

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0056 改20
提出年月日	平成29年1月27日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

「**实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1月

東京電力ホールディングス株式会社

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

下線部：今回ご提出資料

< 添付資料 目次 >

- 添付資料 1.0.1 本来の用途以外の用途として使用する重大事故等に対処するための設備に係る切り替えの容易性について
- 添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて
- 添付資料 1.0.3 予備品等の確保及び保管場所について
- 添付資料 1.0.4 外部からの支援について
- 添付資料 1.0.5 重大事故等への対応に係る文書体系
- 添付資料 1.0.6 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について
- 添付資料 1.0.7 有効性評価における重大事故対応時の手順について
- 添付資料 1.0.8 大津波警報発令時の原子炉停止操作等について
- 添付資料 1.0.9 重大事故等の対処に係る教育及び訓練について
- 添付資料 1.0.10 重大事故等発生時の体制について
- 添付資料 1.0.11 重大事故等発生時の発電用原子炉主任技術者の役割について
- 添付資料 1.0.12 福島第一原子力発電所の事故教訓を踏まえた対応について
- 添付資料 1.0.13 緊急時対策要員の作業時における装備について
- 添付資料 1.0.14 技術的能力対応手段と有効性評価比較表
技術的能力対応手段と運転手順等比較表
- 添付資料 1.0.15 格納容器の長期にわたる状態維持に係る体制の整備について
- 添付資料 1.0.16 重大事故等発生時における停止号炉の影響について

下線部：今回ご提出資料

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

外部からの支援について

< 目 次 >

1. 事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材.....	1.0.4-1
(1) 重大事故発生後7日間の対応.....	1.0.4-1
(2) 重大事故等発生後7日間以降の対応.....	1.0.4-1
2. プラントメーカ及び協力会社による支援.....	1.0.4-2
(1) プラントメーカによる支援.....	1.0.4-2
a. 支援体制.....	1.0.4-2
(2) 協力会社による支援.....	1.0.4-3
a. 放射線測定，管理業務等の支援体制.....	1.0.4-3
b. 緊急時に係る設備の修理・復旧等の支援体制.....	1.0.4-3
c. 資機材及び要員運搬に係る支援体制.....	1.0.4-3
d. 燃料調達に係る支援体制.....	1.0.4-4
e. 消火，注水活動に係る支援体制.....	1.0.4-4
3. 原子力事業者による支援.....	1.0.4-4
4. その他組織による支援.....	1.0.4-5
5. 原子力事業所災害対策支援拠点.....	1.0.4-7
表1 発電所構内に確保している燃料（事象発生後7日間の対応）.....	1.0.4-9
表2 放射線防護資機材等（緊急時対策所）.....	1.0.4-10
表3 チェンジングエリア用資機材（緊急時対策所）.....	1.0.4-12
表4 その他資機材等（緊急時対策所）.....	1.0.4-14
表5 原子力災害対策活動で使用する資料（緊急時対策所）.....	1.0.4-16
表6 放射線防護資機材等（中央制御室）.....	1.0.4-17
表7 チェンジングエリア用資機材（中央制御室）.....	1.0.4-19
表8 事業者間協力協定に基づき貸与される原子力防災資機材.....	1.0.4-20
表9 原子力事業所災害対策支援拠点における必要な資機材，通信機器の整備状況等	1.0.4-21
図1 重大事故等発生時における発電所外からの支援体制.....	1.0.4-22
図2 防災組織全体図.....	1.0.4-23
図3 原子力事業所災害対策支援拠点 体制図.....	1.0.4-24
別紙1 メーカ及び協力企業からの支援に関する合意文書.....	1.0.4-25
別紙2 原子力事業所災害対策支援拠点について.....	1.0.4-53

1. 事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材

(1) 重大事故発生後 7 日間の対応

柏崎刈羽原子力発電所では，重大事故等が発生した場合において，当該事故等に対処するためにあらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備，予備品及び燃料等）により，事故発生後 7 日間における事故収束対応を実施する。あらかじめ用意された手段のうち，重大事故等対処設備については，技術的能力 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」から 1.19「通信連絡に関する手順等」にて示す。

重大事故等に対処するために必要な燃料とその考え方については，表 1 に示すとおり，外部からの支援なしに事故発生後 7 日間における必要燃料を上回る量を発電所内に保有している。必要燃料の数量は，重大事故等対処に必要な設備を事故発生後 7 日間連続して運用する条件で算出している。柏崎刈羽原子力発電所では，表 1 に示す必要燃料合計を上回る保有量を，今後も継続して確保する。

放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材，その他資機材，原子力災害対策活動で使用する資料の数量とその考え方については，表 2～7 に示すとおり，外部からの支援なしに事故発生後 7 日間の活動に必要な資機材等を緊急時対策所等に配備している。重大事故等発生時において，現場作業では作業環境が悪化していることが予想され，緊急時対策要員等の作業員は環境に応じた放射線防護具を着用する必要がある。このため作業員は，添付資料 1.0.13「緊急時対策要員の作業時における装備について」に示す着用基準に従い，これらの資機材の中から必要なものを装備し，作業を実施する。柏崎刈羽原子力発電所では，表 2～7 に示す免震重要棟内緊急時対策所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所，中央制御室の資機材を，今後も継続して配備する。

重大事故等の対応に必要な水源については，淡水貯水池等の淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないように手順を整備することとしている。具体的には，技術的能力 1.13「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて示す。

(2) 重大事故等発生後 7 日間以降の対応

重大事故等発生後 7 日間以降の事故収束対応を維持するため，重大事故等発生後 6 日後までに，あらかじめ選定している候補施設の中から原子力事業所災害対策支援拠点（以下「支援拠点」という。）を選定し，発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材等を支援できる体制を整備している。また，発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段，資機材及び燃料を支援できるよう，社内で発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（消防車，

電源車等)、**主要な設備の取替部品**、食糧その他の消耗品も含めた資機材、予備品及び燃料等について、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後 6 日後までに支援できる体制を整備している。

さらに現在、他の原子力事業者と、原子力災害発生時における設備及び資機材の融通に向けた検討を進めており、各社が保有する主な設備及び資機材のデータベースを整備中である。

2. プラントメーカ及び協力会社による支援

重大事故等発生時における外部からの支援については、プラントメーカ及び協力会社等から重大事故等発生時に現場操作対応等を実施する**人員**の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び**人員**の派遣等について、**協議及び合意**の上、支援計画を定め、「柏崎刈羽原子力発電所における原子力防災組織の発足時の事態収拾活動への協力」に係る協定を締結し、重大事故等発生時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

また、重大事故等発生時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても、福島第一原子力発電所における経験や知見を踏まえ、これらを活用した汚染水処理装置の設置等の対策を行うとともに、プラントメーカの協力を得ながら対応する。

(1) プラントメーカによる支援

重大事故等発生時における当社が実施する事態収拾活動を円滑に実施するため、プラントの状況に応じた事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援を迅速に得られるよう、プラントメーカ（株式会社東芝、日立GEニュークリア・エナジー株式会社）との間で支援体制を整備するとともに、平常時から必要な連絡体制を整備している。また、事故対応が長期に及んだ場合においても**交替要員**等の継続的に支援を得られる体制としている。**本支援に関するプラントメーカとの覚書を別紙1に示す。**

a. 支援体制

(平時体制)

- ・緊急時の技術支援のため、本社とプラントメーカ社員（部長クラス）と**平時から**連絡体制を構築。

(緊急時体制)

- ・原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）**第 10 条第 1 項又は第 15 条第 1 項**に定める事象が発生した場合に技術支援を要請。
- ・緊急時に状況評価及び復旧対策に関する助言、電気・機械・計装設備、その他の技術的情報を提供等により当社に支援。

- ・中長期対応として、メーカー本社等における 2,000 名規模（株式会社東芝，日立GEニュークリア・エナジー株式会社それぞれにおいて 1,000 名規模）の技術支援体制を構築。
- ・技術支援については，本社対策本部のみならず，必要に応じて発電所対策本部でも実施可能。

(2) 協力会社による支援

重大事故等発生時における当社が実施する事態收拾活動を円滑に実施するため，事故収束及び復旧対策活動の協力が得られるよう，協力会社 16 社と支援内容に関する覚書等を締結し，支援体制を整備するとともに，平常時から必要な連絡体制を整備している。

協力会社 16 社の支援については，重大事故等発生時においても支援を要請できる体制であり，協力会社要員の人命及び身体の安全を最優先にした放射線管理を行う。また，事故対応が長期に及んだ場合においても交替要員等の継続的な派遣を得られる体制としている。本支援に関する協力企業との覚書を別紙 1 に示す。

a. 放射線測定，管理業務等の支援体制

重大事故等発生時における放射線測定，管理業務の実施について，協力会社と覚書を締結している。

b. 緊急時に係る設備の修理・復旧等の支援体制

重大事故等発生時における，以下に示す設備の修理・復旧等の作業に関する支援協力について協力会社と覚書を締結している。

- (1) 熱交換器建屋の排水作業
- (2) 代替熱交換器による補機冷却水確保
- (3) 土木設備，機械・計装設備の修理，復旧等に関する事項
- (4) クレーンの運転・操作，及びトラックの運転
- (5) 機械・電気・計装設備・通信連絡設備の修理，復旧等に関する事項
- (6) 電源車仮設ケーブル移動作業
- (7) プラント内仮設ケーブル接続作業
- (8) 予備海水ポンプモータへの取替作業
- (9) 現場・事務所の照明等の環境整備に関する作業
- (10) 瓦礫の撤去
- (11) 緊急車両等の通行ルート確保

c. 資機材及び要員運搬に係る支援体制

柏崎刈羽原子力発電所で**重大事故等**が発生した場合又は発生のおそれがある場合の陸路による資機材の運搬，空路による資機材及び要員の運搬について，それぞれ協力企業と協定等を結んでいる。

資機材の輸送に**当たっては**，陸路による輸送を基本とするが，柏崎刈羽原子力発電所又は**重大事故等発生時**に設置される支援拠点へのアクセス道路の寸断等により陸路での資機材，要員の運搬が困難な場合には，空路での運搬も実施する。

なお，陸路での輸送については東電物流株式会社，空路での輸送については新日本ヘリコプター株式会社と契約を結んでいる。

ヘリコプターによる空輸を実施する場合には，東京ヘリポート（東京都江東区）に常駐のヘリコプターを優先して使用し，発電所構内のヘリポート間を往復する。発電所近隣のヘリポートとしては，災害時の飛行場外離着陸場として柏崎市内の1か所について，発電所構内のヘリポートとともに新日本ヘリコプターから東京航空局へ飛行場外離着陸許可申請書を提出し，許可を得ている。

d. 燃料調達に係る支援体制

柏崎刈羽原子力発電所に重大な災害が発生した場合又は発生のおそれがある場合における燃料調達手段として，当社と取引のある燃料供給会社の油槽所等から燃料供給の契約を締結しており，この一部は寄託契約である。

また，柏崎刈羽原子力発電所内の備蓄及び，近隣からの調達を強化している。

e. 消火，注水活動に係る支援体制

柏崎刈羽原子力発電所の構内（建物内含む）で火災が発生した場合の消火，原子炉や使用済燃料プール注水活動，復水貯蔵槽等への水補給に関する活動の支援について協力企業と契約を結んでいる。

なお，消火活動としては**平時から**，柏崎刈羽原子力発電所内で訓練を実施するとともに，24時間**交替勤務体制**が取られているため，迅速な初動活動が可能である。

3. 原子力事業者による支援

上記のプラントメーカーや協力会社等からの支援の他，原子力事業者で「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」を締結し，他の原子力事業者による支援を受けられる体制を整備している。

（目的）

国内原子力事業所（事業所外運搬を含む）において，原子力災害が発生した場合，協力事業者が発災事業者に対し，協力要員の派遣，資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し，原子力災害の拡大防止及び復旧対策に

努める。

(協力要請)

- ・ 各社の原子力事業者防災業務計画に定める警戒事象が発生した場合、すみやかにその情報を他の原子力事業者に連絡する。
- ・ 原災法第 10 条に基づく通報を実施した場合、ただちに他の協定事業者に協力要員の派遣及び資機材の貸与に係る協力要請を行う。

(協力の内容)

協力事業者は、発災事業者からの協力要請に基づき、原子力事業所災害対策が的確かつ円滑に行われるようにするため、以下の措置を講ずる。

- ・ 環境放射線モニタリングに関する協力要員の派遣
- ・ 周辺地域の汚染検査及び汚染除去に関する協力要員の派遣
- ・ 表 8 に示す資機材の貸与 他

(支援本部の活動)

- ・ 幹事事業者

発災事業所の場所ごとに、あらかじめ支援本部幹事事業者、支援本部副幹事事業者を設定している。(当社柏崎刈羽原子力発電所が発災した場合は、それぞれ東北電力株式会社、北陸電力株式会社としている。)

幹事事業者は副幹事事業者と協力し、協力要員及び貸与された資機材の受入と協力に係る業務の基地となる原子力事業所支援本部(以下「支援本部」という。)を設置し、運営する。なお、幹事事業者が被災する等、業務の遂行が困難な場合は、副幹事事業者が幹事事業者の任に当たり、幹事事業者以外の事業者の中から副幹事事業者を選出することとしている。また支援期間が長期化する場合は、幹事事業者、副幹事事業者を交替することができる。

- ・ 支援本部の設置について

当社は、あらかじめ支援本部候補地を 3 箇所程度設定している。発災事業者は、協力を要請する際に、候補地の中から支援本部の設置場所を決定し伝える。

支援本部設置後は、緊急事態応急対策等拠点施設(オフサイトセンター)に設置される原子力災害合同対策協議会と連携を取りながら、発災事業者との協議のうえ、各協力事業者に対して具体的な業務の依頼を実施する。

4. その他組織による支援

福島第一原子力発電所の事故対応の教訓を踏まえ、**重大事故等発生時**に多様かつ高度

な災害対応を行うため、平成 25 年 1 月に日本原子力発電株式会社内の組織として原子力緊急事態支援センター（以下「支援センター」という。）を原子力事業者共同で設置している。支援センターでは、平時から遠隔操作が可能なロボットの操作訓練等を実施しており、当社要員も参加しロボット操作技術等を習得させる等、原子力災害対策活動能力の向上を図っている。

当社を含む原子力事業者と日本原子力発電株式会社との間で締結している、支援センターの共同運営に関する基本協定の内容は以下のとおり。

（支援要請）

発災事業者は、原災法第 10 条に基づく通報後、緊急支援組織の支援を必要とするときは支援センターに支援を要請する。

（支援の内容）

支援センターは、発災事業者からの支援要請に基づき、支援センター要員の安全が確保される範囲において以下の業務を実施することで、発災事業者の事故収束活動を積極的に支援する。

- ・発災事業者が指定する輸送先のうち、輸送可能な地点までの資機材の輸送。
- ・発災事業者が実施する資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言。
- ・発災事業者からの要請に基づく、追加資機材の確保、輸送の実施。
- ・その他、発災事業者からの要請に基づく事故収束活動に係る支援の実施。

（要員）

9 名

（資機材の提供）

支援センターは、原災法第 10 条に基づく通報をした旨の連絡を発災事業者から受信した場合、発生した事故・災害状況、放射線による影響を考慮し、安全かつ迅速に資機材の供給が可能となるルートを決定し、原則として発災事業者が設置する支援拠点まで、必要な資機材の輸送を行うものとする。

ただし支援拠点の設置状況を踏まえ、その他の輸送先に資機材を輸送する場合は、発災事業者と協議した上で、支援センター要員の安全が確保される範囲及び発災事業者が設定する放射線管理区域境界の外側の範囲内の輸送先に、資機材の輸送を行う。

さらに、支援組織の更なる強化を図るため、平成 28 年 3 月を目途に支援センターの機

能を拡充し、平成 28 年 12 月 17 日から「美浜原子力緊急事態支援センター」を設置し本格的な運用を開始した。

支援センター強化の概要は以下のとおり。

(事故時)

- ・原子力災害発生時、事故が発生した事業者からの出動要請を受け、要員・資機材を拠点施設から迅速に搬送する。
- ・事故が発生した事業者の指揮の下、協働で遠隔操作可能なロボット等を用いて現場状況の偵察、空間線量率の測定、瓦礫等屋外障害物の除去によるアクセスルートの確保、屋内障害物の除去や機材運搬等を行う。

(平常時)

- ・緊急時の連絡体制（24 時間体制）を確保し、出動計画を整備する。
- ・ロボット等の操作訓練や必要な資機材の調達・維持管理及び訓練等で得られたノウハウや経験に基づく改良を行う。

(要員)

21 名

(資機材)

- ・遠隔操作資機材（小型・中型ロボット、小型・大型無線重機、無線小型ヘリコプター）
- ・現地活動用資機材（放射線防護用資機材、放射線管理・除染用資機材、作業用資機材、一般資機材）
- ・搬送用車両（ワゴン車、大型トラック（重機搬送車用）、中型トラック）

5. 原子力事業所災害対策支援拠点

福島第一原子力発電所事故において、発電所外からの支援に係る対応拠点として J ヴィレッジを活用したことを踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所においても同様な機能を配置する候補地点をあらかじめ選定し、必要な要員及び資機材を確保する。候補地点の選定に当たっては、**重大事故等発生時**における風向及び放射性物質の放出範囲等を考慮し、柏崎刈羽原子力発電所からの方位、距離（約 20km 圏内外）が異なる地点を複数選定する。

図 1 に、支援拠点を記した地図を示す。柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画においては、柏崎エネルギーホール（新潟県柏崎市）、信濃川電力所（新潟県小千谷市）、当間高原リゾート（新潟県十日町市。休憩、仮泊、資機材置場のみ）を支援

拠点として定めている。

図2に防災組織全体図を、図3に支援拠点の体制図を示す。

原災法第10条に基づく通報の判断基準に該当する事象が発生した場合、社長は、原子力事業所災害対策の実施を支援するための発電所周辺の拠点として支援拠点の設置を指示する。支援拠点の責任者は、原子力災害の進展状況等を踏まえながら支援活動の準備を実施する。

支援拠点の設置場所及び活動場所を、放射性物質が放出された場合の影響、周囲の道路状況等を踏まえた上で決定し、発電所、本社や関係機関と連携をして、発電所における災害対策活動の支援を実施する。

また、支援拠点で使用する主な原子力関連資機材は本社等にて確保しており、定期的に保守点検を行い、常に使用可能な状態に整備している。(表9)

なお、資機材の消耗品については、初動7日間の対応を可能とする量であり、8日目以降は、原子力事業者間協力協定に基づく支援物資及び外部からの購入品等で対応する計画としている。

表 1 発電所構内に確保している燃料（事象発生後 7 日間の対応）

プラント状況：6号及び7号炉運転中。 1～5号炉停止中。

事象：全交流動力電源喪失は6号及び7号炉を想定。保守的に全ての設備が事象発生直後から燃料を消費するものとして評価。なお、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、免震重要棟等、プラントに関連しない設備も対象とする。

号炉	時系列		合計	判定
7号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 945,336L	6号及び7号炉軽油タンク 及び地下軽油タンクの 容量(合計)は 約 2,184,000L であり、 7日間対応可能。
	復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)2台 起動。 18L/h×24h×7日×2台=6,048L	空冷式ガスタービン発電機 3台起動。※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,705L/h×24h×7日×3台=859,320L		
6号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 631,344L	1号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7日間対応可能。
	C復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)2台 起動。 18L/h×24h×7日×2台=6,048L	代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニ ット用 電源車 2台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 110L/h×24h×7日×2台=36,960L		
1号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 631,344L	2号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L			
2号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 631,344L	3号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L			
3号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 631,344L	4号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L			
4号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 631,344L	5号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L			
5号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 631,344L	1～7号炉軽油タンク 及び地下軽油タンクの 残容量(合計)は 約 1,241,944L であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L			
その他	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 70,896L	
	免震重要棟ガスタービン発電機 1台起動。(燃費は保守的に最大負荷時を想定) 395L/h×24h×7日=66,360L モニタリング・ポスト用発電機 3台起動。(燃費は保守的に最大負荷時を想定) 9L/h×24h×7日×3台=4,536L			

※1 事故収束に必要な空冷式ガスタービン発電機は1台で足りるが、保守的にガスタービン発電機3台を起動させて評価した。

※2 事故収束に必要なディーゼル発電機は1台で足りるが、保守的にディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

表2 放射線防護資機材等（緊急時対策所）

○防護具

品名	配備数（6/7号炉共用） ^{※7}			
	免震重要棟内 緊急時対策所	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	中央制御室	構内（参考）
不織布カバーオール	1,890着 ^{※1}	1,890着 ^{※1}	420着 ^{※8}	約5,000着
靴下	1,890足 ^{※1}	1,890足 ^{※1}	420足 ^{※8}	約5,000足
帽子	1,890着 ^{※1}	1,890着 ^{※1}	420着 ^{※8}	約5,000着
綿手袋	1,890双 ^{※1}	1,890双 ^{※1}	420双 ^{※8}	約5,000双
ゴム手袋	3,780双 ^{※2}	3,780双 ^{※2}	840双 ^{※9}	約15,000双
全面マスク	810個 ^{※3}	810個 ^{※3}	180個 ^{※10}	約2,000個
チャコールフィルタ	3,780個 ^{※2}	3,780個 ^{※2}	840個 ^{※9}	約5,000個
アノラック	945着 ^{※4}	945着 ^{※4}	210着 ^{※11}	約3,000着
汚染区域用靴	40足 ^{※5}	40足 ^{※5}	10足 ^{※12}	約300足
タングステンベスト	14着 ^{※6}	14着 ^{※6}	—	10着
セルフエアセット ^{※13}	4台	4台	4台	約100台
酸素呼吸器 ^{※14}	—	—	5台	約20台

※1：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員164名+自衛消防隊10名+余裕。以下同様）×7日×1.5倍

※2：※1×2

※3：180名×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※4：180名×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※5：80名（1～7号炉対応の現場復旧班要員65名+保安班要員15名）×0.5（現場要員の半数）

※6：14名（プルーム通過時現場復旧班要員14名）

※7：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

※8：20名（6/7号炉運転員18名+余裕）×2交替×7日×1.5倍

※9：※8×2

※10：20名（6/7号炉運転員18名+余裕）×2交替×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※11：20名（6/7号炉運転員18名+余裕）×2交替×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※12：20名（6/7号炉運転員18名+余裕）×0.5（現場要員の半数）

※13：初期対応用3台+予備1台

※14：インターフェイスシステムLOCA等対応用4台+予備1台

・1.5倍の妥当性の確認について

【緊急時対策所】

初動態勢時（1日目）、1～7号炉対応の緊急時対策要員数は164名+自衛消防隊10名であり、機能班要員84名、現場要員80名及び自衛消防隊10名で構成されている。このうち、本部要員は、緊急時対策所を陽圧化することにより、防護具類を着用する必要がないが、全要員は12時間に1回交替するため、2回の交替分を考慮する。また、現場要員80名は、1日に6回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し、防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

