ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、165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. 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（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（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、145分以内と想定する。

【現場操作（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、145分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用した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、165分以内と想定する。

【現場操作（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、165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) 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）」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（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，145分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用した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，165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

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】

- ・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、345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】

- ・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、305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)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）」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压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压力容器への注水

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压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【1.2.2.2(1) b.】, 【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、「1.2.2.2(1) b. 現場での人
力操作による高圧代替注水系起動」及び「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、「1.2.2.2(1) b. 現場での人力操作によ
る高圧代替注水系起動」及び「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、「1.2.2.2(1) b. 現場での人力操作
による高圧代替注水系起動」及び「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（溶融炉心のペダスタル（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。

iii) 操作の成立性

操作の成立性については、「1.8.2.2(1) b. 高圧代替注水系に

よる原子炉压力容器への注水」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压力容器への注水

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压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。

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. (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. (a) 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. (a) 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。

- (d) 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. (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. (a) 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. (a) 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。

(e) 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。

(f) 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) 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) 北側淡水池を水源とした対応手順

重大事故等時、北側淡水池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. 北側淡水池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(4) b. ～1.13.2.1(4) 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、北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる東側接続口又は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、北側淡

水池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。

可搬型代替注水大型ポンプによる送水に使用する水源は、代替淡水貯槽（淡水）を優先して使用するが、代替淡水貯槽を水源として使用できない場合は、北側淡水池（淡水）を水源とした送水を行う。また、北側淡水池への補給において、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、海水を水源とした北側淡水池への補給に切り替えるが、海水を直接北側淡水池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切り替えが可能である。ただし、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、北側淡水池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北側淡水池への補給（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の一連の作業は、各注水等において同じであり、水源から接続口までの距離によりホース数量が決まる。また、接続口の選択は、各作業時間（出動準備、移動、ポンプ設置、ホース敷設、ホース用コンテナ積替、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組み合わせを優先として選択する。北側淡水池を水源とした各注水等を実施する場合は、送水開始までの時間が最短となる東側接続口を優先して使用する。なお、北側淡水池から各接続口までのホース敷設図は第 1.13-21 図及び第 1.13-26 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、北側淡水池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、北側淡水池の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

北側淡水池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略は以下のとおり。

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北側淡水池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北側淡水池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北側淡水池に配置し、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北側淡水池へ設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、北側淡水池から指示された接続口までのホース敷設を行う。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、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、送水中に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北側淡水池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、東側接続口に接続した場合において 135 分以内、西側接続口に接続した場合において 185 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 155 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。

構内のアクセス状況を考慮して北側淡水池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. 北側淡水池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

北側淡水池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、北側淡水池の水位が確保されている場合。

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) 配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合)】

- ・中央制御室対応を運転員等 (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, 185 分以内と想定する。

【現場操作 (残留熱除去系 (C) 配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合)】

- ・現場対応を運転員等 (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, 185 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作 (低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合)】

- ・中央制御室対応を運転員等 (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。

【現場操作 (低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合)】

- ・現場対応を運転員等 (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, 135 分と想定する。

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、北側淡水池の水位が確保されている場合。

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却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）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（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、185分以内と想定す

る。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（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。

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）

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）の判断基準に達した場合において，北側淡水池の水位が確保されている場合。

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）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）配管を使用した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，185分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉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，135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. 北側淡水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却

北側淡水池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、北側淡水池の水位が確保されている場合。

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）配管を使用した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、185分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による

【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）配管を使用した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、135分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（A）配管を使用した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、195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、北側

淡水池の水位が確保されている場合。

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）配管を使用した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、185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）配管を使用した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、135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. 北側淡水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

北側淡水池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補給手段がある。

(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、北側淡水池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 155 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. 北側淡水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水

北側淡水池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、北側淡水池の水位が確保されている場合。

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（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，185分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用したペ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，135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. 北側淡水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

北側淡水池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

において、北側淡水池の水位が確保されている場合。

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（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（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、185分以内と想定する。

【現場操作（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、185分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用した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、135分以内と想定する。

【現場操作（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、135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) 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のスプレイの判断基準に達した場合において、北側淡水池の水位が確保されている場合。

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の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

操作については、「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）」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（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、185分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用した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、135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（可搬型スプレインズル）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（可搬型スプレインズル）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、北側淡水池の水位が確保されている場合。

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（可搬型スプレインズル）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（可搬型スプレインズル）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（可搬型スプレインズル）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

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（可搬型スプレインズル）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】

- ・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、330 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】

- ・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、335 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) 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。

(5) 高所淡水池を水源とした対応手順

重大事故等時，高所淡水池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. 高所淡水池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(5) b. ～1.13.2.1(5) f. に示す。)

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／スプレーに用いる常設の設備が使用できない場合に、高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる東側接続口又は西側接続口への送水を行う。また、原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、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は、高所淡水池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及び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、高所淡水池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。

可搬型代替注水大型ポンプによる送水に使用する水源は、代替淡水貯槽（淡水）を優先して使用するが、代替淡水貯槽を水源として使用できない場合（大津波警報発表時等）は、高所淡水池（淡水）を水源とした送水を行う。また、高所淡水池への補給において、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、海水を水源とした高所淡水池への補給に切り替えるが、海水を直接高所淡水池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切り替えが可能である。ただし、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、高所淡水池への淡水及び海水の補給は、「1.13.2.2(3) a. 可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給（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の一連の作業は、各注水等

において同じであり、水源から接続口までの距離によりホース数量が決まる。また、接続口の選択は、各作業時間（出動準備、移動、ポンプ設置、ホース敷設、ホース用コンテナ積替、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組み合わせを優先として選択する。高所淡水池を水源とした原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却及び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し、上記注水等に加え、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東側接続口を優先して使用する。なお、高所淡水池から各接続口までのホース敷設図は第 1.13-22 図、第 1.13-23 図及び第 1.13-27 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、高所淡水池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、高所淡水池の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

高所淡水池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略は以下のとおり。

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高所淡水池を

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高所淡水池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高所淡水池に配置し、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高所淡水池へ設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、高所淡水池から指示された接続口までのホース敷設を行う。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、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高所淡水池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、東側接続口に接続した場合において 180 分以内、西側接続口に接続した場合において 185 分以内、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、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 155 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。

構内のアクセス状況を考慮して高所淡水池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. 高所淡水池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

高所淡水池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、高所淡水池の水位が確保されている場合。

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）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（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、185分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（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、185分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（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、180分以内と想定する。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（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、180分と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）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）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、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）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）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、150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、高所淡水池の水位が確保されている場合。

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却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）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（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、185分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（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、180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）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）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。

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）
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）の判断基準に達した場合において、高所淡水池の水位が確保されている場合。

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）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）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，185分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

- ・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，180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）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）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。

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. 高所淡水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却

高所淡水池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、高所淡水池の水位が確保されている場合。

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）配管を使用した西側

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，185分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した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）配管を使用した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，180分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（A）配管を使用した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，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）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）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）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）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、195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、高所

淡水池の水位が確保されている場合。

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）配管を使用した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、185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）配管を使用した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、180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）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）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。

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. 高所淡水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

高所淡水池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補給手段がある。

(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、高所淡水池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 155 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. 高所淡水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水

高所淡水池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、高所淡水池の水位が確保されている場合。

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(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、185分以内と想定する。

【中央制御室からの操作(東側接続口を使用したペ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、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、「1.8.2.1(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. 高所淡水池を水源とした使用済燃料プールへの注水

高所淡水池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、高所淡水池の水位が確保されている場合。

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（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（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、185分以内と想定する。

【現場操作（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、185分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用した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、180分以内と想定する。

【現場操作（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、180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、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）】

- ・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。

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)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、高所淡水池の水位が確保されている場合。

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(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、185分以内と想定する。

【中央制御室からの操作(東側接続口を使用した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、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. 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）」にて整備する。

(6) 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. (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. (d) 消火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. (d) 消火系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水（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) 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) 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. 消火系によるペデ

スタル（ドライウェル部）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。

(7) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等時、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水、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高圧時の原

子炉圧力容器への注水手段としては、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレィ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1.13-10図に、タイムチャートを第1.13-11図示す。

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ブプレッション・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、運転員等に原子炉压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、原子炉压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。

(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压力容器への注水ができず、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1.13-12図に、タイムチャートを第1.13-13図示す。

- 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压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。

(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。

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（溶融炉心のペダスタル（ドライウェル部）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压の場合において、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（ドライウェル部）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1.13-14図に，タイムチャートを第1.13-15図示す。

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。

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（ドライウェル部）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（ドライウェル部）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（ドライウェル部）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（ドライウェル部）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。

(8) 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(8)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 1.13-28 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大型ポンプによる送水手順の概略は以下のとおり。

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、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。
- 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敷設を行う。
- 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、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。
- ⑬ 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 130 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。

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、可搬型代替注水大型ポンプによる補給手段がある。

(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。

(9) 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，使用済燃料プールへの注水／スプレー，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，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(9) b. ～1.13.2.1(9) j. に示す。）

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東側接続口又は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の一連の作業は，各注水等において同じであり，海水取水箇所（S A用海水ピット）から接続口までの距離によりホース数量が決まる。また，接続口の選択は，各作業時間（出勤準備，移動，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組み合わせを優先として選択する。海を水源とした各注水等を実施する場合は，送水開始までの時間が最短となる東側接続口を優先して使用する。なお，海水取水箇所（S A用海水ピット）から各接続口までのホース敷設図は第 1.13-24 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，可搬型代替注水大型ポンプによる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略は以下のとおり。

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（S A用海水ピット）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海水取水箇所（S A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（S A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 重大事故等対応要員は、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、東側接続口に接続した場合において 135 分以内、西側接続口に接続した場合において 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。

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。

構内のアクセス状況を考慮して海水取水箇所（SA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、淡水の水源が使用できない場合。

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）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（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）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（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、150分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（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。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等（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，135分と想定する。

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，淡水の水源が使用できない場合。

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) 配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合)】

- ・中央制御室対応を運転員等 (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 (低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合)】

- ・中央制御室対応を運転員等 (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。

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

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）の判断基準に達した場合において、淡水の水源が使用できない場合。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（熔融炉心のペデスタル（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）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、150分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

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

想定する。

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. 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、淡水の水源が使用できない場合。

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）配管を使用した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、150分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した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）配管を使用した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、135分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（A）配管を使用した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、195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、淡水の水源が使用できない場合。

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）配管を使用した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、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（A）配管を使用した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、135 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、淡水の水源が使用できない場合。

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（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、150分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用したペ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、135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、淡水の水源が使用できない場合。

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（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（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，150分以内と想定する。

【現場操作（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，150分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用した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，135分以内と想定する。

【現場操作（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，135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。

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、淡水の水源が使用できない場合。

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（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、150分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用した使用済燃料プール

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，135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（常設スプレイヘッダ）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，淡水の水源が使用できない場合。

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

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】

- ・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，345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】

- ・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，345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)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. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への熱輸送

海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への熱輸送手段としては，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

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. 海を水源とした非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機海水系への代替送水

海を水源とした非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレィ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非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機海水系への代替送水がある。

- (a) 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレィ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【1.14.2.1(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、「1.14.2.1(3) 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレィ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、「1.14.2.1(3) 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、「1.14.2.1(3) 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。

k. 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) 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) 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) 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。

(10) 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 水源へ水を補給のための対応手順

(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原子炉圧力容器への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、北側淡水池を優先して使用する。北側淡水池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。淡水タンクを水源として利用できない場合は、高所淡水池を使用する。

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切り替えが可能である。なお、北側淡水池、淡水タンク、高所淡水池及び海水取水箇所（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 1.13-29 図、第 1.13-30 図、第 1.13-31 図及び第 1.13-32 図参照。

(a) 北側淡水池を水源とした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、北側淡水池の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

北側淡水池を水源とした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北側淡水池に決定し、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、可搬型代替注水大型ポンプを北側淡水池に配置し、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北側淡水池へ設置する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、北側淡水池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 19m 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大型ポンプによる北側淡水池から代替淡水貯槽への補給開始まで155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。

構内のアクセス状況を考慮して北側淡水池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 19m 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145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。

構内のアクセス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) 高所淡水池を水源とした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、高所淡水池の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

高所淡水池を水源とした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高所淡水池に決定し、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、可搬型代替注水大型ポンプを高所淡水池に配置し、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高所淡水池へ設置する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、高所淡水池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 19m 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大型ポンプによる高所淡水池から代替淡水貯槽への補給開始まで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。

構内のアクセス状況を考慮して高所淡水池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。

(d) 海を水源とした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、可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（S A用海水ピット）に配置後、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）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 19m 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。

構内のアクセス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) 北側淡水池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北側淡水池への補給（淡水／海水）

北側淡水池を水源として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等の対応を実施している場合に、北側淡水池への補給手段がないと北側淡水池の水位は低下し、水源が枯渇するため、可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給を実施する。

可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池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。淡水タンクを水源として利用できない場合は、高所淡水池を使用する。

淡水による北側淡水池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、海水による北側淡水池への補給に切り替えるが、海水を直接北側淡水池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切り替えが可能である。なお、代替淡水貯槽、淡水タンク、高所淡水池及び海水取水箇所（S A用海水ピット）から北側淡水池までのホース敷設図は第 1.13-33 図、1.13-34 図、1.13-35 図及び第 1.13-36 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北側淡水池への補給

i) 手順着手の判断基準

北側淡水池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／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、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北側淡水池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 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代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給の準備開始を指示する。

② 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

る北側淡水池への補給を行うことを連絡する。

- 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、発電長に代替淡水貯槽を水源とした北側淡水池への補給を行うことを連絡する。
- ④ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員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北側淡水池への補給の準備を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ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、代替淡水貯槽から北側淡水池までのホース敷設を行う。
- ⑦ 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北側淡水池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、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北側淡水池への補給開始を指示する。
- ⑨ 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北側淡水池への補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給開始を連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、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可搬型代替注水大型ポンプによる代替

淡水貯槽から北側淡水池への補給開始まで 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。

構内のアクセス状況を考慮して代替淡水貯槽から北側淡水池へホースを敷設し、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) 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北側淡水池への補給

i) 手順着手の判断基準

北側淡水池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／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大型ポンプによる北側淡水池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 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代替注水大型ポンプによる北側淡水池へ

- の補給の準備開始を指示する。
- ② 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北側淡水池への補給を行うことを連絡する。
 - 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、発電長に淡水タンクを水源とした北側淡水池への補給を行うことを連絡する。
 - ④ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に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北側淡水池への補給の準備を指示する。
 - ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ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。
 - ⑥ 重大事故等対応要員は、淡水タンクから北側淡水池までのホース敷設を行う。
 - ⑦ 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北側淡水池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、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北側淡水池への補給開始を指示する。
 - ⑨ 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北側淡水池への補給開始を災害対策本部長に報告する。
 - ⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給開始を連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、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可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクから北側淡水池への補給開始まで 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。

構内のアクセス状況を考慮して淡水タンクから北側淡水池へホースを敷設し、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) 高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給

i) 手順着手の判断基準

北側淡水池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／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、高所淡水池の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池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 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代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給の準備開始を指示する。
- ② 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北側淡水池への補給を行うことを連絡する。
- 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高所淡水池に決定し、発電長に高所淡水池を水源とした北側淡水池への補給を行うことを連絡する。
- ④ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給の準備を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを高所淡水池に配置し、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高所淡水池へ設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、高所淡水池から北側淡水池までのホース敷設を行う。
- ⑦ 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北側淡水池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、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北側淡水池への補給開始を指示する。
- ⑨ 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北側淡水池への補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによ

る北側淡水池への補給開始を連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、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可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池から北側淡水池への補給開始まで 190 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。

構内のアクセス状況を考慮して高所淡水池から北側淡水池へホースを敷設し、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)

(d) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給

i) 手順着手の判断基準

北側淡水池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／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大型ポンプによる北側淡水池への

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 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代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給の準備開始を指示する。
- ② 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北側淡水池への補給を行うことを連絡する。
- 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、発電長に海を水源とした北側淡水池への補給を行うことを連絡する。
- ④ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給の準備を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（S A用海水ピット）に配置後、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。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、海水取水箇所（S A用海水ピット）から北側淡水池までのホース敷設を行う。
- ⑦ 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北側淡水池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、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北側淡水池への補給開始を指示する。
- ⑨ 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北側淡水池へ

の補給開始を災害対策本部長に報告する。

- ⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給開始を連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、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可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（S A用海水ピット）から北側淡水池への補給開始まで 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。

構内のアクセス状況を考慮して海水取水箇所（S A用海水ピット）から北側淡水池へホースを敷設し、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)

(3) 高所淡水池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高所淡水池への補給（淡水／海水）

高所淡水池を水源として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等の対応を実施している場合に、高所淡水池への補給手段がないと高所淡水池の水位は低下し、水源が枯渇するため、可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給を実施する。

可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池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。淡水タンクを水源として利用できない場合は、北側淡水池を使用する。

淡水による高所淡水池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、海水による高所淡水池への補給に切り替えるが、海水を直接高所淡水池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切り替えが可能である。なお、代替淡水貯槽、淡水タンク、北側淡水池及び海水取水箇所（S A用海水ピット）から高所淡水池までのホース敷設図は第 1.13-37 図、1.13-38 図、1.13-39 図及び第 1.13-40 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高所淡水池への補給

i) 手順着手の判断基準

高所淡水池を水源として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高所淡水池への補給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 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代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給の準備開始を指示する。

- ② 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高所淡水池への補給を行うことを連絡する。
- 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、発電長に代替淡水貯槽を水源とした高所淡水池への補給を行うことを連絡する。
- ④ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員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高所淡水池への補給の準備を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ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、代替淡水貯槽から高所淡水池までのホース敷設を行う。
- ⑦ 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高所淡水池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、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高所淡水池への補給開始を指示する。
- ⑨ 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高所淡水池への補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給開始を連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、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可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽から高所淡水池への補給開始まで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。

構内のアクセス状況を考慮して代替淡水貯槽から高所淡水池へホースを敷設し、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) 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高所淡水池への補給

i) 手順着手の判断基準

高所淡水池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／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大型ポンプによる高所淡水池への補給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 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代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給の準備開始を指示する。
- ② 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高所淡水池への補給を行うことを連絡する。
- 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、発電長に淡水タンクを水源とした高所淡水池への補給を行うことを連絡する。
- ④ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に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高所淡水池への補給の準備を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ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。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、淡水タンクから高所淡水池までのホース敷設を行う。
- ⑦ 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高所淡水池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、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高所淡水池への補給開始を指示する。
- ⑨ 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高所淡水池への補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによ

る高所淡水池への補給開始を連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、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可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクから高所淡水池への補給開始まで 155 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。

構内のアクセス状況を考慮して淡水タンクから高所淡水池へホースを敷設し、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) 北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給

i) 手順着手の判断基準

高所淡水池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／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、北側淡水池の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡

水池への補給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 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代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給の準備開始を指示する。
- ② 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高所淡水池への補給を行うことを連絡する。
- 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北側淡水池に決定し、発電長に北側淡水池を水源とした高所淡水池への補給を行うことを連絡する。
- ④ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給の準備を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを北側淡水池に配置し、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北側淡水池へ設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、北側淡水池から高所淡水池までのホース敷設を行う。
- ⑦ 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高所淡水池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、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高所淡水池への補給開始を指示する。
- ⑨ 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高所淡水池への補給開始を災害対策本部長に報告する。

- ⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給開始を連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、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可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池から高所淡水池への補給開始まで 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。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。

構内のアクセス状況を考慮して北側淡水池から高所淡水池へホースを敷設し、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)

(d) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給

i) 手順着手の判断基準

高所淡水池を水源として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高所淡水池への補給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 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代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給の準備開始を指示する。
- ② 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高所淡水池への補給を行うことを連絡する。
- 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、発電長に海を水源とした高所淡水池への補給を行うことを連絡する。
- ④ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給の準備を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（S A用海水ピット）に配置後、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。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、海水取水箇所（S A用海水ピット）から高所淡水池までのホース敷設を行う。
- ⑦ 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高所淡水池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、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高所淡水池への補給開始を指示する。
- ⑨ 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高所淡水池への補給開始を災害対策本部長に報告する。

⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給開始を連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、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可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（S A 用海水ピット）から高所淡水池への補給開始まで 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。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。

構内のアクセス状況を考慮して海水取水箇所（S A 用海水ピット）から高所淡水池へホースを敷設し、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)

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のない

よう、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源をサブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへ切り替える。

なお、水源の切り替えにおいては、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り替えることが可能である。

a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉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、サブプレッション・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

サブプレッション・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。

- ・サブプレッション・プール水位計の指示値が、 -50cm 以下となった場合。
- ・サブプレッション・プールの破損等により、サブプレッション・プールの水位が確認できない場合。
- ・サブプレッション・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1.13-16図に、タイムチャートを第1.13-17図示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断に基づき、運転員等にサブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源の切り替えを指示する。

- 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プレッション・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、水源の切り替え後、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、発電長に水源の切り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。

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

サブプレッション・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。

- ・サブプレッション・プール水位計の指示値が、 -50cm 以下となった場合。
- ・サブプレッション・プールの破損等によりサブプレッション・プールの水位が確認できない場合。

- ・サブプレッション・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1.13-18図に、タイムチャートを第1.13-19図示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断に基づき、運転員等にサブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源の切り替えを指示する。
- 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、水源の切り替え後、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、発電長に水源の切り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。

(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大型ポンプによる淡水補給から海水補給への水源の切り替えは、「1.13.2.2(1) a. 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. 北側淡水池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、北側淡水池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。

北側淡水池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り替えは、「1.13.2.2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給（淡水／海水）」の手順にて整備する。

c. 高所淡水池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、高所淡水池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。

高所淡水池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り替えは、「1.13.2.2(3) a. 可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給（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において、外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・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）による原子炉压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LO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、概要図（概略系統図）、フローチャート（対応手順の概要）及びタイムチャート（作業と所要時間）については、「重大事故等対策の有効性評価 3.1 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて整備する。

① 発電長は、手順着手の判断に基づき、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）による原子炉压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压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。

「内部水源（サプレッション・プール）を使用した代替循環冷却系による原子炉压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、以下の手順にて整備する。

・「1.4.2.2(3) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」

・「1.6.2.3(1) a. (a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱」

・「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」

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実施しても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、運転員等に外部水源（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、常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。

「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手順」については、以下の手順にて整備する。

- ・「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」

(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、「1.4.2.2(3) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」、「1.6.2.3(1) a. (a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱」及び「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。

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、「1.6.2.3(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。

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1.13-41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を行うため、必要となる十分な量の水をサブプレッション・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実施できない場合は、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、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. 優先順位

(a) 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、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／スプレイを実施する場合は、複数の水源から選択する必要があることから、可搬型代替注水大型ポンプによる送水時に使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、耐震性、注水継続性（水源容量）、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）及び淡水／海水（機器への影響）を考慮する。また、大津波警報発表の有無で、T.P.+8mでの作業可否が判断されることから、水源選択の優先順位は、大津波警報発表時と大津波警報が発表されていない場合で分けて整理する。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、注水継続性の観点から有効な注水源でないことから、補給用水源と位置付ける。

i) 大津波警報発表時の可搬型代替注水大型ポンプによる送水

大津波警報発表時には T. P. +8m での作業は不可であることから、使用する水源（取水箇所）及び接続口の場所は限定される。大津波警報発表時には、高所淡水池（T. P. +23m）を水源とした原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却及び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高所淡水池に確保する。なお、接続口は高所東側接続口（T. P. +11m）又は高所西側接続口（T. P. +11m）を使用する。

ii) 大津波警報が発表されていない場合の可搬型代替注水大型ポンプによる送水

大津波警報が発表されていない場合は、耐震性及び注水継続性（水源容量）があり、東側接続口及び西側接続口へのホース敷設距離が比較的短く、アクセス性を阻害しにくい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、東側接続口及び西側接続口へのホース敷設距離が高所淡水池よりも短く、アクセス性を阻害しにくい北側淡水池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／スプレイを実施するため、必要となる十分な量の水を北側淡水池に確保する。

北側淡水池を水源として利用できない場合は、淡水（高所淡水

池)又は海水の選択となることから、機器への影響を考慮し、高所淡水池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ため、必要となる十分な量の水を高所淡水池に確保する。

高所淡水池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。

(b) 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、フィルタ装置へのスクラビング水の補給は、複数の水源から選択する必要があることから、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時に使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、格納容器圧力逃がし装置の機能維持の観点から、水質を優先的に考慮し、次にホース敷設ルート(アクセス性阻害)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、水質を優先的に考慮することから、異物混入のおそれのない淡水タンクからの補給を実施す

る。

淡水タンクから補給ができない場合は、水質を優先的に考慮することから、北側淡水池及び高所淡水池よりも異物混入の影響が少ない代替淡水貯槽からの補給を実施する。

代替淡水貯槽から補給ができない場合は、高所淡水池よりホース敷設ルートによるアクセス性を阻害しにくい北側淡水池からの補給を実施する。

北側淡水池から補給ができない場合は、淡水（高所淡水池）又は海水の選択となるが、機器への影響を考慮し、原則淡水のみの補給とすることから、高所淡水池からの補給を実施する。

(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、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／スプレイのための水源が枯渇しないように、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. 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は、複数の水源から選択する必要があることから、可搬型代替注水大型ポンプによる補給時に使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、耐震性、補給継続性（水源容量）、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）及び淡水／海水（機器への影響）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／スプレイ時において，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の水源として確保することから，ホース敷設距離が高所淡水池よりも短く，アクセス性を阻害しにくい北側淡水池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北側淡水池に確保する。

北側淡水池から補給ができない場合は，ホース敷設距離が高所淡水池よりも短く，アクセス性を阻害しにくい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，淡水（高所淡水池）又は海水の選択となることから，機器への影響を考慮し，高所淡水池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高所淡水池に確保する。

高所淡水池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海水の補給を実施する。

(b) 北側淡水池への補給に利用する水源の優先順位

北側淡水池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／スプレイ時において，北側淡水池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。

北側淡水池への補給において，淡水タンクは消火系の水源として確保することから，耐震性及び補給継続性（水源容量）があり，ホース敷設距離が高所淡水池よりも短く，アクセス性を阻害しに

くい代替淡水貯槽より北側淡水池へ補給するため、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、ホース敷設距離が高所淡水池よりも短く、アクセス性を阻害しにくい淡水タンクより北側淡水池へ補給するため、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、淡水（高所淡水池）又は海水の選択となることから、機器への影響を考慮し、高所淡水池より北側淡水池へ補給するため、必要となる十分な量の水を高所淡水池に確保する。

高所淡水池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海水の補給を実施する。

(c) 高所淡水池への補給に利用する水源の優先順位

高所淡水池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／スプレイ時において、高所淡水池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。

高所淡水池への補給において、淡水タンクは消火系の水源として確保する必要があることから、耐震性及び補給継続性（水源容量）があり、ホース敷設距離が北側淡水池よりも短く、アクセス性を阻害しにくい代替淡水貯槽より高所淡水池へ補給するため、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、ホース敷設距離が北側淡水池よりも短く、アクセス性を阻害しにくい淡水タンクより高所淡水池へ補給するため、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、淡水（北側淡水池）又は海水の選択となることから、機器への影響を考慮し、北側淡水池より高所淡水池へ補給するため、必要となる十分な量の水を北側淡水池に確保する。

北側淡水池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補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

なお、重大事故等対処設備である可搬型代替注水大型ポンプを使用した送水手順において、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の点検・試験（校正）については、社内基準に基づき1回／年以内で実施し、健全性を確認する。

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 (1/50)

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) 代替淡水貯槽を水源とした対応(常設)	残留熱除去系(低圧注水系)ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	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。		重大事故等対策要領	
	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水(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。

※6: 本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

☐: 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 (2/50)

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)	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系) ポンプ	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 (徴候ベース) 格納容器制御 「PCV圧力制御」, 「D/W温度制御」, 「S/P水位制御」 重大事故等対策要領
		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
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)	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機 (全交流動力電源)	格納容器下部注水系 (常設) による ペDESTAL (ドライウエル部) への注水	主要設備	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	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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

☐：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（3/50）

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）	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 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） 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領
	-	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（常設スプレーイヘッダ）を使用した使用済燃料プール注水系	主要設備 代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ 常設スプレーイヘッダ	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。		

※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。

※6：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

☐：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（4/50）

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	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	重大事故等対策要領
			関連設備	低压代替注水系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料補給設備※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圧時の原子炉注水）	残留熱除去系（低压注水系）ポンプ 低压炉心スプレイ系ポンプ	低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水	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	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	低压代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※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。			
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型） ー	ー	低压代替注水系（可搬型）による 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	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	低压代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

☐：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（5/50）

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）	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（熔融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	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 燃料補給設備※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熔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）	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプ	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」， 「D/W温度制御」， 「S/P水位制御」 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 燃料補給設備※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）	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプ	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 燃料補給設備※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。

※6：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

☐：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（6/50）

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	重大事故等 対応設備	重大事故等対策要領
			関連設備	フィルタ装置 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料補給設備※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	
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）	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	格納容器下部注水系（可搬型） ベデスタル（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	重大事故等 対応設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-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 燃料補給設備※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	
			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。			

※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。

※6：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

□：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（7/50）

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）	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	低压代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※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	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 常設スプレイヘッダ	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 燃料補給設備※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	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	ホース 燃料補給設備※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。		

非常時運転手順書Ⅱ
 （微候ベース）
 「使用済燃料プール制御」
 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。

※6：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

☐：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（8/50）

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）	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	高圧代替注水系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
	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）		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	
			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ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ		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	
	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	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	
		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ポンプ	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	
	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。

※6：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

☐：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（9/50）

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・プールの水源とした対応	-	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	主要設備 サプレッション・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 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。			
	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（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。			
		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	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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

☐：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（10/50）

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) サプレッション・プールの水を水源とした対応	-	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（低圧注水系）ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※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 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。		
	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系による原子炉注水（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（低圧注水系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※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「1.4 原子炉冷却材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（低圧注水系）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「1.4 原子炉冷却材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（低圧注水系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備		
		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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）

☐：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（11/50）

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) サプレッション・プールの水源とした対応	-	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 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。			
	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	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	関連設備は「1.4 原子炉冷却材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	関連設備は「1.4 原子炉冷却材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	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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）

☐：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（12/50）

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）	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（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	サブプレッション・プール 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ 残留熱除去系熱交換器 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」， 「D/W温度制御」， 「S/P温度制御」， 「S/P水位制御」 重大事故等対策要領
		原子炉格納容器内の除熱（復旧後の原子炉格納容器内の除熱（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（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※3 残留熱除去系海水ストレーナ※3	重大事故等 対処設備	
		原子炉格納容器内の除熱（復旧後の原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷前）②）	主要設備	サブプレッション・プール 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）

☐：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（13／50）

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）	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	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（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備
				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。	
		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（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※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「1.6 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（格納容器スプレイ冷却系）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
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。

※6：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

□：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（14/50）

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・プールを水源とした対応 (原子炉格納容器内の除熱)	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（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（炉心損傷後））③	主要設備	サブプレッション・プール 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対応設備
			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
	-	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	主要設備	サブプレッション・プール 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ 残留熱除去系熱交換器 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
			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。	
			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 (徴候ベース) 格納容器制御 「S/P温度制御」 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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

□：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 (15/50)

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・プールを水源とした対応 (原子炉格納容器内の除熱)	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源) 残留熱除去系海水系	サブプレッション・プール水の除熱(炉心損傷前)① 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(復旧後の)	主要設備 サブプレッション・プール残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)ポンプ(海水冷却) 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{※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」 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。		
		サブプレッション・プール水の除熱(炉心損傷前)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(復旧後の)	主要設備 サブプレッション・プール残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)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。		
		サブプレッション・プール水の除熱(炉心損傷前)③ 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(復旧後の)	主要設備 サブプレッション・プール残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)ポンプ(海水冷却) 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備	
			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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

☐：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（16／50）

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・プールを水源とした対応 (原子炉格納容器内の除熱)	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	サブプレッション・プール水の除熱(炉心損傷後)① 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(復旧後の)	主要設備	サブプレッション・プール残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)ポンプ(海水冷却) 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※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)「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。			
		サブプレッション・プール水の除熱(炉心損傷後)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(復旧後の)	主要設備	サブプレッション・プール残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)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。			
		サブプレッション・プール水の除熱(炉心損傷後)③ 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(復旧後の)	主要設備	サブプレッション・プール残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)ポンプ(海水冷却) 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備	
			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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

☐：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（17/50）

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・プールの注水及び原子炉格納容器内の除熱 （原子炉圧力容器への注水）	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	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（A） 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 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 原子炉冷却材パウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。			
		代替循環冷却系による原子炉注水②	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器（A） 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 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 原子炉冷却材パウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。			
		代替循環冷却系による原子炉注水③	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器（A）	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 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 原子炉冷却材パウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。			

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力パウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

※6：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

□：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（18/50）

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
<p>サブプレッション・プールの水源とした対応 (原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱)</p>	<p>—</p>	<p>代替循環冷却系による 残存溶融炉心の冷却①</p>	<p>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(A) 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</p>	<p>重大事故等 対処設備</p>	<p>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</p>
		<p>代替循環冷却系による 残存溶融炉心の冷却②</p>	<p>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(A) 緊急用海水ポンプ※3 緊急用海水ストレーナ※3</p>	<p>重大事故等 対処設備</p>	
		<p>代替循環冷却系による 残存溶融炉心の冷却③</p>	<p>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(A)</p>	<p>重大事故等 対処設備</p>	
		<p>可搬型代替注水大型ポンプ</p>	<p>関連設備 関連設備は「1.4 原子炉冷却材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。</p>	<p>自主対策 設備</p>	
	<p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプ</p>	<p>原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷前）①</p>	<p>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(A) 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</p>	<p>重大事故等 対処設備</p>	<p>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」 「D/W温度制御」 「S/P水位制御」 重大事故等対策要領</p>
		<p>関連設備</p>	<p>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。</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「1.4 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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）

□：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（19/50）

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）	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	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）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（A） 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） 格納容器制御 「PCV圧力制御」， 「D/W温度制御」， 「S/P水位制御」 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。			
			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（A）	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。				
		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）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（A） 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） 「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。			
			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（A） 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		
				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。				
		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）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（A）	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） 「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。			
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（A）		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。

※6：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

□：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（20／50）

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	
<p>（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・プールの水を水源とした対応</p>	<p>外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）</p>	<p>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</p>	<p>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（A） 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</p>	<p>重大事故等 対処設備</p>	<p>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</p>	
		<p>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。</p>	<p>原子炉格納容器内の減圧及び除熱② 代替循環冷却系による</p>	<p>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（A） 緊急用海水ポンプ※3 緊急用海水ストレーナ※3</p>		<p>重大事故等 対処設備</p>
		<p>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。</p>	<p>原子炉格納容器内の減圧及び除熱③</p>	<p>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（A）</p>		<p>重大事故等 対処設備</p>
		<p>可搬型代替注水大型ポンプ</p>	<p>自主対策 設備</p>	<p>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。</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「1.4 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。

※6：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

☐：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 (21/50)

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)	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 (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)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(A) 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」 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 (溶融炉心のベデスタル(ドライウエル部)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(A) 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 (溶融炉心のベデスタル(ドライウエル部)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(A)
					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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

□：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（22/50）

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送水) 北側淡水池を水源とした対応	サプレッション・プール 代替淡水貯槽	可搬型代替注水大型ポンプによる送水	主要設備	北側淡水池※6	—	重大事故等対策要領
			関連設備	可搬型代替注水大型ポンプ 低圧代替注水系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料補給設備※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 原子炉注水	北側淡水池※6 可搬型代替注水大型ポンプ	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) 北側淡水池を水源とした対応	残留熱除去系(低圧注水系)ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	低圧代替注水系(可搬型)による 原子炉注水	主要設備	北側淡水池※6	—	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	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※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による送水) 北側淡水池を水源とした対応	—	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	北側淡水池※6	—	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	可搬型代替注水大型ポンプ 低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

□：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 (23/50)

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) 北側淡水池を水源とした対応	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(熔融炉心のベDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止)	主要設備	北側淡水池※6	—	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	可搬型代替注水大型ポンプ 低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※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熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。			
北側淡水池を水源とした対応 (原子炉格納容器内の冷却)	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系)ポンプ	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	北側淡水池※6	—	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」, 「D/W温度制御」, 「S/P水位制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	可搬型代替注水大型ポンプ 低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※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。			
北側淡水池を水源とした対応 (原子炉格納容器内の冷却)	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系)ポンプ	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	北側淡水池※6	—	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	可搬型代替注水大型ポンプ 低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

☐：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 (24/50)

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}	
(フィルタ装置スクラビング水補給) 北側淡水池を水源とした対応	-	フィルタ装置スクラビング水補給	主要設備	北側淡水池 ^{※6}	-	重大事故等対策要領
			主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	
			関連設備	フィルタ装置 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料補給設備 ^{※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	
(原子炉格納容器下部への注水) 北側淡水池を水源とした対応	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	格納容器下部注水系(可搬型)ペデスタル(ドライウェル部)への注水	主要設備	北側淡水池 ^{※6}	-	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
			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	
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備 ^{※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	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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

□：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 / 50)

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	
(使用済燃料プールへの注水/スプレー) 北側淡水池を水源とした対応	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)	代替可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール注水 (注水ライン)	主要設備	北側淡水池※6	—	非常時運転手順書II (微候ベース) 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領
				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 燃料補給設備※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	北側淡水池※6	—			
		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			
関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※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	北側淡水池※6	—				
	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				
関連設備	ホース 燃料補給設備※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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

□：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 (26/50)

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送水) 高所淡水池を水源とした対応	サプレッション・プール 代替淡水貯槽	可搬型代替注水大型ポンプによる送水	主要設備 高所淡水池※6	—	重大事故等対策要領
			関連設備 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	
(可搬型代替注水大型ポンプによる送水) 高所淡水池を水源とした対応	残留熱除去系(低圧注水系)ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	低圧代替注水系(可搬型)による 原子炉注水	主要設備 高所淡水池※6	—	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 可搬型代替注水大型ポンプ	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注水) 高所淡水池を水源とした対応	—	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 高所淡水池※6	—	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 可搬型代替注水大型ポンプ	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注水) 高所淡水池を水源とした対応	—	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 高所淡水池※6	—	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 可搬型代替注水大型ポンプ	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注水) 高所淡水池を水源とした対応	—	低圧代替注水系(可搬型)による 残存溶融炉心の冷却	関連設備 低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

☐：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 (27/50)

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) 高所淡水池を水源とした対応	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(熔融炉心のベDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止)	主要設備	高所淡水池※6	—	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	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 燃料補給設備※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熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。			
高所淡水池を水源とした対応 (原子炉格納容器内の冷却)	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系)ポンプ	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	高所淡水池※6	—	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」, 「D/W温度制御」, 「S/P水位制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	可搬型代替注水大型ポンプ	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 燃料補給設備※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。			
高所淡水池を水源とした対応 (原子炉格納容器内の冷却)	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系)ポンプ	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	高所淡水池※6	—	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	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 燃料補給設備※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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

□：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 (28/50)

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}	
(フィルタ装置スクラビング水補給) 高所淡水池を水源とした対応	-	フィルタ装置スクラビング水補給	主要設備	高所淡水池 ^{※6}	-	重大事故等対策要領
				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	フィルタ装置 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料補給設備 ^{※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	
(原子炉格納容器下部への注水) 高所淡水池を水源とした対応	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	格納容器下部注水系(可搬型)によるベデスタル(ドライウエル部)への注水	主要設備	高所淡水池 ^{※6}	-	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
				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 燃料補給設備 ^{※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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

□：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 (29/50)

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
(使用済燃料プールへの注水/スプレイ) 高所淡水池を水源とした対応	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)	代替可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール注水	主要設備	高所淡水池※6 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 燃料補給設備※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「1.11 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	
-	-	代替可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール注水	主要設備	高所淡水池※6 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 燃料補給設備※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「1.11 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。	
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 (低圧注水系) ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	消火系による原子炉注水	主要設備	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 設備
	関連設備		関連設備は「1.4 原子炉冷却材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。		
-	-	残存溶融炉心の冷却 消火系による	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 設備
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

□：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 (30/50)

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	
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)	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	消火系による原子炉圧力容器への注水(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	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。		
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)	残留熱除去系(格納容器スプレー冷却系及びサブプレッション・プール冷却系)ポンプ	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」, 「D/W温度制御」, 「S/P水位制御」 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)	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	消火系によるベデスタル(ドライウエル部)への注水	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	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ(シビアアクシデント) 「注水-3 a」, 「注水-3 b」 重大事故等対策要領
			関連設備	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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

☐：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 (31/50)

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 多目的タンクを水源とした対応 (使用済燃料プールへの注水)	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)	使用済消火系による 燃料プール注水	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」 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。			
復水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高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注水	主要設備	復水貯蔵タンク 原子炉隔離時冷却系ポンプ	自主対策 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	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 A系蓄電池			重大事故等 対処設備
				補給水系配管・弁	自主対策 設備		
		主要設備	復水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ポンプ	自主対策 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 ・燃料移送ポンプ ・燃料ダイタンク ・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		
			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「1.4 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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

☐：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 (32/50)

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	
	-	制御棒駆動水圧系による原子炉注水	主要設備	復水貯蔵タンク 制御棒駆動水ポンプ	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「1.2 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)	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水(溶融炉心のベデスタル(ドラライウエル部)の床面への落下遅延・防止)	主要設備	復水貯蔵タンク	自主対策	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
				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 常設代替交流電源設備※5 ・常設代替高圧電源装置 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備※5 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ 常設代替直流電源設備※5 ・緊急用直流125V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 ・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	
			補給水系配管・弁	自主対策		
(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(低圧注水系)ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	補給水系による原子炉注水	主要設備	復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

☐：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 (33/50)

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)	-	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	自主対策 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
			関連設備 関連設備は「1.4 原子炉冷却材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。		
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)	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	補給水系による原子炉圧力容器への注水の床面への落下遅延・防止 (溶融炉心のベDESTAL(ドライウエル部)	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。		
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)	残留熱除去系(格納容器スプレー冷却系及びサブプレッション・プール冷却系) ポンプ	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	自主対策 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」, 「D/W温度制御」, 「S/P水位制御」 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。		
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)	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	補給水系による 原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	主要設備 復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	自主対策 設備	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。		
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)	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	補給水系によるベDESTAL(ドライウエル部)への注水	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

※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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

☐：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 (34/50)

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 (使用済燃料プールへの注水)	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)	使用済燃料プール注水 補給水系による	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」 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。		
(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	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	格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料補給設備※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	
(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	自主対策設備	重大事故等対策要領
			関連設備	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処設備	
			関連設備	フィルタ装置 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料補給設備※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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

□：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 (35/50)

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送水) 海を水源とした対応	サブプレッション・プール代替淡水貯槽	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	低压代替注水系配管・弁 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 燃料補給設備※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压時の原子炉注水) 海を水源とした対応	残留熱除去系（低压注水系）ポンプ 低压炉心スプレイ系ポンプ	低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水 残留融炉心の冷却	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	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	低压代替注水系配管・弁 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 燃料補給設備※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。			
(可搬型代替注水大型ポンプによる送水) 海を水源とした対応	-	低压代替注水系（可搬型）による 残留融炉心の冷却	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	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	低压代替注水系配管・弁 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 燃料補給設備※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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

☐：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 (36/50)

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	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	低圧代替注水系(可搬型)の注水(溶融炉心の床面への落下遅延・防止)による原子炉圧力容器への	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 ・S A用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・S A用海水ピット 燃料補給設備※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	
			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) 海を水源とした対応	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系)ポンプ	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)による	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) 格納容器制御 「PCV圧力制御」, 「D/W温度制御」, 「S/P水位制御」 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 ・S A用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・S A用海水ピット 燃料補給設備※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	
			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) 海を水源とした対応	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系)ポンプ	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)による	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 ・S A用海水ピット取水塔 ・海水引込管 ・S A用海水ピット 燃料補給設備※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	
			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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

□：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 (37/50)

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	
<p>(原子炉格納容器下部への注水) 海を水源とした対応</p>	<p>外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)</p>	<p>格納容器下部注水系(可搬型)(トライウエル部)への注水によるベデスタル</p>	<p>主要設備</p>	<p>可搬型代替注水大型ポンプ</p>	<p>重大事故等 対応設備</p>	<p>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</p>
			<p>関連設備</p>	<p> 低压代替注水系配管・弁 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 燃料補給設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ </p>	<p>重大事故等 対応設備</p>	
			<p>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。</p>			
<p>(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</p>	<p>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)</p>	<p>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</p>	<p>主要設備</p>	<p>可搬型代替注水大型ポンプ</p>	<p>重大事故等 対応設備</p>	<p>非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース)「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領</p>
			<p>関連設備</p>	<p> 低压代替注水系配管・弁 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 燃料補給設備※5 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ </p>	<p>重大事故等 対応設備</p>	
			<p>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。</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「1.4 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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

☐：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 (38/50)

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) 海を水源とした対応 (使用済燃料プールへの注水/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のスプレイ	主要設備 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	非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)「使用済燃料プール制御」 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用海水ビット取水塔 ・海水引込管 ・SA用海水ビット 燃料補給設備※3 ・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。					
(最終ヒートシンク) 海を水源とした対応 (最終ヒートシンク(海洋)への熱輸送)	-	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 可搬型スプレイノズル	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用海水ビット取水塔 ・海水引込管 ・SA用海水ビット 燃料補給設備※3 ・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 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 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。		

※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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

☐：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 (39/50)

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(海洋)への代替熱輸送) 海を水源とした対応	残留熱除去系海水系 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	緊急用海水系による冷却水の確保	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 (徴候ベース) 「S/P温度制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	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	自主対策 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) 海を水源とした対応	-	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。		

※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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

□：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 (40/50)

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
(航空機燃料火災への泡消火) 海を水源とした対応	-	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 対応設備	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。		
(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 ディーゼル発電機海水系への代替送水) 海を水源とした対応	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(全交流動力電源喪失)	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 D/G 2C D/G 2D HPCS D/G	自主対策 対応設備	重大事故等対策要領
			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	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※3 緊急用海水ストレーナ※3	重大事故等 対応設備	非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 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。

※6：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

☐：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 (41/50)

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	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 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 (微候ベース) 「使用済燃料プール制御」 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 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	
			原子炉緊急停止系	重大事故等 対処設備 ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入ポンプ	
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注水 (微候ベース) 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 (微候ベース) 原子炉制御「反応度制御」 重大事故等対策要領
			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。	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入ポンプ	
			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	
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注水(継続注水)	関連設備 関連設備は「1.2 原子炉冷却材パ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。	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

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

※2：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力パウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.5 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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

☐：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 (42/50)

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
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)	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入(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。		
代替淡水貯槽へ水を補給するための対応 (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))	-	北側淡水池を水源とした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 北側淡水池※6	-	重大事故等対策要領
			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 代替淡水貯槽 ホース 燃料補給設備※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 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	
			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 代替淡水貯槽 ホース 燃料補給設備※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				

※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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

□：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 (43/50)

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代替淡水貯槽への補給(淡水/海水)) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応	-	高所淡水池を水源とした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 高所淡水池※6	-	重大事故等対策要領
			関連設備 代替淡水貯槽 ホース 燃料補給設備※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	
		海を水源とした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 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 代替淡水貯槽 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 燃料補給設備※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	
北側淡水池へ水を補給するための対応 (可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給(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北側淡水池への補給	主要設備 代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要領
			関連設備 北側淡水池※6	-	
		関連設備 ホース 燃料補給設備※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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

□：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（44/50）

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北側淡水池への補給(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北側淡水池への補給	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
				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	北側淡水池 ^{※6}	-
				ホース 燃料補給設備 ^{※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
			高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給	主要設備	高所淡水池 ^{※6}
		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		北側淡水池 ^{※6}	-
			ホース 燃料補給設備 ^{※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	
		海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給	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
				北側淡水池 ^{※6}	-
			関連設備	ホース 非常用取水設備 ^{※3} ・SA用海水ビット取水塔 ・海水引込管 ・SA用海水ビット 燃料補給設備 ^{※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

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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

□：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 (45/50)

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高所淡水池への補給(淡水/海水)) 高所淡水池へ水を補給するための対応	-	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淡水池への補給	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備
			関連設備	高所淡水池※6	-
			関連設備	ホース 燃料補給設備※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
		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高所淡水池への補給	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
			関連設備	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	高所淡水池※6 ホース 燃料補給設備※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
		北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給	主要設備	北側淡水池※6 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	高所淡水池※6 ホース 燃料補給設備※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

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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

□：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 (46/50)

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
高所淡水池へ水を補給するための対応 (可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給(淡水/海水))	-	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給	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	高所淡水池※6 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 燃料補給設備※3 ・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	
(原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え)	-	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	主要設備	復水貯蔵タンク	自主対策 設備	重大事故等対策要領
			関連設備	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 A系蓄電池	重大事故等 対処設備	
			関連設備	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	
			関連設備	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 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイトンク ・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	
			関連設備	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「1.4 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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

□：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 (47/50)

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 (北側淡水池から補給している場合)	主要設備	北側淡水池※6	—	重大事故等対策要領	
				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	代替淡水貯槽 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 燃料補給設備※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 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
					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		代替淡水貯槽 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 燃料補給設備※3 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ
		多目的タンク配管・弁	自主対策 設備				
		代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え (高所淡水池から補給している場合)	主要設備	高所淡水池※6	—		
				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	代替淡水貯槽 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 燃料補給設備※3 ・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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

□：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（48／50）

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）	—	北側淡水池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 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	北側淡水池※6	—
				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 燃料補給設備※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
		北側淡水池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	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備
				北側淡水池※6	—
		北側淡水池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）	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 燃料補給設備※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
				高所淡水池※6	—
		北側淡水池へ補給する水源の切替え （高所淡水池から補給している場合）	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
			関連設備	北側淡水池※6	—
		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 燃料補給設備※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	

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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

□：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（49／50）

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)高所淡水池へ補給する水源の切替え 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 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			高所淡水池※6
			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 燃料補給設備※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		
		(淡)高所淡水池へ補給する水源の切替え 水タンクから補給している場合	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
				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	高所淡水池※6			—
				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 燃料補給設備※3 ・ 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			
		(北)高所淡水池へ補給する水源の切替え 側淡水池から補給している場合	主要設備	北側淡水池※6	—		
				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	高所淡水池※6	—		
		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 燃料補給設備※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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

□：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 (50/50)

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
(外部水源から内部水源への切替え) 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 (A) 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。		
		(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 (A) 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。		
		(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 (A)	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「1.4 原子炉冷却材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。		

※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。

※6：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

☐：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) による残存溶融炉心の冷却	判断基準	「1.4 原子炉冷却材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 (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	
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としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

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

監視計器一覧 (2/21)

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	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}
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	「1.4 原子炉冷却材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		

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

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

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

監視計器一覧 (3/21)

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	「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. 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	「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。
	操作	
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) によるベダスタル (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	
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	「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としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

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

監視計器一覧 (4/21)

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)		
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 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。
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 操作	「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。
(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 操作	「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。
(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 操作	「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。
(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 操作	「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。
(e) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のベDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	判断基準 操作	「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) 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DESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	判断基準 操作	「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としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

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

監視計器一覧 (5/21)

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		
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. 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圧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	

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

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

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

監視計器一覧 (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			
d. サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の冷却			
(d) 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		
(e) 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		
(f) 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 (4) 北側淡水池を水源とした対応手順			
a. 北側淡水池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	北側淡水池 フィルタ装置水位 ^{※1}
	操作	水源の確保	北側淡水池 フィルタ装置水位 ^{※1}
b. 北側淡水池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) による残存溶融炉心の冷却	判断基準	「1.4 原子炉冷却材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 (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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

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

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

監視計器一覧 (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 (4) 北側淡水池を水源とした対応手順		
c. 北側淡水池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. 北側淡水池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	「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。
	操作	
e. 北側淡水池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	

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

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

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

監視計器一覧 (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 (4) 北側淡水池を水源とした対応手順			
f. 北側淡水池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		
(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	「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		
(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	「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 (5) 高所淡水池を水源とした対応手順			
a. 高所淡水池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	高所淡水池 フィルタ装置水位 ^{※1}
	操作	水源の確保	高所淡水池 フィルタ装置水位 ^{※1}
b. 高所淡水池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)による残存溶融炉心の冷却	判断基準	「1.4 原子炉冷却材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(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としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

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

監視計器一覧 (9/21)

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) 高所淡水池を水源とした対応手順		
c. 高所淡水池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. 高所淡水池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	「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。
	操作	
e. 高所淡水池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	

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

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

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

監視計器一覧 (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 (5) 高所淡水池を水源とした対応手順		
f. 高所淡水池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 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。
(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。
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 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 操作	「1.4 原子炉冷却材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) 消火系による残存溶融炉心の冷却	判断基準 操作	「1.4 原子炉冷却材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) 消火系による原子炉圧力容器への注水(溶融炉心のペDESTAL(ドライウェル部)の床面への落下遅延・防止)	判断基準 操作	「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。
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 操作	「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) 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 操作	「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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

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

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

監視計器一覧 (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)	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 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 (7) 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 (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	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 (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としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

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

監視計器一覧 (12/21)

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

監視計器一覧 (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 (7) 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 (溶融炉心のペ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 M/C 2 C 電圧※3 P/C 2 C 電圧※3 M/C 2 D 電圧※3 P/C 2 D 電圧※3
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	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としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

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

監視計器一覧 (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 (7) 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熔融炉心の冷却	判断基準	「1.4 原子炉冷却材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 (熔融炉心のペ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熔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としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

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

監視計器一覧 (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 (7) 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 (8) 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	「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。	
	操作		
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (9) 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としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

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

監視計器一覧 (16/21)

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 (9) 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	

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

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

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

監視計器一覧 (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 (9) 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		
(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	
(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	「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	
(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	「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	
f. 海を水源とした最終ヒートシンク(海洋)への熱輸送		
(a) 残留熱除去系海水系による冷却水の確保	判断基準	「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。
	操作	
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	「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。
	操作	
(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	「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。
	操作	
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	「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。
	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としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

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

監視計器一覧 (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 (9) 海を水源とした対応手順		
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。
j. 海を水源とした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) 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 操作	「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
k. 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 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。
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (10) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順		
a. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入		
(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 操作	「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。
(b) ほう酸水注入系による原子炉注水	判断基準 操作	「1.2 原子炉冷却材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。
(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 (熔融炉心のベDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	判断基準 操作	「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としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (19/21)

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 水源へ水を補給のための対応手順 (1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順		
a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (淡水/海水)		
(a) 北側淡水池を水源とした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 北側淡水池 代替淡水貯槽水位 ^{※1}
	操作	水源の確保 北側淡水池 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大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	判断基準	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	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) 高所淡水池を水源とした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	高所淡水池 代替淡水貯槽水位 ^{※1}
	操作	高所淡水池 代替淡水貯槽水位 ^{※1}
(d) 海を水源とした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	代替淡水貯槽水位 ^{※1}
	操作	代替淡水貯槽水位 ^{※1}
1.13.2.2 水源へ水を補給のための対応手順 (2) 北側淡水池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北側淡水池への補給 (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北側淡水池への補給	判断基準	代替淡水貯槽水位 ^{※1} 北側淡水池
	操作	代替淡水貯槽水位 ^{※1} 北側淡水池

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

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

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

監視計器一覧 (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 水源へ水を補給のための対応手順 (2) 北側淡水池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北側淡水池への補給 (淡水/海水)			
(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北側淡水池への補給	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 北側淡水池
	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 北側淡水池
(c) 高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給	判断基準	水源の確保	高所淡水池 北側淡水池
	操作	水源の確保	高所淡水池 北側淡水池
(d) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給	判断基準	水源の確保	北側淡水池
	操作	水源の確保	北側淡水池
1.13.2.2 水源へ水を補給のための対応手順 (3) 高所淡水池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高所淡水池への補給 (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高所淡水池への補給	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位* ¹ 高所淡水池
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位* ¹ 高所淡水池
(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高所淡水池への補給	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 高所淡水池
	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 高所淡水池
(c) 北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給	判断基準	水源の確保	北側淡水池 高所淡水池
	操作	水源の確保	北側淡水池 高所淡水池
(d) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給	判断基準	水源の確保	高所淡水池
	操作	水源の確保	高所淡水池

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

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

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

監視計器一覧 (21/21)

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)
1.13.2.3 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	代替淡水貯槽水位※1 北側淡水池 高所淡水池 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. 北側淡水池へ補給する水源の切替え	判断基準	北側淡水池 代替淡水貯槽水位※1 高所淡水池 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 北側淡水池
c. 高所淡水池へ補給する水源の切替え	判断基準	高所淡水池 代替淡水貯槽水位※1 北側淡水池 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 高所淡水池
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	

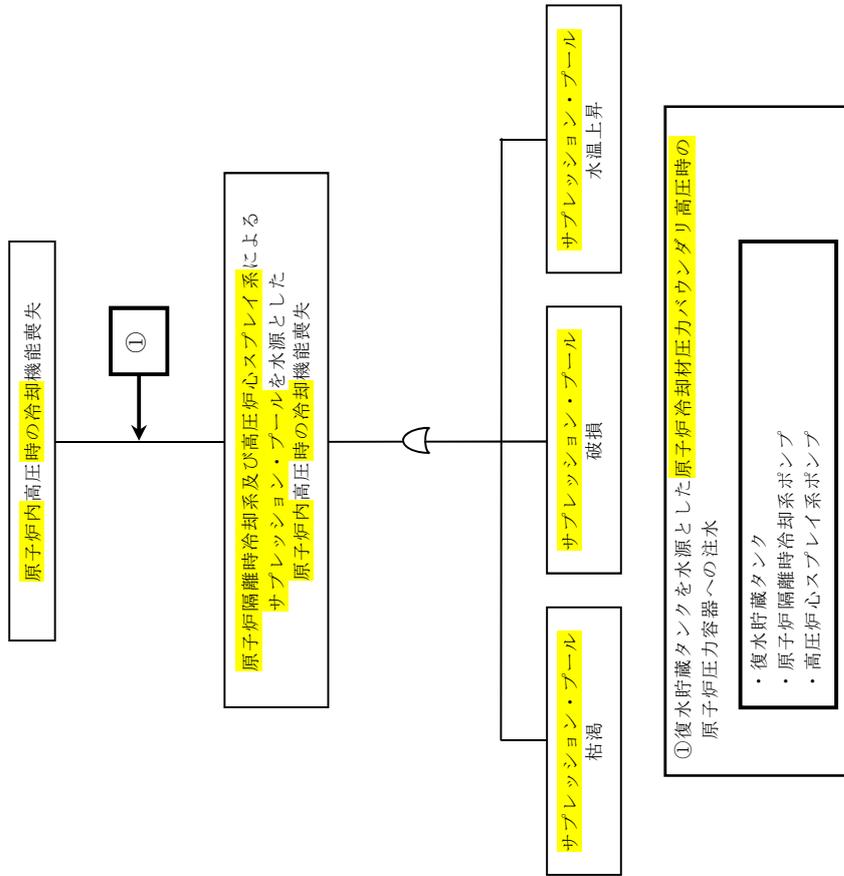
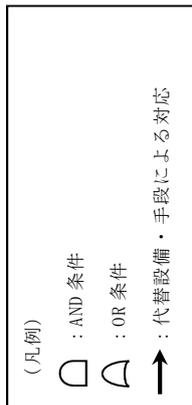
※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