プルーム通過以降（2日目以降）、1～7号炉対応の緊急時対策要員数は71名であり、機能班要員54名、現場要員17名及び自衛消防隊10名で構成されている。このうち、本部要員は、緊急時対策所を陽圧化することにより、防護具類を着用する必要がないが、全要員は7日目以降に1回交替するため、1回の交替分を考慮する。また、現場要員は1日に6回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し、防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

174名×2交替+80名×6回+71名+10名+17名×6回×6日=1,521着<1,890着

【中央制御室】

要員数 18 名は、運転員（中央操作室）7 名と運転員（現場）11 名で構成されている。このうち、運転員（中央操作室）は、中央制御室内を陽圧化することにより、防護具類を着用する必要がない。ただし、運転員は 2 交替を考慮し、交替時の 1 回着用を想定する。また、運転員（現場）は、1 日に 1 回現場に行くことを想定している。

$$18 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} + 11 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} = 406 \text{ 着} < 420 \text{ 着}$$

上記想定により、重大事故等発生時に、交替等で中央制御室に複数の班がいる場合を考慮しても、初動対応として十分な数量を確保している。

なお、いずれの場合も防護具類が不足する場合は、構内から適宜運搬することにより補充する。

○計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数（6/7 号炉共用） ^{※6}		
		免震重要棟内 緊急時対策所	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	電子式線量計	180 台 ^{※1}	180 台 ^{※1}	70 台 ^{※2}
	ガラスバッジ	180 台 ^{※1}	180 台 ^{※1}	70 台 ^{※2}
GM 汚染サーベイメータ		5 台 ^{※3}	5 台 ^{※3}	3 台 ^{※3}
電離箱サーベイメータ		8 台 ^{※4}	8 台 ^{※4}	2 台 ^{※4}
可搬型エアモニタ		4 台 ^{※5}	4 台 ^{※5}	3 台 ^{※5}

※1：180 名（1～7 号炉対応の緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）

※2：18 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名）＋46 名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕

※3：チェン징ングエリアにて使用

※4：現場作業時に使用

※5：5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の 1 台は陽圧化の判断のために重大事故等対処設備として使用する。各エリアにて使用。設置のタイミングは、チェン징ングエリア設営判断と同時（原子力災害特別措置法第 10 条特定事象）

※6：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

表3 チェンジングエリア用資機材（緊急時対策所）

○免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリア用資機材

名称	数量（6/7号炉共用）	根拠
エアーテント	1式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	3巻	
バリア	6個	
フェンス	20枚	
粘着マット	4枚	
ヘルメット掛け	1式	
ゴミ箱	14個	
ポリ袋	40枚	
テープ	20巻	
ウエス	2箱	
ウェットティッシュ	10巻	
はさみ	6個	
マジック	2本	
簡易シャワー	1台	
簡易タンク	1台	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬型空気浄化装置	2台（予備1台）	
乾電池内蔵型照明	4台（予備1台）	

○5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア用資機材

名称	数量 (6/7号炉共用)	根拠
養生シート	3巻	チェンジングエリア設営に必要な数量
バリア	4個	
フェンス	9枚	
粘着マット	2枚	
ヘルメット掛け	1式	
ポリ袋	25枚	
テープ	5巻	
ウエス	2箱	
ウェットティッシュ	10巻	
はさみ	6個	
マジック	2本	
簡易シャワー	1台	
簡易タンク	1台	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬型空気浄化装置	2台 (予備1台)	
乾電池内蔵型照明	4台 (予備1台)	

表4 その他資機材等（緊急時対策所）

○免震重要棟内緊急時対策所

名称	仕様等	容量
酸素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0～100% ・測定精度：±0.5% (0～25.0%) ±3.0% (25.1%以上) ・電 源：単3形乾電池4本 ・検知原理：ガルバニ電池式 ・管理目標：18%以上（酸素欠乏症防止規則を準拠） 	2台 ^{※1}
二酸化炭素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0～10,000ppm ・測定精度：±3%FS ・電 源：単3形乾電池4本 ・検知原理：非分散形赤外線式（NDIR） ・管理目標：0.5%以下（事務所衛生基準規則を準拠） 	2台 ^{※1}
一般テレビ （回線，機器）	報道や気象情報等を入手するため，一般テレビ（回線，機器）を配備する。	1式
社内パソコン （回線，機器）	社内情報共有必要な資料・書類等を作成するため，社内用パソコンを配備するとともに，必要なインフラ（社内回線）を整備する。	1式
飲食料	<p>プルーム通過中に免震重要棟1階待避室から退出する必要がないように，余裕数を見込んで1日以上以上の食料及び飲料水を1階待避室内に保管する。</p> <p>残りの数量については，免震重要棟1階廊下倉庫に保管することで，必要に応じて取りに行くことが可能である。</p>	3,780食 ^{※2} 2,520本 ^{※3} (1.5リットル)
簡易トイレ	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないよう，また，本設のトイレが使用できない場合に備え，簡易トイレを配備する。	1式
よう素剤	初日に2錠，二日目以降は1錠／一日服用する。	1,440錠 ^{※4}

※1：予備を含む。

※2：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×7日×3食

※3：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×7日×2本（1.5リットル／本）

※4：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕）

×（初日2錠＋2日目以降1錠／1日×6日）

○5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

名称	仕様等	容量
酸素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0～100% ・測定精度：±0.5% (0～25.0%) ±3.0% (25.1%以上) ・電 源：単3形乾電池4本 ・検知原理：ガルバニ電池式 ・管理目標：18%以上（酸素欠乏症防止規則を準拠） 	2台 ^{※1}
二酸化炭素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0～10,000ppm ・測定精度：±3%FS ・電 源：単3形乾電池4本 ・検知原理：非分散形赤外線式（NDIR） ・管理目標：0.5%以下（事務所衛生基準規則を準拠） 	2台 ^{※1}
一般テレビ （回線，機器）	報道や気象情報等を入手するため，一般テレビ（回線，機器）を配備する。	1式
社内パソコン （回線，機器）	社内情報共有に必要な資料・書類等を作成するため，社内用パソコンを配備するとともに，必要なインフラ（社内回線）を整備する。	1式
飲食料	<p>プルーム通過中に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から退出する必要があるように，余裕数を見込んで1日分以上の食料及び飲料水を待避室内に保管する。</p> <p>残りの数量については，5号炉原子炉建屋に保管することで，必要に応じて取りに行くことが可能である。</p>	3,780食 ^{※2} 2,520本 ^{※3} （1.5リットル）
簡易トイレ	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要があるよう，また，本設のトイレが使用できない場合に備え，簡易トイレを配備する。	1式
よう素剤	初日に2錠，二日目以降は1錠／一日服用する。	1,440錠 ^{※4}

※1：予備を含む。

※2：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×7日×3食

※3：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×7日×2本（1.5リットル／本）

※4：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕）

×（初日2錠＋2日目以降1錠／1日×6日）

表5 原子力災害対策活動で使用する資料（緊急時対策所）

資 料 名
1. 発電所周辺地図 ① 発電所周辺地域地図 (1/25,000) ② 発電所周辺地域地図 (1/50,000)
2. 発電所周辺航空写真パネル
3. 発電所気象観測データ ① 統計処理データ ② 毎時観測データ
4. 発電所周辺環境モニタリング関連データ ① 空間線量モニタリング設備配置図 ② 環境試料サンプリング位置図 ③ 環境モニタリング測定データ
5. 発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
6. 主要系統模式図（各号炉）
7. 原子炉設置（変更）許可申請書（各号炉）
8. 系統図及びプラント配置図 ① 系統図 ② プラント配置図
9. プラント関係プロセス及び放射線計測配置図（各号炉）
10. プラント主要設備概要（各号炉）
11. 原子炉安全保護系ロジック一覧表（各号炉）
12. 規定類 ① 原子炉施設保安規定 ② 原子力事業者防災業務計画
13. 事故時操作基準

免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のそれぞれに資料を配備

表6 放射線防護資機材等（中央制御室）

○防護具

品名	配備数（6/7号炉共用） ^{※7}			
	免震重要棟内 緊急時対策所	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	中央制御室	構内 (参考)
不織布カバーオール	1,890 着 ^{※1}	1,890 着 ^{※1}	420 着 ^{※8}	約 5,000 着
靴下	1,890 足 ^{※1}	1,890 足 ^{※1}	420 足 ^{※8}	約 5,000 足
帽子	1,890 着 ^{※1}	1,890 着 ^{※1}	420 着 ^{※8}	約 5,000 着
綿手袋	1,890 双 ^{※1}	1,890 双 ^{※1}	420 双 ^{※8}	約 5,000 双
ゴム手袋	3,780 双 ^{※2}	3,780 双 ^{※2}	840 双 ^{※9}	約 15,000 双
全面マスク	810 個 ^{※3}	810 個 ^{※3}	180 個 ^{※10}	約 2,000 個
チャコールフィルタ	3,780 個 ^{※2}	3,780 個 ^{※2}	840 個 ^{※9}	約 5,000 個
アノラック	945 着 ^{※4}	945 着 ^{※4}	210 着 ^{※11}	約 3,000 着
汚染区域用靴	40 足 ^{※5}	40 足 ^{※5}	10 足 ^{※12}	約 300 足
タングステンベスト	14 着 ^{※6}	14 着 ^{※6}	—	10 着
セルフエアセット ^{※13}	4 台	4 台	4 台	約 100 台
酸素呼吸器 ^{※14}	—	—	5 台	約 20 台

※1：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員164名+自衛消防隊10名+余裕。以下同様）×7日×1.5倍

※2：※1×2

※3：180名×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※4：180名×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※5：80名（1～7号炉対応の現場復旧班要員65名+保安班要員15名）×0.5（現場要員の半数）

※6：14名（プルーム通過時現場復旧班要員14名）

※7：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

※8：20名（6/7号炉運転員18名+余裕）×2交替×7日×1.5倍

※9：※8×2

※10：20名（6/7号炉運転員18名+余裕）×2交替×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※11：20名（6/7号炉運転員18名+余裕）×2交替×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※12：20名（6/7号炉運転員18名+余裕）×0.5（現場要員の半数）

※13：初期対応用3台+予備1台

※14：インターフェイスシステム LOCA 等対応用4台+予備1台

○計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数 ^{※5}
		中央制御室（6/7号炉共用）
個人線量計	電子式線量計	70台 ^{※1}
	ガラスバッチ	70台 ^{※1}
GM汚染サーバイメータ		3台 ^{※2}
電離箱サーバイメータ		2台 ^{※3}
可搬型エアモニタ		3台 ^{※4}

※1：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）＋46名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕

※2：中央制御室のモニタリング及びチェンジングエリアにて使用

※3：中央制御室のモニタリングに使用

※4：各エリアにて使用。

設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時（原子力災害特別措置法第10条特定事象）

※5：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

○飲食料等

品名		配備数 ^{※4}
		中央制御室（6/7号炉共用）
飲食料等		
・食料		420食 ^{※1}
・飲料水（1.5リットル）		280本 ^{※2}
簡易トイレ		1式
よう素剤		320錠 ^{※3}

※1：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×7日×3食

※2：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×7日×2本

※3：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×

（初日2錠＋二日目以降1錠/1日＝8）×2交替

※4：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

表7 チェンジングエリア用資機材（中央制御室）

名称	数量（6/7号炉共用）	根拠
エアータント	1式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2巻	
フェンス	4枚	
バリア	2個	
粘着マット	2枚	
ヘルメット掛け	1式	
ポリ袋	20枚	
テープ	2巻	
ウエス	1箱	
ウェットティッシュ	2巻	
はさみ	1個	
マジック	2本	
簡易シャワー	1式	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬型空気浄化装置	1台(予備1台)	
乾電池内蔵型照明	4台(予備1台)	

表 8 事業者間協力協定に基づき貸与される原子力防災資機材

項 目
汚染密度測定用サーベイメータ
Na I シンチレーションサーベイメータ
電離箱サーベイメータ
ダストサンプラー
個人線量計（ポケット線量計）
高線量対応防護服
全面マスク
タイベックスーツ
ゴム手袋
遮蔽材
放射能測定用車両
Ge 半導体式試料放射能測定装置
ホールボディカウンタ
全 α 測定装置
可搬型モニタリングポスト

原子力災害が発生した場合，又は発生するおそれがある場合には，発災事業者からの要請に基づき，必要数量が貸与される。

表9 原子力事業所災害対策支援拠点における必要な資機材，通信機器の整備状況等

原子力事業所災害対策支援拠点に配備する原子力防災関連資機材は以下のとおり。通常は，保管場所に記載されている箇所で保管しているが，原子力事業所災害対策支援拠点を開設する際，持ち込むこととしている。

○通信連絡設備

資機材	数量	保管場所
携帯電話	5台	本社
衛星電話設備（可搬型）	3台	本社
	5台	柏崎エネルギーホール
FAX	2台	信濃川電力所

○計測器

資機材	数量	保管場所
汚染密度測定用サーベイメータ	42台	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所
シンチレーションサーベイメータ	1台	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所
電離箱サーベイメータ	1台	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所
個人線量計	945台	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所

○出入管理

資機材	数量	保管場所
簡易式入退域管理装置	1式	本社

○防護具

資機材	数量	保管場所
保護衣類（タイベック，アノラック，靴カバー，綿帽子，綿手袋，ゴム手袋）	3,300着	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所
保護衣類（全面マスク）	1,100組	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所

○その他

資機材	数量	保管場所
よう素剤	1,600錠	本社

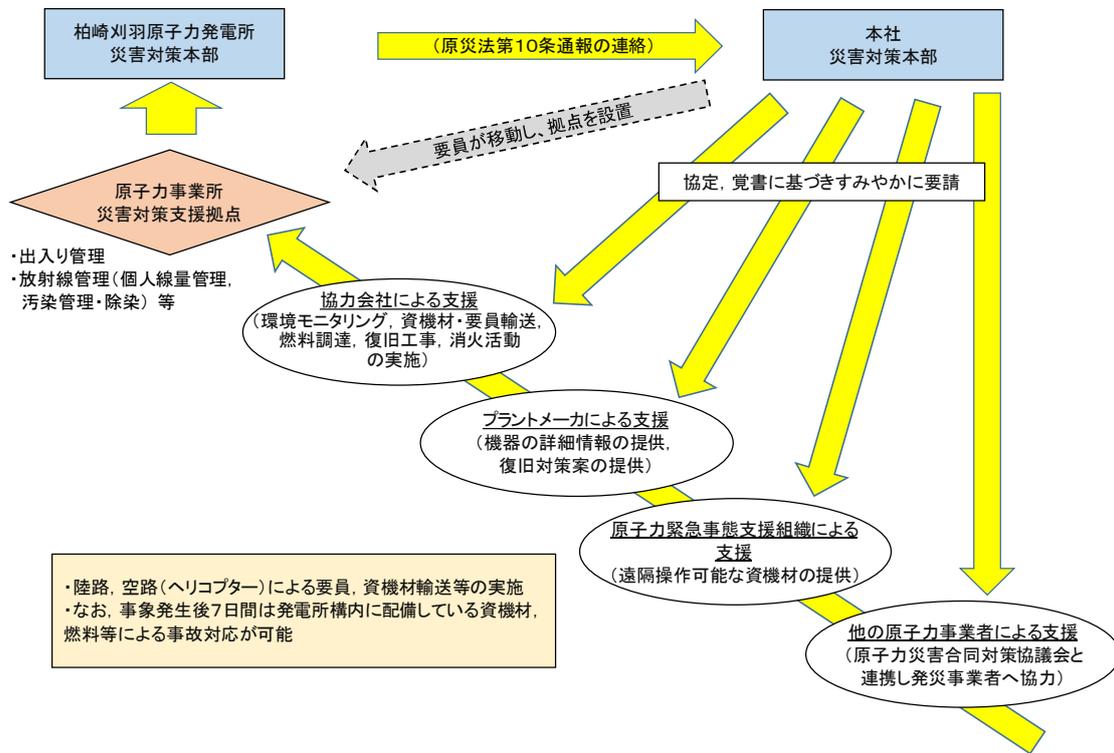


図1 重大事故等発生時における発電所外からの支援体制

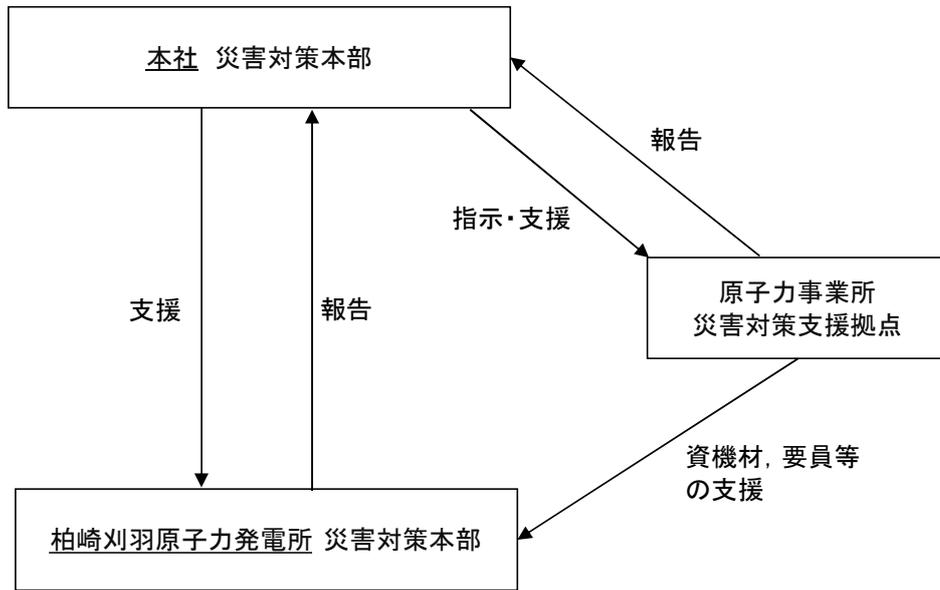


図2 防災組織全体図

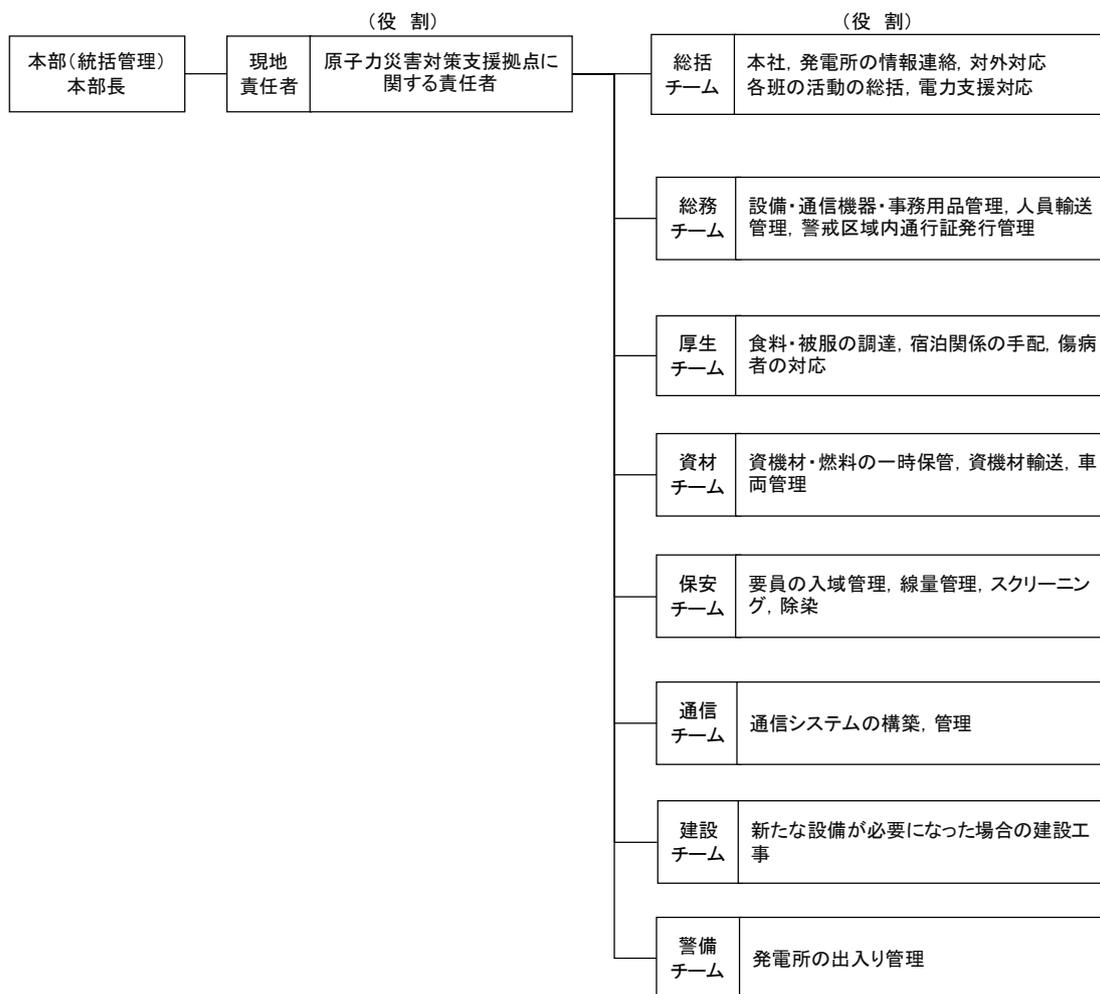


図3 原子力事業所災害対策支援拠点 体制図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

別紙1

メーカー及び協力企業からの支援に関する合意文書



図1 プラントメーカー（A社）との覚書（1／3）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

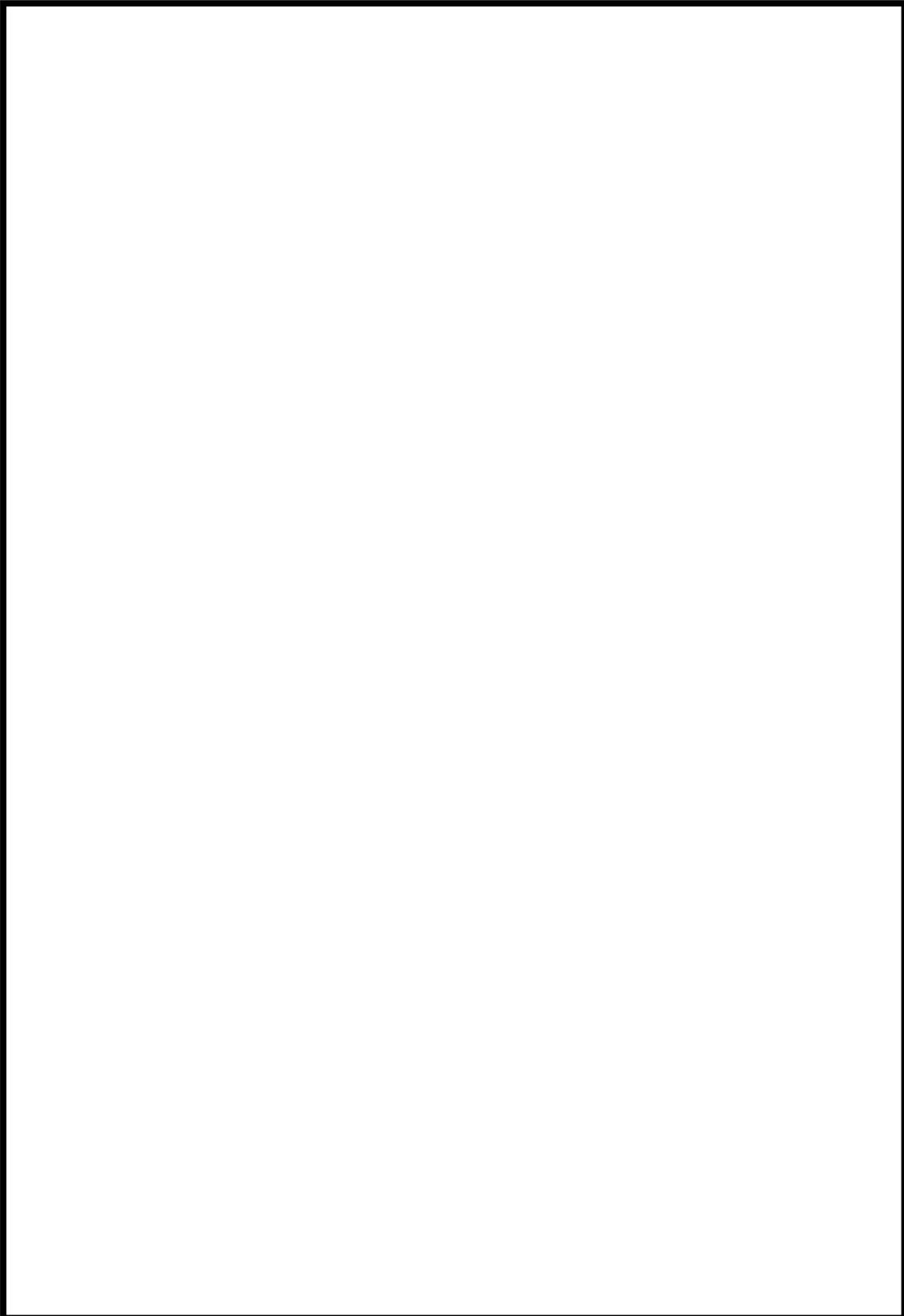


図1 プラントメーカー (A社) との覚書 (2 / 3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

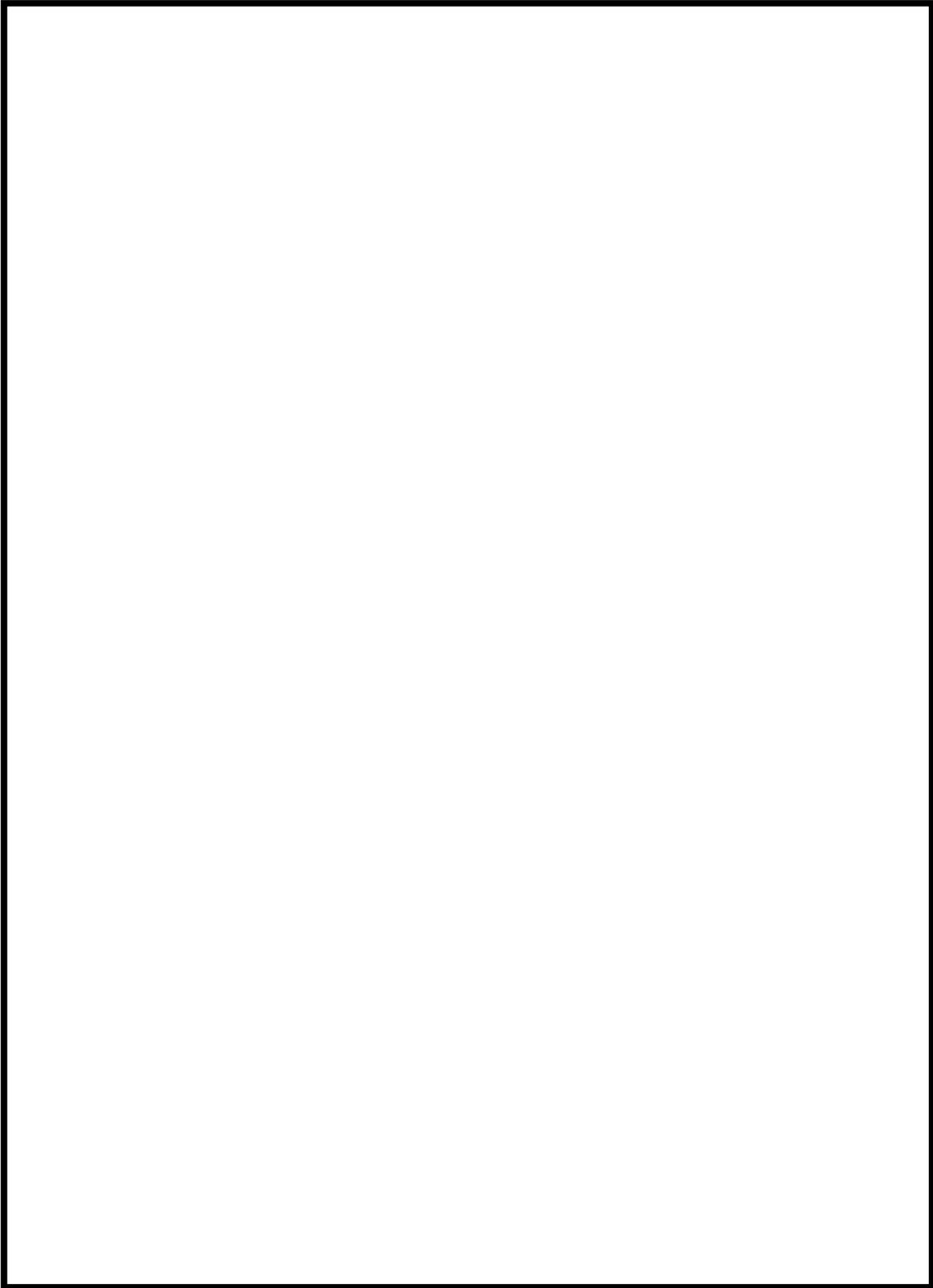


図1 プラントメーカー (A社) との覚書 (3 / 3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

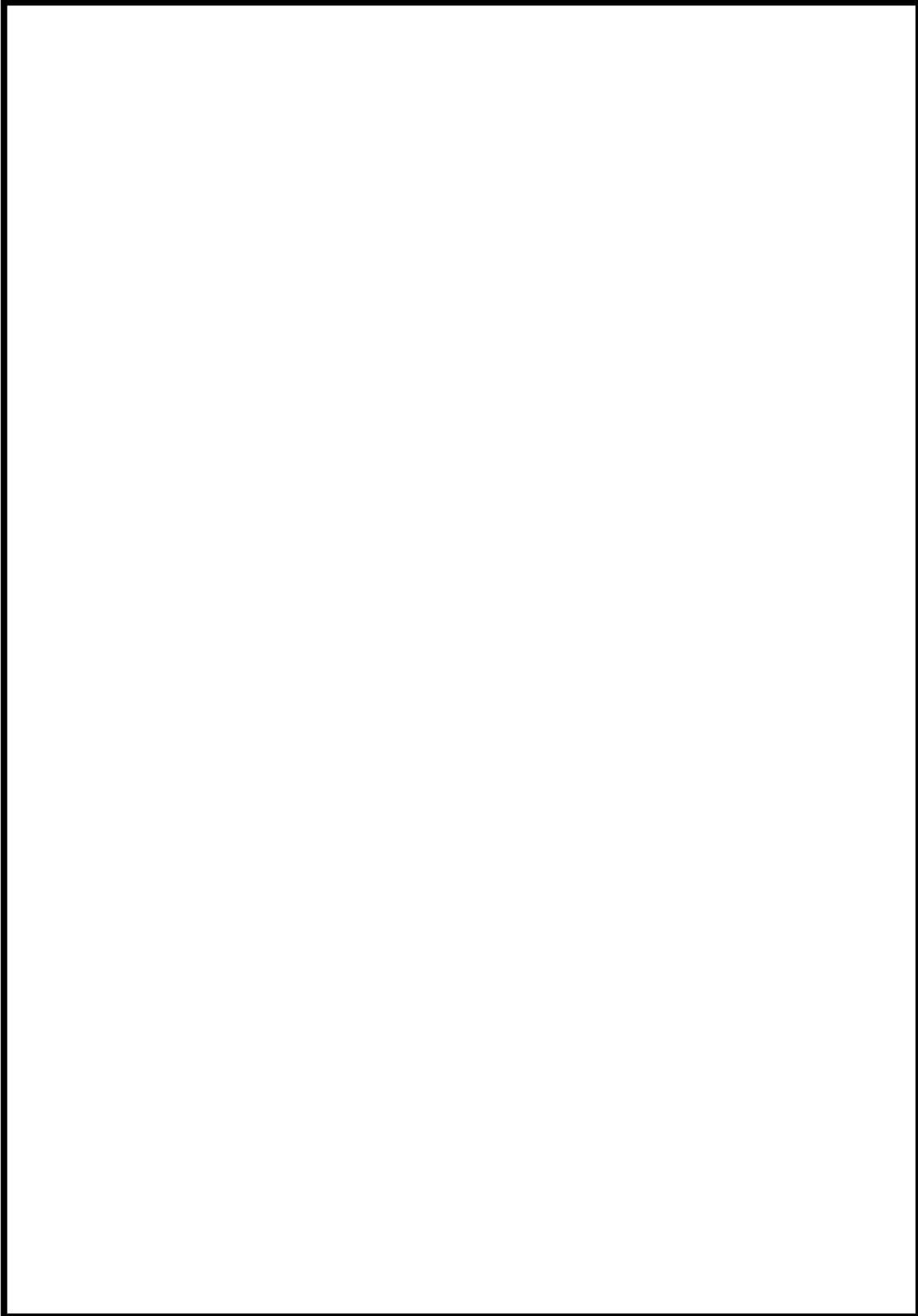


図2 プラントメーカー (B社) との覚書 (1 / 3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

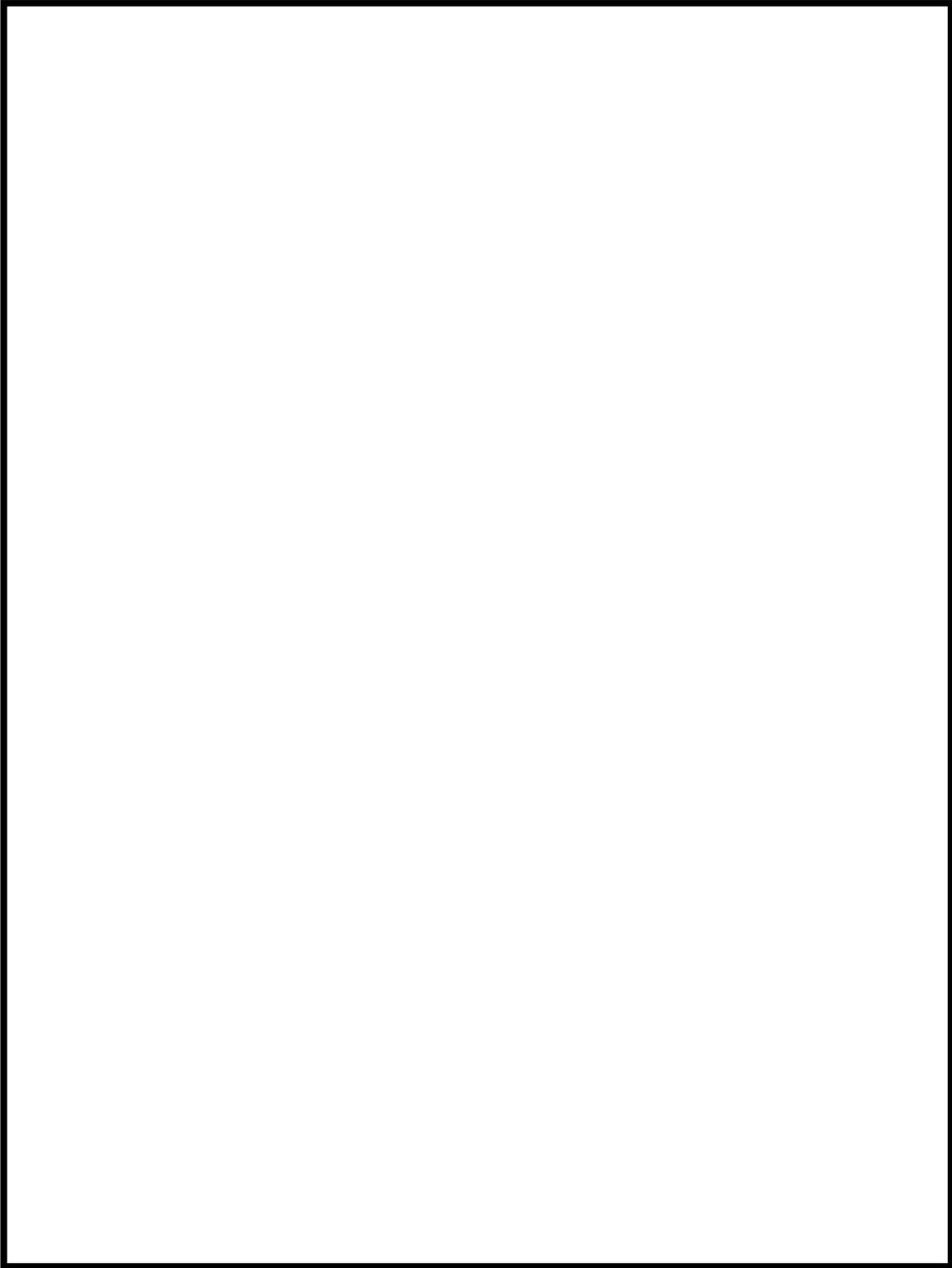


図2 プラントメーカー (B社) との覚書 (2 / 3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

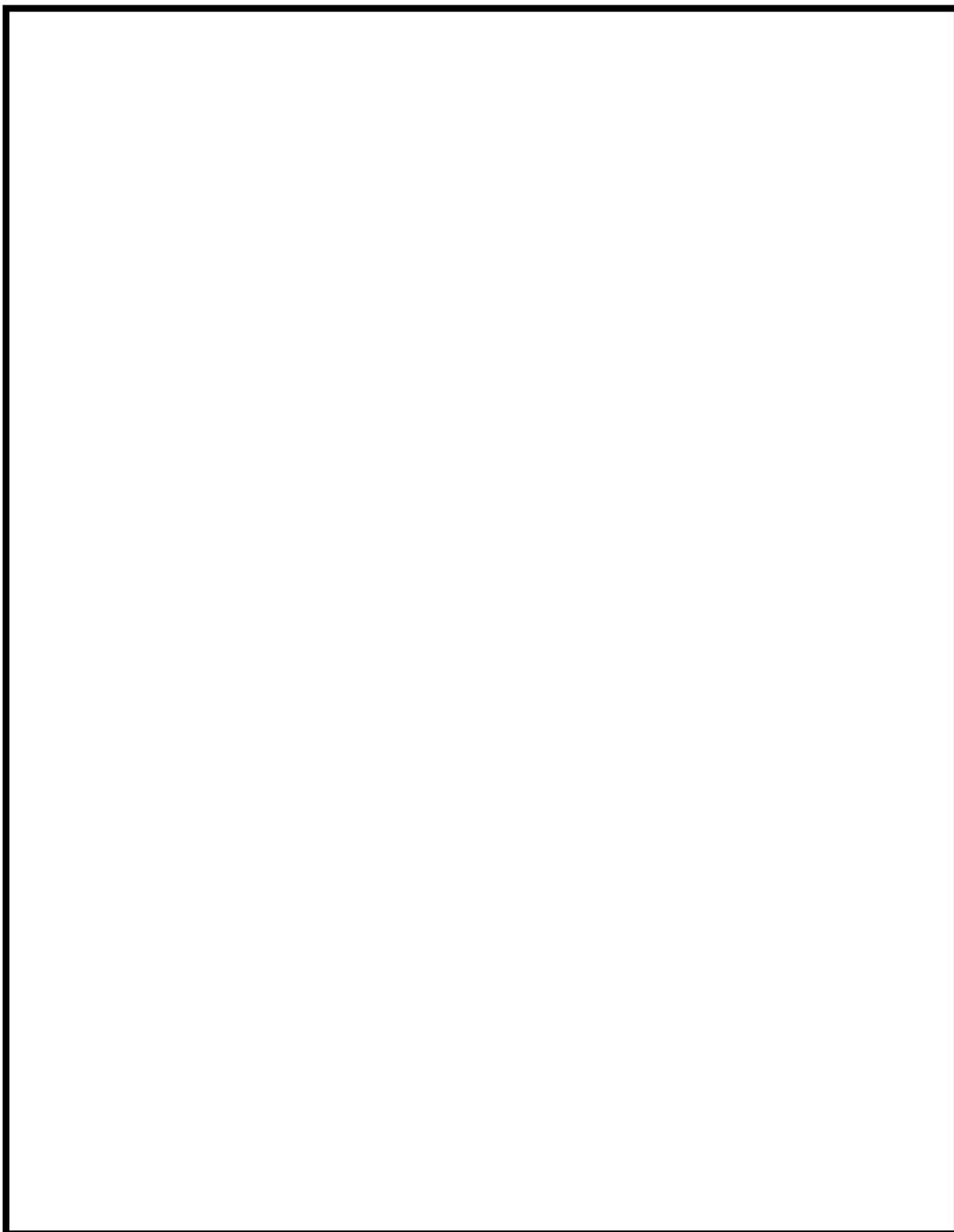


図2 プラントメーカー (B社) との覚書 (3 / 3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