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

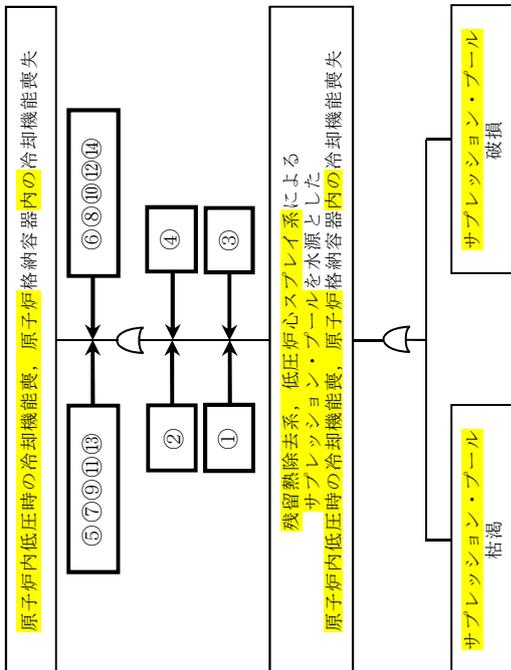
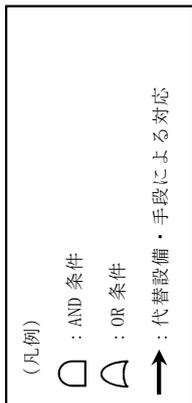
※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については, 重大事故等対処設備とする。

第 1.13-3 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>



第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/3)

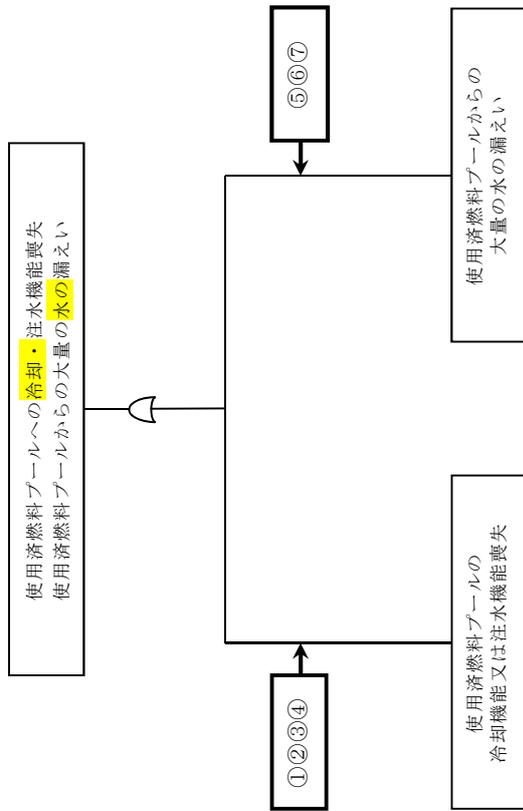
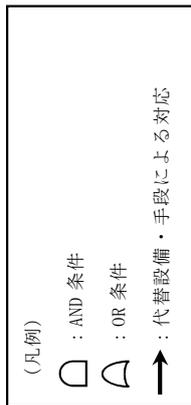


①代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水 (常設)	<ul style="list-style-type: none"> 代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ
②代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水 (可搬型)	<ul style="list-style-type: none"> 代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ
③代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (常設)	<ul style="list-style-type: none"> 代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ
④代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (可搬型)	<ul style="list-style-type: none"> 代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ
⑤北側淡水池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	<ul style="list-style-type: none"> 北側淡水池 可搬型代替注水大型ポンプ

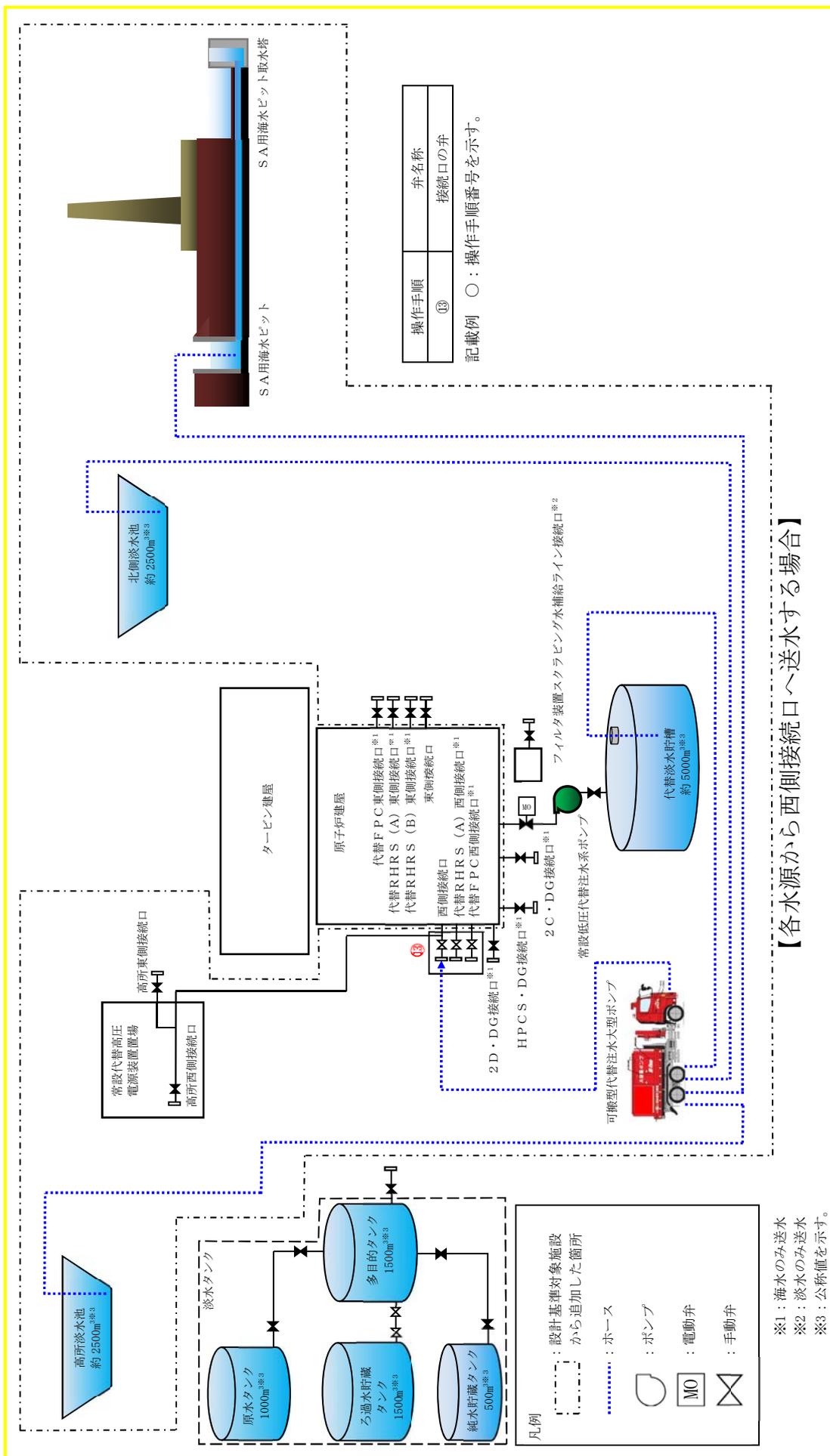
⑥北側淡水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却	<ul style="list-style-type: none"> 北側淡水池 可搬型代替注水大型ポンプ
⑦高所淡水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	<ul style="list-style-type: none"> 高所淡水池 可搬型代替注水大型ポンプ
⑧高所淡水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却	<ul style="list-style-type: none"> 高所淡水池 可搬型代替注水大型ポンプ
⑨過水貯蔵タンク及び多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の注水	<ul style="list-style-type: none"> 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

⑩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	<ul style="list-style-type: none"> 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
⑪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注水	<ul style="list-style-type: none"> 復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ
⑫復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	<ul style="list-style-type: none"> 復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ
⑬海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の注水	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水大型ポンプ
⑭海を水源とした原子炉格納容器内の冷却	<ul style="list-style-type: none"> 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)

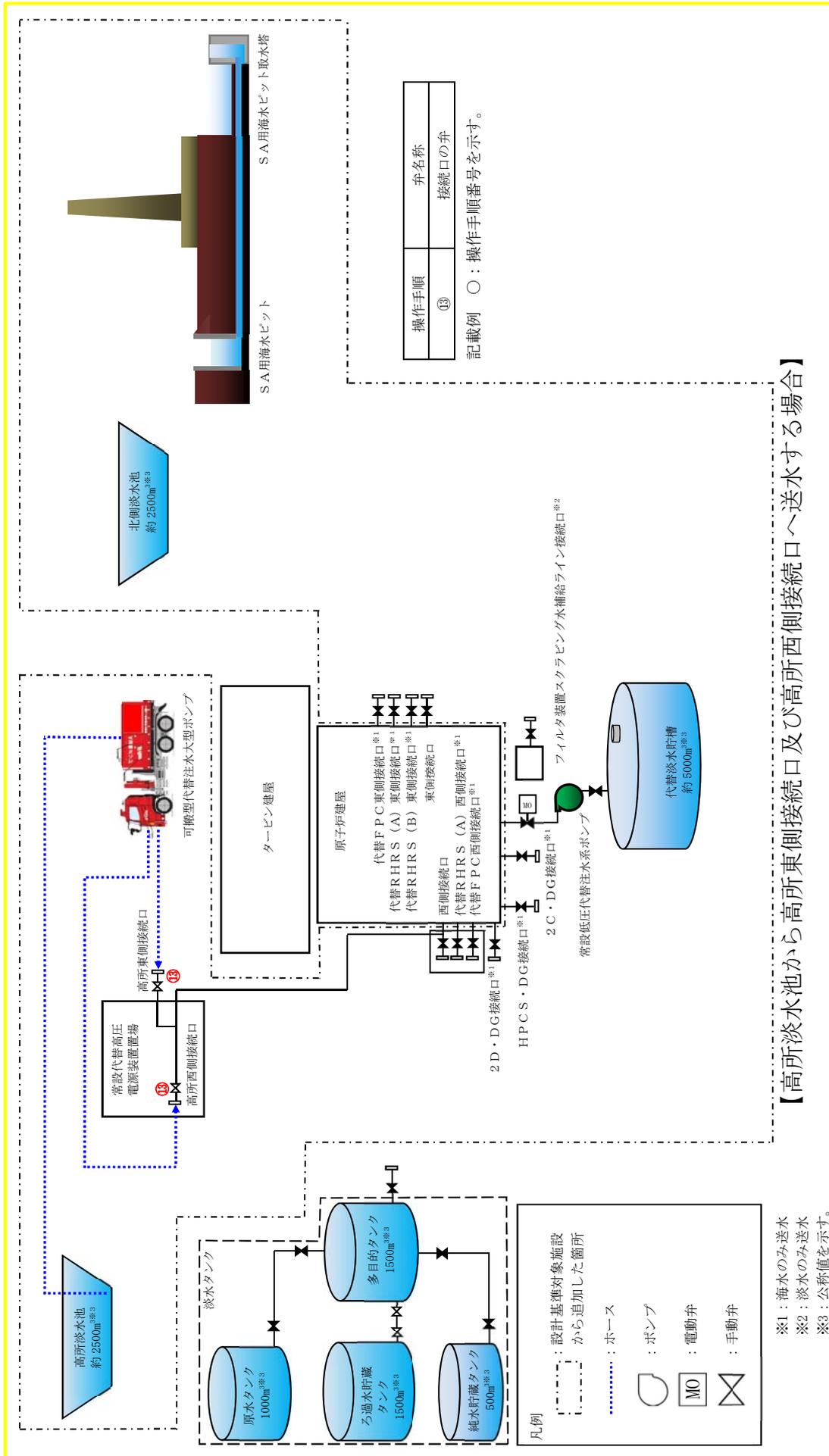


第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析 (3/3)



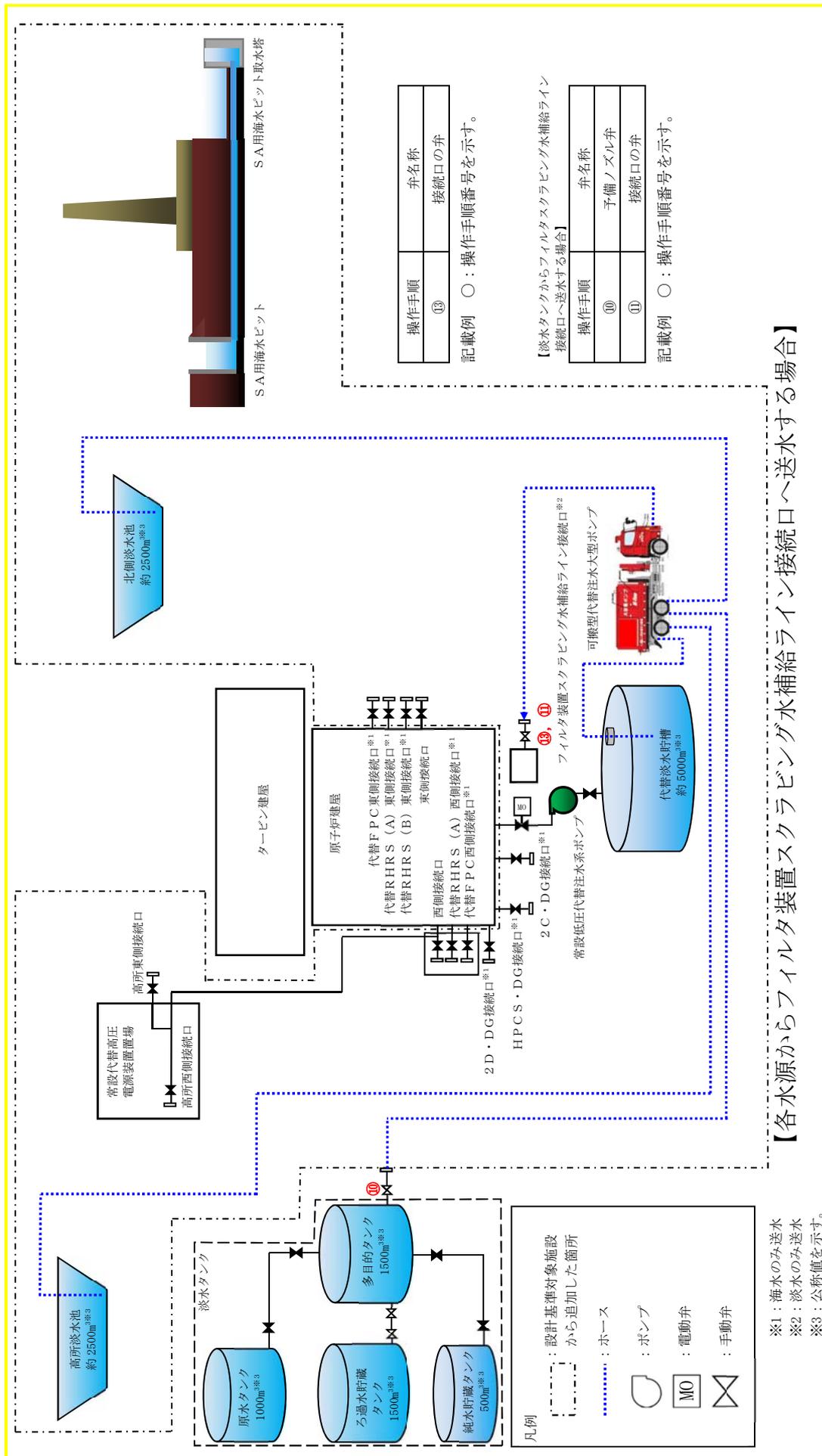
【各水源から西側接続口へ送水する場合】

第 1.13-2 図 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（2/4）



【高所淡水池から高所東側接続口及び高所西側接続口へ送水する場合】

第 1.13-2 図 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図 (3/4)



【各水源からフィルター装置スクラッピング水補給ライン接続口へ送水する場合】

第 1.13-2 図 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（4／4）

		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 165分																代替淡水貯槽から東側接続口への送水	
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	重大事故等 対応要員 8	出動準備 (※1)																※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備	
		ホース用コンテナ積替 (※2)																	※2: 大型ポンプ用送水ホース運搬車 (300mmホース積載) のコンテナを200mmホース用コンテナと積替え
		移動 (南側保管場所へ代替淡水貯槽)																	
		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																			

【西側接続口への送水の場合は、送水開始まで145分と想定する。】

		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	北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 185分																北側淡水池から西側接続口への送水		
北側淡水池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)																※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備		
		ホース用コンテナ積替 (※2)																	※2: 大型ポンプ用送水ホース運搬車 (300mmホース積載) のコンテナを200mmホース用コンテナと積替え	
		移動 (南側保管場所へ北側淡水池)																		
		ポンプ設置																		
		ホース敷設																		
		西側接続口蓋開放																		
		ホース接続																		
送水準備																				
送水開始																				

【東側接続口への送水の場合は、送水開始まで135分と想定する。】

		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	高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 185分																高所淡水池から西側接続口への送水		
高所淡水池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)																※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備		
		ホース用コンテナ積替 (※2)																	※2: 大型ポンプ用送水ホース運搬車 (300mmホース積載) のコンテナを200mmホース用コンテナと積替え	
		移動 (南側保管場所へ高所淡水池)																		
		ポンプ設置																		
		ホース敷設																		
		西側接続口蓋開放																		
		ホース接続																		
送水準備																				
送水開始																				

【東側接続口への送水の場合は、送水開始まで180分と想定する。】

第 1.13-3 図 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 (1/3)

		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	高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 150分															高所淡水池から高所東側接続口への送水
高所淡水池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)															※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備
		移動 (南側保管場所~高所淡水池)															
		ポンプ設置															
		ホース敷設															
		ホース接続															
		送水準備															
		送水開始															

【高所西側接続口への送水の場合は、送水開始まで140分と想定する。】

		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	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 150分															海水取水箇所 (SA用海水ビッド) から西側接続口への送水
海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等 対応要員 8	出動準備 (※1)															※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備
		移動 (南側保管場所~SA用海水ビッド)															
		ポンプ設置															
		ホース敷設															
		西側接続口蓋開放															
		ホース接続															
		送水準備															
送水開始																	

【東側接続口への送水の場合は、送水開始まで135分と想定する。】

		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	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 125分															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
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)															※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備
		移動 (南側保管場所~代替淡水貯槽)															
		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															

第 1.13-3 図 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 (2/3)

		経過時間 (分)																備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 155分																北側淡水池からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水(ルート1) ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備
北側淡水池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)																
		移動(南側保管場所～北側淡水池)																
		ポンプ設置																
		ホース敷設																
		ホース接続																
		送水準備																
送水開始 →																		

【ルート2の場合は、送水開始まで150分と想定する。】

		経過時間 (分)																備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 155分																高所淡水池からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水(ルート1) ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備
高所淡水池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)																
		移動(南側保管場所～高所淡水池)																
		ポンプ設置																
		ホース敷設																
		ホース接続																
		送水準備																
送水開始 →																		

【ルート2の場合は、送水開始まで150分と想定する。】

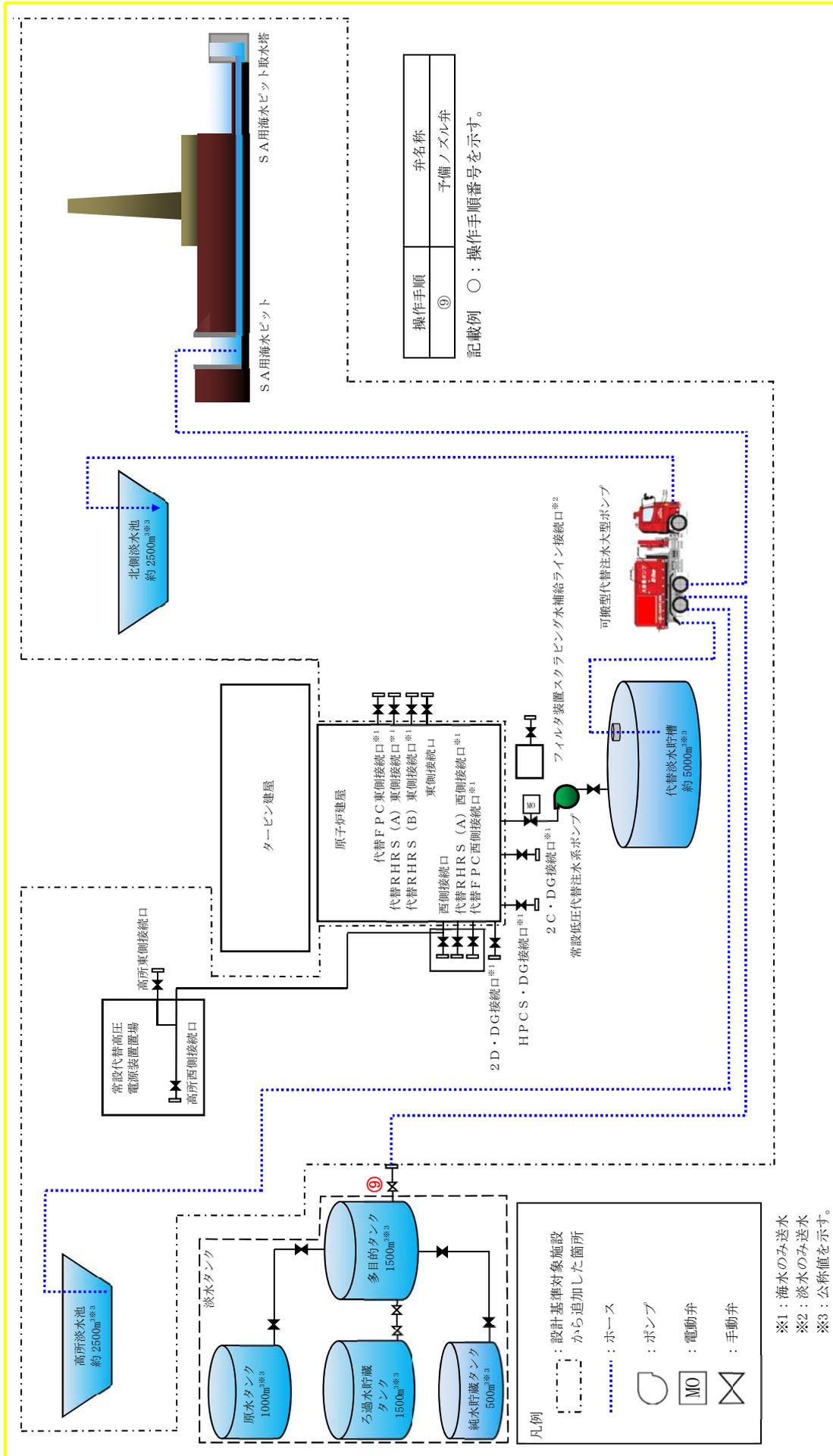
		経過時間 (分)															備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 130分															淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備
淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員 8	出動準備(※1)															
		移動(南側保管場所～淡水タンク)															
		ポンプ設置															
		ホース敷設															
		ホース接続															
		送水準備															
送水開始 →																	

第 1.13-3 図 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 (3/3)

		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	海を水源とした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 165分																海水取水箇所 (S A用海水ピット) から代替淡水貯槽への補給 (ルート1) ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備		
海を水源とした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	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	2																	代替淡水貯槽水位確認	
	重大事故等対応要員	8																		出動準備 (※1)
																				移動 (南側保管場所へ S A用海水ピット)
																				ポンプ設置
																				移動 (S A用海水ピットへ代替淡水貯槽)
																				ホース敷設
																				代替淡水貯槽蓋開放
																				ホース接続
																送水準備				
																送水開始				

【ルート2の場合は、送水開始まで145分と想定する。】

第 1.13-5 図 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) タイムチャート (2/2)



第 1.13-6 図 可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給（淡水／海水）概要図

		経過時間 (分)																備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	
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北側淡水池への補給 160分																代替淡水貯槽から北側淡水池への送水 (ルート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北側淡水池への補給	重大事故等対応要員 8	出動準備 (※1)																※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備
		移動 (南側保管場所～代替淡水貯槽)																
		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 →																		

【ルート2への送水の場合は、送水開始まで155分と想定する。】

		経過時間 (分)																備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	
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大型ポンプによる北側淡水池への補給 165分																淡水タンクから北側淡水池への補給 (ルート1)
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北側淡水池への補給	重大事故等対応要員 8	出動準備 (※1)																※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備
		移動 (南側保管場所～淡水タンク)																
		ポンプ設置																
		ホース敷設																
		ホース接続																
		送水準備																
送水開始 →																		

【ルート2の場合は、送水開始まで150分と想定する。】

		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
手順の項目	実施箇所・必要要員数	高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給 190分																高所淡水池から北側淡水池への補給 (ルート1)			
高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給	重大事故等対応要員 8	出動準備 (※1)																※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備			
		移動 (南側保管場所～高所淡水池)																			
		ポンプ設置																			
		ホース敷設																			
		ホース接続																			
		送水準備																			
送水開始 →																					

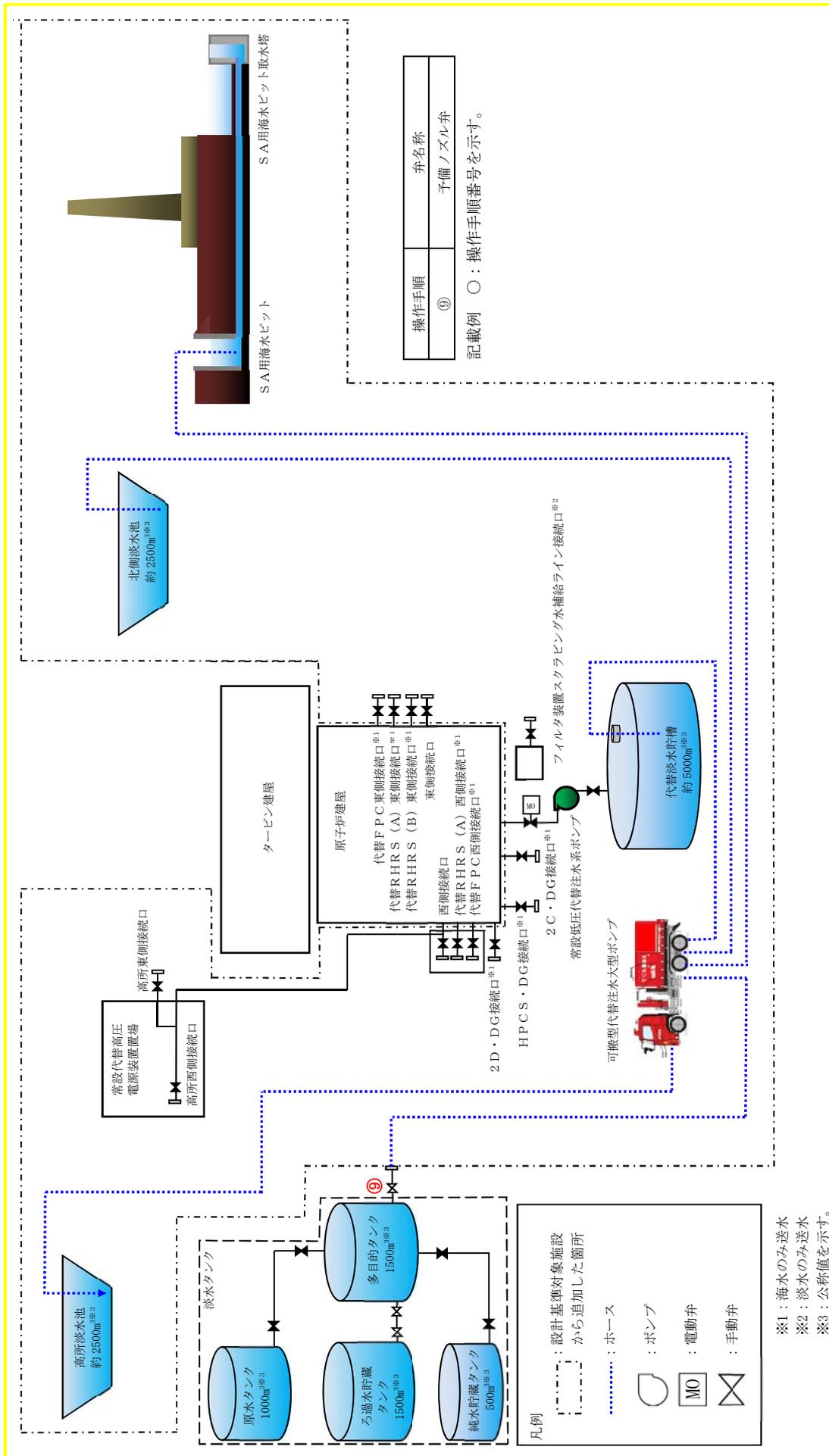
【ルート2の場合は、送水開始まで155分と想定する。】

第 1.13-7 図 可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給 (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	
手順の項目	実施箇所・必要員数	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給 160分															海水取水箇所 (SA用海水ピット) から北側淡水池への補給 (ルート1)		
海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給	重大事故等対応要員	8	出動準備 (※1)															※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備	
			移動 (南側保管場所～SA用海水ピット)																
			ポンプ設置																
			ホース敷設																
			ホース接続																
			送水準備																
			送水開始																

【ルート2の場合は, 送水開始まで145分と想定する。】

第 1.13-7 図 可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給 (淡水/海水) タイムチャート (2/2)



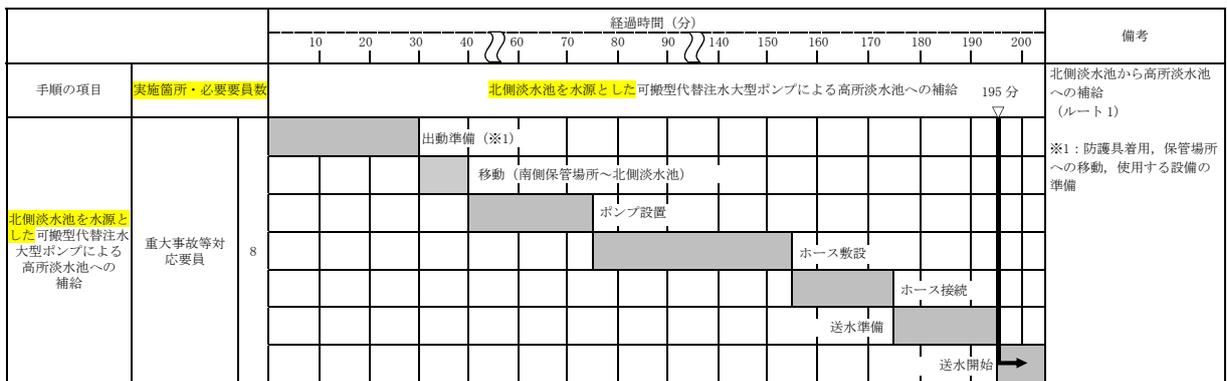
第 1.13-8 図 可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給（淡水／海水）概要図



【ルート2の場合は、送水開始まで160分と想定する。】



【ルート2の場合は、送水開始まで155分と想定する。】



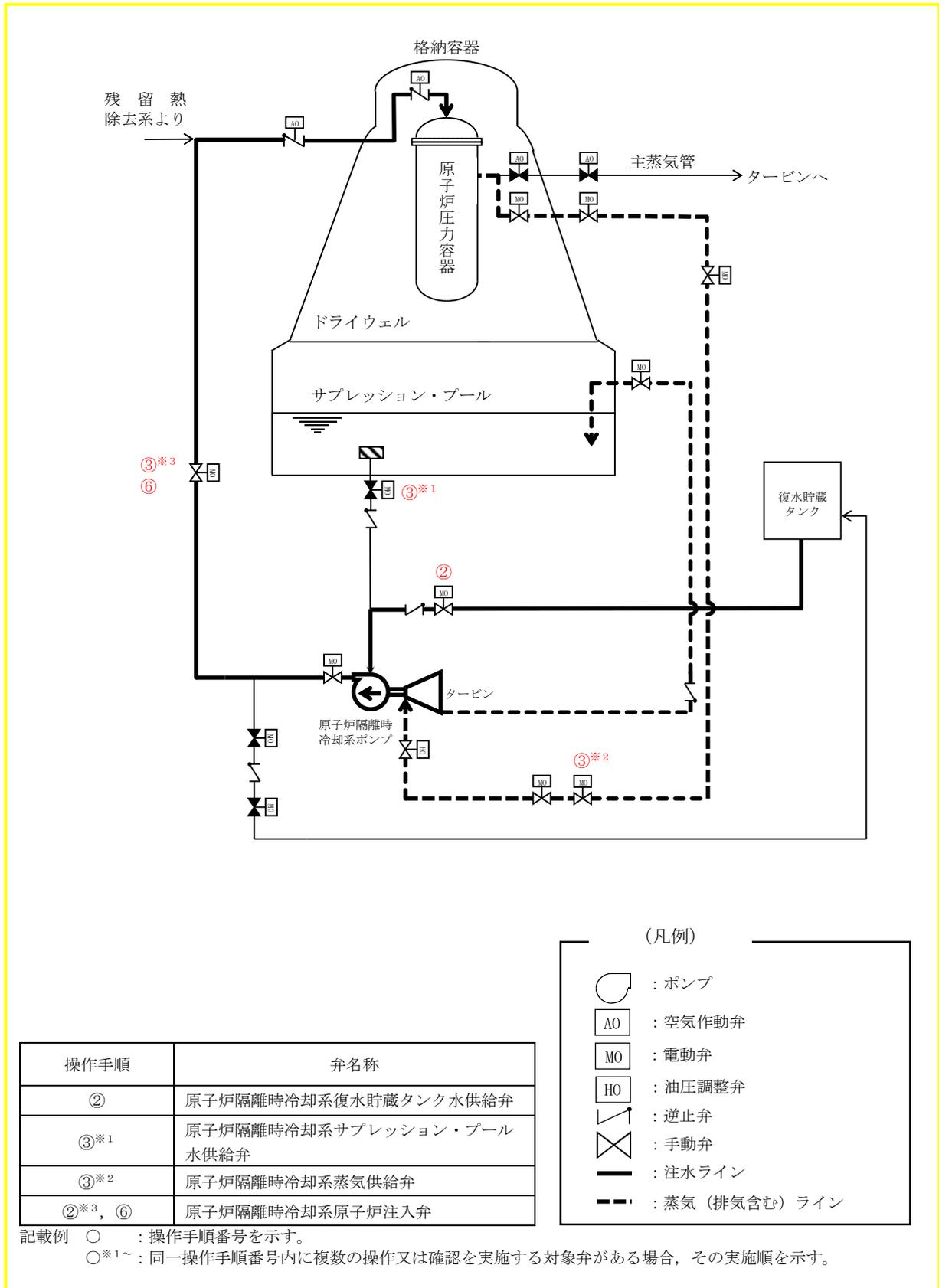
【ルート2の場合は、送水開始まで160分と想定する。】

第 1.13-9 図 可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給 (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	
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高所淡水池への補給 175分																海水取水箇所（SA用海水ピット）から高所淡水池への補給（ルート1）
海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給	重大事故等対応要員 8	出動準備（※1）																※1：防護具着用，保管場所への移動，使用する設備の準備
		移動（南側保管場所～SA用海水ピット）																
		ポンプ設置																
		ホース敷設																
		ホース接続																
		送水準備																
		送水開始 →																

【ルート2の場合は，送水開始まで165分と想定する。】

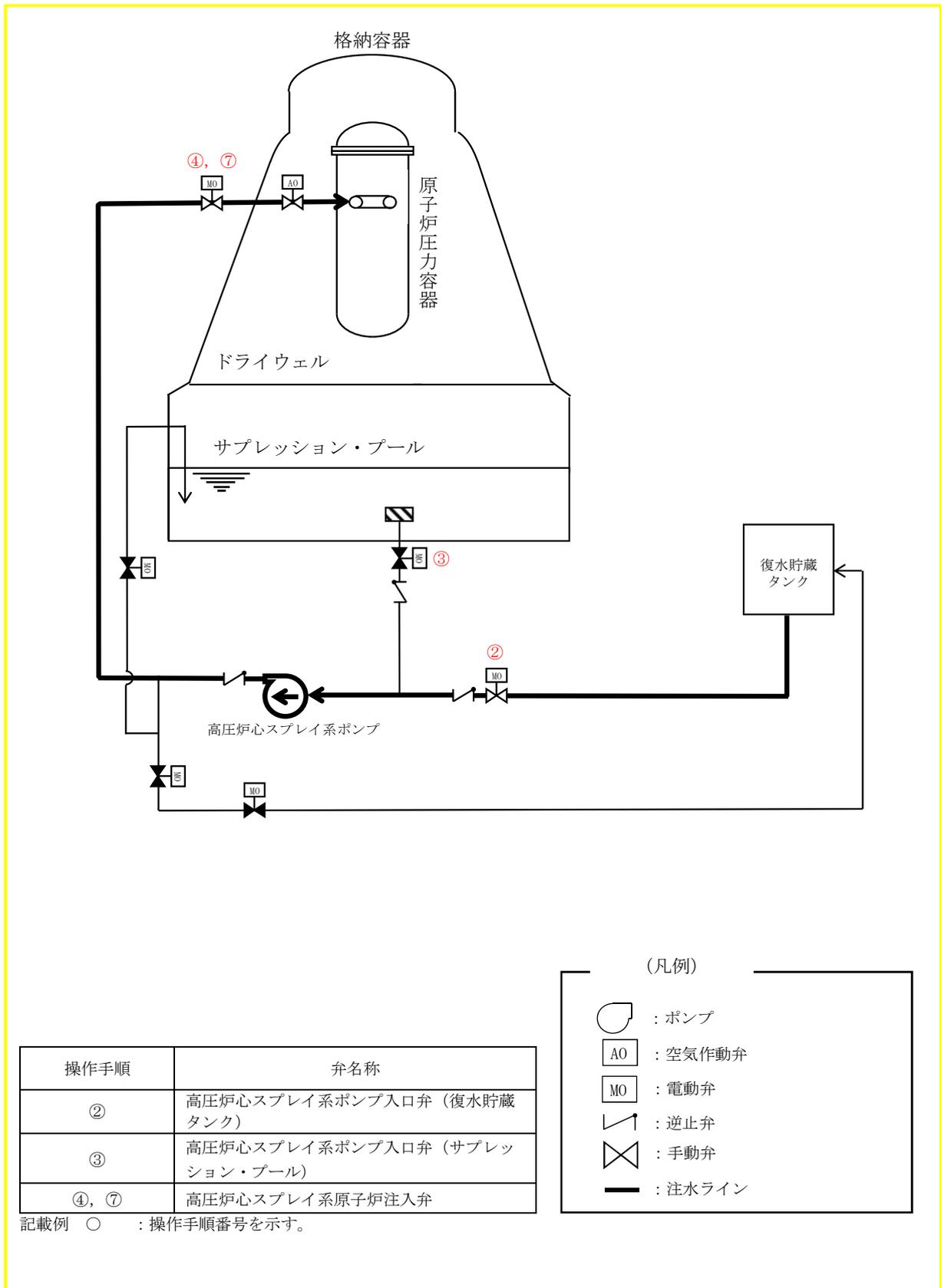
第 1.13-9 図 可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給（淡水／海水）タイムチャート（2/2）



第 1.13-10 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	

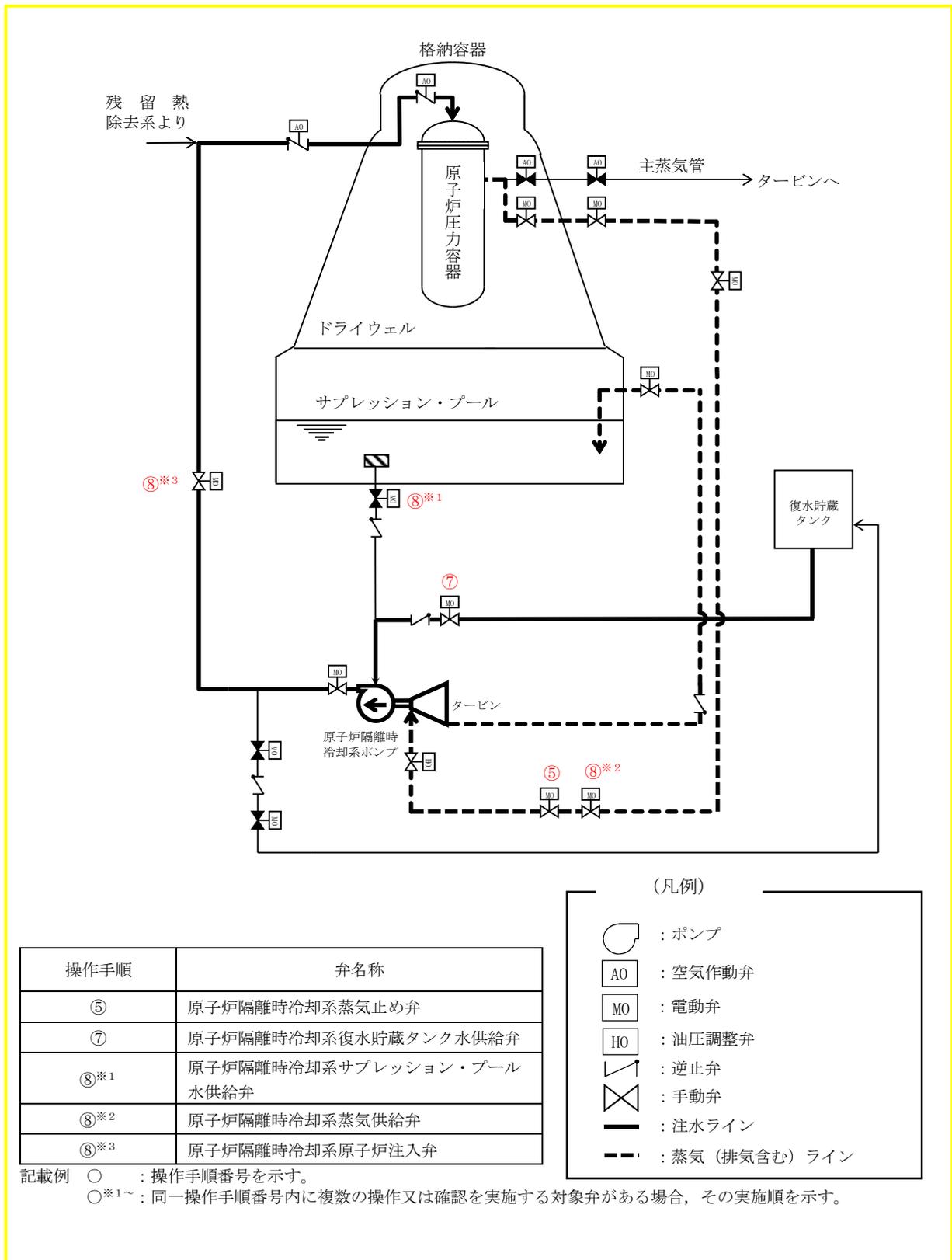
第 1.13-11 図 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水
タイムチャート



第 1.13-12 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									

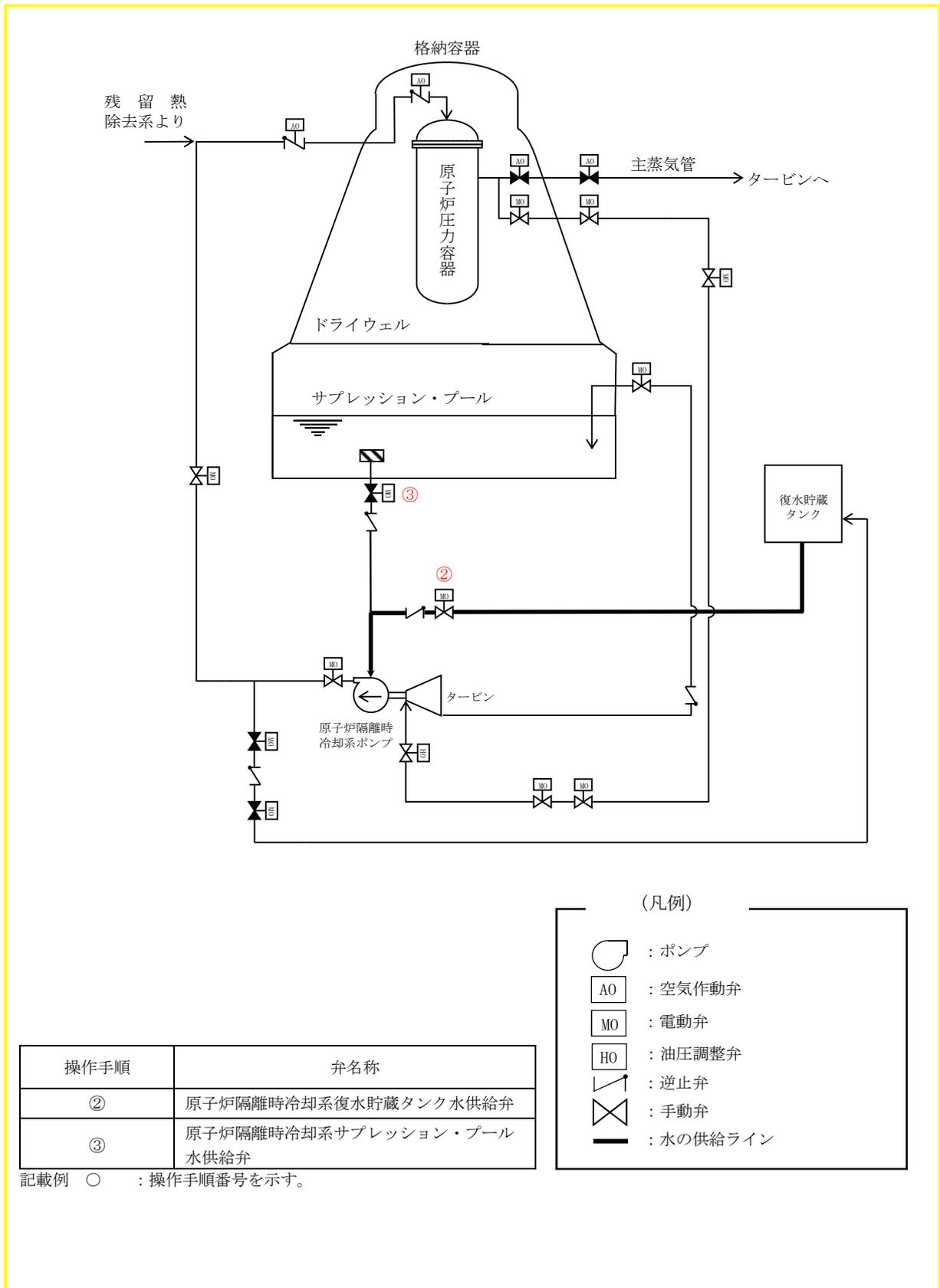
第 1. 13-13 図 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水
タイムチャート



第 1.13-14 図 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）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	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. 13-15 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ブプレッション・プール水供給弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

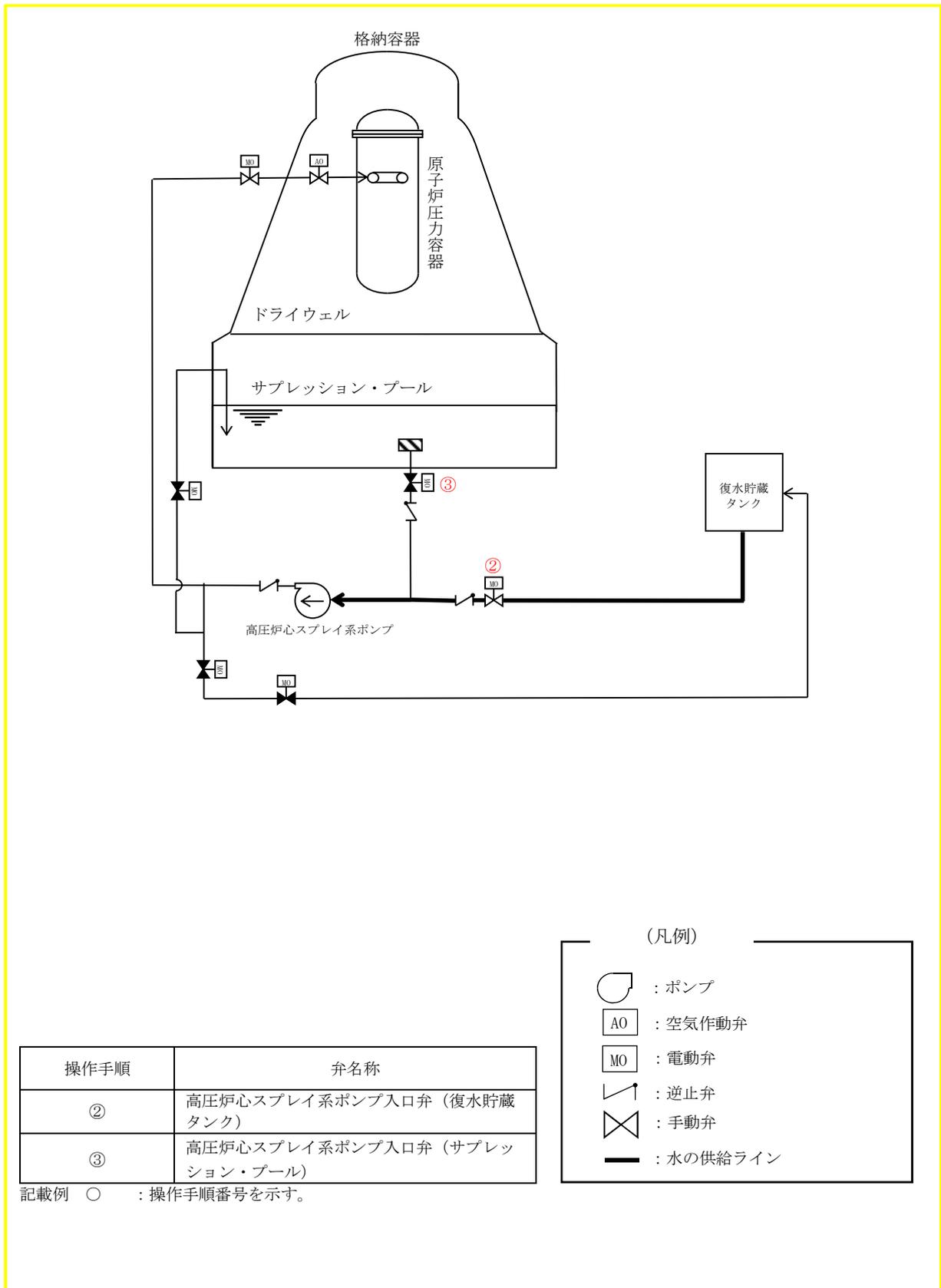
(凡例)

- : ポンプ
- : 空気作動弁
- : 電動弁
- : 油圧調整弁
- : 逆止弁
- : 手動弁
- : 水の供給ライン

第 1.13-16 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				
						→					

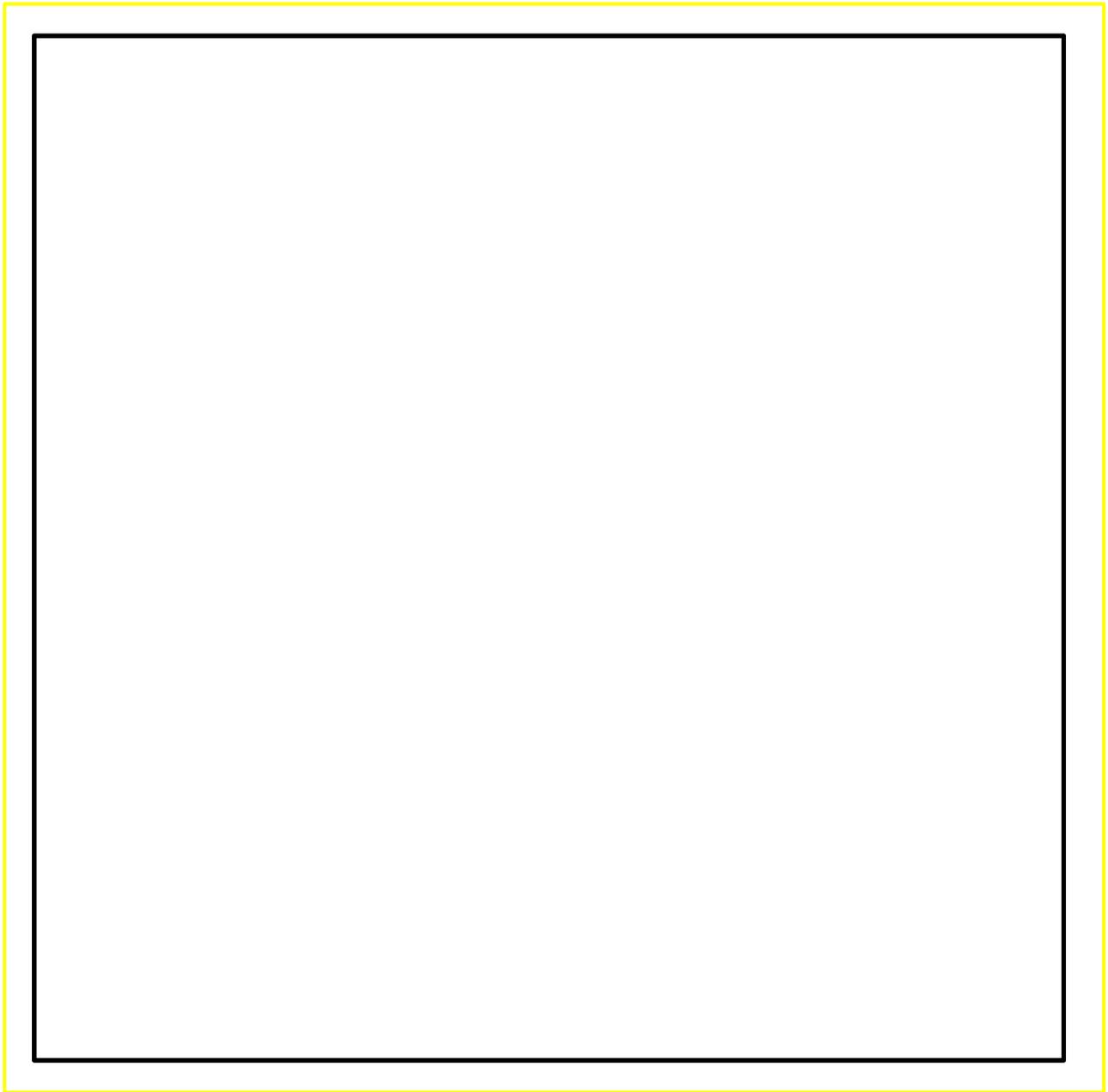
第 1.13-17 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切替え
タイムチャート



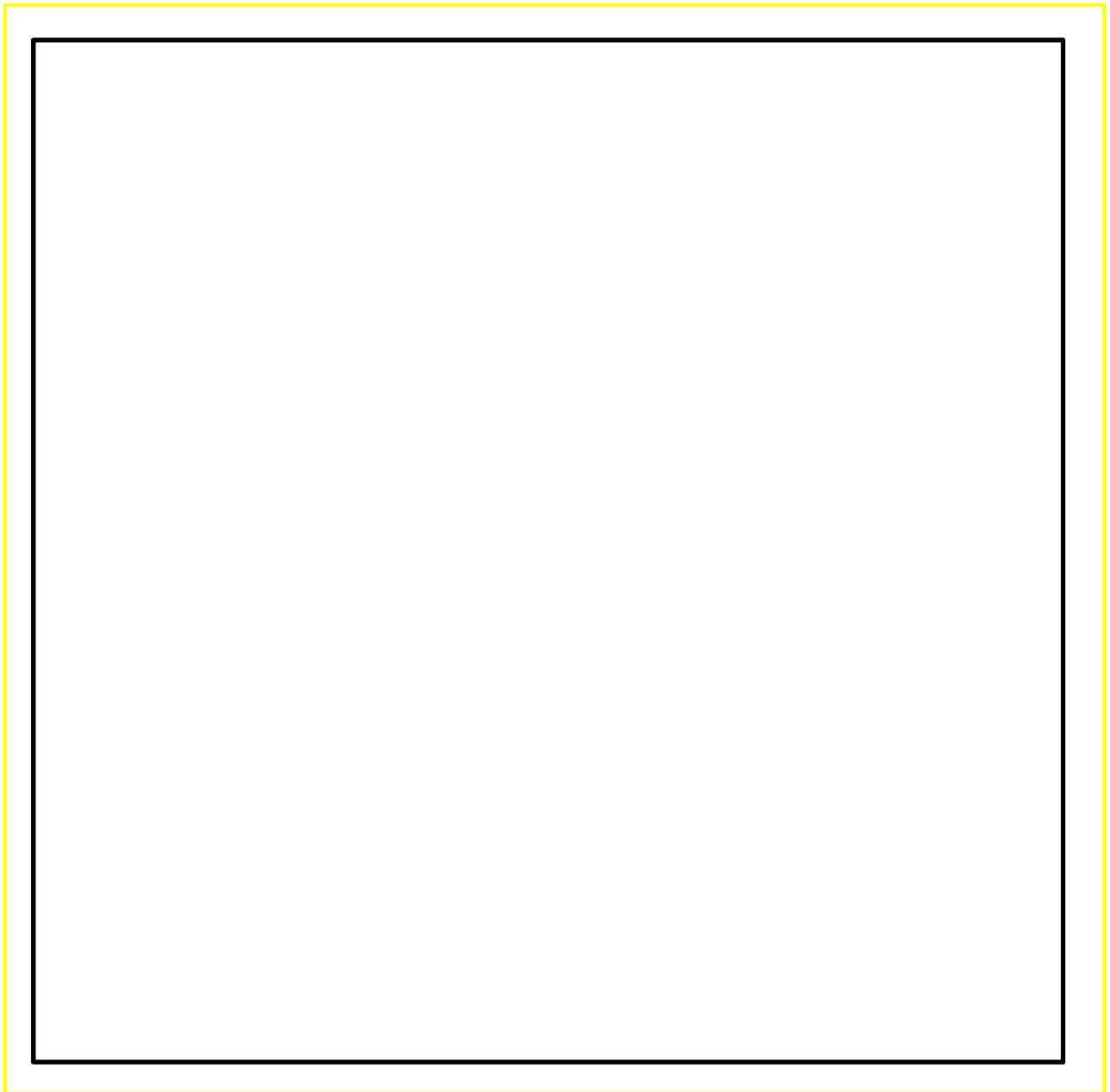
第 1.13-18 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え 概要図