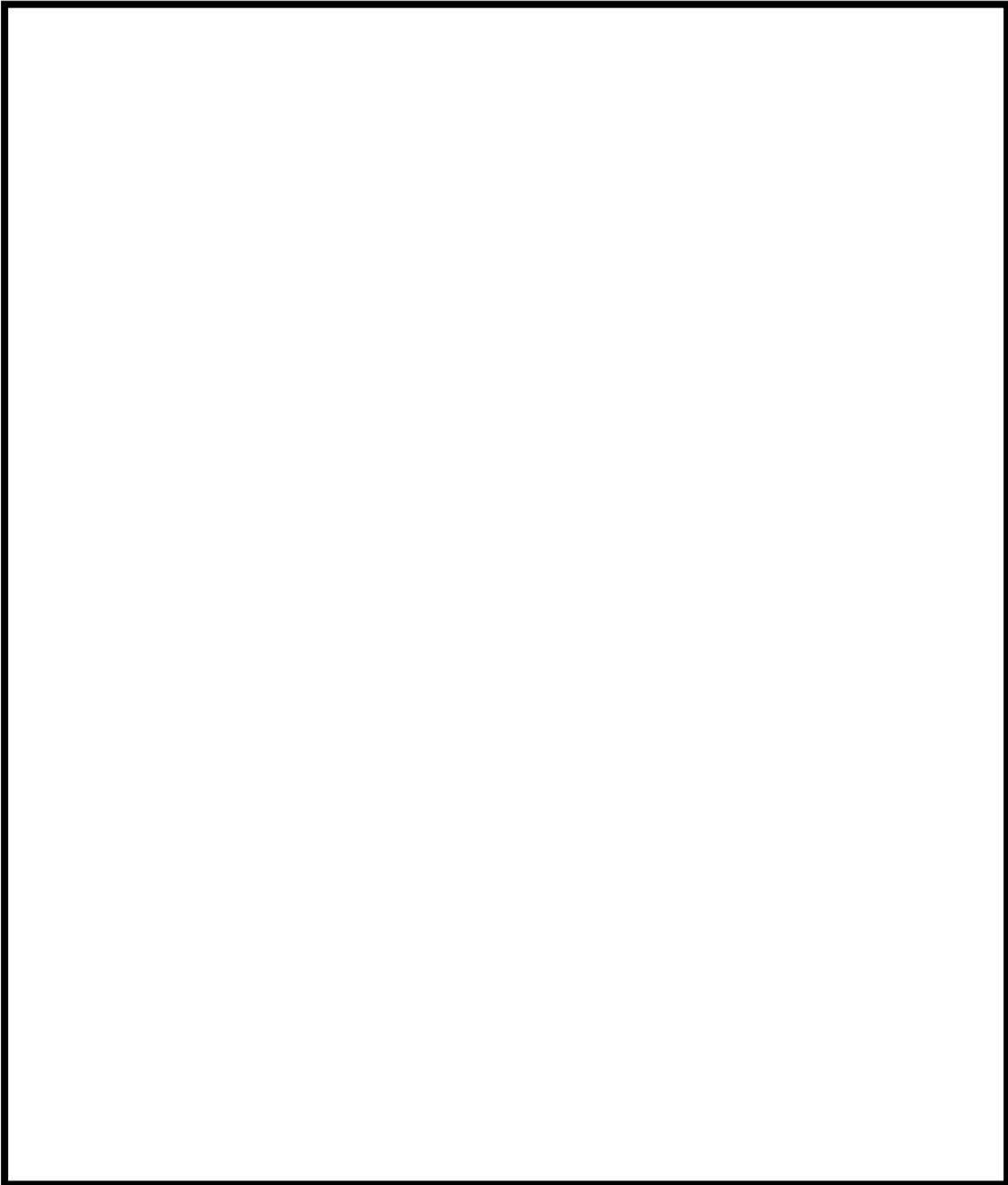


図3 協力企業（C社）との覚書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

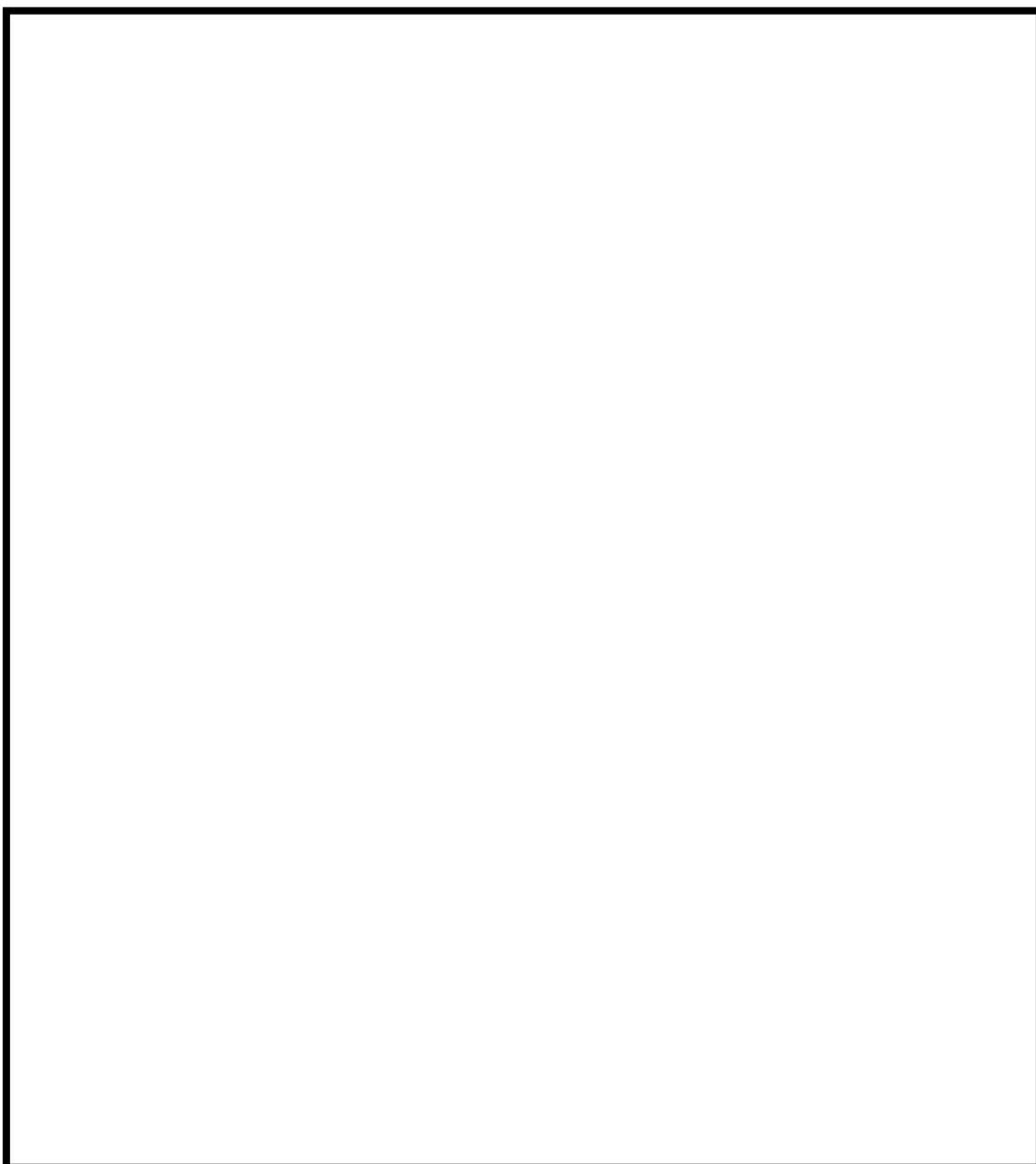


図4 協力企業（D社）との覚書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

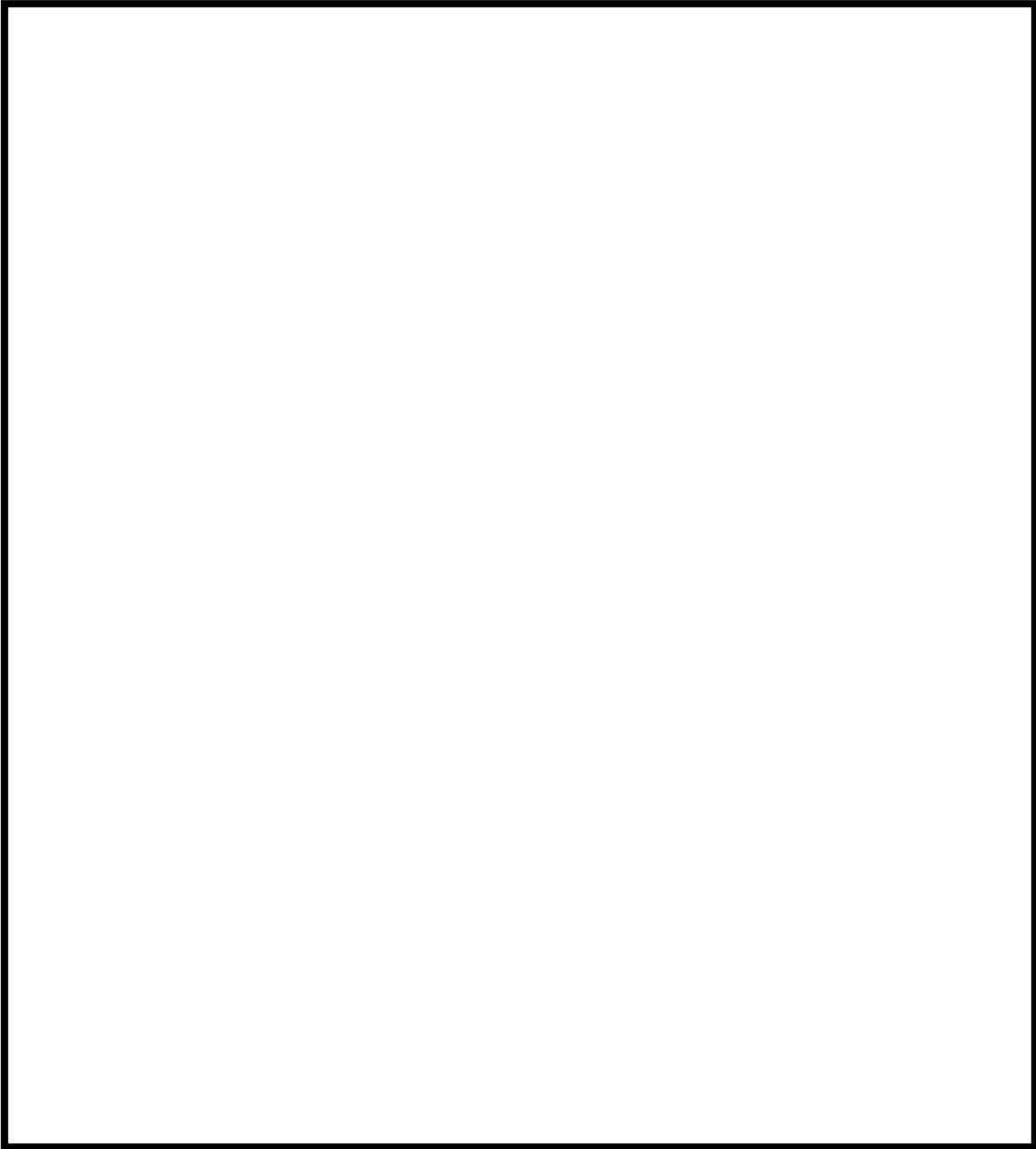


図5 協力企業（E社）との覚書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

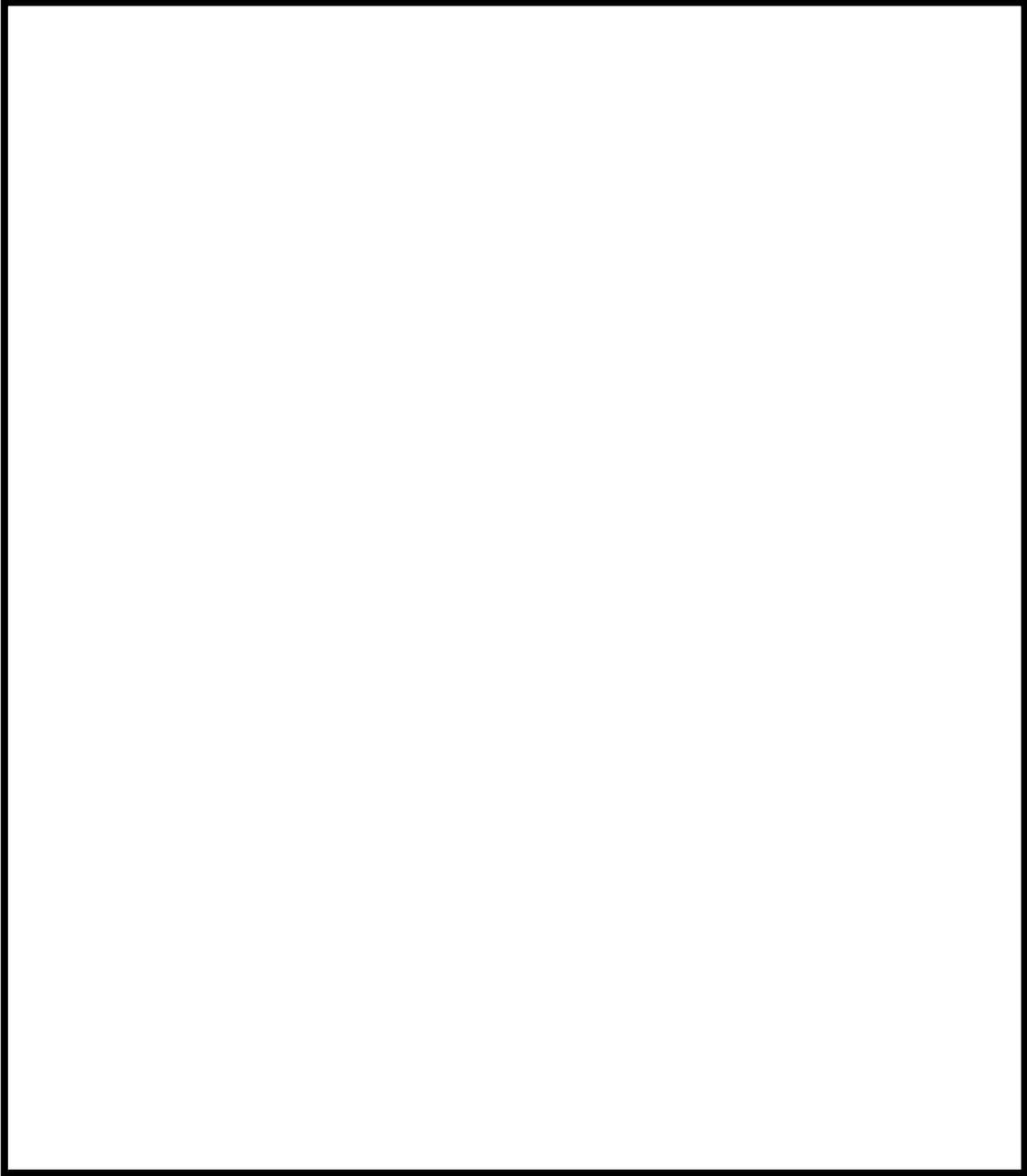


図6 協力企業（F社）との覚書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

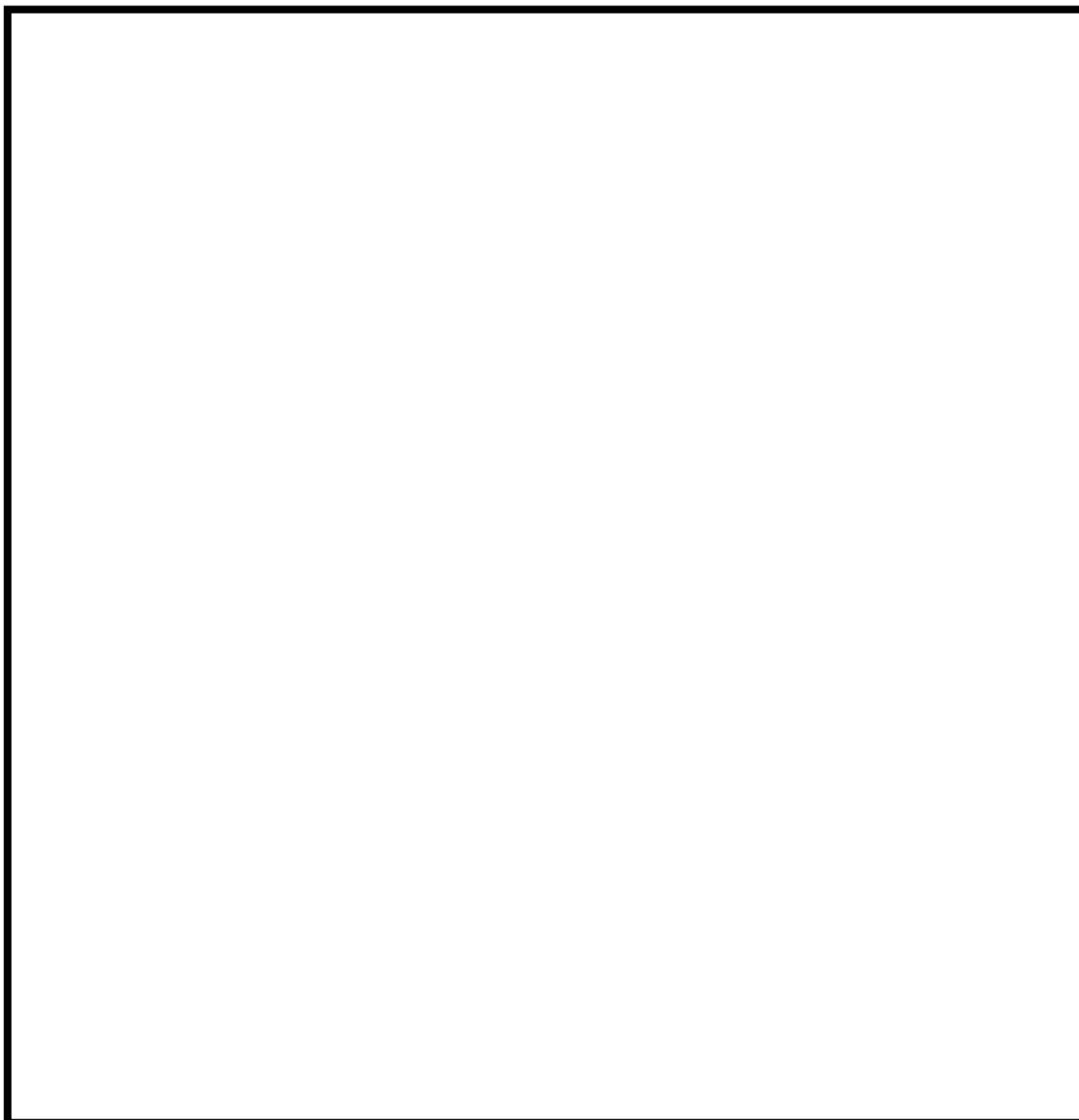


図7 協力企業（G社）との覚書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

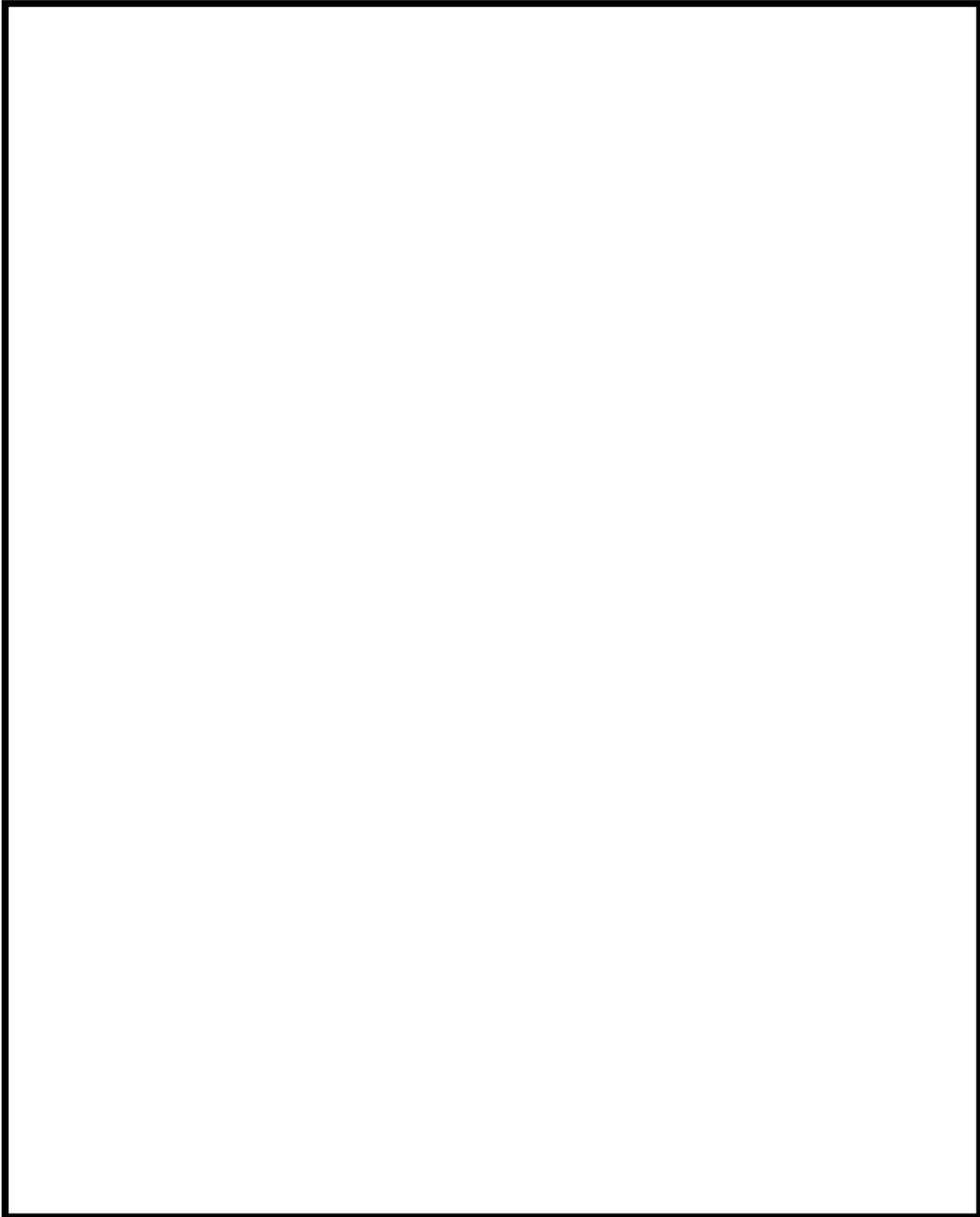


図8 協力企業（H社）との覚書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

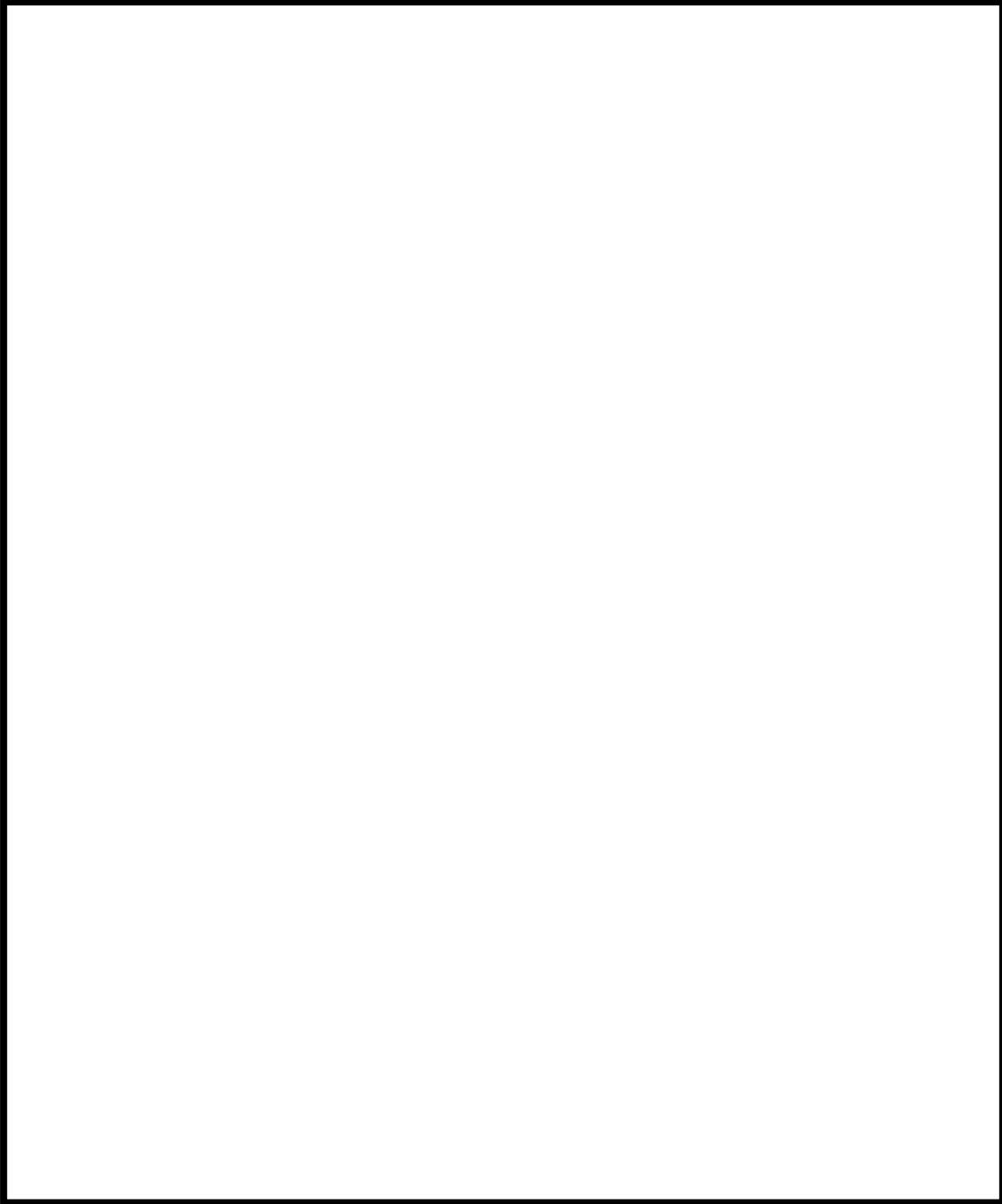


図9 協力企業（I社）との覚書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

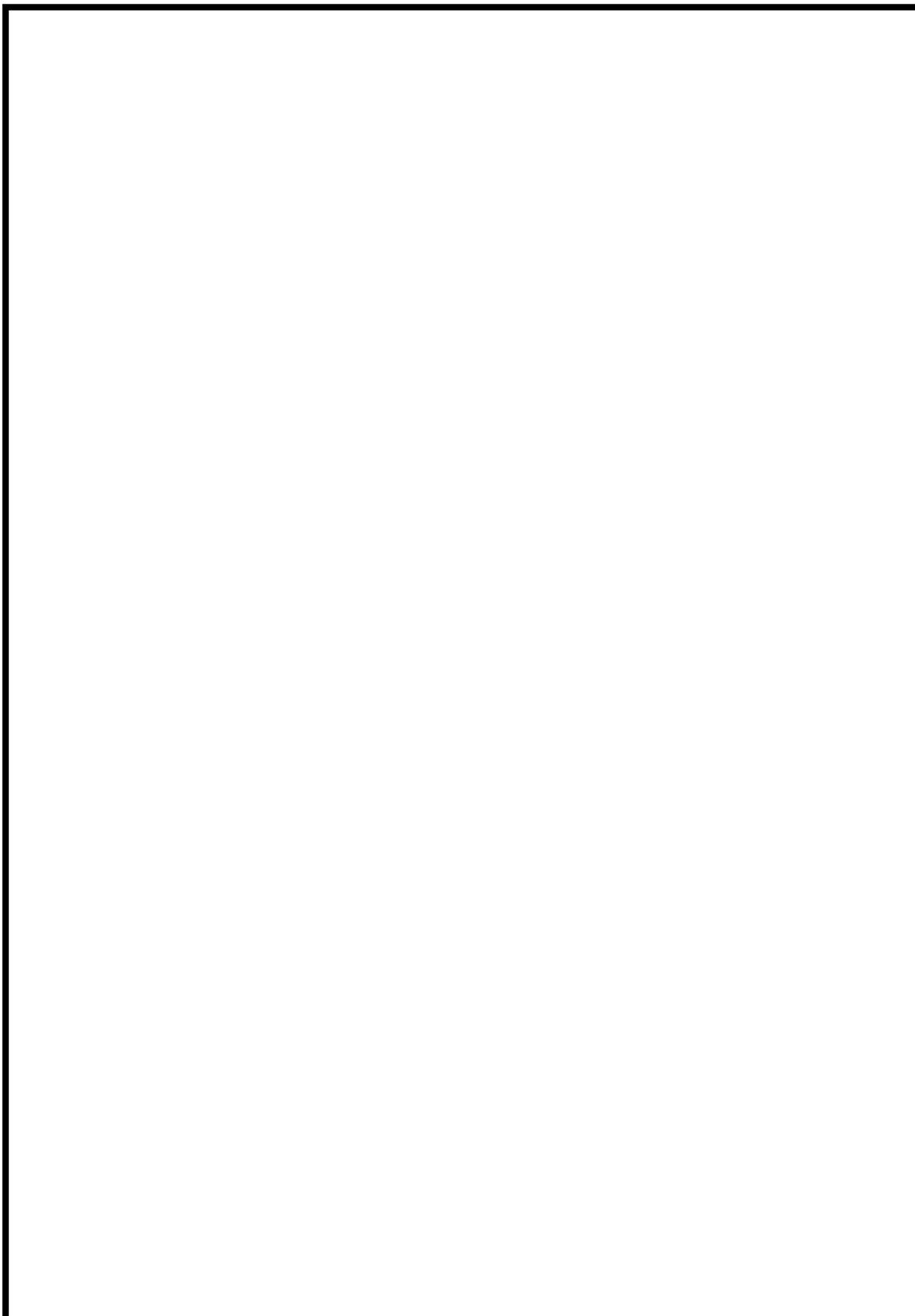


図 10 協力企業（J社）への業務仕様書及び請書（抜粋） （1 / 6）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