		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 4分										
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					水源切替え操作					

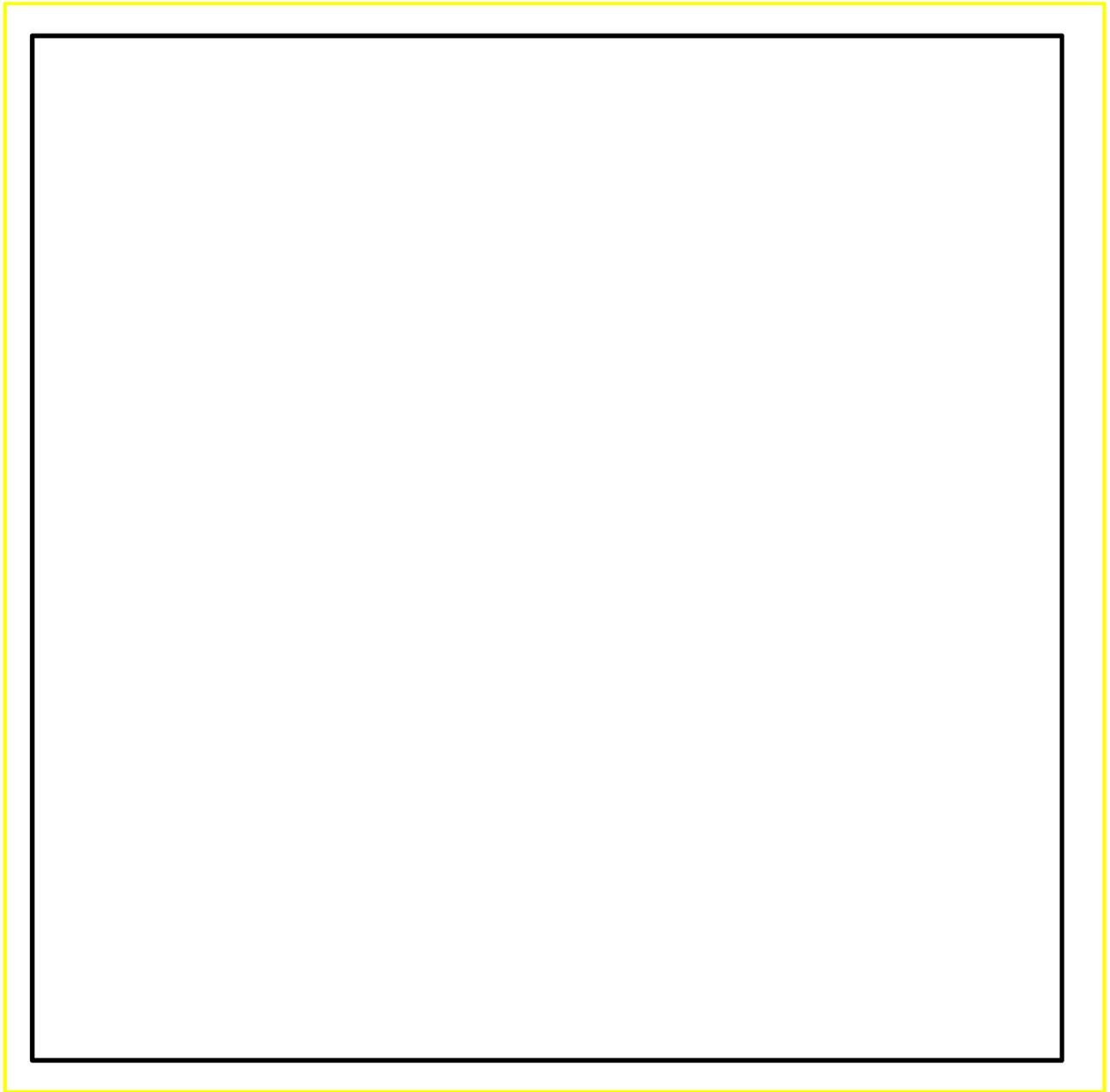
第 1.13-19 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え
タイムチャート



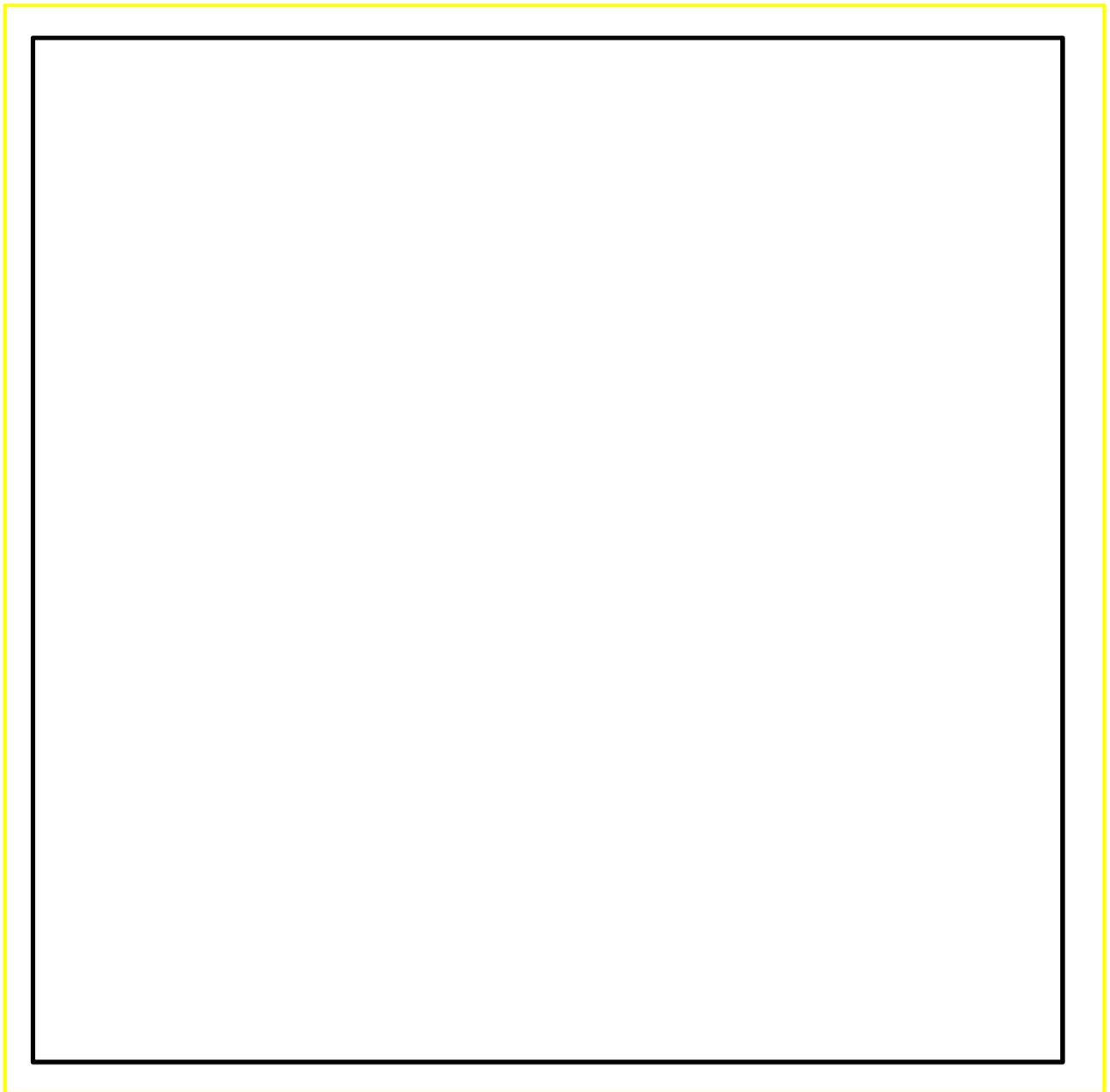
第 1.13-20 図 ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる東側接続口及び西側接続口への送水）



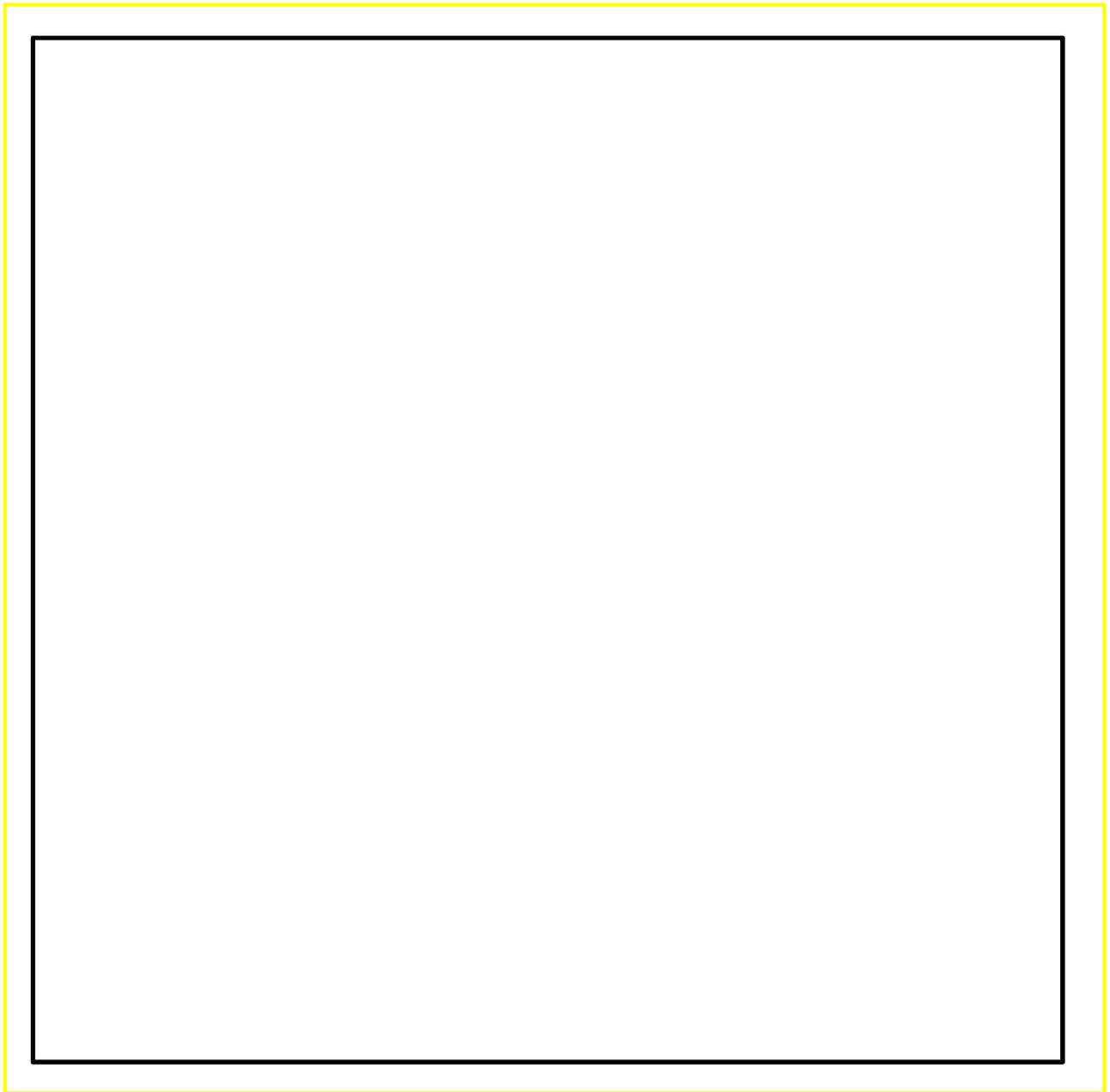
第 1.13-21 図 ホース敷設図（北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる東側接続口及び西側接続口への送水）



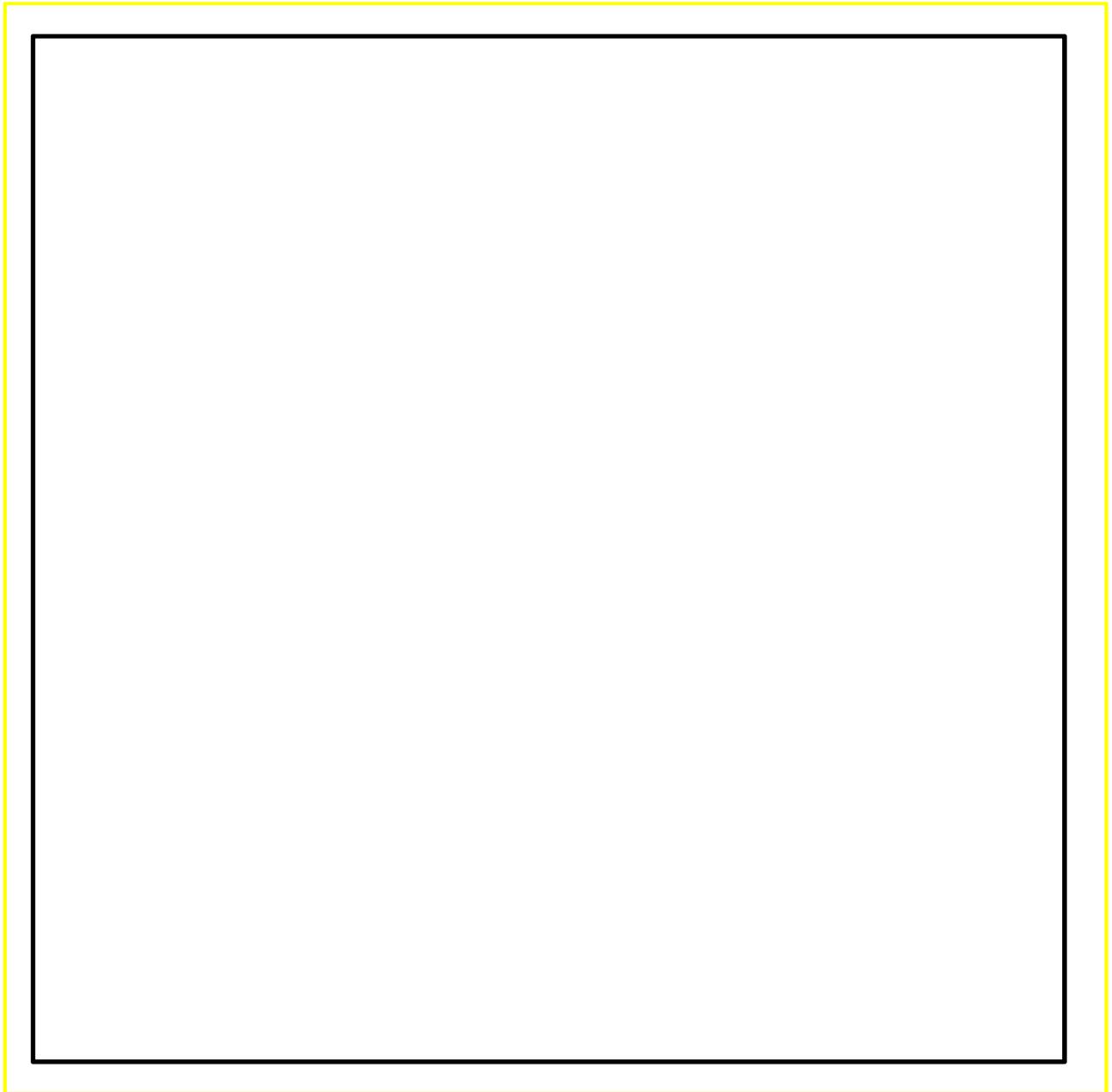
第 1.13-22 図 ホース敷設図（高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる東側接続口及び西側接続口への送水）



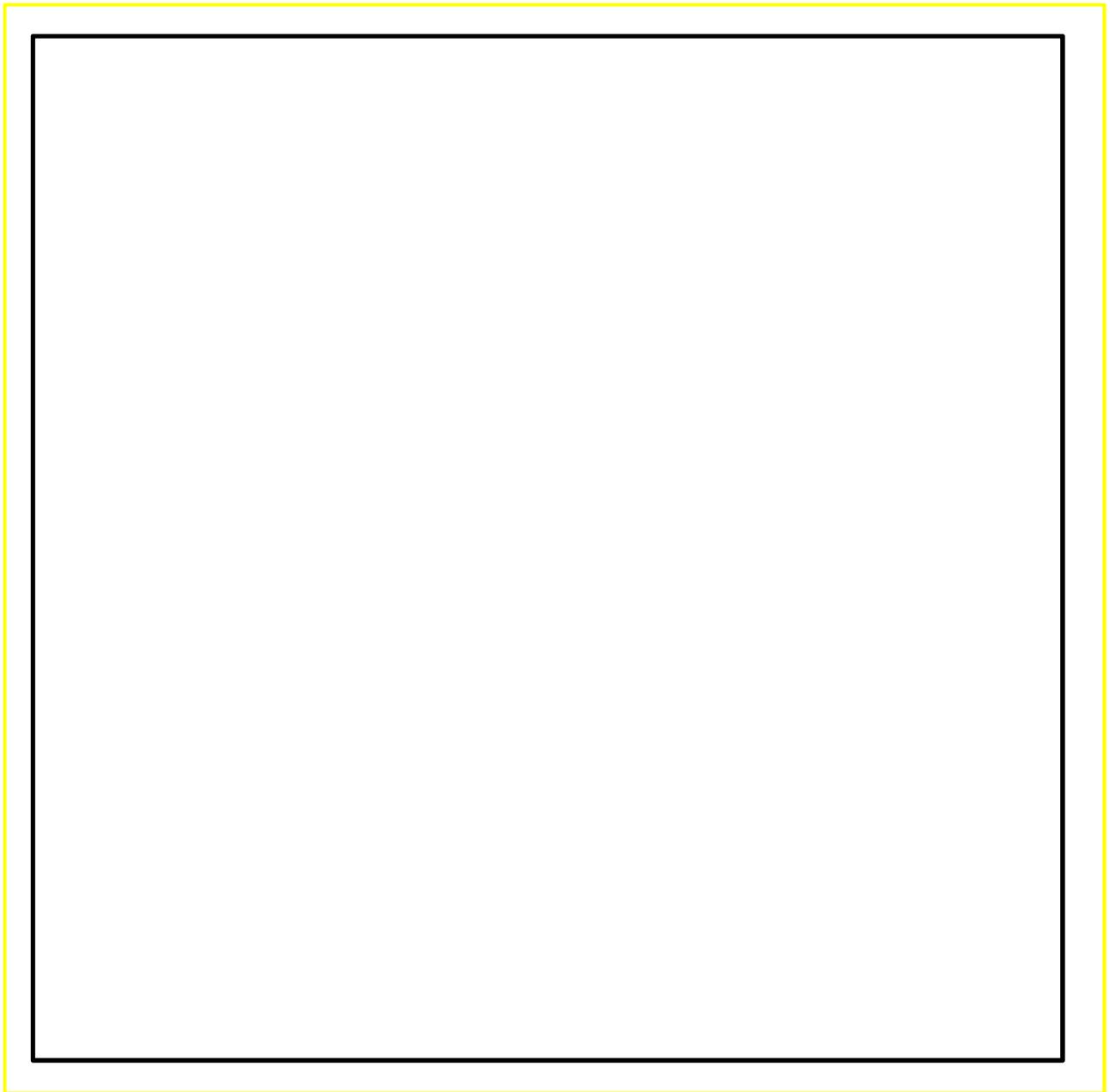
第 1.13-23 図 ホース敷設図（高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所東側接続口及び高所西側接続口への送水）



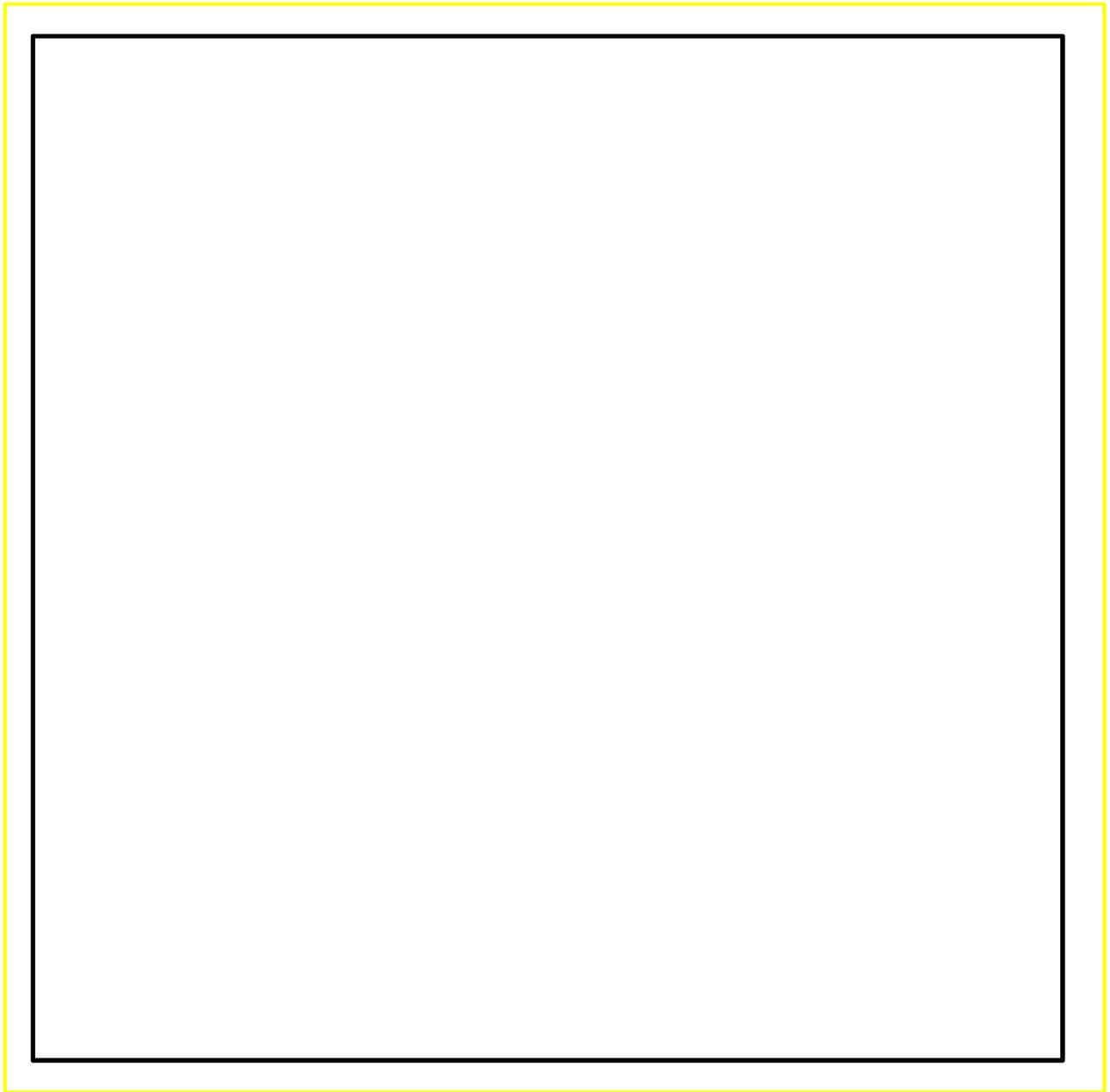
第 1.13-24 図 ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる東側接続口及び西側接続口への送水）



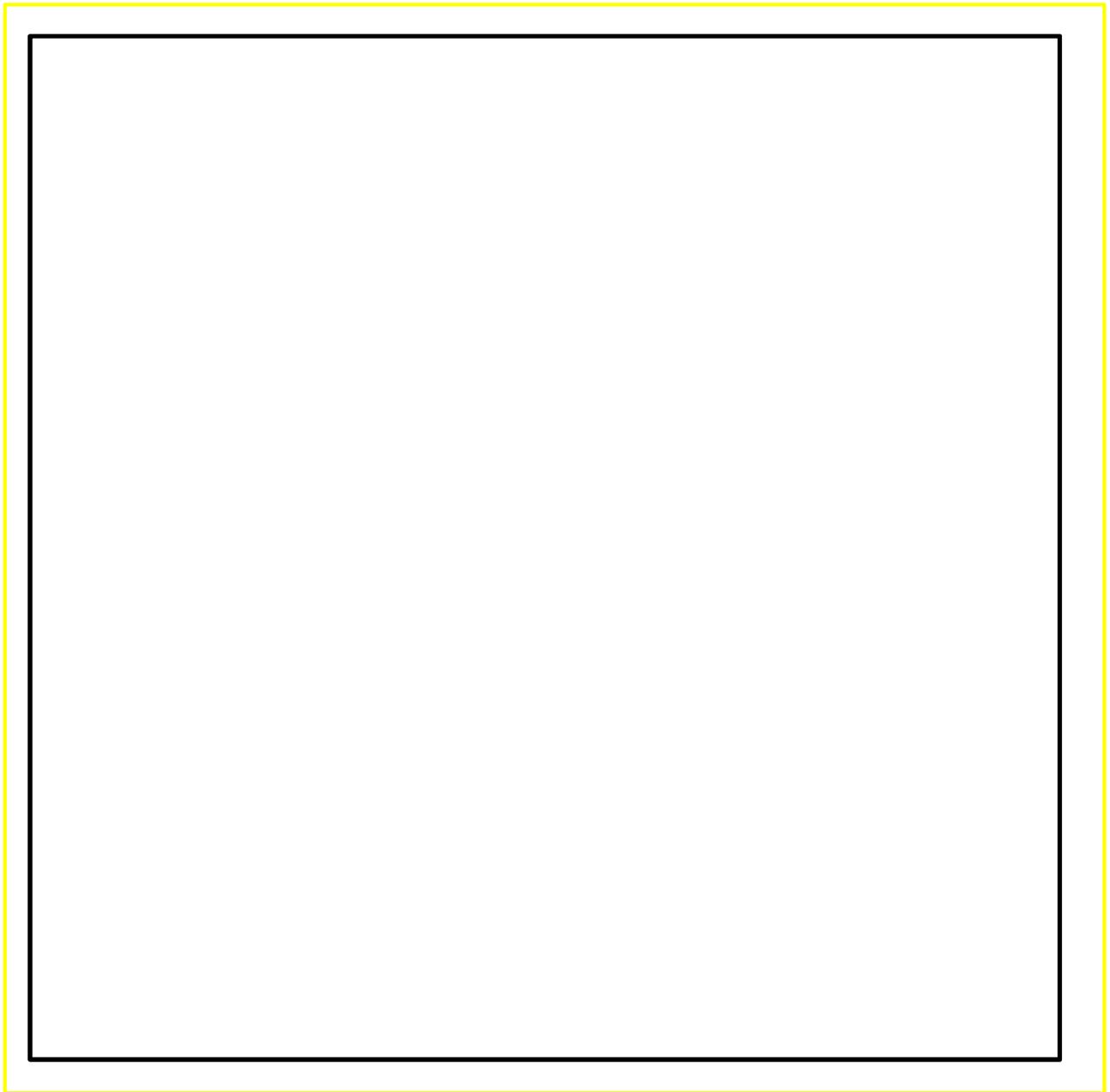
第 1.13-25 図 ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水）