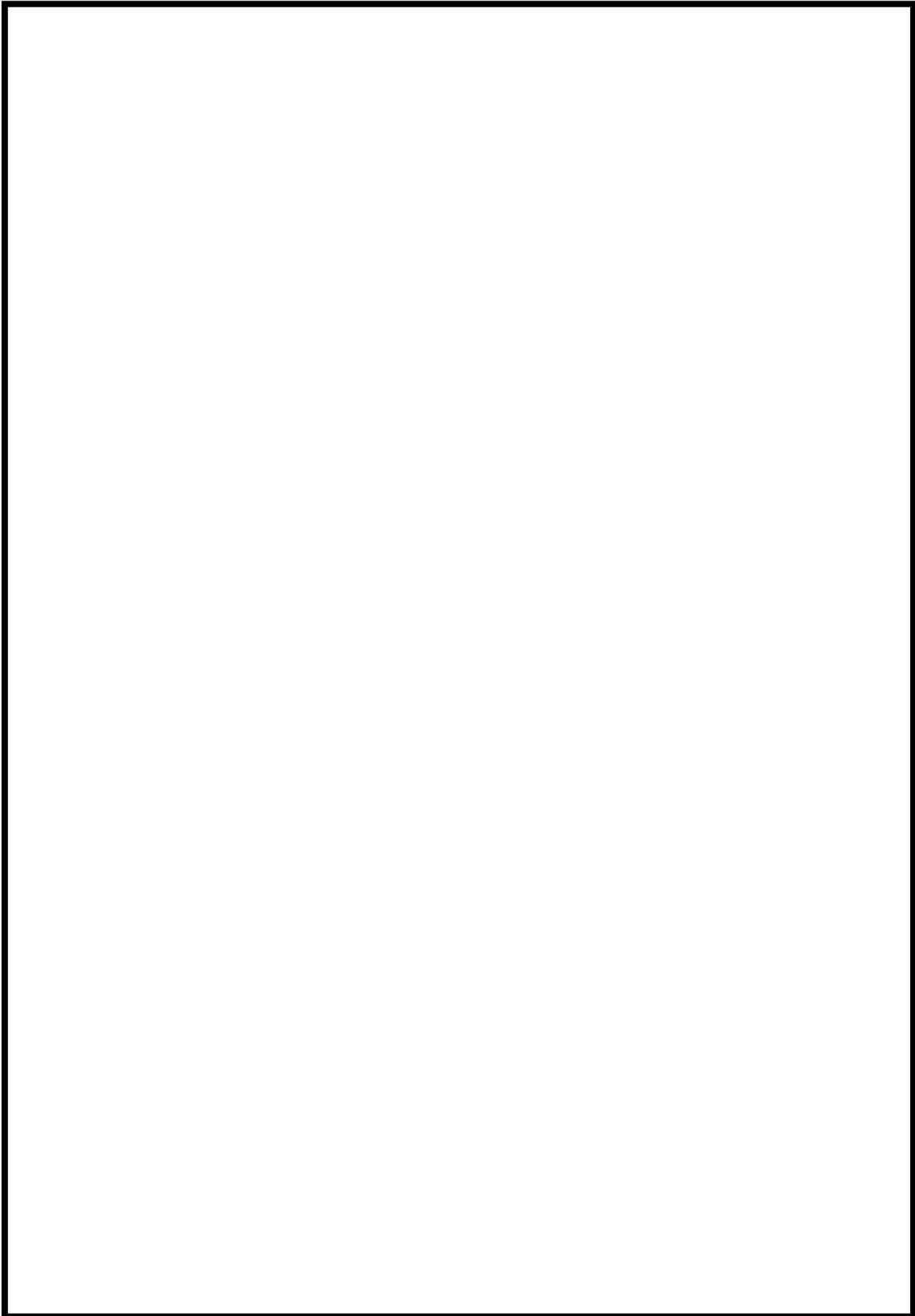


図 10 協力企業（J社）への業務仕様書及び請書（抜粋） （2 / 6）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 10 協力企業（J社）への業務仕様書及び請書（抜粋）（3 / 6）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

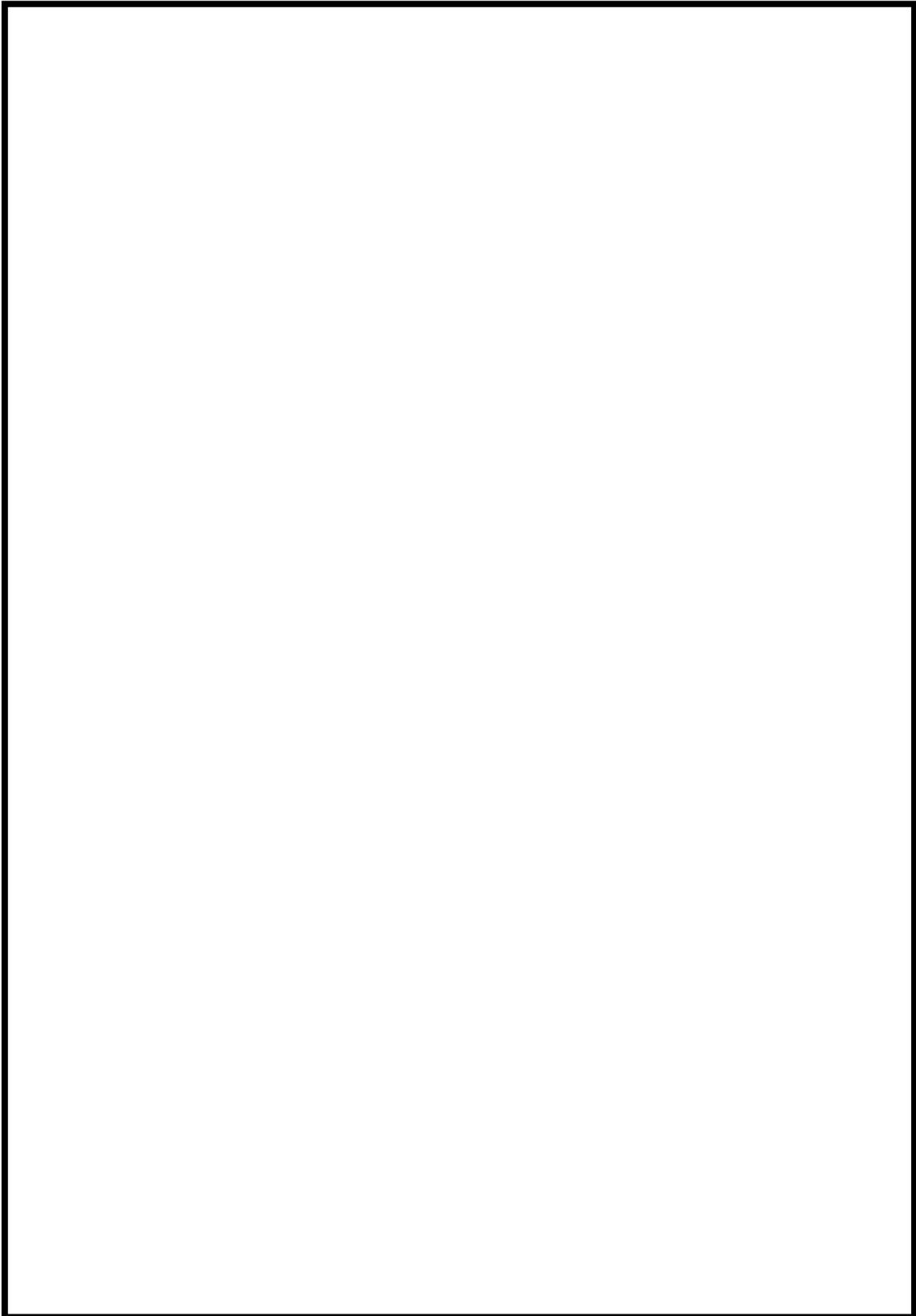


図 10 協力企業（J社）への業務仕様書及び請書（抜粋）（4 / 6）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

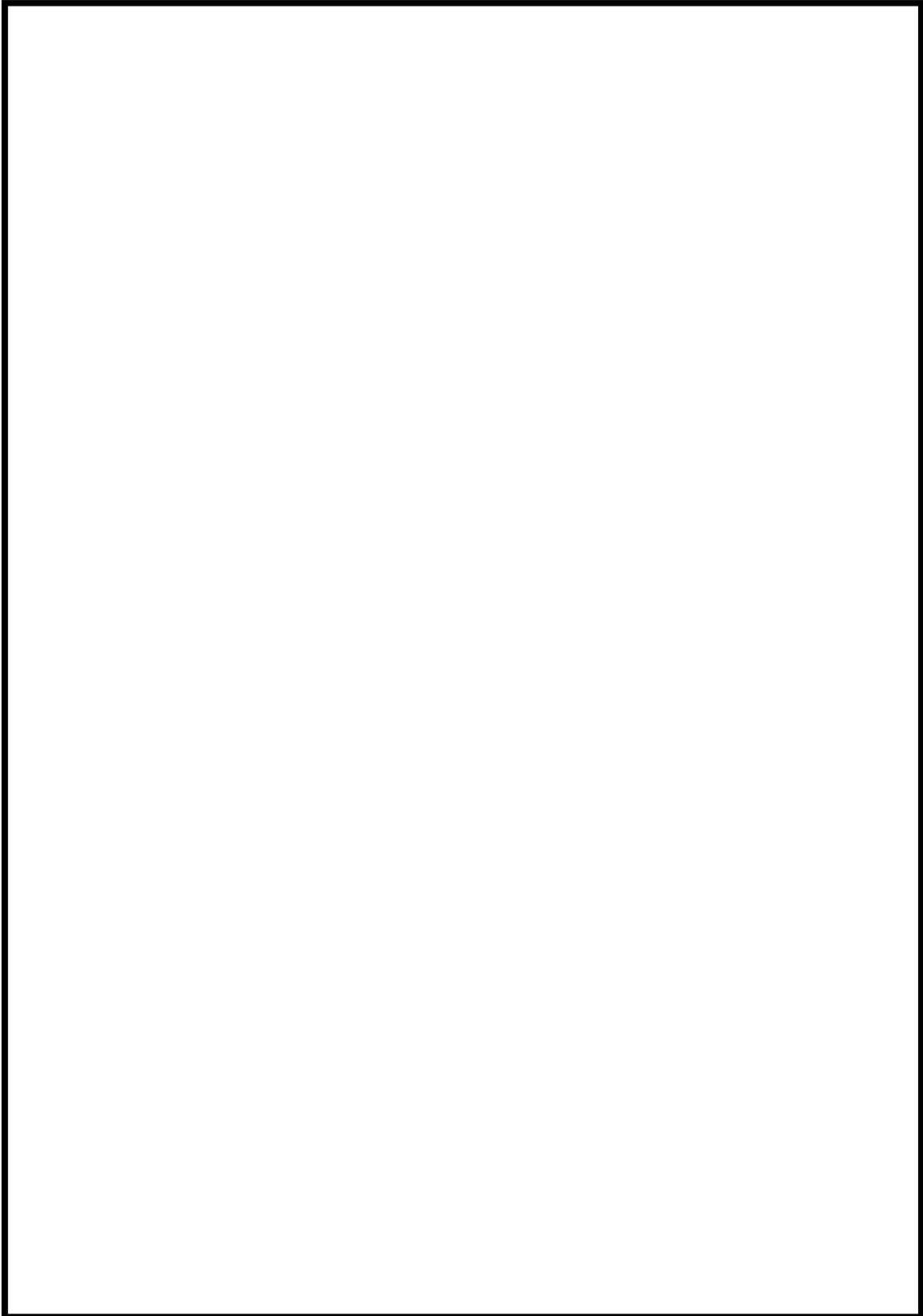


図 10 協力企業（J社）への業務仕様書及び請書（抜粋）（5 / 6）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

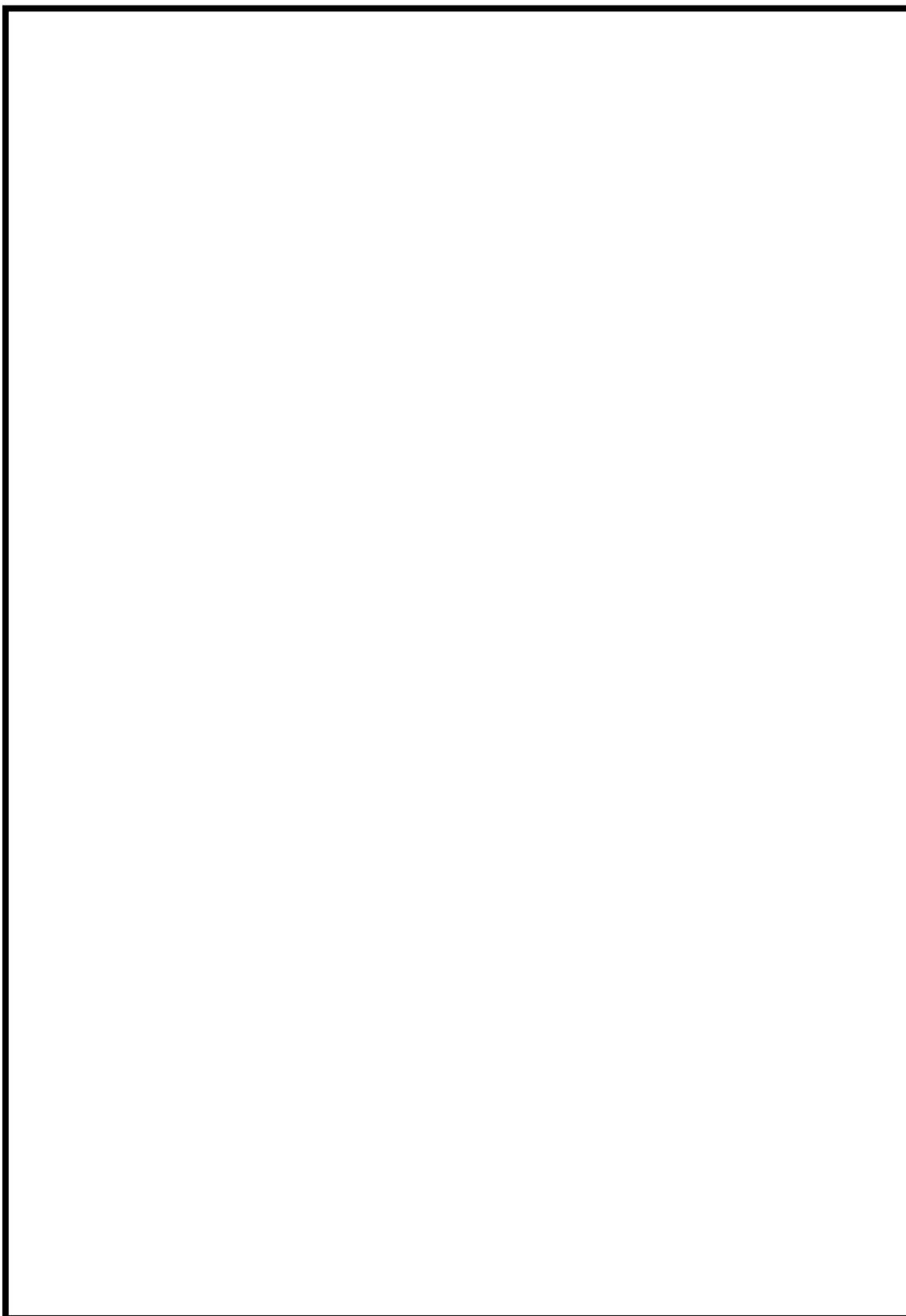


図 10 協力企業（J社）への業務仕様書及び請書（抜粋）（6 / 6）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

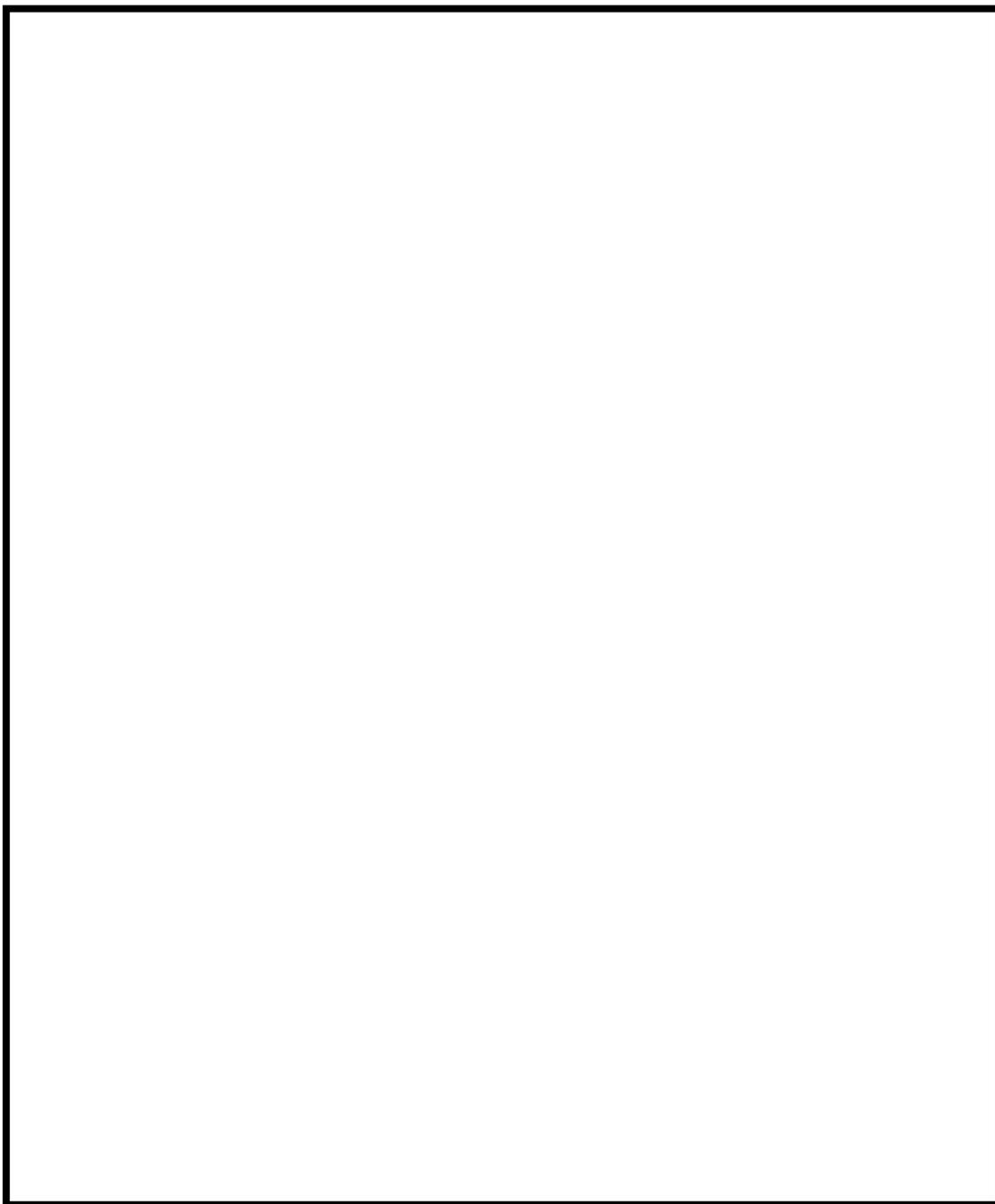


図 11 協力企業（K社）との覚書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

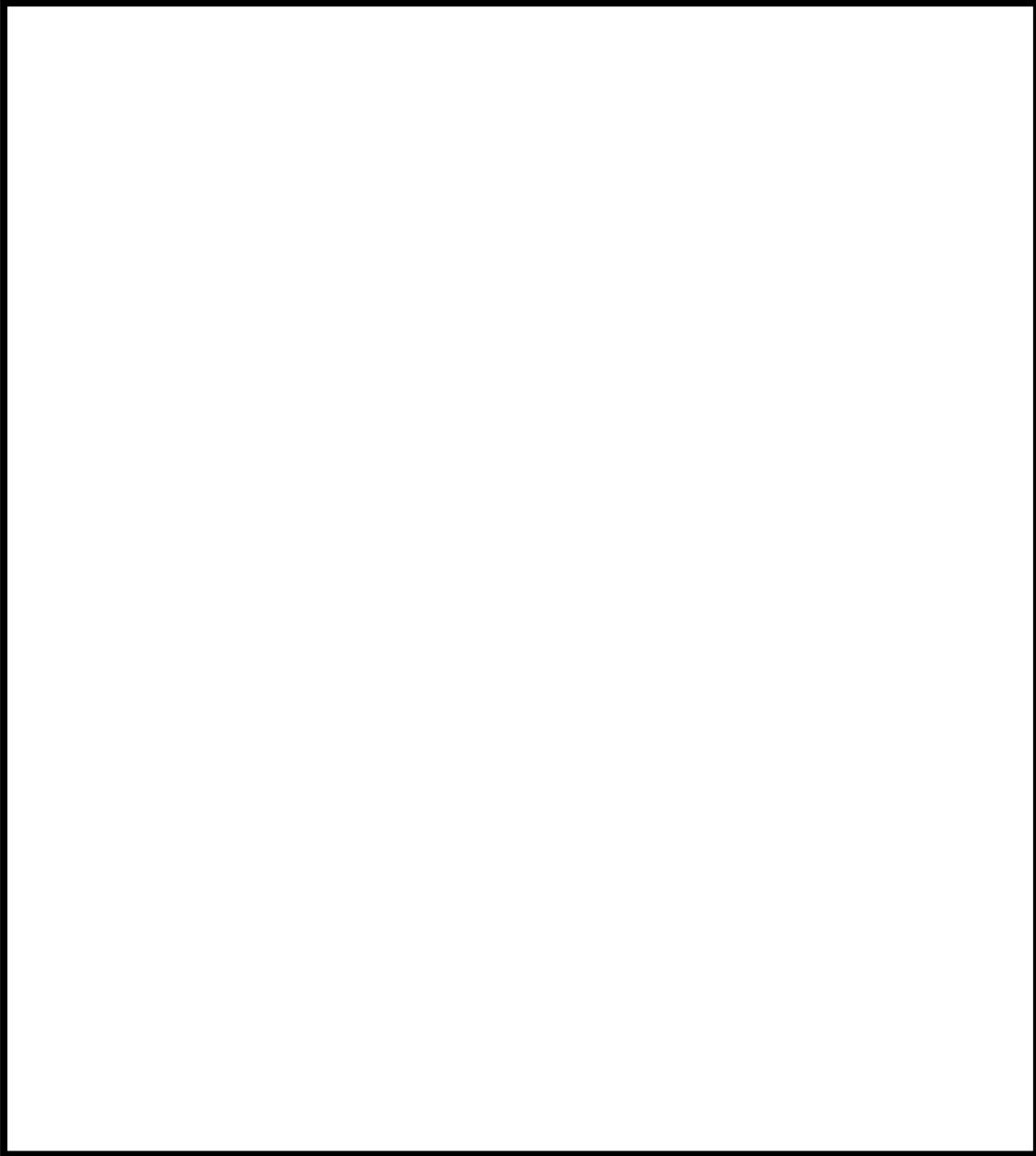


図 12 協力企業（L社）との覚書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

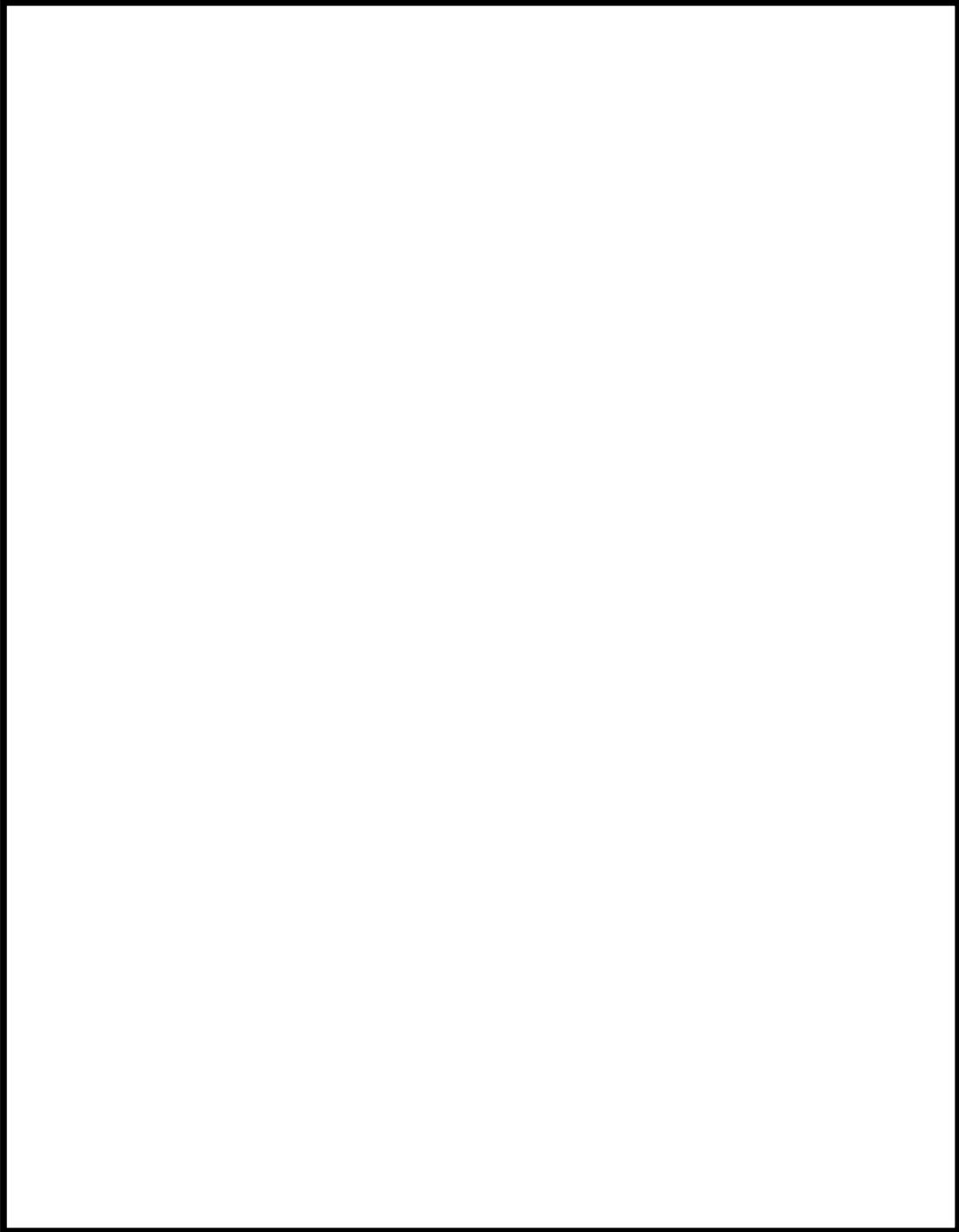


図 13 協力企業（M社）との覚書及び契約書（抜粋） （1 / 2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

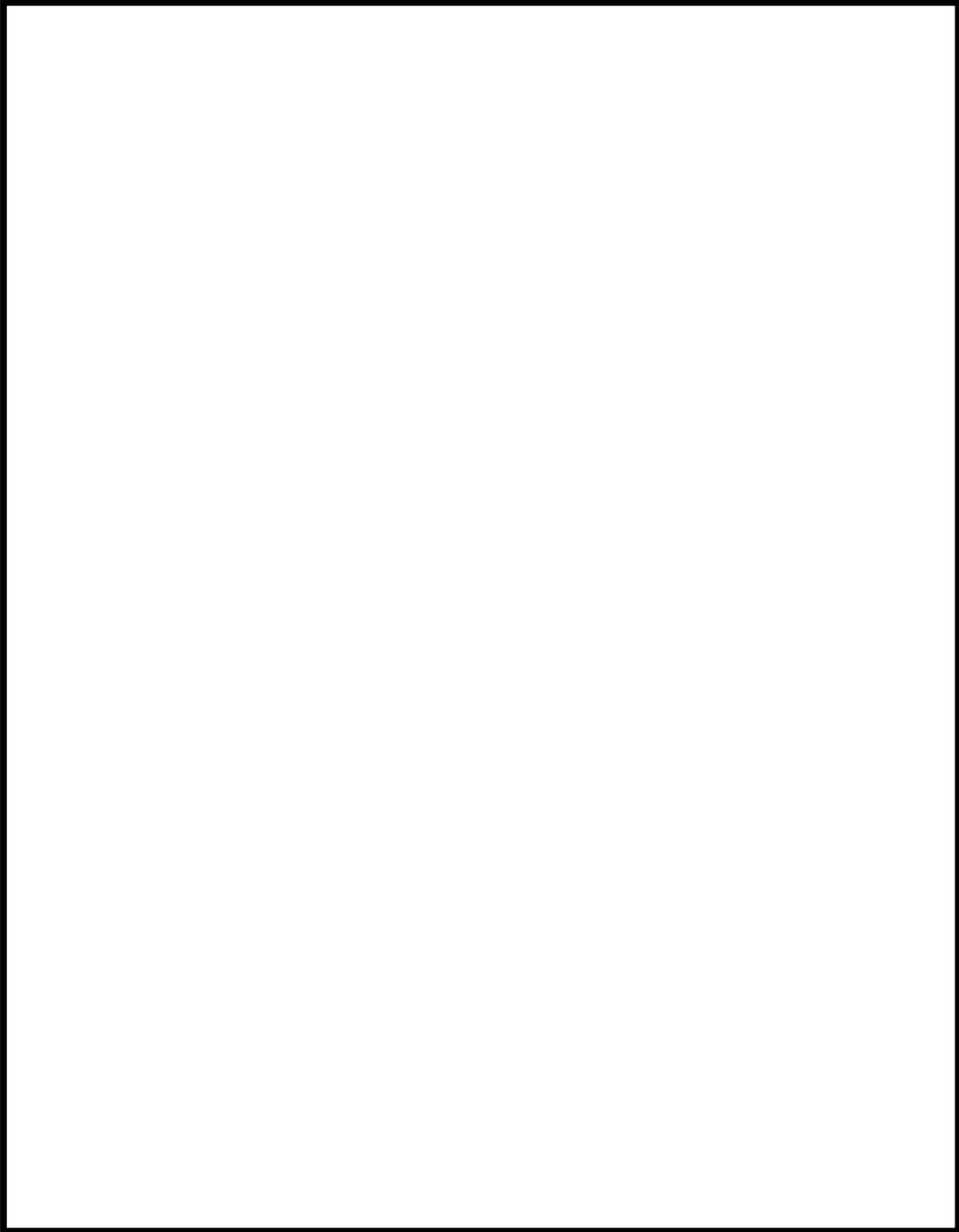


図 13 協力企業（M社）との覚書及び契約書（抜粋） （2 / 2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

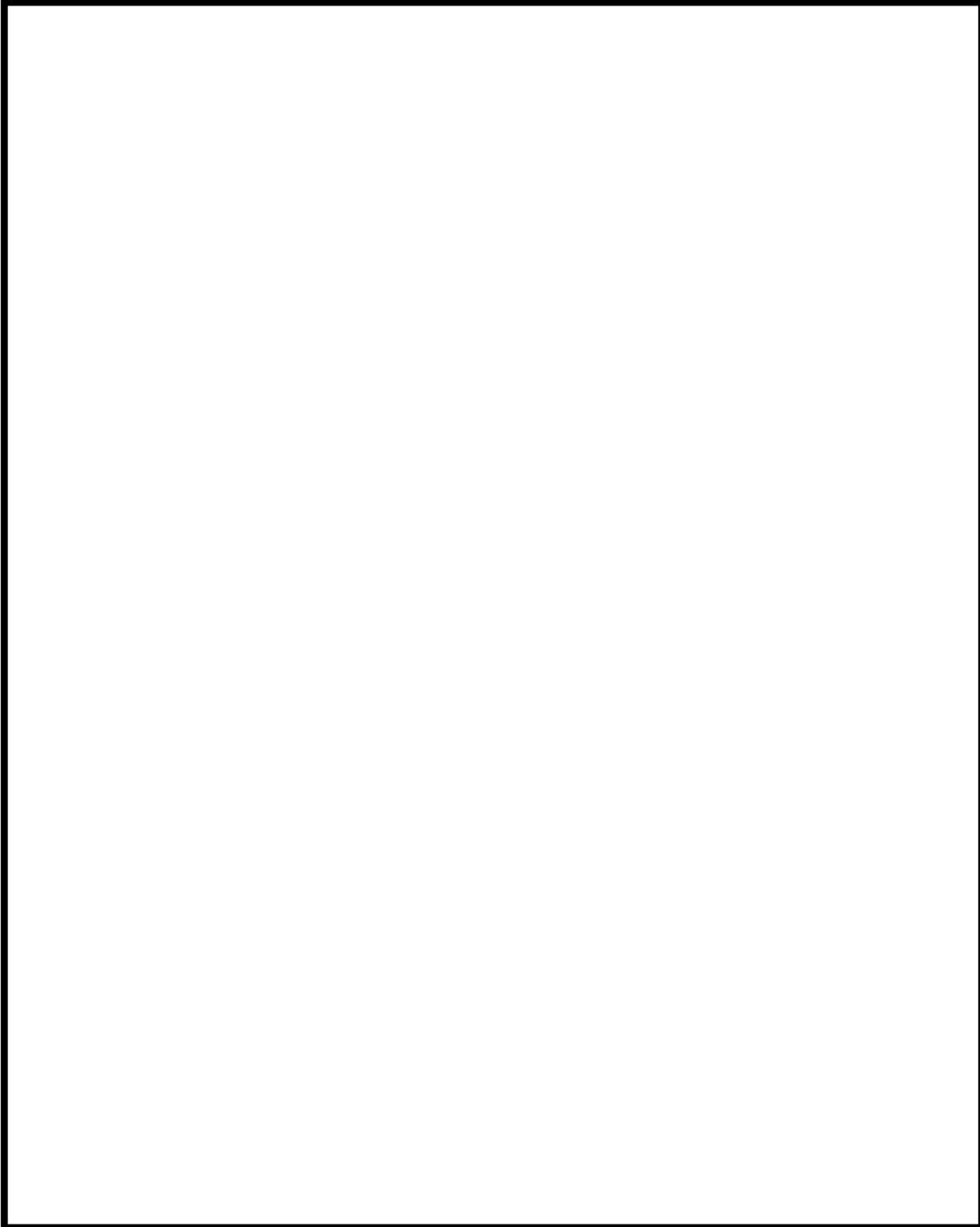


図 14 協力企業（N社）との覚書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

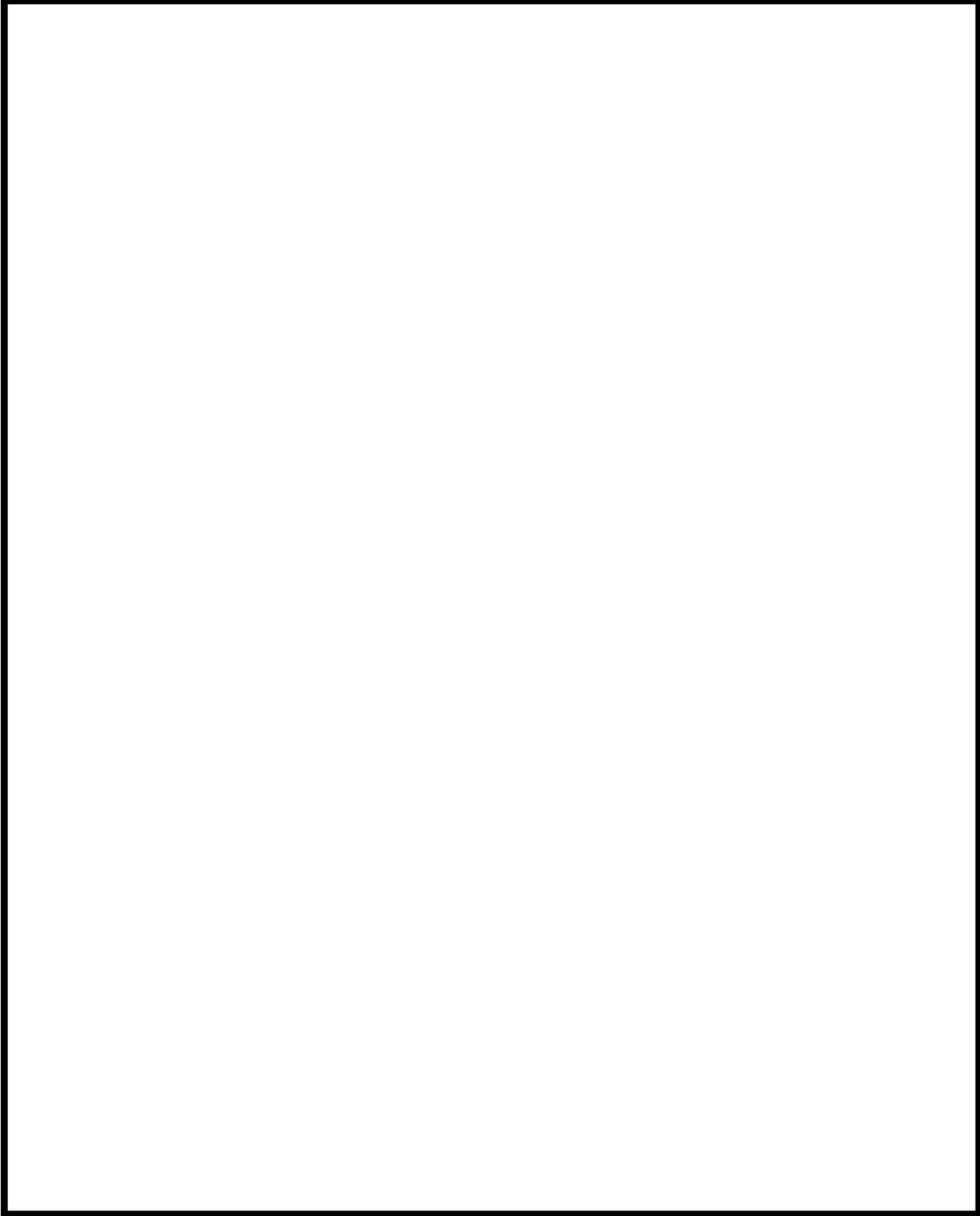


図 15 協力企業（0社）との覚書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

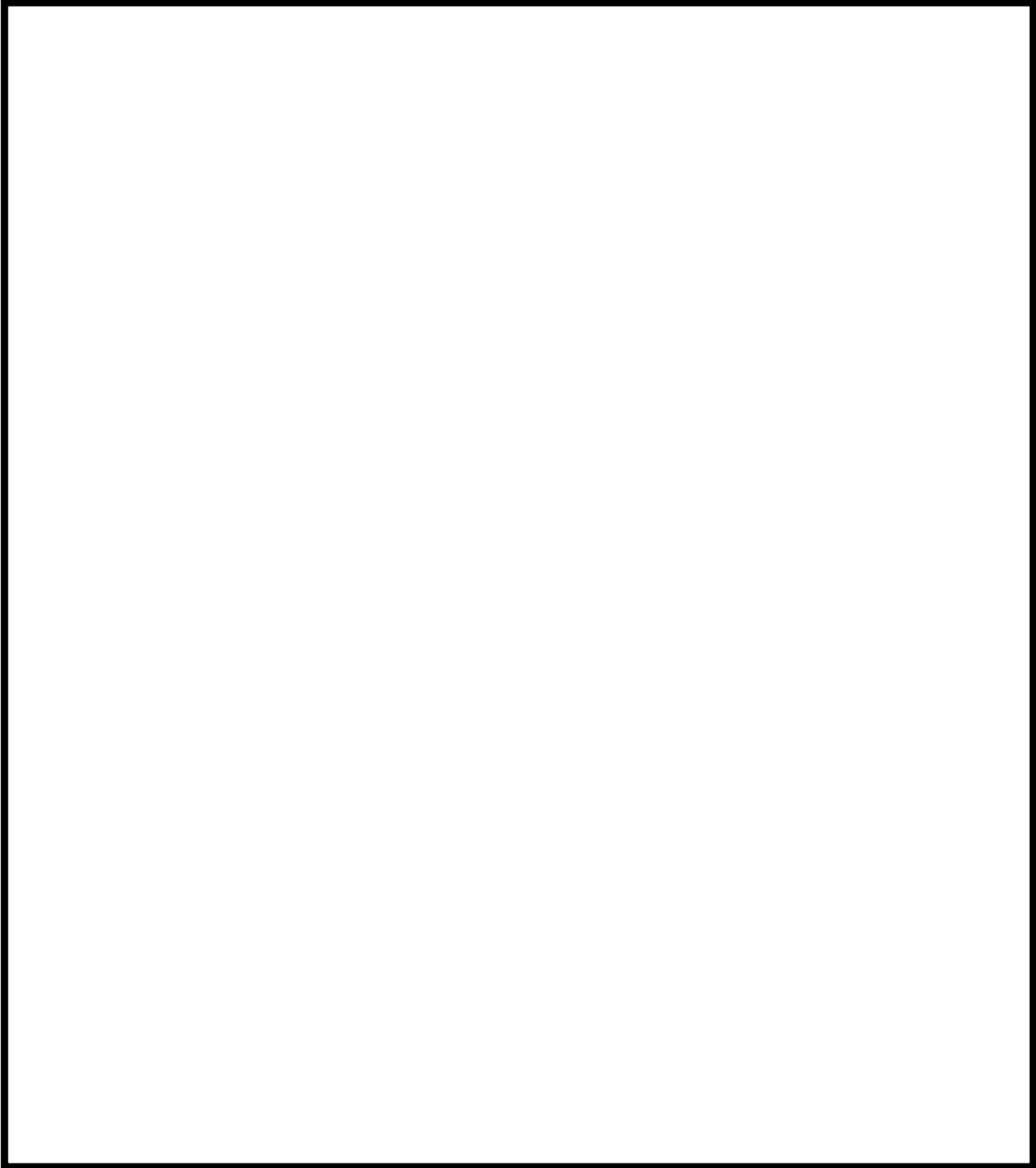


図 16 協力企業（P 社）との覚書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

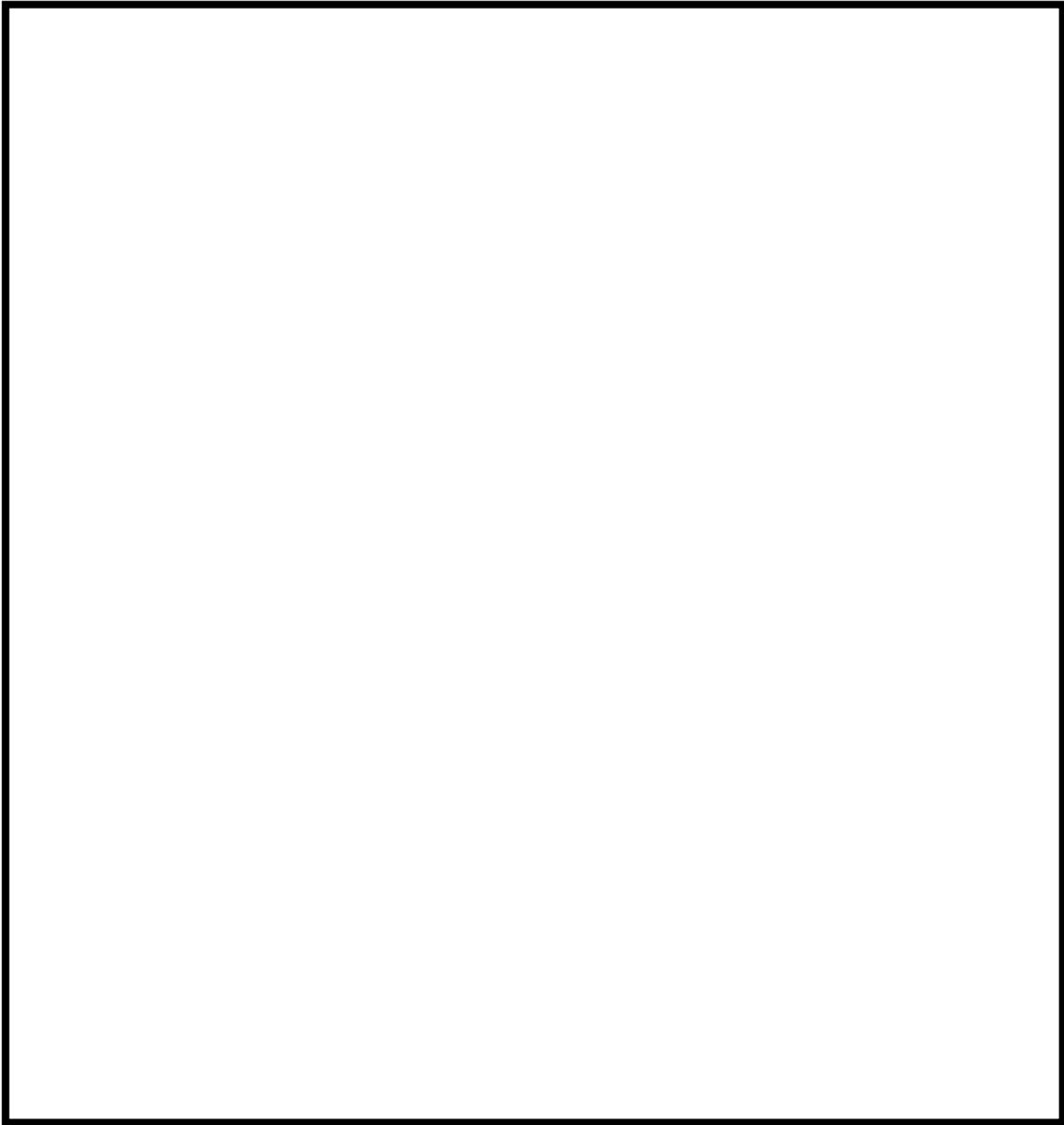


図 17 協力企業（Q社）との覚書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 18 協力企業（R 社）との契約書（抜粋）