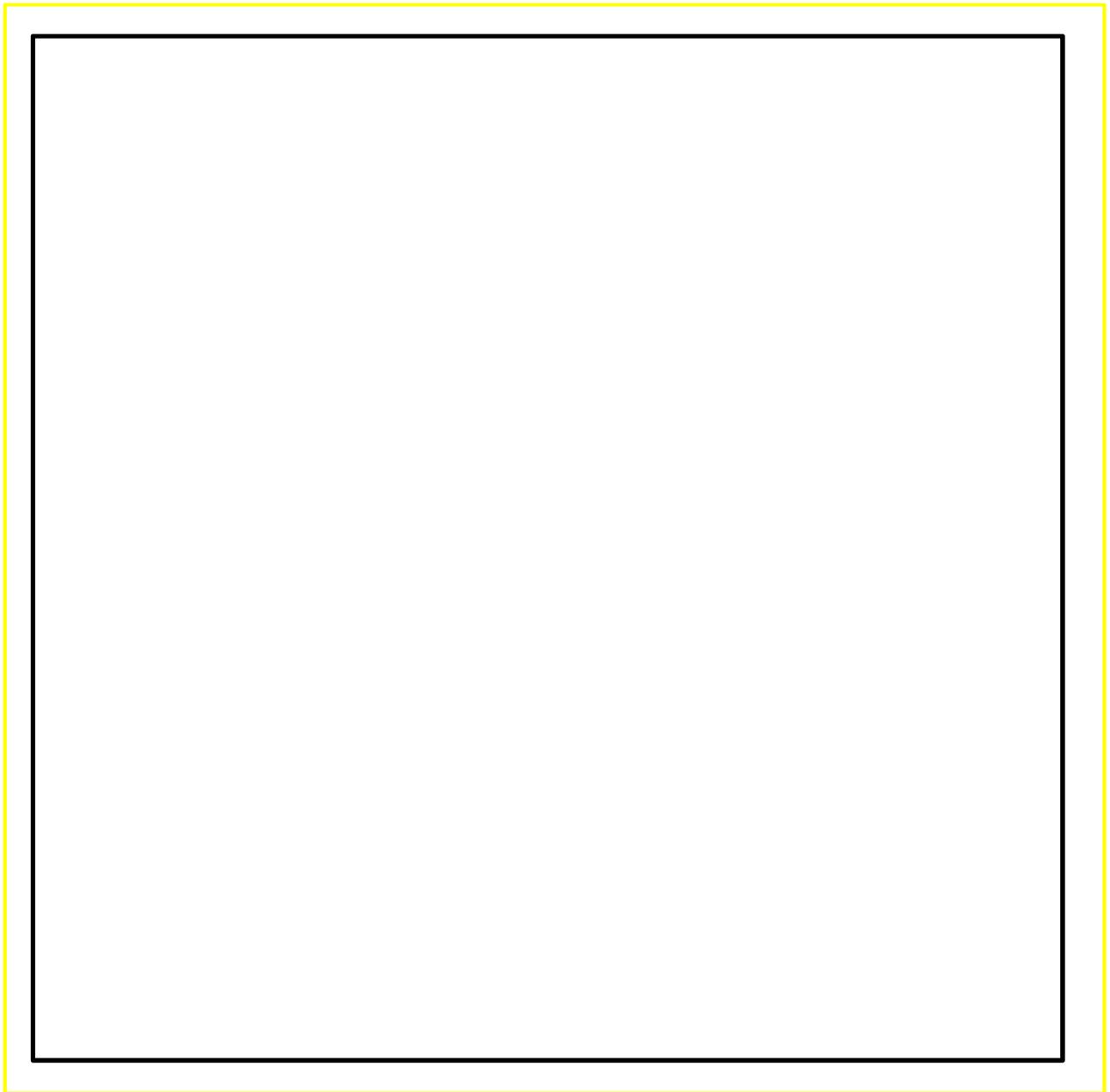
第 1.13-26 図 ホース敷設図（北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水）



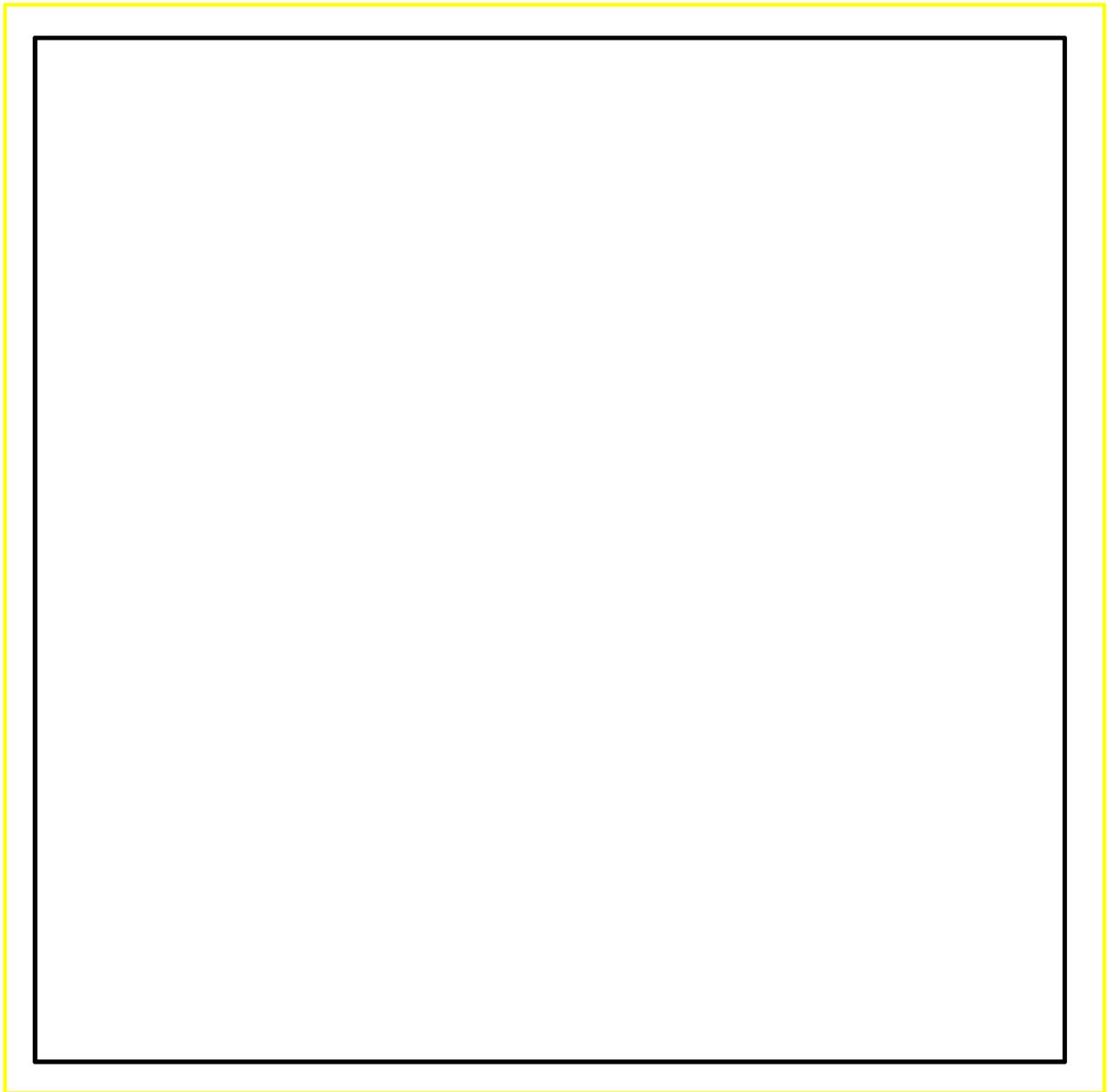
第 1.13-27 図 ホース敷設図（高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水）



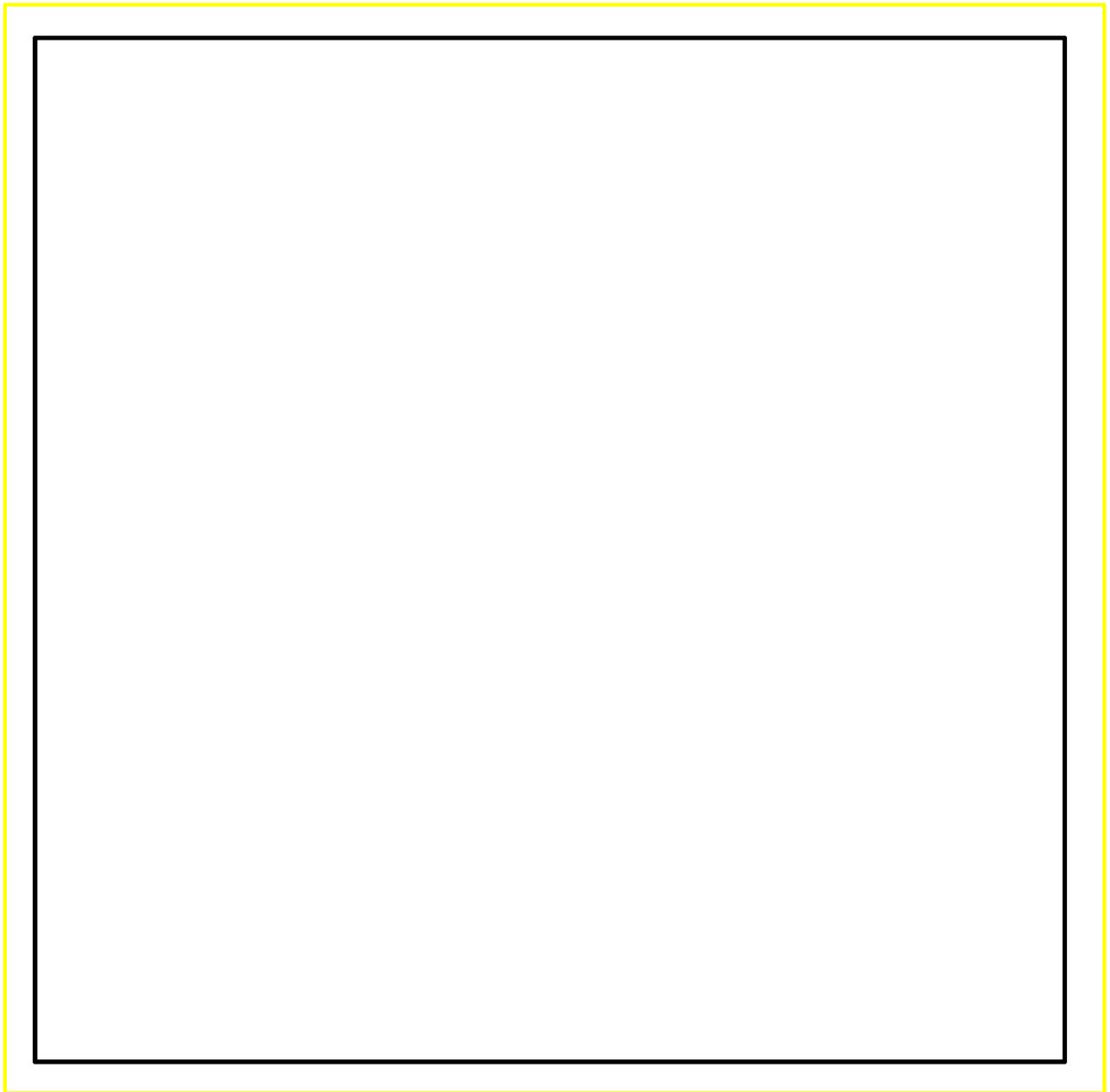
第 1.13-28 図 ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水）



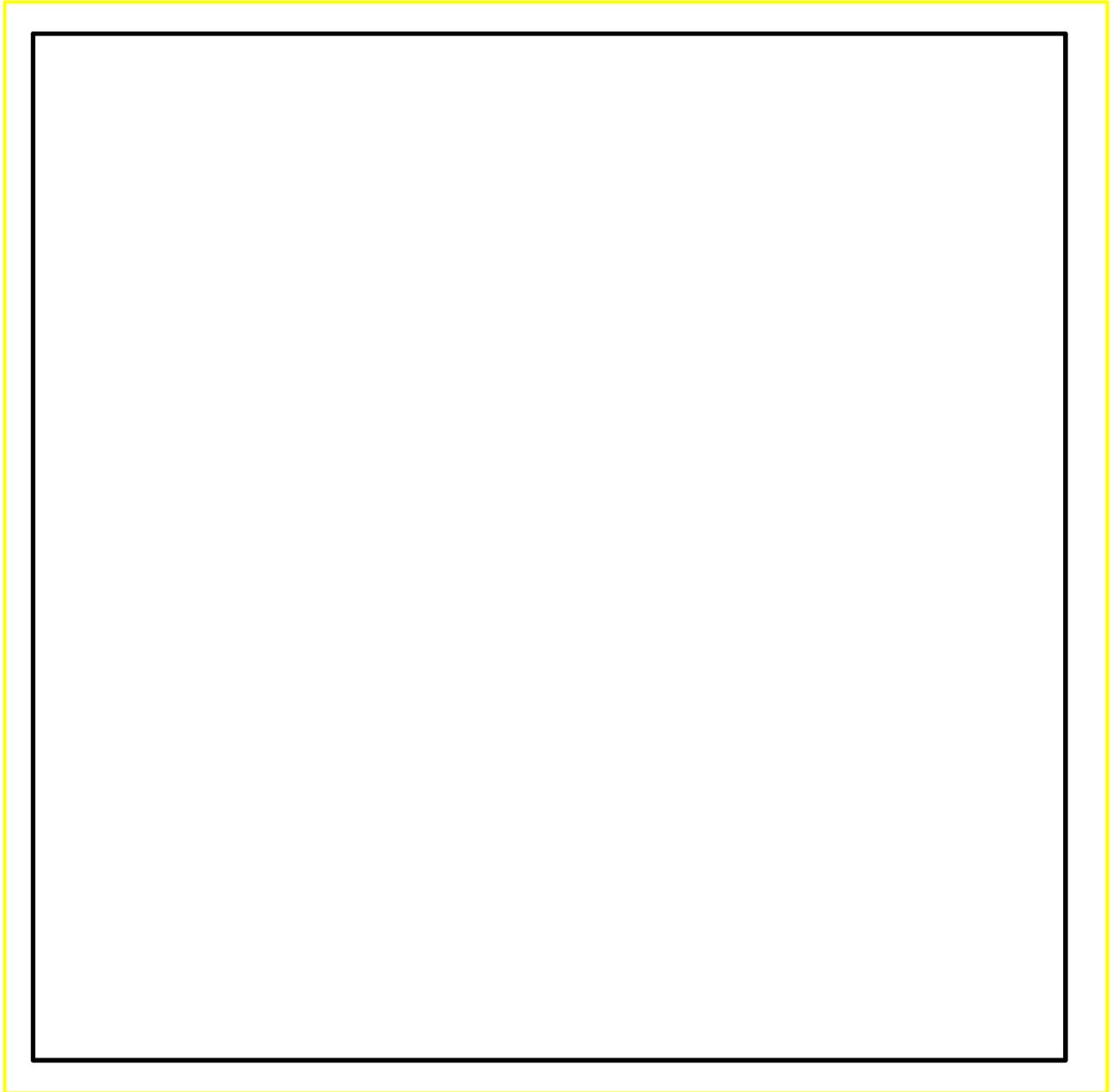
第 1.13-29 図 ホース敷設図（北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



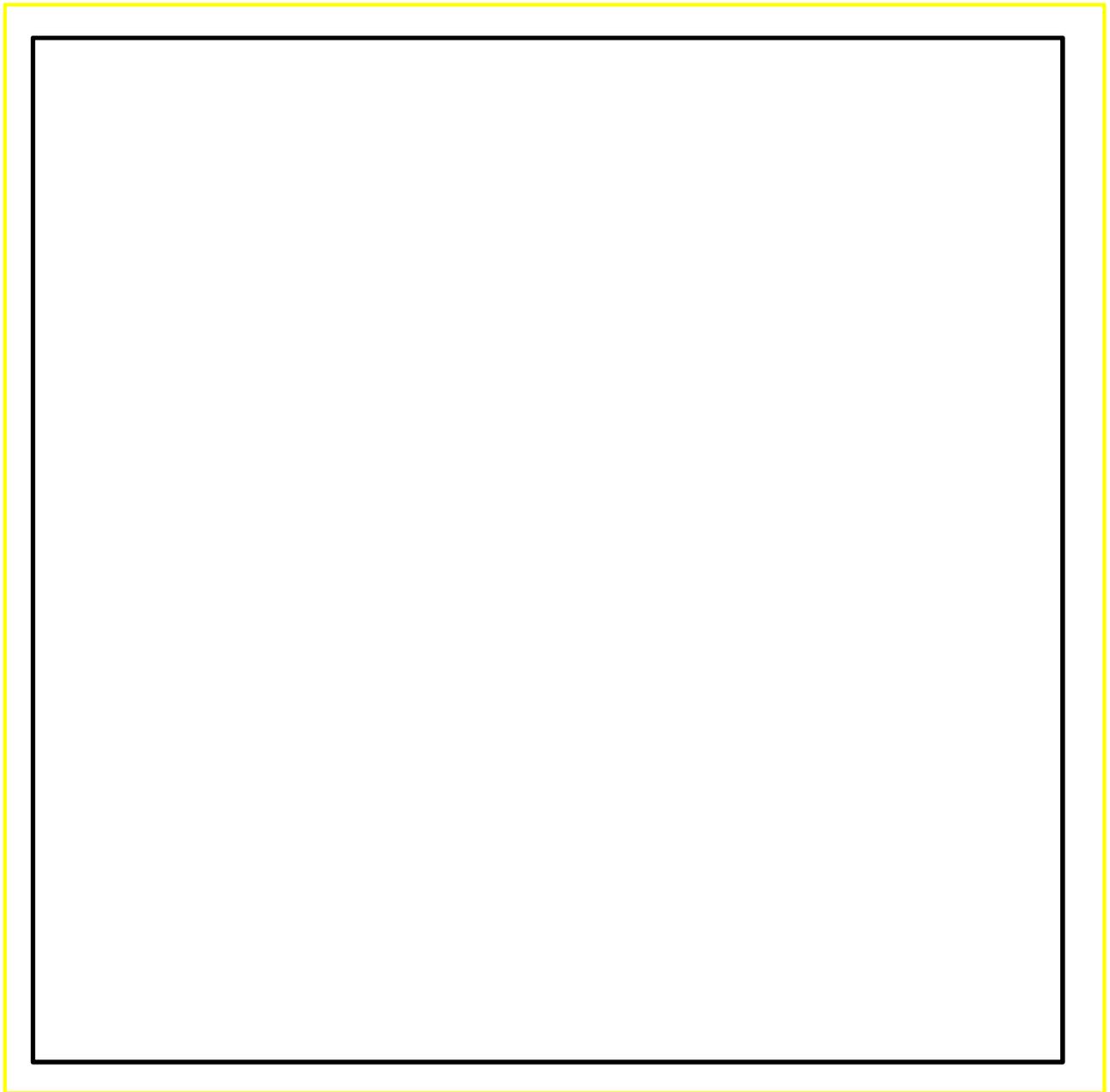
第 1.13-30 図 ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



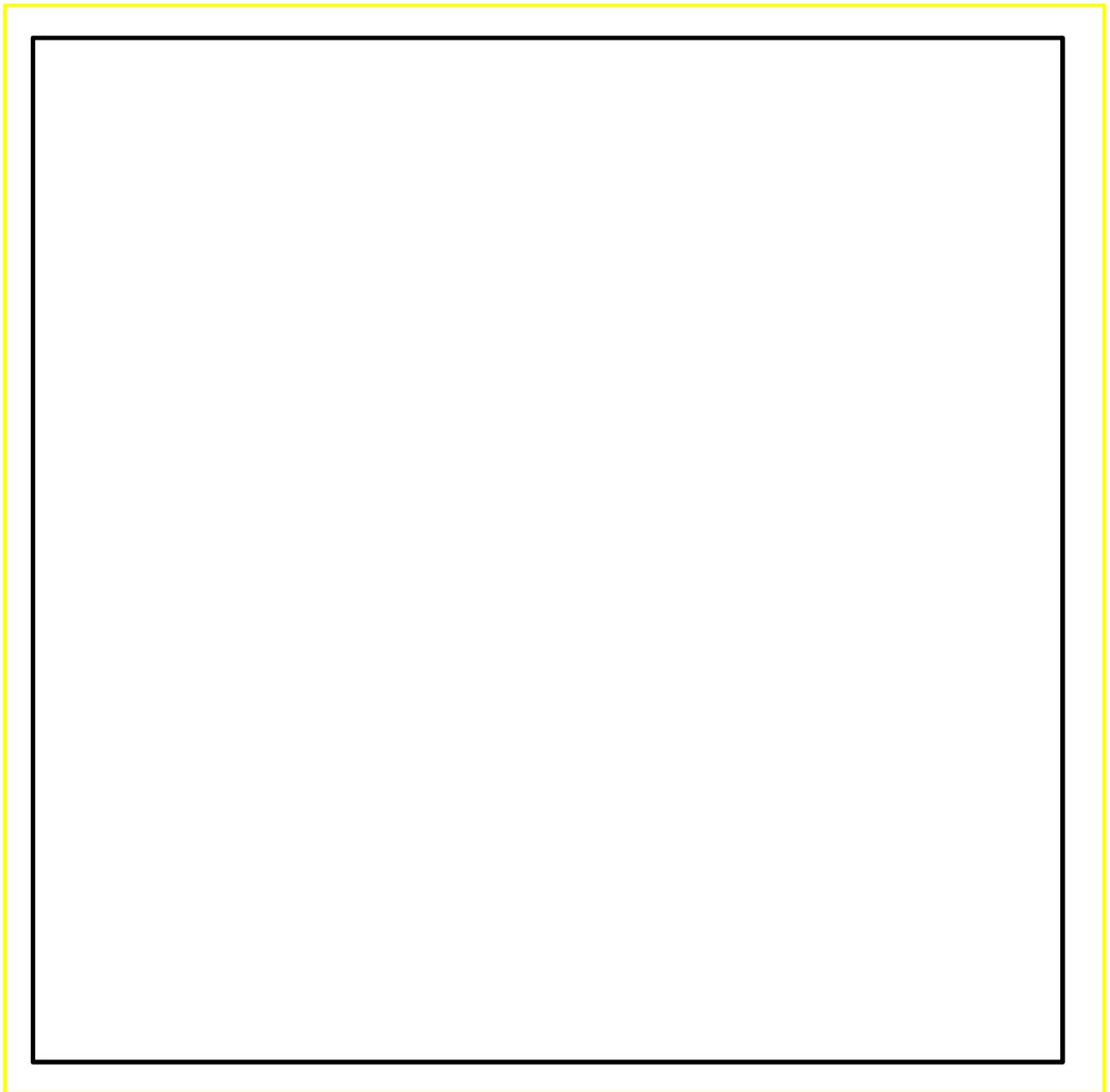
第 1.13-31 図 ホース敷設図（高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



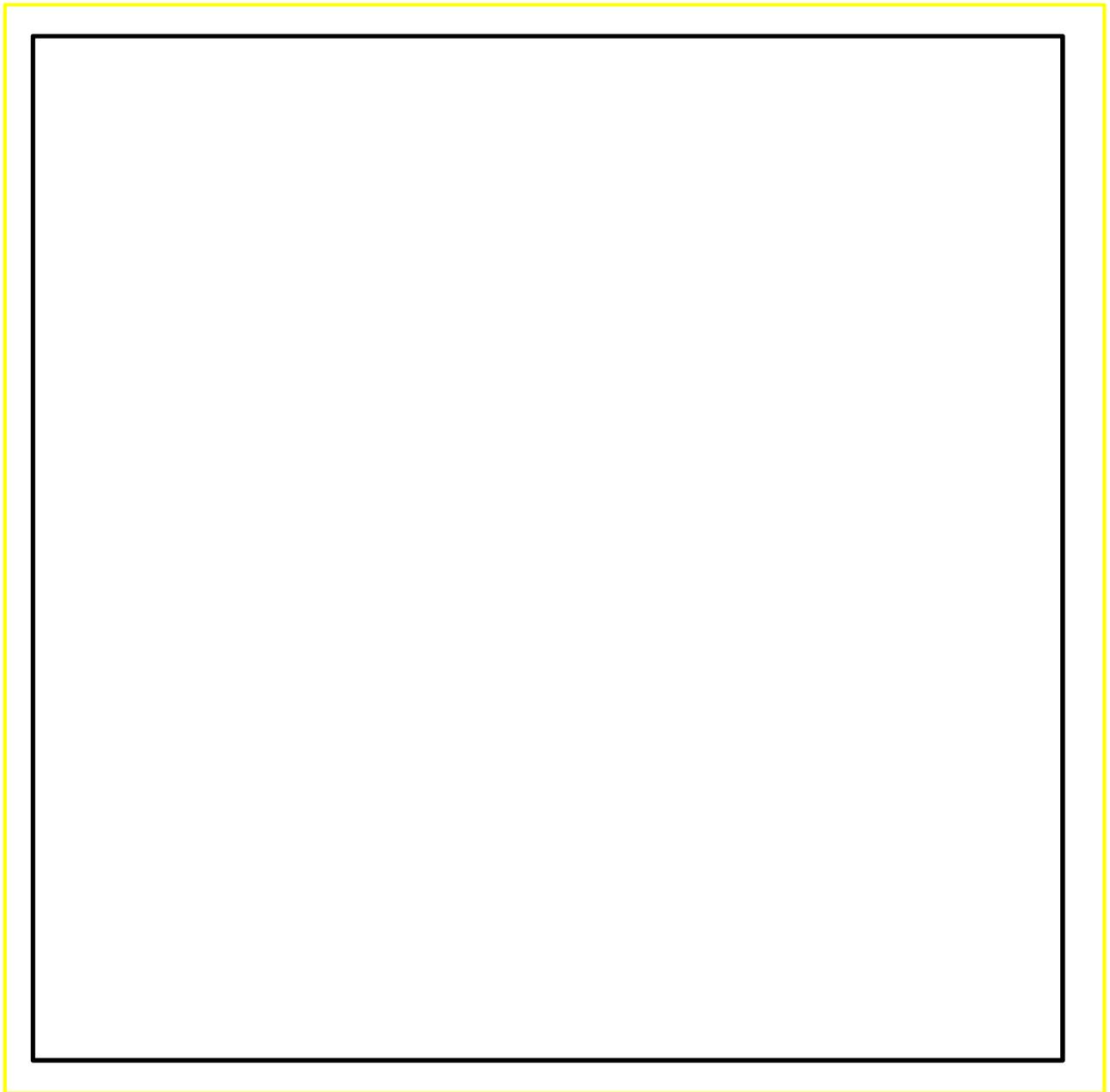
第 1.13-32 図 ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



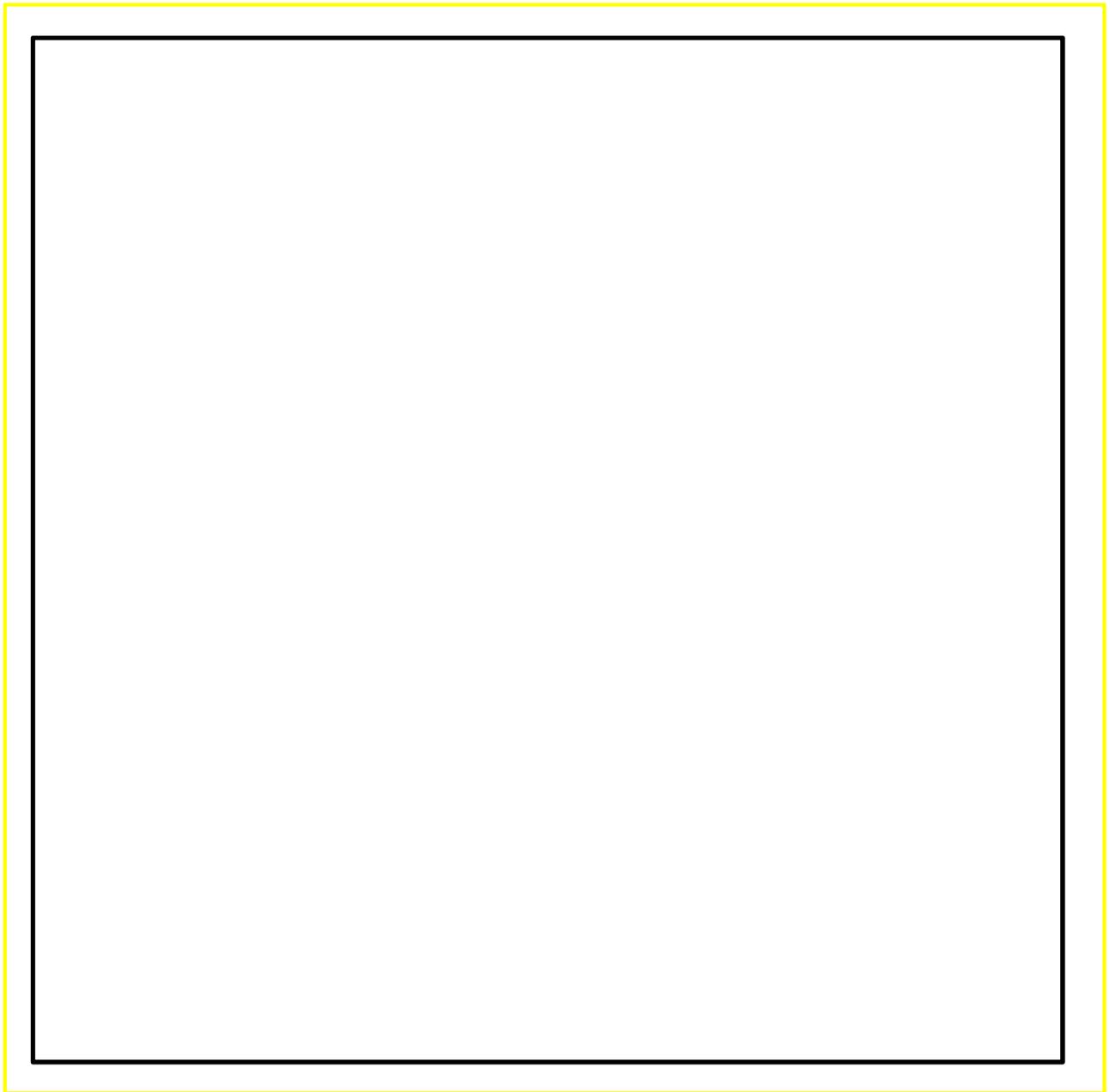
第 1.13-33 図 ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給）



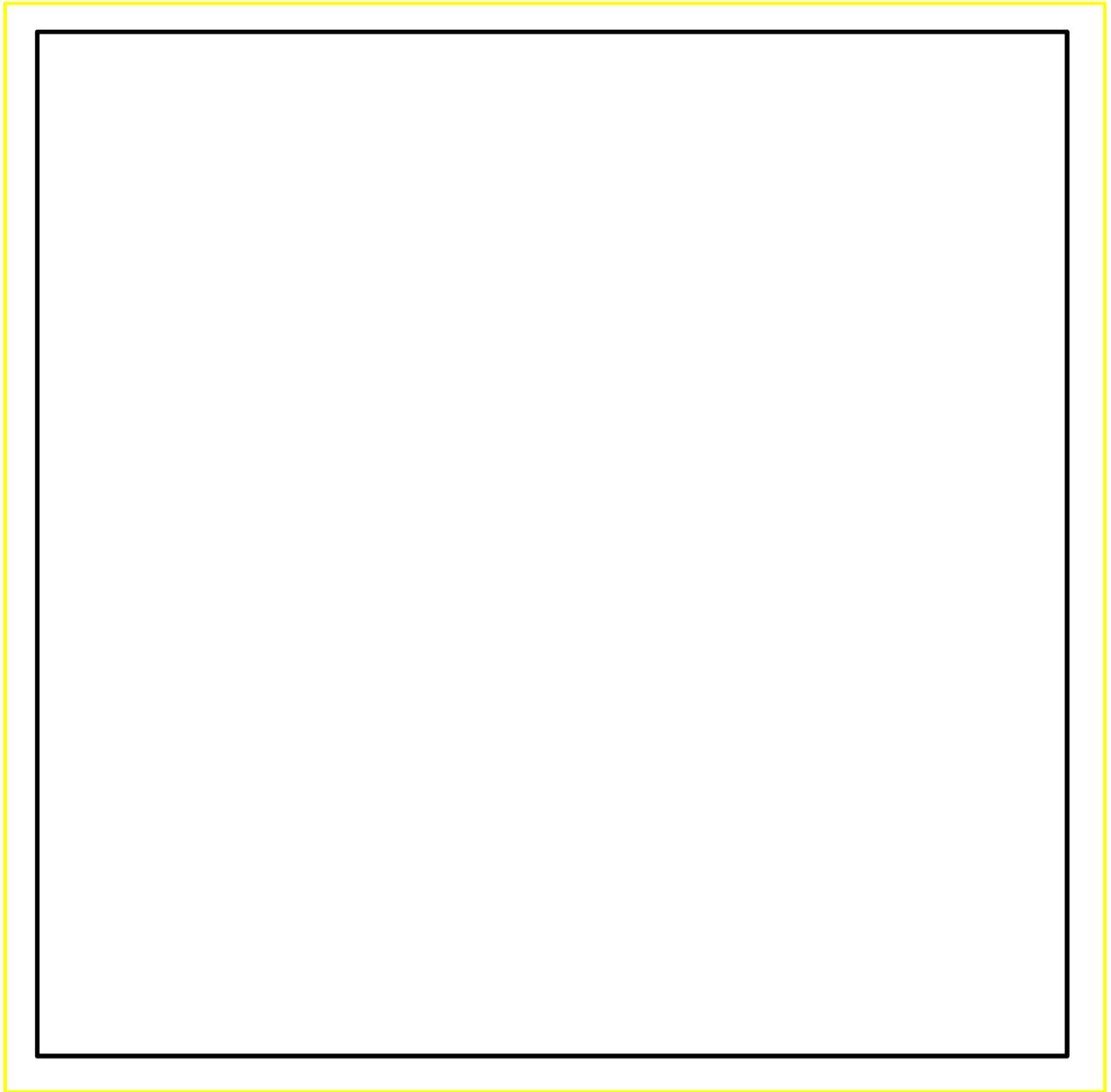
第 1.13-34 図 ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給）



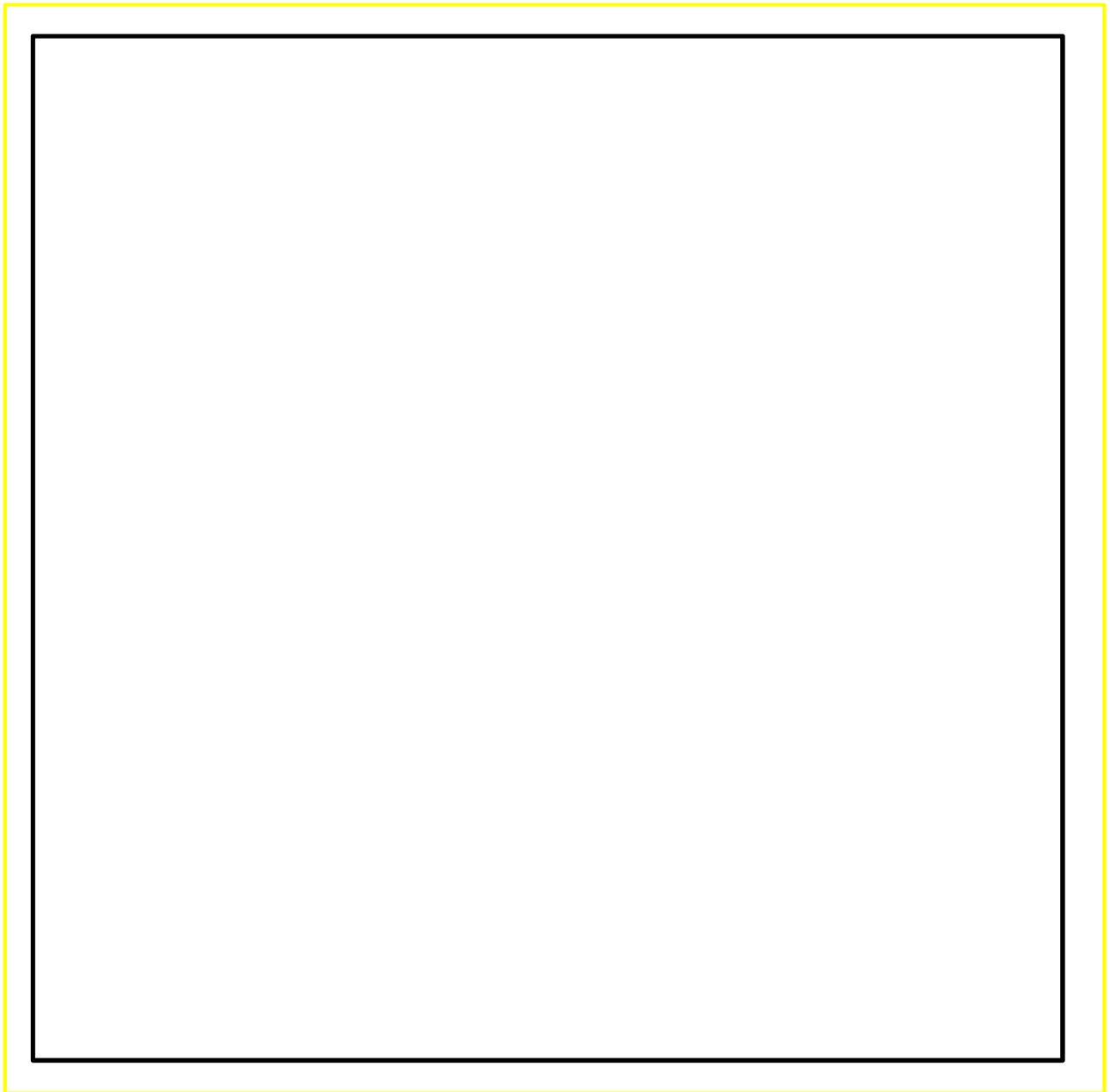
第 1.13-35 図 ホース敷設図（高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給）



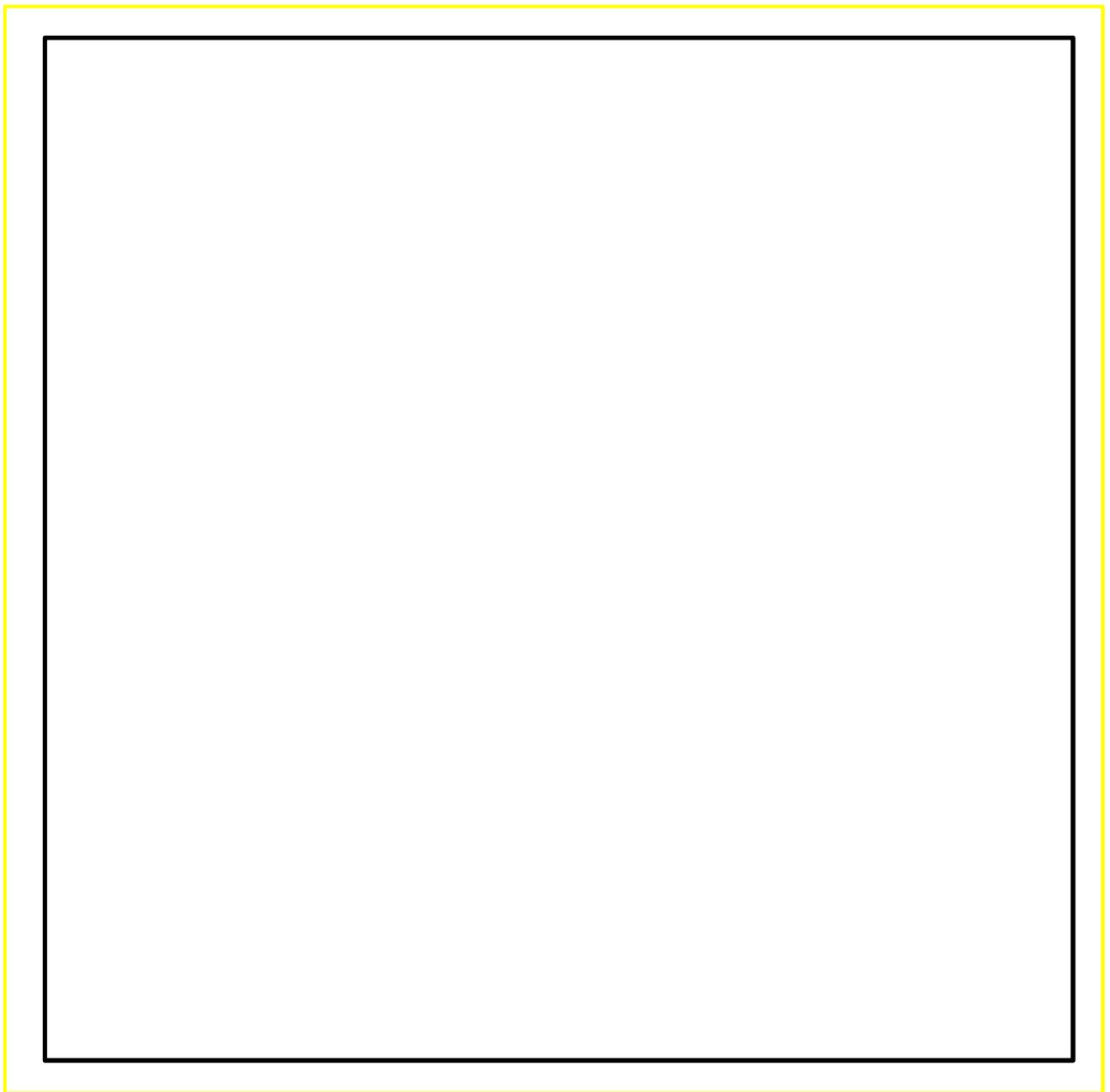
第 1.13-36 図 ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給）



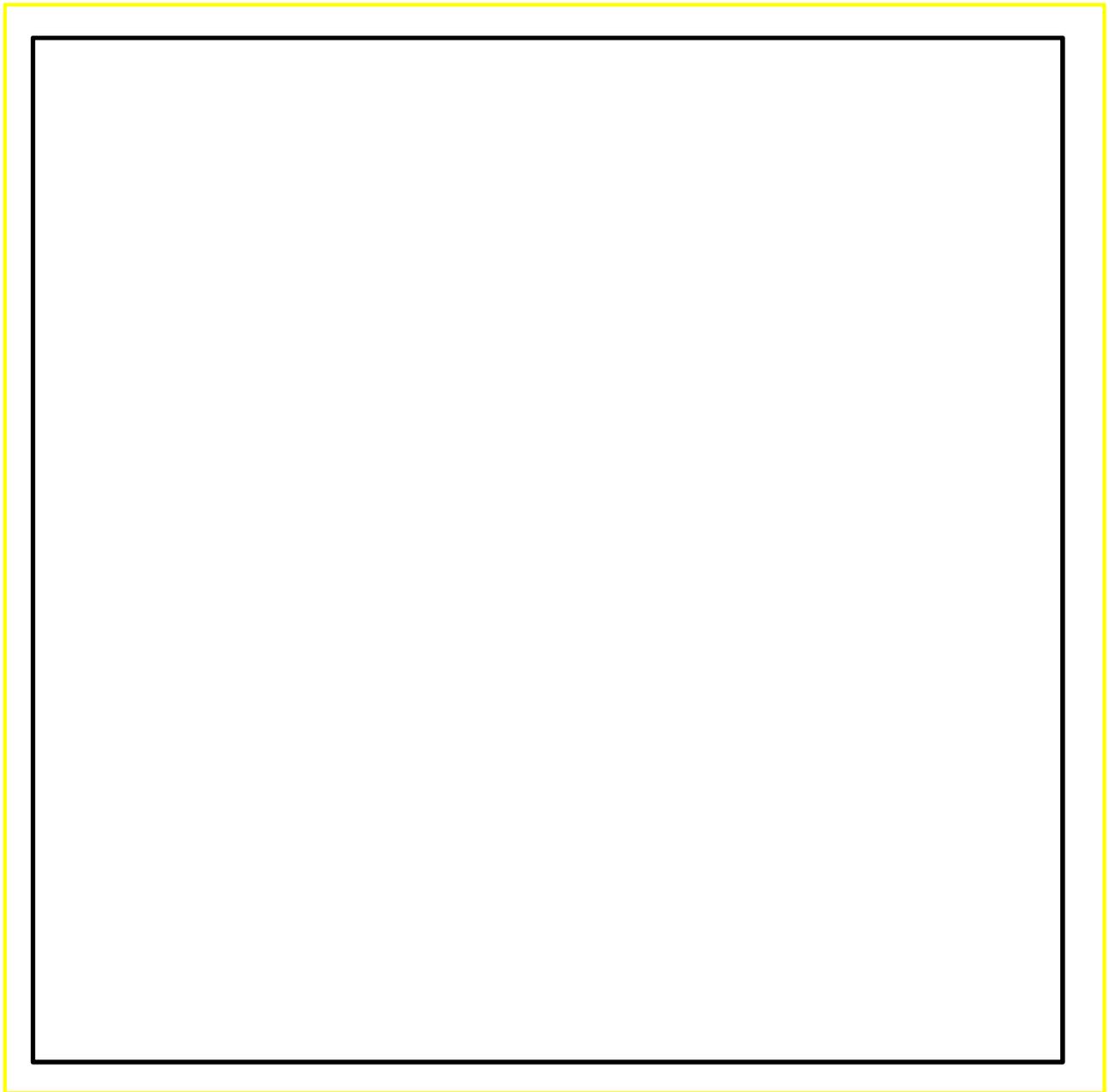
第 1.13-37 図 ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給）



第 1.13-38 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高所淡水池への補給）



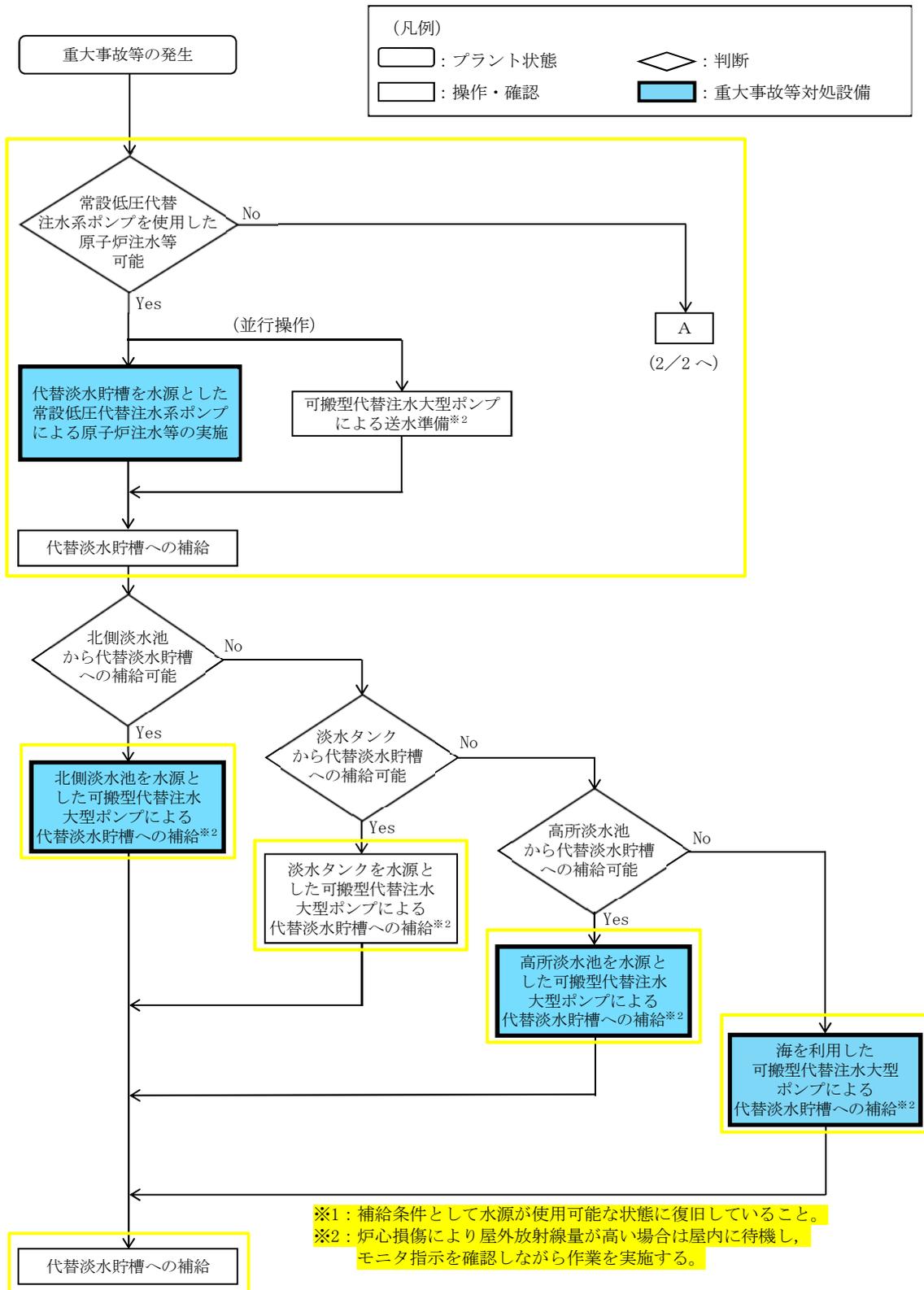
第 1.13-39 図 ホース敷設図（北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給）



第 1.13-40 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高所淡水池への補給）

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給のための対応手順

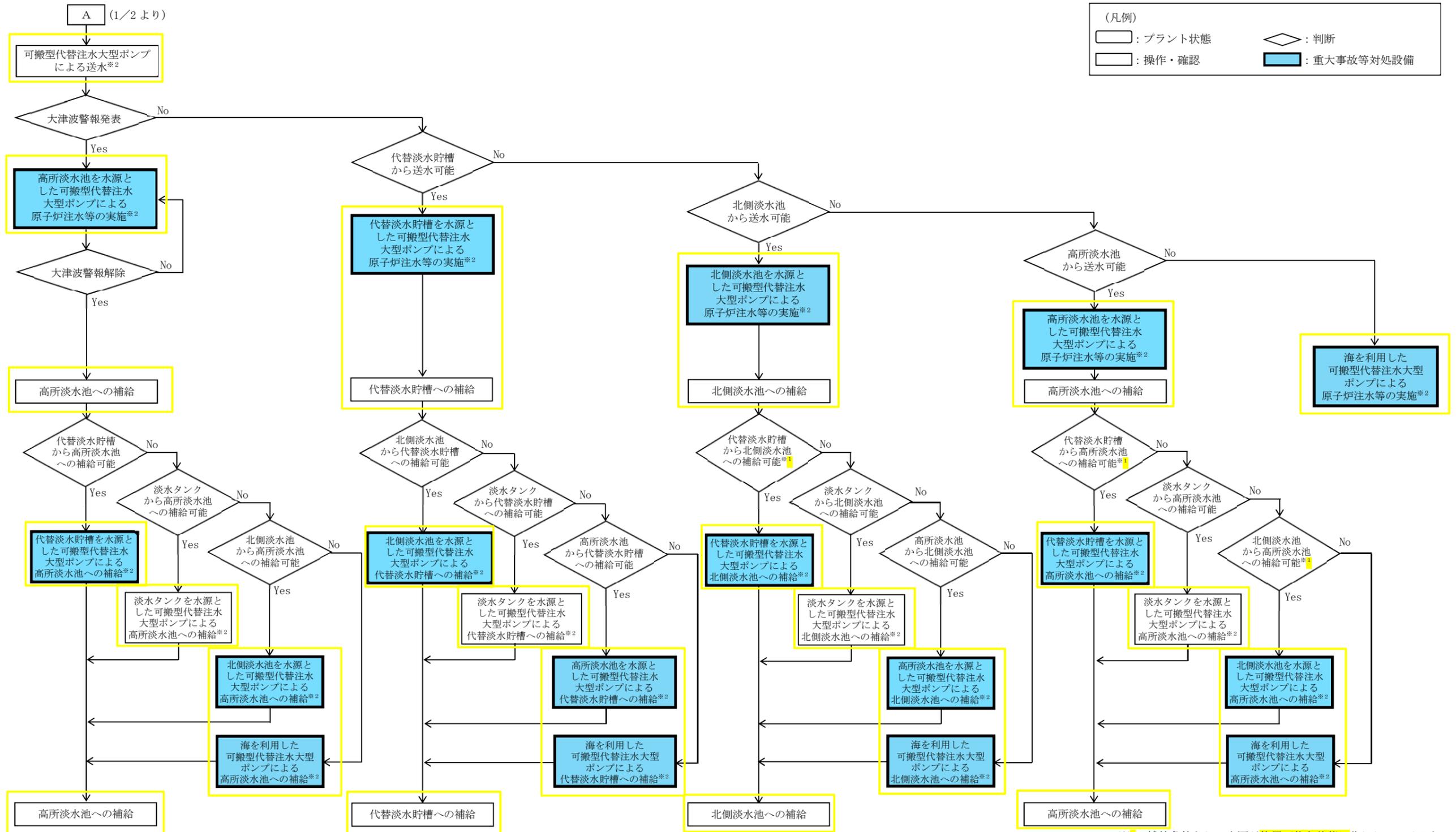
(1) 常設低圧代替注水系ポンプを使用して注水等を行う場合の対応手段の選択



第 1.13-41 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のための対応手順

(2) 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

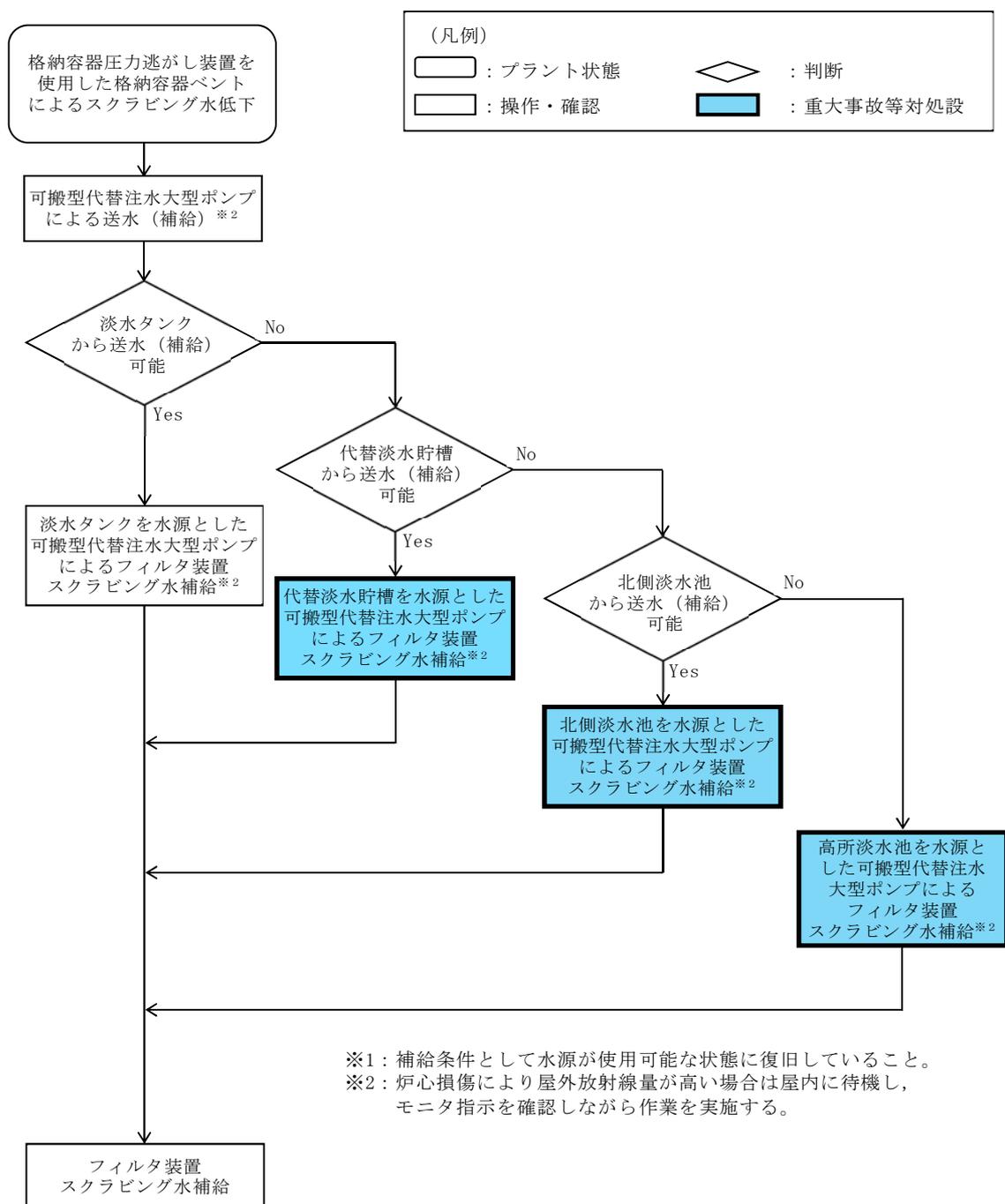


※1: 補給条件として水源が使用可能な状態に復旧していること。
 ※2: 炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

第 1.13-41 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のための対応手順

(3) 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 1.13-41 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/13)

技術的能力審査基準(1.13)	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】</p> <p>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十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p>【解釈】</p> <p>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、以下に掲げる措置を行うために手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第71条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<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>	②	<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こと。</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こと。</p>	⑨
<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>	③	<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>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>	⑩
<p>c) 海を水源として利用できること。</p>	④	<p>c) 海を水源として利用できること。</p>	<p>c) 海を水源として利用できること。</p>	⑪
<p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p>	⑤	<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>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p>	⑫
<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>	⑥	<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>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>	⑬
<p>f) 水の供給が中断することがないように、水源の切り替え手順等を定めること。</p>	⑦	<p>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)</p>	<p>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)</p>	—

※1：本条【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/13)

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
代替淡水貯槽を水源とした対応（常設）	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				
	常設スプレイヘッダ	新設				
	-	-	-	-		
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型）	代替淡水貯槽	新設	① ② ③ 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				
	常設スプレイヘッダ	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				
	燃料補給設備	新設				
	-	-				

※1：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/13)

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・プールを水源とした対応	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・プールを水源とした対応	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				残留熱除去系（低圧注水系，格納容器スプレイ冷却系，サブプレッション・プール冷却系）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（低圧注水系，格納容器スプレイ冷却系，サブプレッション・プール冷却系）ポンプ	既設				残留熱除去系海水ポンプ
	残留熱除去系（低圧注水系・格納容器スプレイ冷却系，サブプレッション・プール冷却系）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				残留熱除去系熱交換器（A）
	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				-
	残留熱除去系熱交換器（A）	既設				-
-	-	-	-			
北側淡水池を水源とした対応	北側淡水池 ^{*1}	新設	① ② ③ 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				-
	常設スプレイヘッダ	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				-
	燃料補給設備	新設				-
	-	-				-