原子力事業所災害対策支援拠点について

柏崎エネルギーホール

所在地	新潟県柏崎市駅前2丁目2-30
発電所からの方位, 距離	南南西 約8km
敷地面積	約3,000m ²
非常用電源	・非常用ディーゼル発電機 50kVA
非常用通信機器	・電話(有線系, 衛星系) ・FAX(有線系)
その他	消耗品等(飲料, 飲料水等)は信濃川電力所備蓄品を搬入

信濃川電力所

所在地	新潟県小千谷市千谷川1-5-10
発電所からの方位, 距離	南東 約23km
敷地面積	約3,800m ²
非常用電源	・非常用ディーゼル発電機 75 kVA ・備蓄燃料: 2日分を備蓄
非常用通信機器	・電話(有線系, 衛星系) ・FAX(有線系)
その他	消耗品等(飲料, 飲料水等)は備蓄

当間高原リゾート(休憩・仮泊, 資機材置き場機能のみ)

所在地	新潟県十日町市珠川
発電所からの方位, 距離	南南東 約44km
敷地面積	約350万m ²
非常用電源	・非常用ディーゼル発電機 300 kVA(本館), 210 kVA(新別館)
非常用通信機器	・電話(有線系, 衛星系)
その他	消耗品等(飲料, 飲料水等)は信濃川電力所備蓄品を搬入, その後, 最寄りの小売店から調達



図 原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

格納容器の長期にわたる状態維持に係る 体制の整備について

< 目 次 >

1.	考慮すべき事項.....	1-0-15-1
2.	格納容器の冷却手段.....	1-0-15-3
(1)	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における格納容器除熱手段について.....	1-0-15-3
(2)	代替循環冷却の長期運転及び不具合等を想定した対策について.....	1-0-15-4
3.	作業環境の線量低減対策の対応例について.....	1-0-15-7
(1)	循環冷却時の線量低減の対応について.....	1-0-15-7
(2)	汚染水発生時の対応について.....	1-0-15-9
4.	残留熱除去系の復旧方法について.....	1-0-15-10
(1)	残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について.....	1-0-15-10
(2)	残留熱除去系の復旧手順について.....	1-0-15-10
5.	可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について.....	1-0-15-19
5. 1.	可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱について.....	1-0-15-20
(1)	可搬型格納容器除熱系統の概要.....	1-0-15-20
(2)	作業に伴う被ばく線量.....	1-0-15-21
(3)	フランジ部からの漏えい発生時の対応.....	1-0-15-23
5. 2.	可搬熱交換器によるサプレッションプール浄化系を用いた格納容器除熱.....	1-0-15-23
(1)	可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱の概要.....	1-0-15-23
(2)	作業に伴う被ばく線量.....	1-0-15-25
(3)	フランジ部からの漏えい発生時の対応.....	1-0-15-25
5. 3.	代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱.....	1-0-15-26
(1)	代替原子炉補機冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱の概要.....	1-0-15-26
6.	外部からの支援について.....	1-0-15-28
	参考資料：福島第一原子力発電所で導入した汚染水処理対策について.....	1-0-15-29

重大事故等への対応操作や作業は、事故形態によっては長期間にわたることが予想されるため、**あらかじめ**長期対応への体制整備や作業環境の維持、改善等について、準備しておくことが望ましい。

柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害事後対策として「防災基本計画 第11編 原子力災害対策編」（中央防災会議）に定める災害復旧対策についての計画として復旧計画を策定し、当該計画に基づき**速やかに**復旧対策を実施する旨を規定している。

復旧計画に定めるべき事項は以下のとおり。

- ・放射性物質の追加放出の防止 等
- ・原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握
- ・原子炉施設の除染の実施
- ・原子炉施設損傷部の修理及び改造の実施

発電所対策本部は、召集した要員により、復旧計画に基づき災害発生後の**中長期**対応を行う。また本社対策本部が中心となって、社内外の関係各所と**連携**し、適切かつ効果的な**復旧対策**を検討できる体制を整備する。

1. 考慮すべき事項

- (1) 格納容器過圧・過温破損事象等においては、代替循環冷却及び格納容器ベントにより長期的な格納容器除熱が可能であることを有効性評価において確認している。
- (2) 代替循環冷却による格納容器除熱では、格納容器の圧力は、格納容器の最高使用圧力を下回る状態で長期的に維持することが可能となる。サプレッションチェンバの温度が格納容器の最高使用温度に近い状態が長期にわたり継続するが、**格納容器の温度については**、格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が維持される 150℃を下回っている。また、代替循環冷却系の運転に使用するサプレッションチェンバからの吸込配管の**温度は**設計温度を十分に下回っていると、復水移送ポンプの予備機確保、同ポンプ及び操作が必要となる電動弁（原子炉及び格納容器への注水量の調節弁）の**駆動電源**多様化による冗長性確保、系統配管の耐震健全性確認による信頼性確保を行っている。このため、代替循環冷却系の設備全体として十分な信頼性を有していると考えているが、長期運転及び設備不具合の発生等を想定した対策の検討が必要である。
- (3) 炉心損傷後に代替循環冷却運転を実施することに対しては、**現場の作業環境**への影響として、建屋内の環境線量が上昇することにより、代替循環冷却運転後の機器の復旧等が困難になることが予想される。

- (4) 代替循環冷却により格納容器除熱を実施することにより、長期的に格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができることを解析にて確認しているものの、最終的には残留熱除去系の復旧が必要である。
- (5) 格納容器の圧力・温度を低く安定状態を保つためには、代替循環冷却系及び残留熱除去系が有効な手段であるが、ともに残留熱除去系熱交換器を用いており、この残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段の検討が必要である。
- (6) 重大事故等時の中長期的な対応については、プラントメーカーとの協力協定を締結し、事故収束に向けた対策立案等必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。

以上を踏まえ、(1)(2)の詳細検討として「2. 格納容器冷却手段」において、重要事故シーケンスにおける格納容器の除熱として使用できる冷却手段を整理する。

また、(3)(4)(5)の検討結果を「3. 作業環境の線量低減対策の対応例について」「4. 残留熱除去系の復旧方法について」及び「5. 可搬型格納容器の除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」にそれぞれとりまとめる。

最後に発電所外からの支援について「6. 外部からの支援について」にて示す。

2. 格納容器の冷却手段

(1) 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における格納容器除熱手段について

福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では多様な格納容器除熱手段を整備しており、その設備の有効性について有効性評価において確認している。

表1に格納容器除熱手段を示す。また、図1-1、1-2に格納容器除熱手段の概要図を示す。

表1に示すとおり、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では多くの格納容器バウンダリが確保される除熱手段を有しており、格納容器バウンダリの維持はできないものの格納容器ベントの実施による格納容器除熱も可能であり、多様性を有しているといえる。

表1 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における格納容器除熱手段

	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の除熱手段	
格納容器バウンダリが確保される除熱手段	代替循環冷却	○
	代替原子炉補機冷却系	○
	残留熱除去系(A)	△
	残留熱除去系(B)	△
	残留熱除去系(C)	△
	DWC, CUW, CRD系を組み合わせた格納容器除熱(※)	△
格納容器バウンダリが確保されない除熱手段	フィルタベント	○
	耐圧強化ベント	○
	地下式フィルタベント	○

○：有効性評価で期待する設備

△：有効性評価で期待しないものの設備復旧等により使用可能

※ RHR(B)吸込配管及びCUWボトムドレン配管破断のLOCA時は使用不能

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2) 代替循環冷却の長期運転及び不具合等を想定した対策について

代替循環冷却系を運転する場合には、サブプレッションプールを水源として原子炉及び格納容器内に冷却水を循環させることとなるため、系統水が流れる配管が高線量となる。配管表面での線量は、事故後90日の積算線量で [] と評価しており、これを考慮し、系統に使用するポンプのメカニカルシール部やポンプ電動機、電動弁の駆動部等について、耐放射線性が確保されたものを使用することとしている。

また、事故後のサブプレッションプール内には異物が流入する可能性がある。サブプレッションプールからの吸込部には、大型のストレーナが設置されており、系統内に異物が流入することによるポンプ等の機器の損傷を防止する系統構成となっている。なお、ストレーナは、サブプレッションプールの底面から約1mの高さに設置されており、底面に沈降する異物を大量に吸上げることはないと考えているが、万が一、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合を考慮し、外部水源から洗浄用水を供給（防火水槽からの代替低圧注水ポンプによる淡水供給）することにより、ストレーナの逆洗を行うことが可能な設備構成としている（図2参照）。

なお、炉心損傷に至る重大事故等発生後に代替循環冷却系が使用できない場合の除熱手段は「5. 可搬型格納容器の除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」に示す。

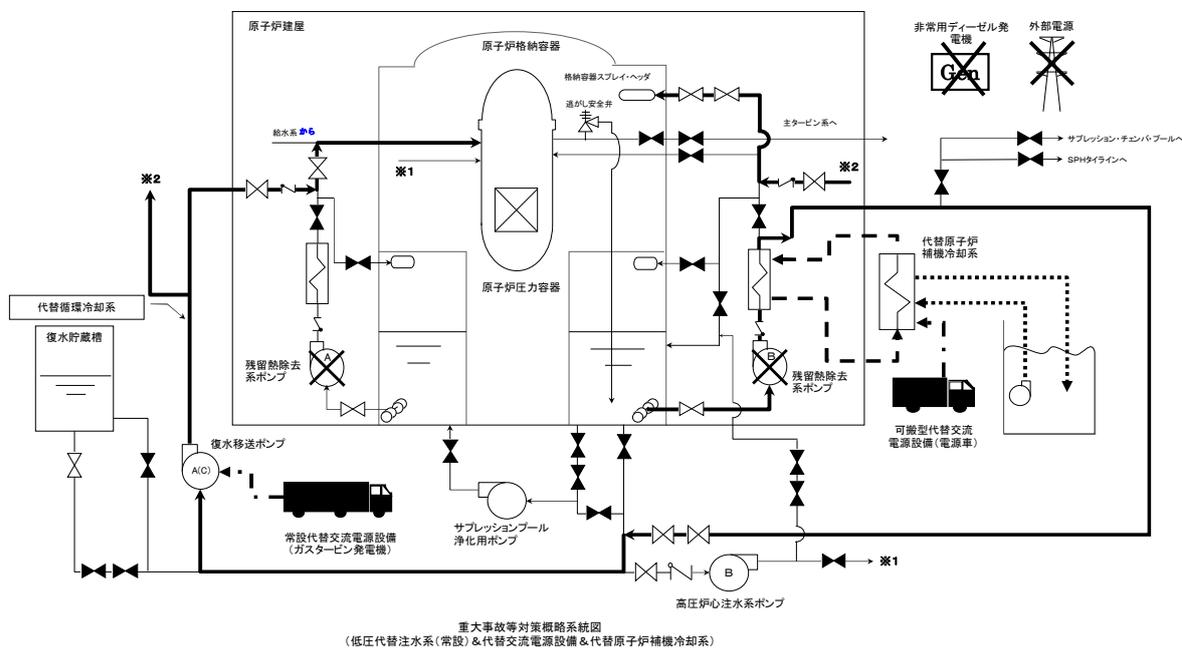


図 1 - 1 代替循環冷却

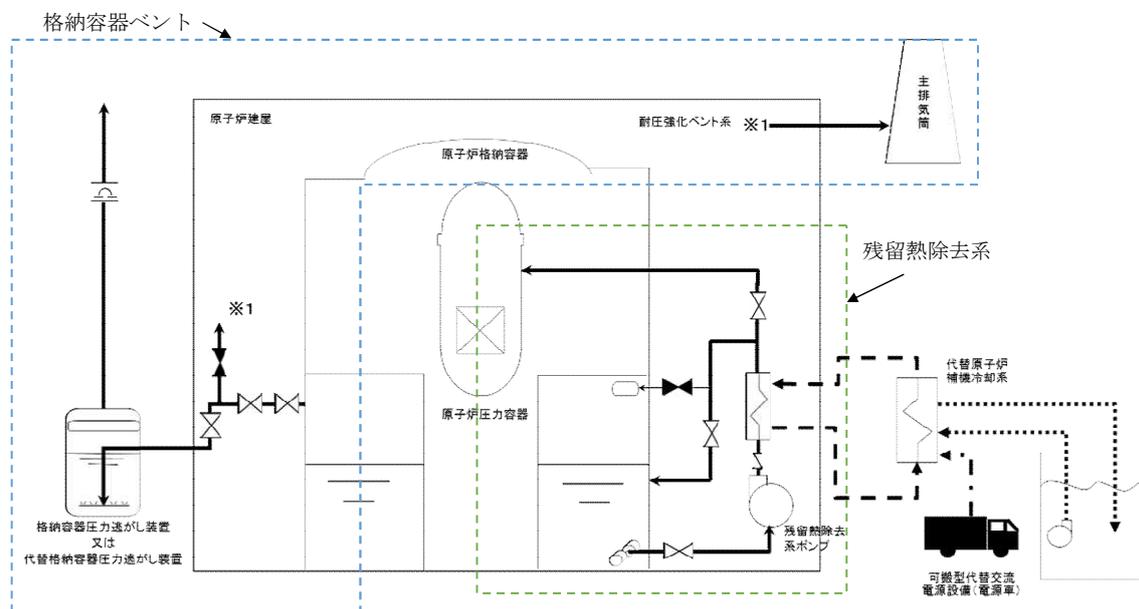


図 1 - 2 残留熱除去系及び格納容器ベント

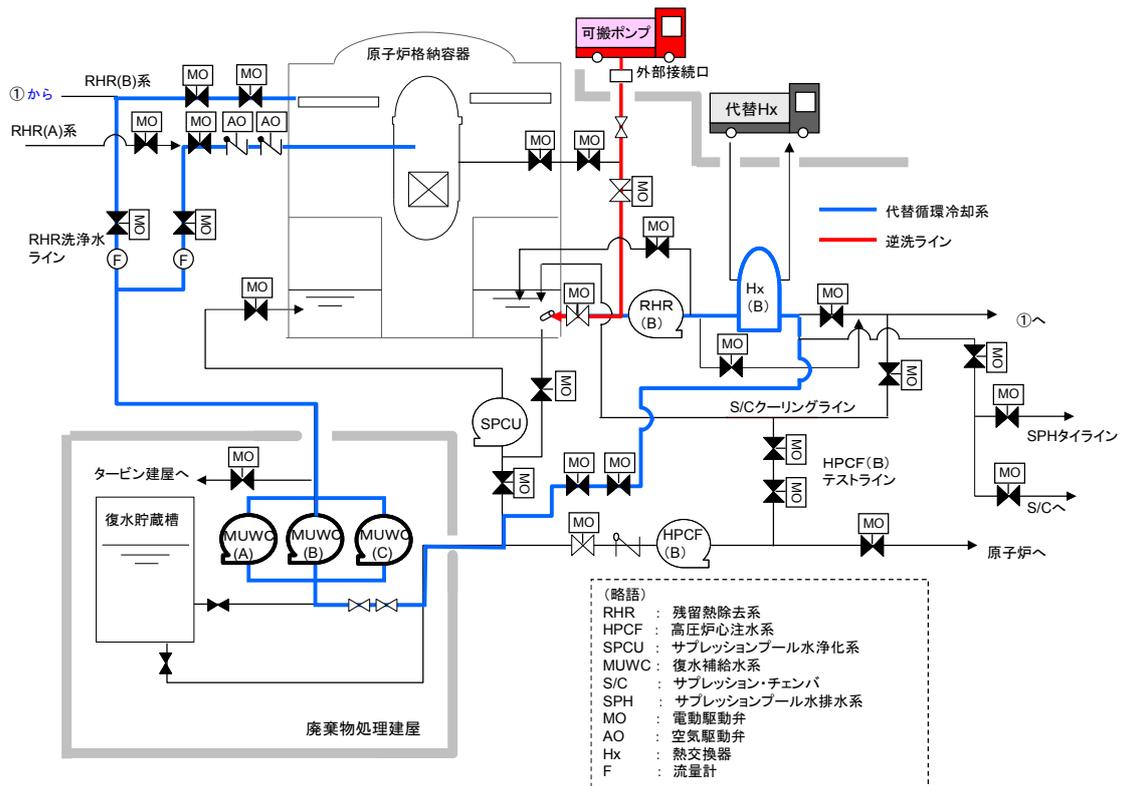


図2 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作時の系統構成

3. 作業環境の線量低減対策の対応例について

(1) 循環冷却時の線量低減の対応について

代替循環冷却系は、残留熱除去系による格納容器からの除熱能力を喪失した場合に使用する系統である。このため、代替循環冷却系は、残留熱除去系が復旧するまでの期間に運転することを想定している。このため、代替循環冷却系の運転によって放射線量が上昇した環境下における残留熱除去系の復旧作業の概要を示す。

代替循環冷却系では、サブプレッションプールからのプール水の吸込み、及び、原子炉及び格納容器への注水に、残留熱除去系のB系を使用することを想定（原子炉への注水はA系も想定）している。このため、残留熱除去系の復旧に際しては、代替循環冷却の影響を受ける可能性が最も低いC系を復旧することを想定する。

代替循環冷却系の運転に使用する残留熱除去系のB系（一部はA系）の配管については、復旧作業の実施に先立ち、外部水源から洗浄用水を系統内に供給（防火水槽からの代替低圧注水ポンプによる淡水供給）することにより、系統全体のフラッシングを行うことが可能な設備構成としている。これにより、配管内の系統水に含まれる放射性物質を、可能な限りサブプレッションプールに送水することにより、放射線量を低減させることが可能である。

また、残留熱除去系の復旧で重要なことは、復旧作業が必要と想定されるポンプ室へのアクセスであることから、原子炉建屋地下3階の残留熱除去系（C）ポンプ室、及び、原子炉建屋地下2階の残留熱除去系（C）ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。

6号炉については、図3に示すとおり、代替循環冷却系統の運転により高線量となる配管は、残留熱除去系（C）ポンプ室、及び、同上部ハッチ付近から離れており、アクセスは可能であると考えられる。

一方、7号炉については、図4に示すとおり、代替循環冷却系統の運転により高線量となる配管は、残留熱除去系（C）ポンプ室からは離れているが、同上部ハッチ付近に存在する。この場所における放射線量は、評価の結果、線量が高いケースとして代替循環冷却系統の運転開始後30日間経過した場合に \square となる。このため、同上部ハッチ近傍には、放射線防護対策として、福島第一原子力発電所の事故収束作業において使用した実績を有する移動式遮蔽体を用いて線量の低減を図る。線量評価の一例として、図5に示す移動式遮蔽体を用いた場合には、線量を \square に低減することが可能となる。さらに、復旧作業時には、適切な防護対策を行うことにより、線量による影響を低減させた上で復旧作業を行うこととする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

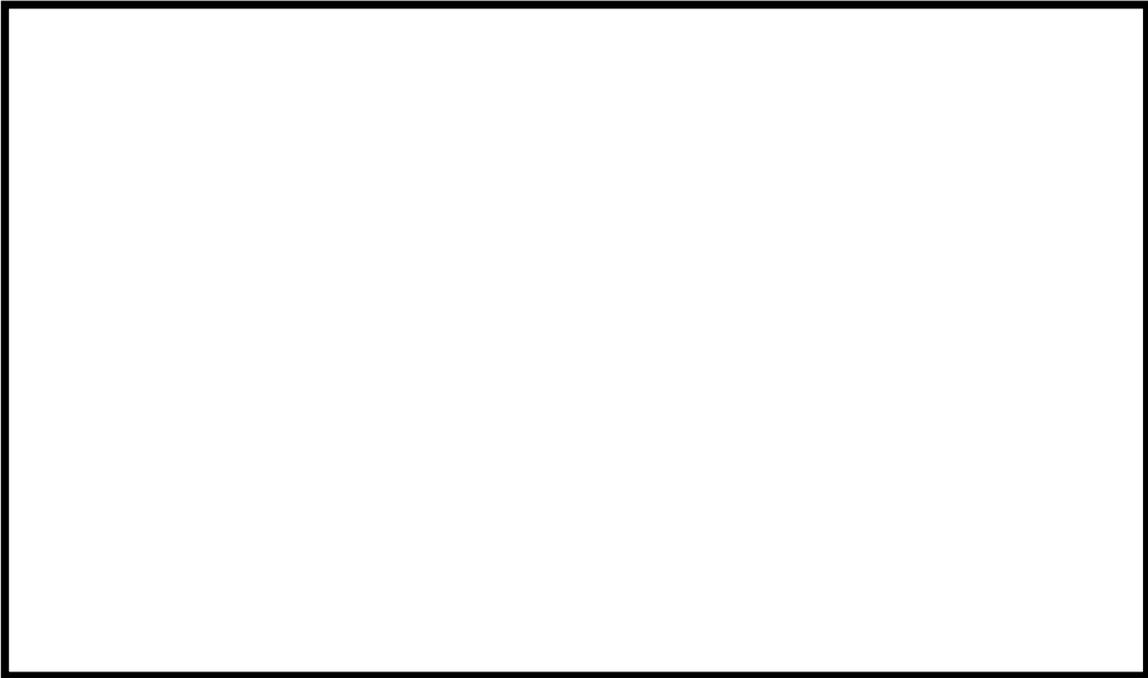


図3 機器配置図（6号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階）

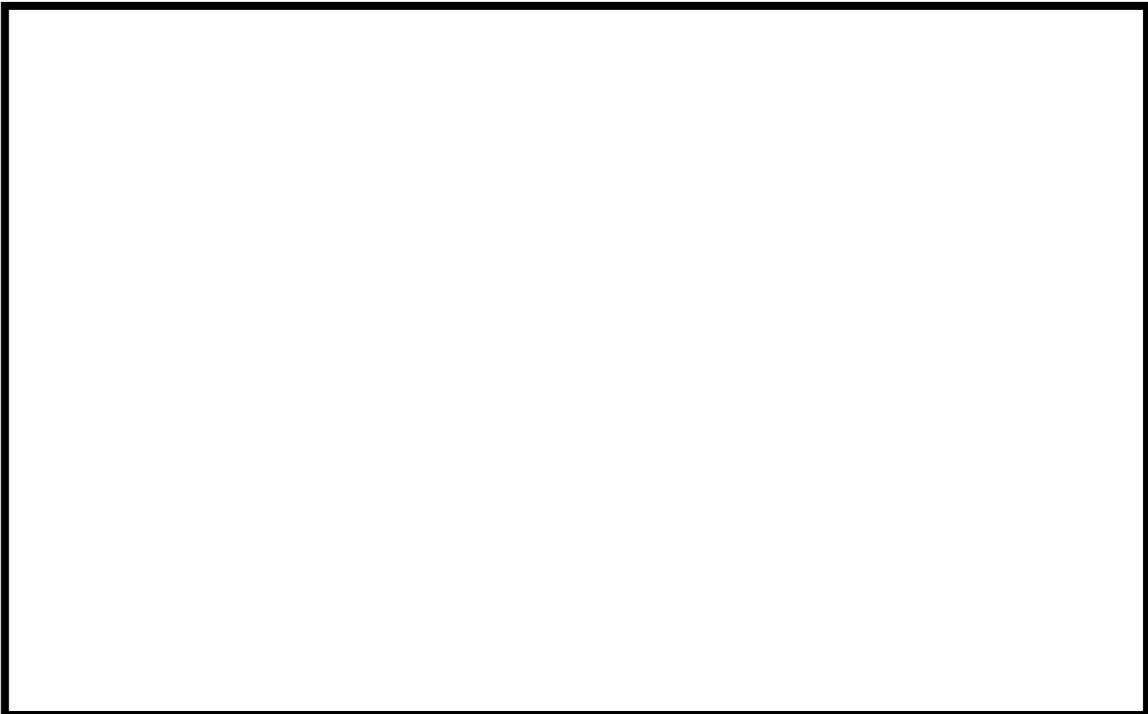


図4 機器配置図（7号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図5 7号炉 RHR (C) ポンプ室上部ハッチへのアクセスに必要な放射線防護対策