※1：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/13)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
高所淡水池を水源とした対応	高所淡水池 ^{※1}	新設	① ② ③ 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				
	常設スプレイヘッダ	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				
	燃料補給設備	新設				
-	-	-	-	-	多目的ろ過水貯蔵タンクを水源とした対応	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
						-
					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						

※1：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/13)

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
-	-	-	-	-	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
						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
						燃料補給設備
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，サブプレジョン・プール冷却系，格納容器スプレイ冷却系）ポンプ
	緊急用海水ポンプ	新設				代替燃料プール冷却系ポンプ
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				D/G 2C
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレジョン・プール冷却系，格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	既設				D/G 2D
	代替燃料プール冷却系ポンプ	新設				HPCS D/G
	常設スプレイヘッダ	新設				使用済燃料プール
	可搬型スプレイノズル	新設				残留熱除去系熱交換器
	緊急用海水ストレーナ	新設				代替燃料プール冷却系熱交換器
	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				
	低压代替注水系配管・弁	新設				
	ホース	新設				
	非常用取水設備	新設				
	燃料補給設備	新設				
-	-	-	-	-	-	-

※1：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/13)

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
	-	-	-	-		-
代替淡水貯槽へ水を補給するための対応 (北側淡水池から代替淡水貯槽への補給)	北側淡水池*1	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬		代替淡水貯槽へ水を補給するための対応 (淡水タンクから代替淡水貯槽への補給)	多目的タンク
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				ろ過水貯蔵タンク
	代替淡水貯槽	新設				原水タンク
	ホース	新設				純水貯蔵タンク
	燃料補給設備	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	-	-	-	代替淡水貯槽		
代替淡水貯槽へ水を補給するための対応 (高所淡水池から代替淡水貯槽への補給)	高所淡水池*1	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ 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
	代替淡水貯槽	新設				燃料補給設備
	ホース	新設				
	燃料補給設備	新設				
	-	-	-			
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)	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		-	-
	代替淡水貯槽	新設				
	ホース	新設				
	非常用取水設備	新設				
	燃料補給設備	新設				
	-	-	-			

※1：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/13)

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		
北側淡水池へ水を補給するための対応 (代替淡水貯槽から北側淡水池への補給)	代替淡水貯槽	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	-	北側淡水池へ水を補給するための対応 (淡水タンクから北側淡水池への補給)	多目的タンク		
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				ろ過水貯蔵タンク		
	北側淡水池 ^{*1}	新設				原水タンク		
	ホース	新設				純水貯蔵タンク		
	燃料補給設備	新設				可搬型代替注水大型ポンプ		
-	-	-	-	北側淡水池 ^{*1}				
-	-	-	-	多目的タンク配管・弁				
-	-	-	-	ホース				
-	-	-	-	燃料補給設備				
-	-	-	-	-				
北側淡水池へ水を補給するための対応 (高所淡水池から北側淡水池への補給)	高所淡水池 ^{*1}	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						
	北側淡水池 ^{*1}	新設						
	ホース	新設						
	燃料補給設備	新設						
-	-	-	-	-				
北側淡水池へ水を補給するための対応 (海から北側淡水池への補給)	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	-			-	-
	北側淡水池 ^{*1}	新設						
	ホース	新設						
	非常用取水設備	新設						
	燃料補給設備	新設						
-	-	-	-	-				

※1：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (8/13)

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
<p>高所淡水池へ水を補給するための対応 (代替淡水貯槽から高所淡水池への補給)</p>	代替淡水貯槽	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬	-	<p>高所淡水池へ水を補給するための対応 (淡水タンクから高所淡水池への補給)</p>	多目的タンク
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				ろ過水貯蔵タンク
	高所淡水池 ^{*1}	新設				原水タンク
	ホース	新設				純水貯蔵タンク
	燃料補給設備	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	-	-				-
<p>高所淡水池へ水を補給するための対応 (北側淡水池から高所淡水池への補給)</p>	北側淡水池 ^{*1}	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ 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
	高所淡水池 ^{*1}	新設				燃料補給設備
	ホース	新設				-
	燃料補給設備	新設				-
	-	-				-
<p>高所淡水池へ水を補給するための対応 (海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給)</p>	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬	-	-	-
	高所淡水池 ^{*1}	新設				-
	ホース	新設				-
	非常用取水設備	新設				-
	燃料補給設備	新設				-
	-	-				-

※1：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (9/13)

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
	-					
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場合）	北側淡水池 ^{※1}	新設	① ⑦ ⑧		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場合）	多目的タンク
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				ろ過水貯蔵タンク
	代替淡水貯槽	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				可搬型代替注水大型ポンプ
	燃料補給設備	新設				代替淡水貯槽
	-	-	-	-		多目的タンク配管・弁
				ホース		
				非常用取水設備		
				燃料補給設備		
				-		
水源を切り替えるための対応（淡水から海水への切替え） （代替淡水貯槽へ補給する場合）	高所淡水池 ^{※1}	新設	① ⑦ ⑧		-	-
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	代替淡水貯槽	新設				
	ホース	新設				
	非常用取水設備	新設				
	燃料補給設備	新設				
	-	-	-	-		

※1：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (10/13)

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
(北側淡水池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) 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		(北側淡水池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
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				ろ過水貯蔵タンク
	北側淡水池※1	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				可搬型代替注水大型ポンプ
	燃料補給設備	新設				北側淡水池※1
	-	-				-
				ホース		
				非常用取水設備		
				燃料補給設備		
				-		
(北側淡水池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) 高所淡水池から補給している場合)	高所淡水池※1	新設	① ⑦ ⑧		-	-
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	北側淡水池※1	新設				
	ホース	新設				
	非常用取水設備	新設				
	燃料補給設備	新設				
	-	-				

※1：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (11/13)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
(高所淡水池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) 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		(高所淡水池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
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				ろ過水貯蔵タンク
	高所淡水池 ^{※1}	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				可搬型代替注水大型ポンプ
	燃料補給設備	新設				高所淡水池 ^{※1}
	-	-	-	-		多目的タンク配管・弁
(高所淡水池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) 北側淡水池から補給している場合)	北側淡水池 ^{※1}	新設	① ⑦ ⑧		-	ホース
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				非常用取水設備
	高所淡水池 ^{※1}	新設				燃料補給設備
	ホース	新設				-
	非常用取水設備	新設				-
	燃料補給設備	新設				-
	-	-	-	-		-

※1：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (12/13)

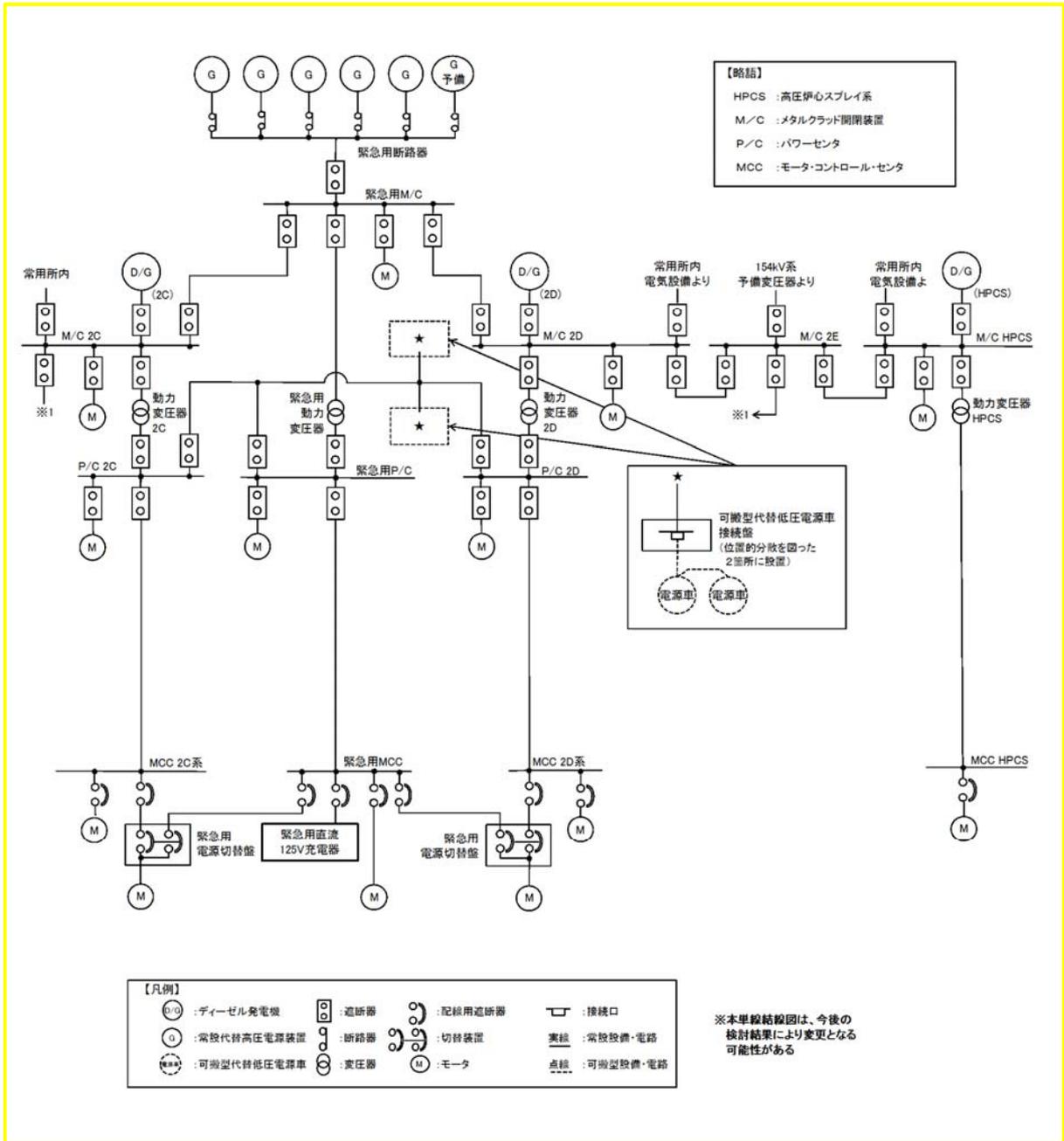
重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
(外部水源) 水源を切り替えるための対応 (外部水源から内部水源への切替え) (代替淡水貯槽) から内部水源 (サブプレッション・プール) への切替え	サブプレッション・プール	新設	① ⑦ ⑧			サブプレッション・プール
	代替淡水貯槽	既設				代替淡水貯槽
	代替循環冷却系ポンプ	新設				代替循環冷却系ポンプ
	常設低圧代替注水系ポンプ	新設				常設低圧代替注水系ポンプ
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	緊急用海水ポンプ	新設				残留熱除去系熱交換器 (A)
	残留熱除去系海水ストレータ	既設				-
	緊急用海水ストレータ	新設				
	残留熱除去系熱交換器 (A)	既設				
	-	-	-	-		-

※1: 本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (13/13)

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十分な量の水を有する水源であるサブプレッション・プール水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、北側淡水池、高所淡水池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、以下に掲げる措置を行うために手順等をいう。</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、北側淡水池、高所淡水池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>重大事故等の収束に必要な代替淡水源として、代替淡水貯槽、北側淡水池及び高所淡水池の複数を確認する。</p>
<p>c) 海を水源として利用できること。</p>	<p>重大事故等の収束に必要な水源である海水は、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を用いて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>重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽、北側淡水池、高所淡水池及び海水の移送ルートについて、構内のアクセス状況を考慮してホースを敷設することで、各水源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>重大事故等の収束に必要な代替淡水源からのホース及び可搬型代替注水大型ポンプは、可搬型代替注水大型ポンプ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、水源の切り替え手順等を定めること。</p>	<p>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、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を用いて海水を取水し、淡水供給中の水源へ海水を補給することで、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>

※1：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）



第1図 対応手順として選定した設備の電源構成図（交流電源）

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
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	4 (予備 2) 個
代替循環冷却系ポンプ	常設	Sクラス	約 250m ³ /h/個	約 120m	1 個
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
電動駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約 3.7 m ³ /min/個	89m	1 個
ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約 4.3 m ³ /min/個	90m	1 個
復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	2000 m ³ /個※ ²	—	2 個
制御棒駆動水ポンプ	常設	Bクラス	46.3 m ³ /h/個	823m	2 個
復水移送ポンプ	常設	Bクラス	145.4 m ³ /h/個	85.4m	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

※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、水源を確保し（代替淡水貯槽への可搬型代替注水大型ポンプ設置）、接続口を選定し、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，フィルタ装置格納槽周辺，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東側接続口又は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，東側接続口又は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 : 「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）

「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※ : 「東側接続口を使用した場合」165分以内（放射
線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「西側接続口を使用した場合」145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※ : 125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. 北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

(1) 北側淡水池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、北側淡水池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、水源を確保し（北側淡水池への可搬型代替注水大型ポンプ設置）、接続口を選定し、送水ルートを決定する。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、北側淡水池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，フィルタ装置格納槽周辺，北側淡水池周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

(a) 北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる東側接続口又は西側接続口を使用した送水

北側淡水池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，東側接続口又は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 : 「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）

「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※：「東側接続口を使用した場合」135分以内（放射
線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「西側接続口を使用した場合」185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) 北側淡水池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

北側淡水池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，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※：155分以内（放射線防護具着用，移動及びホース
敷設を含む）

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトによ

り，夜間における作業性を確保している。また，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。

3. 高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

(1) 高所淡水池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、高所淡水池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、水源を確保し（高所淡水池への可搬型代替注水大型ポンプ設置）、接続口を選定し、送水ルートを決定する。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、高所淡水池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周辺，フィルタ装置格納槽周辺，高所淡水池周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

(a) 高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる東側接続口又は西側接続口を使用した送水

高所淡水池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，東側接続口又は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 : 「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）

「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※：「東側接続口を使用した場合」180分以内（放射
線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「西側接続口を使用した場合」185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) 高所淡水池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

高所淡水池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

(c) 高所淡水池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

高所淡水池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、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[※] : 155分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

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

4. 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送水

(1) 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大型ポンプによる送水が必要な状況において、水源を確保し（淡水タンクへの可搬型代替注水大型ポンプ設置）、接続口を選定し、送水ルートを決める。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、海を水源とし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（フィルタ装置格納槽周辺、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※ : 130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。

5. 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、水源を確保し（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）、接続口を選定し、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，海水取水箇所（S A用海水ピット）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

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，東側接続口又は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 : 「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）

「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※ : 「東側接続口を使用した場合」135分以内（放射線

防護具着用，移動及びホース敷設を含む)

「西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)

※：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），送受信器のうち，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代替淡水貯槽への補給

(1) 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、補給ルートを決定する。

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（代替淡水貯槽周辺、北側淡水池周辺、淡水タンク周辺、高所淡水池周辺、海水取水箇所（S A用海水ピット）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

北側淡水池、淡水タンク、高所淡水池及び海を水源とした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 : 「北側淡水池を水源とした場合」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）

「高所淡水池を水源とした場合」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※：「北側淡水池を水源とした場合」155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（1ルートのみ）」

145分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「高所淡水池を水源とした場合」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」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。

7. 可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給

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北側淡水池への補給が必要な状況において、水源を選定し、補給ルートを決する。

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（北側淡水池周辺、代替淡水貯槽周辺、淡水タンク周辺、高所淡水池周辺、海水取水箇所（S A用海水ピット）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

代替淡水貯槽、淡水タンク、高所淡水池及び海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給として、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」8名（重大事故等対応要員8名）
「淡水タンクを水源とした場合」8名（重大事故等対応要員8名）
「高所淡水池を水源とした場合」8名（重大事故等対応要員8名）
「海を水源とした場合」8名（重大事故等対応要員8

名)

所要時間目安※：「代替淡水貯槽を水源とした場合」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）

「高所淡水池を水源とした場合」190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。

8. 可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給

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高所淡水池への補給が必要な状況において、水源を選定し、補給ルートを決する。

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（高所淡水池周辺、代替淡水貯槽周辺、淡水タンク周辺、北側淡水池周辺、海水取水箇所（SA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、北側淡水池及び海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給として、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」8名（重大事故等対応要員8名）
- 「淡水タンクを水源とした場合」8名（重大事故等対応要員8名）
- 「北側淡水池を水源とした場合」8名（重大事故等対応要員8名）
- 「海を水源とした場合」8名（重大事故等対応要員8名）

名)

所要時間目安※：「代替淡水貯槽を水源とした場合」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」155分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「北側淡水池を水源とした場合」195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」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



ホース脱着訓練



東海港での送水訓練
(ホース敷設)



東海港での送水訓練
(水中ポンプユニット設置)



車両操作訓練 (ポンプ起動)



夜間での送水訓練
(ホース敷設)



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
(ホース敷設)



放射線防護具着用による送水訓練
(水中ポンプユニット設置)

9. 水源の補給準備及び補給作業における放射線量等の影響について

格納容器過圧・過温破損の重要事故シーケンスにおける水源の補給準備・補給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に対して、代替循環冷却系を使用し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線量等を総合的に判断し、作業員の被ばく低減を図りつつ注水等を極力早期に実施できるよう正と負の影響を考慮したうえで、屋外作業着手の判断を行うが、実効線量評価においては、水源が枯渇する前に補給開始可能な時間である事象発生 42 時間 30 分後とする。

c. 被ばく経路

水源の補給準備・補給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）」発生

時に必要な水源の補給準備・補給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	可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給準備・補給
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放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインによる外部被ばく）	○
作業場所（室内）に取り込まれた放射性物質	作業場所（室内）に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※1
	作業場所（室内）に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく	—※1
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）	○

“○”：評価対象経路

“—”：評価対象外経路

※1 屋外作業のため、対象外

e. 主な評価条件及び評価結果

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 66mSv（= 約 12mSv/h × 約 2.6h + 約 4.8mSv/h × 7.5h）となり、作業可能である。主な評価条件及び被ばく線量の確認結果を第2表に示す。

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		可搬型代替注水大型ポンプ による水源補給準備・補給	
		補給準備作業	補給作業
線量評価点		敷地内の最大濃度評価点	線量率が高くなる北側淡水池付近の評価点
作業時間帯		事象発生 42 時間 30 分後	
作業時間（移動時間含む）		155 分（約 2.6 時間）※ ¹	450 分（7.5 時間）※ ²
線量率		約 12mSv/h	約 4.8mSv/h
線量確認結果（マスク考慮） （補給準備作業と補給作業の合計線量）		約 66mSv	
主な評価条件	原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいする放射性物質	<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 	
	大気中へ放出される放射性物質	<ul style="list-style-type: none"> 大気中へ放出された放射性物質による被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果を考慮して作業員の実効線量を評価 	
	フィルタ装置内の放射性物質	<ul style="list-style-type: none"> 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 北側淡水池から代替淡水貯槽への補給準備作業時間（淡水補給の準備作業における最長時間）

※2 北側淡水池から代替淡水貯槽への補給時間

10. 取水源からの取水時の異物管理について

重大事故等時には、常設設備の水源より原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、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、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽、北側淡水池、高所淡水池、淡水タンク及び海（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。

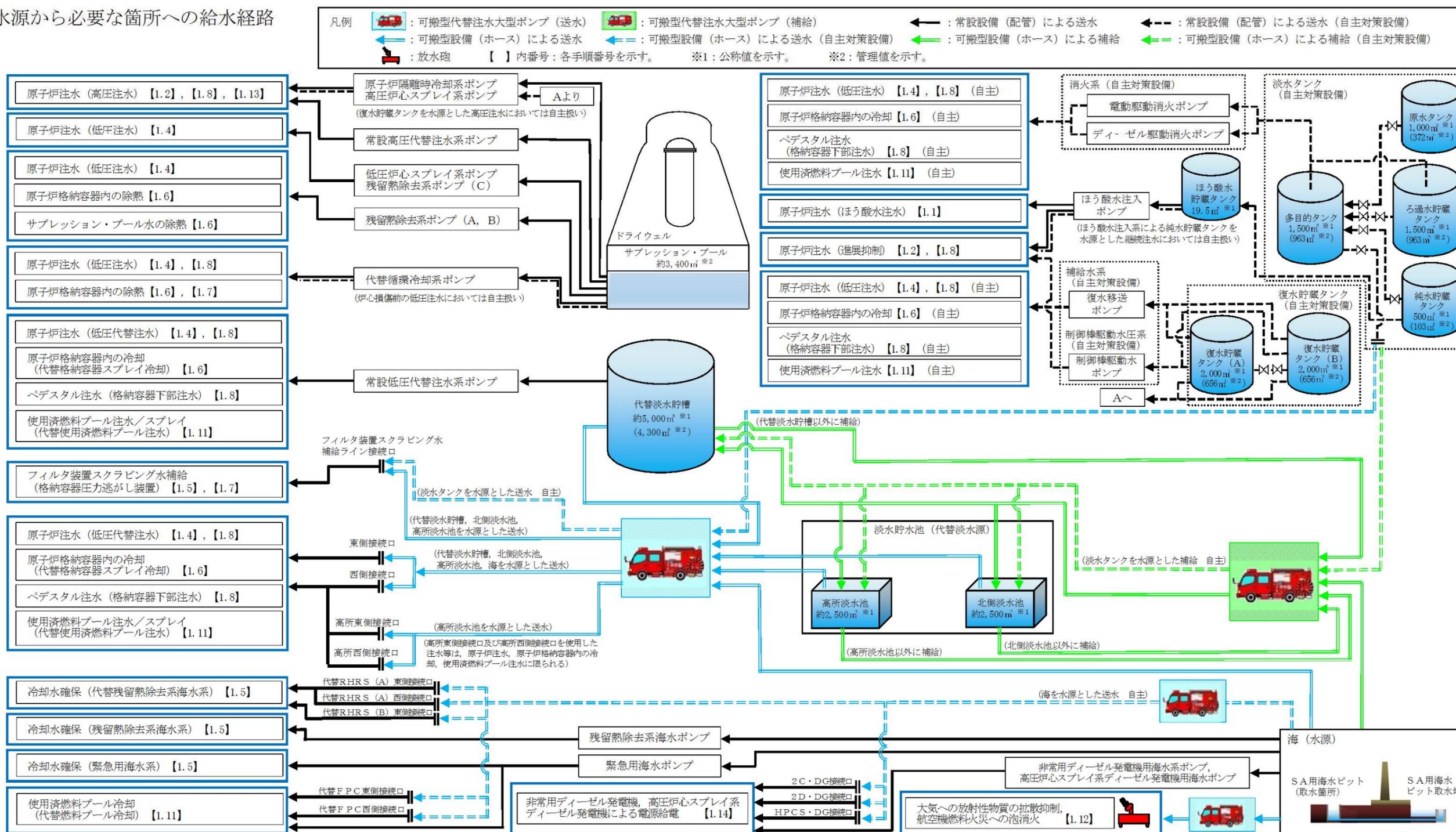
常設設備へ送水する際は、津波等の自然災害の影響により、取水箇所には瓦礫等の漂流物が浮遊、又は水底に堆積していることが懸念されるが、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットについては、吸込み部を水面より低く着底しない位置に固定し設置するため、漂流物の影響を受けにくい。また、水中ポンプユニットの吸込み部にはストレーナを設置しているため、異物の吸込み防止を図ることが可能である。



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める。

リンク先一覧 (1/12)

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(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(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

リンク先一覧 (2/12)

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.】
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注水	【1.11.2.2(1)a.】
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)】
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)】
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.】
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)】
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)】
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	フィルタ装置スクラビング水補給

リンク先一覧 (3/12)

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	【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）
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を使用した使用済燃料プール注水系（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.】	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（注水ライオン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
1.13.2.1(2)f.(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注水	【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注水（淡水／海水）
1.13.2.1(2)f.(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注水	【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注水（淡水／海水）
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ウンタ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）	【1.2.2.2(1)a.】 【1.2.2.3(1)a.】	中央制御室からの高圧代替注水系起動
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）	【1.2.2.2(1)b.】 【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
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	【1.2.2.1(1)】	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
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	【1.2.2.1(2)】	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水
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）	【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

リンク先一覧 (4/12)

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 (溶融炉心のペデスタル (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.】
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)】
1.13.2.1(3) b. (b)	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉注水 【1.4.2.2(2) a. (a)】 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・プール水の除熱	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・プール水の除熱 【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・プール水の除熱 【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. (a)】
1.13.2.1(3) d. (d)	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. (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減圧及び除熱	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)】
1.13.2.1(3) d. (f)	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)	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 【1.8.2.2(1) e.】
1.13.2.1(4) 北側淡水池を水源とした対応手順		
1.13.2.1(4) a. 北側淡水池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

リンク先一覧 (5/12)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(4) b. 北側淡水池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. 北側淡水池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. 北側淡水池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. 北側淡水池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)
1.13.2.1(4) f. 北側淡水池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(4) 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	【1.11.2.1(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 (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(4) f. (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注水	【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注水 (淡水/海水)

リンク先一覧 (6/12)

手順等		リンク先
1.13.2.1(4) f. (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	【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）
1.13.2.1(5) 高所淡水池を水源とした対応手順		
本資料に記載		
1.13.2.1(5) a. 高所淡水池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(5) b. 高所淡水池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(5) 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(5) b. (b)	低圧代替注水系（可搬型）による 残存熔融炉心の冷却	【1.4.2.2(3) a. (b)】 低圧代替注水系（可搬型）による 残存熔融炉心の冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(5) b. (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（熔融炉心のベデスタル（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）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）
1.13.2.1(5) c. 高所淡水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却		
1.13.2.1(5) 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(5) 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(5) d. 高所淡水池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(5) 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(5) e. 高所淡水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水		
1.13.2.1(5) e. (a)	格納容器下部注水系（可搬型）によるベデスタル（ドライウエル部）への注水	【1.8.2.1(1) b.】 格納容器下部注水系（可搬型）によるベデスタル（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）

リンク先一覧 (7/12)

手順等		リンク先
1.13.2.1(5)f. 高所淡水池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(5)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)f.(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注水（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(6) 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		
1.13.2.1(6)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パウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(6)a.(a)	消火系による原子炉注水	【1.4.2.2(1)a.(d)】
1.13.2.1(6)a.(b)	消火系による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.2(3)a.(d)】
1.13.2.1(6)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.】
1.13.2.1(6)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		
1.13.2.1(6)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)】
1.13.2.1(6)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)】
1.13.2.1(6)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		
1.13.2.1(6)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.】
1.13.2.1(6)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		
1.13.2.1(6)d.(a)	消火系による使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1)d.】

リンク先一覧 (8/12)

手順等		リンク先
1.13.2.1(7) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順		
1.13.2.1(7) 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(7) 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
1.13.2.1(7) 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(7) 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(7) a. (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(7) 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		
1.13.2.1(7) 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(7) 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(7) b. (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圧力容器への注水
1.13.2.1(7) 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(7) 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(7) 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(7) 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(7) 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(7) 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(7) 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 (9/12)

手順等		リンク先
1.13.2.1(8) 淡水タンクを水源とした対応手順		
1.13.2.1(8) a. 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送水		
1.13.2.1(8) 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(8) 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.】 フィルタ装置スクラビング水補給
1.13.2.1(9) 海を水源とした対応手順		
1.13.2.1(9) 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(9) 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(9) 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(9) 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(9) 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(9) c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却		
1.13.2.1(9) 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(9) 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(9) 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(9) d. (a)	格納容器下部注水系（可搬型）によるベデスタル（ドライウエル部）への注水	【1.8.2.1(1) b.】 格納容器下部注水系（可搬型）によるベデスタル（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）

リンク先一覧 (10/12)

手順等		リンク先
1.13.2.1(9)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(9)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（注水ライオン）を使用した使用済燃料プール注水	【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（注水ライオン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水/海水）
1.13.2.1(9)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(9)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(9)f. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への熱輸送		
1.13.2.1(9)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(9)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(9)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(9)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(9)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(9)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(9)i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火		
1.13.2.1(9)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(9)j. 海を水源とした非常用ディーゼル発電機海水系への代替送水		
1.13.2.1(9)j.(a)	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	【1.14.2.1(3)】 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

リンク先一覧 (11/12)

手順等		リンク先
1.13.2.1(9) k. 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		
1.13.2.1(9) k. (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. (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
		【1.11.2.4(1) a. (c)】 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(10) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順		
1.13.2.1(10) a. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入		
1.13.2.1(10) a. (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」	【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」
1.13.2.1(10) a. (b)	ほう酸水注入系による原子炉注水	【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(10) a. (c)	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入（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）	【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
1.13.2.2 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)	北側淡水池を水源とした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. (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代替淡水貯槽への補給	本資料に記載
1.13.2.2(1) a. (c)	高所淡水池を水源とした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. (d)	海を水源とした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) 北側淡水池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北側淡水池への補給（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北側淡水池への補給	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北側淡水池への補給	本資料に記載

リンク先一覧 (12/12)

手順等		リンク先
1.13.2.2(2) a. (c)	高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給	本資料に記載
1.13.2.2(2) a. (d)	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる北側淡水池への補給	本資料に記載
1.13.2.2(3) 高所淡水池へ水を補給するための対応手順		
1.13.2.2(3) a. 可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給 (淡水/海水)		
1.13.2.2(3) 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高所淡水池への補給	本資料に記載
1.13.2.2(3) 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高所淡水池への補給	本資料に記載
1.13.2.2(3) a. (c)	北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給	本資料に記載
1.13.2.2(3) a. (d)	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給	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.	北側淡水池へ補給する水源の切替え	本資料に記載
1.13.2.3(2) c.	高所淡水池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