(2)汚染水発生時の対応について

当社において、重大事故等発生時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても、福島第一原子力発電所における経験や知見を踏まえ、これらを活用した汚染水処理装置の設置等の対策を行うとともに、プラントメーカーの協力を得ながら対応する。

(参考資料1 参照)

4. 残留熱除去系の復旧方法について

(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について

残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間かかる場合も想定されるが、予備品の活用や発電所外からの支援等を考慮すれば、1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能であると考えられる。

残留熱除去系の復旧に当たり、原子炉補機冷却海水系、原子炉補機冷却水系については、予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる。また、電動機の予備品を重大事故により同時に影響を受けない場所に保管している。(詳細は添付資料1.0.3「予備品等の確保及び保管場所について」参照)

一方、残留熱除去系については、防潮堤等の津波対策及び原子炉建屋内の内部溢水対策により区分分離されていること、万が一の溢水がポンプ室に流入してもRHRポンプ室排水ポンプを設置していること、更にABWRの残留熱除去系は3系統あることから、福島第一原子力発電所事故のように複数の残留熱除去系が浸水により同時に機能喪失することはないと考えられる。

なお、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、他系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。

(2) 残留熱除去系の復旧手順について

炉心損傷若しくは格納容器破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、運転員及び緊急時対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を整備してきている。

本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷あるいは格納容器破損に対する時間余裕に応じて「恒久対策」、「応急対策」、又は「代替対策」のいずれかを選択するものとしている。

具体的には、故障箇所の特定と対策の選択を行い、故障箇所に応じた復旧手順にて復旧を行う。図6に、手順書の記載例を示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

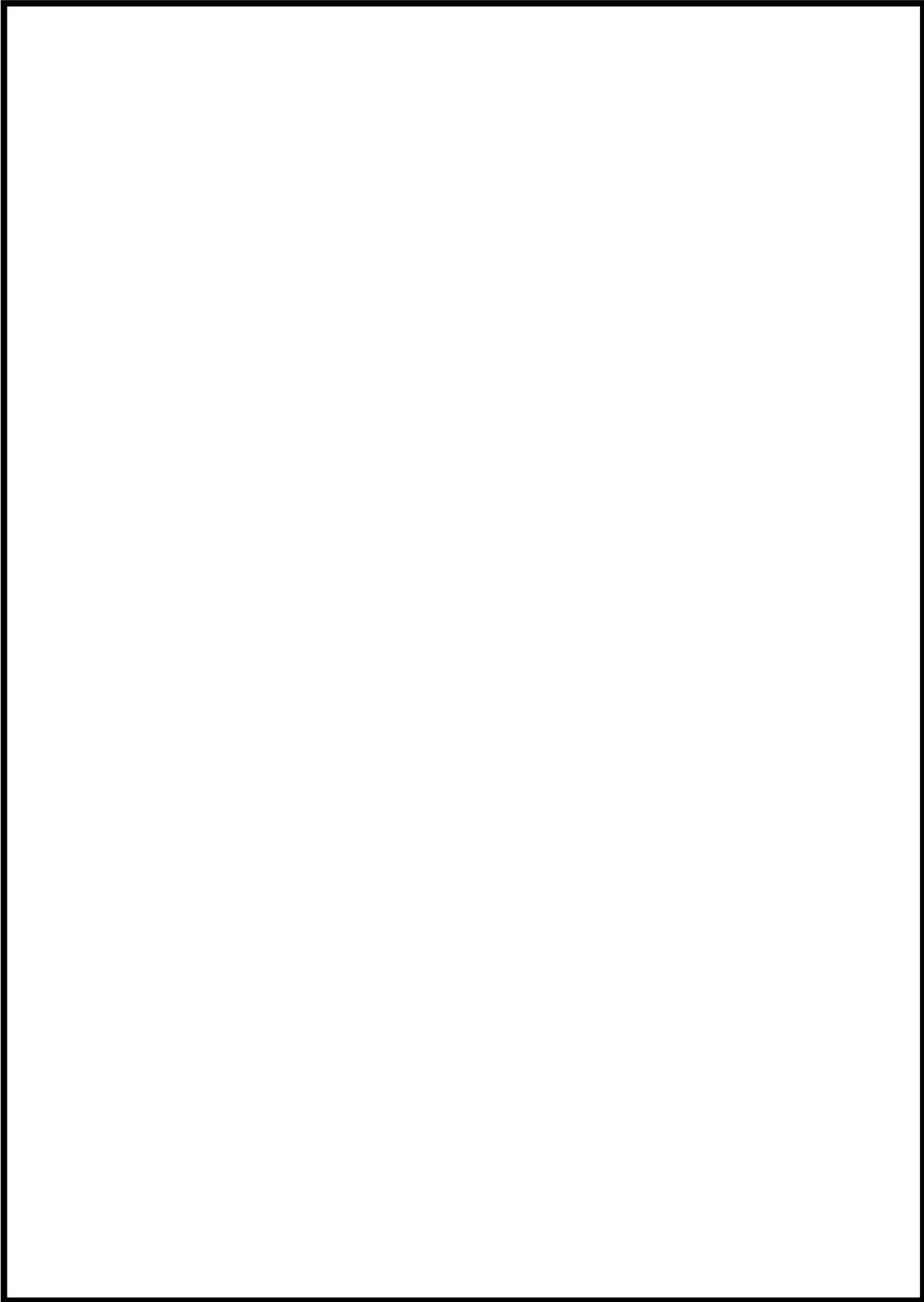


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（1 / 8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

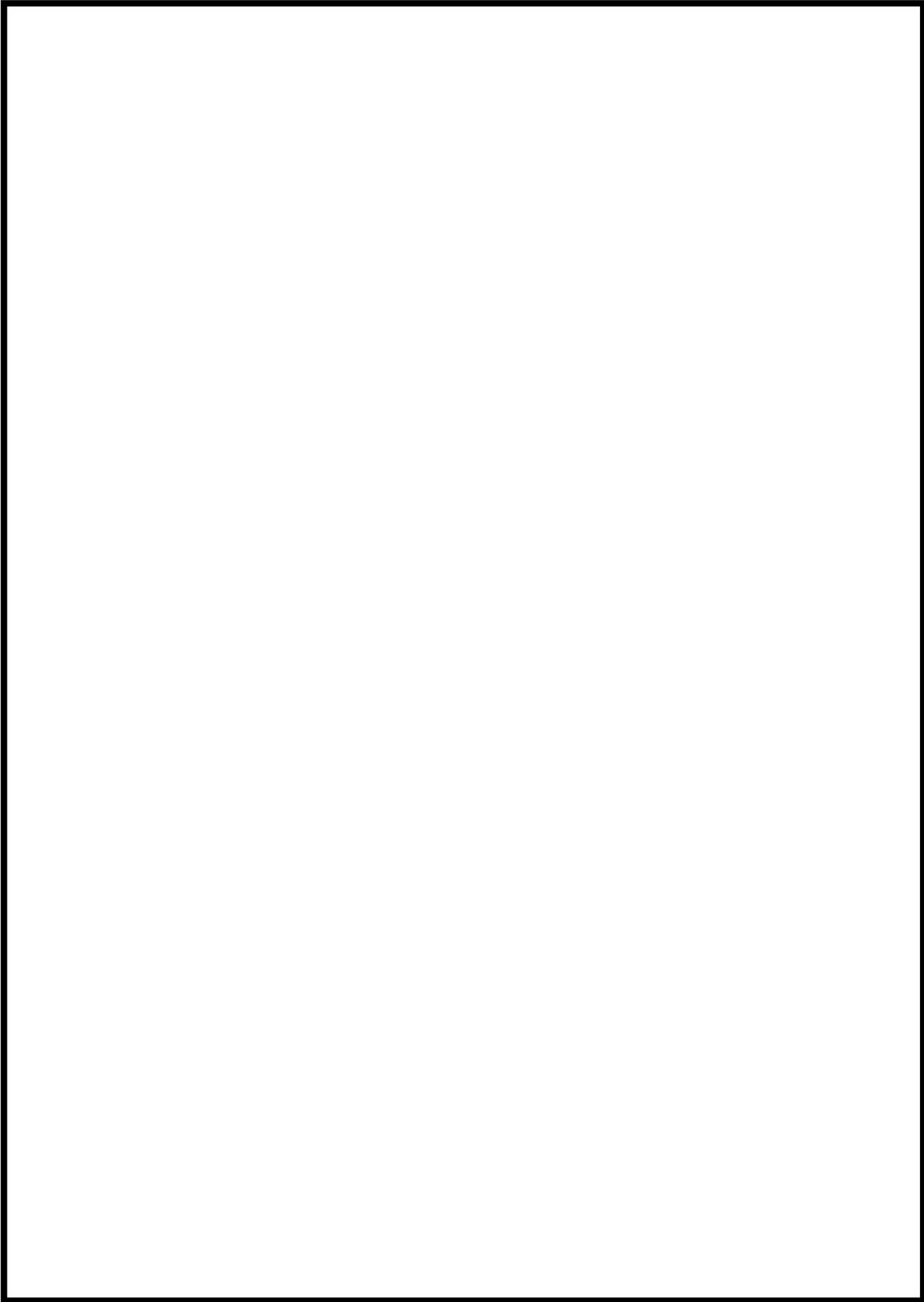


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（2／8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

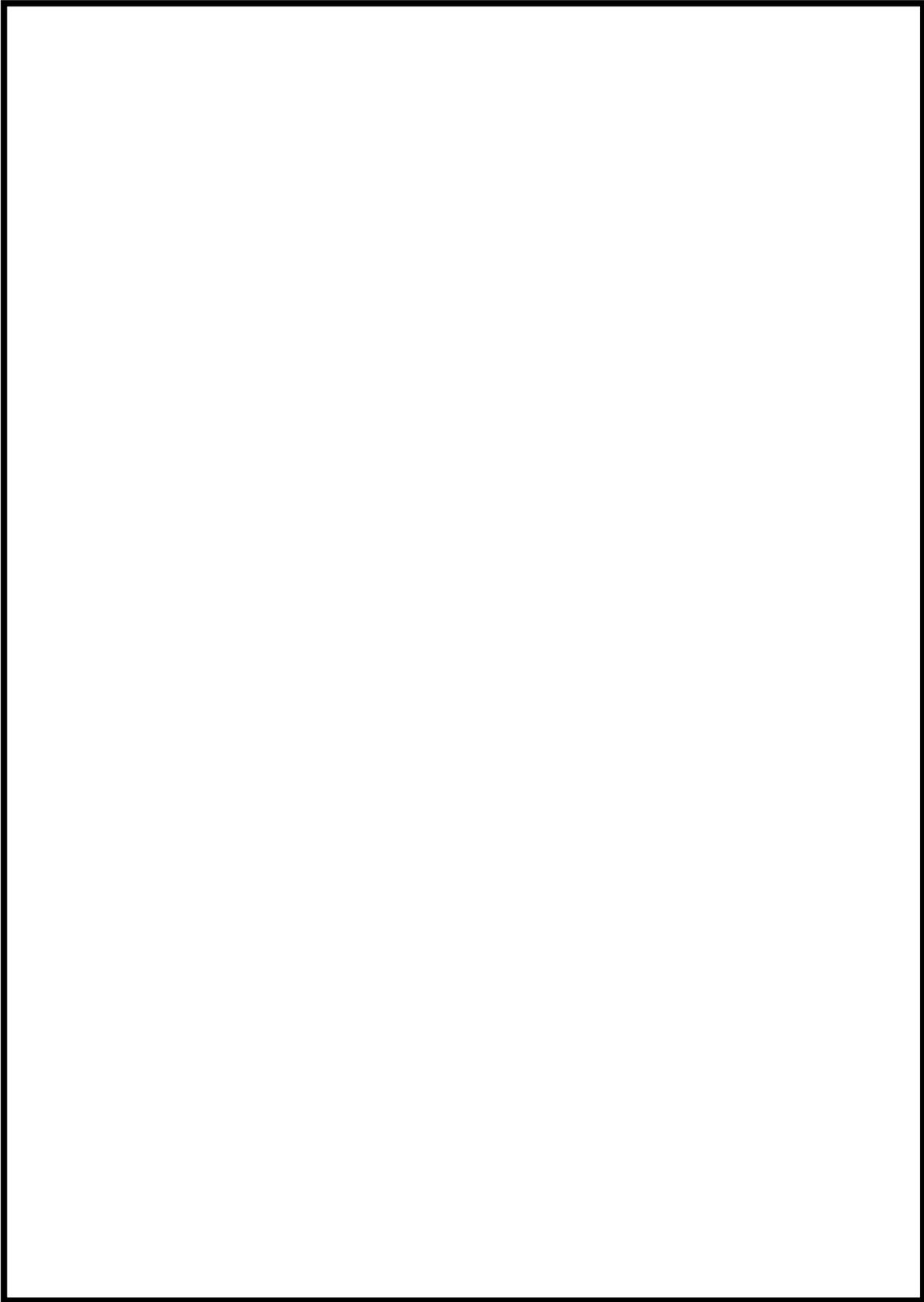


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（3／8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

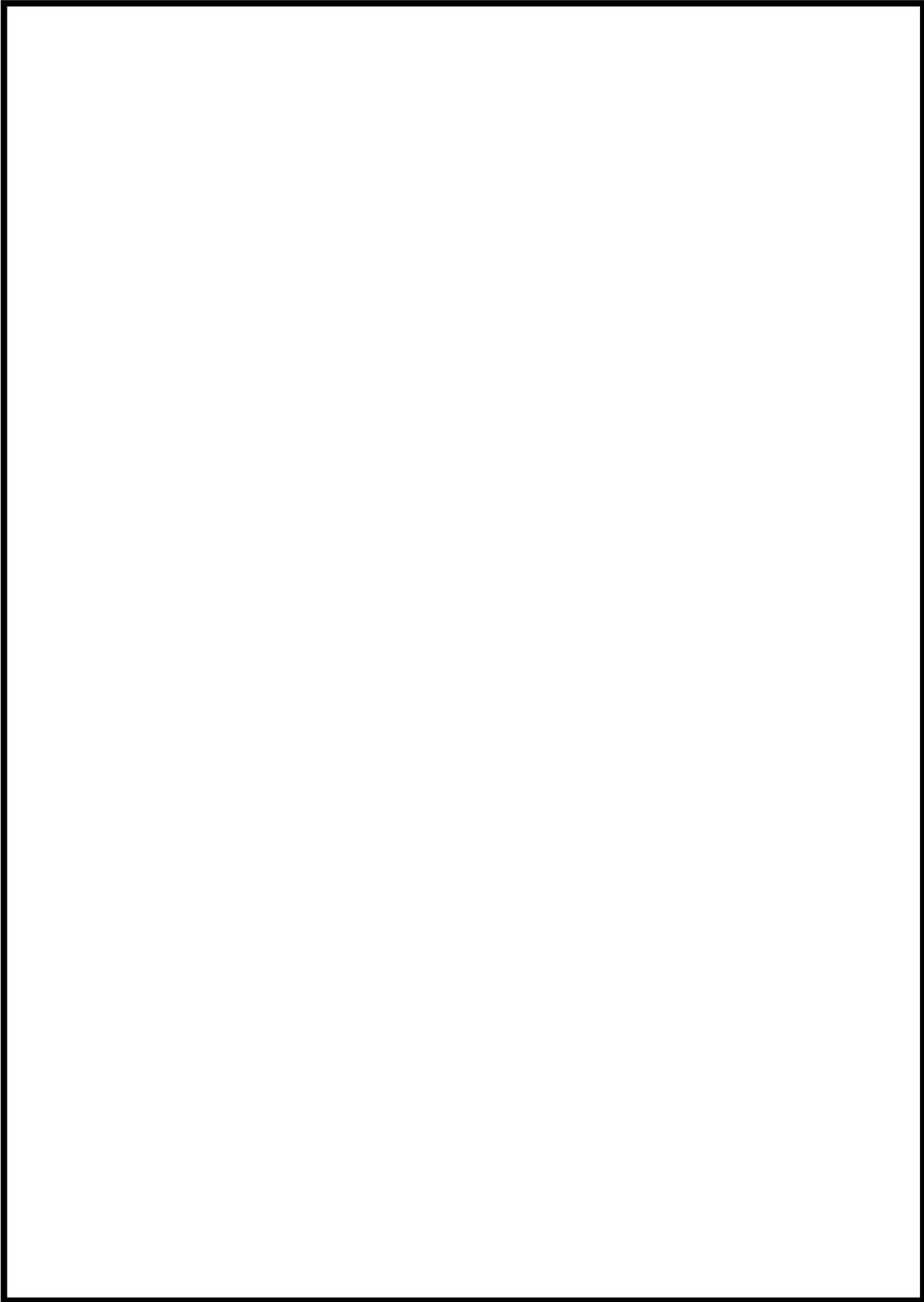


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（4／8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

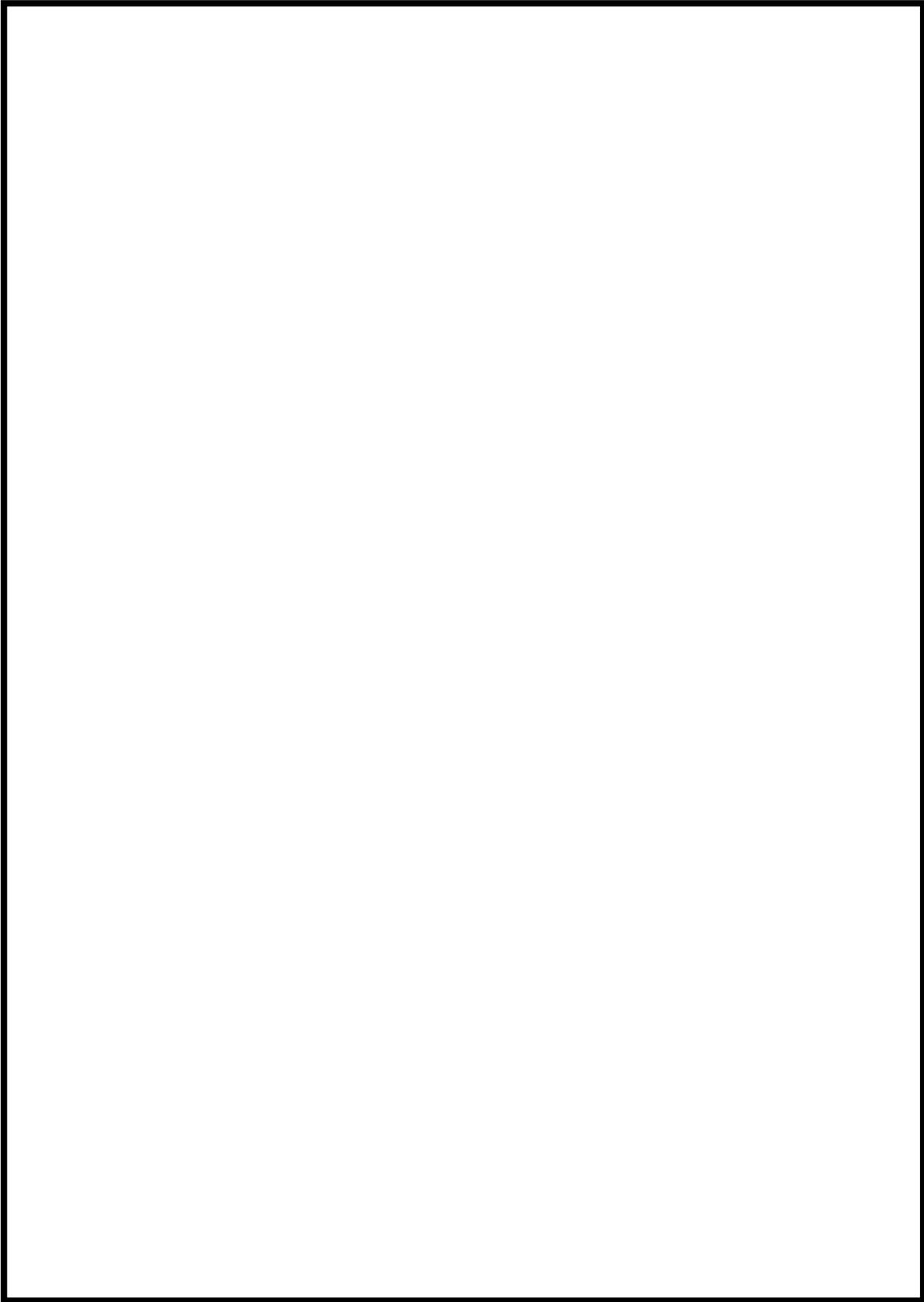


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（5／8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

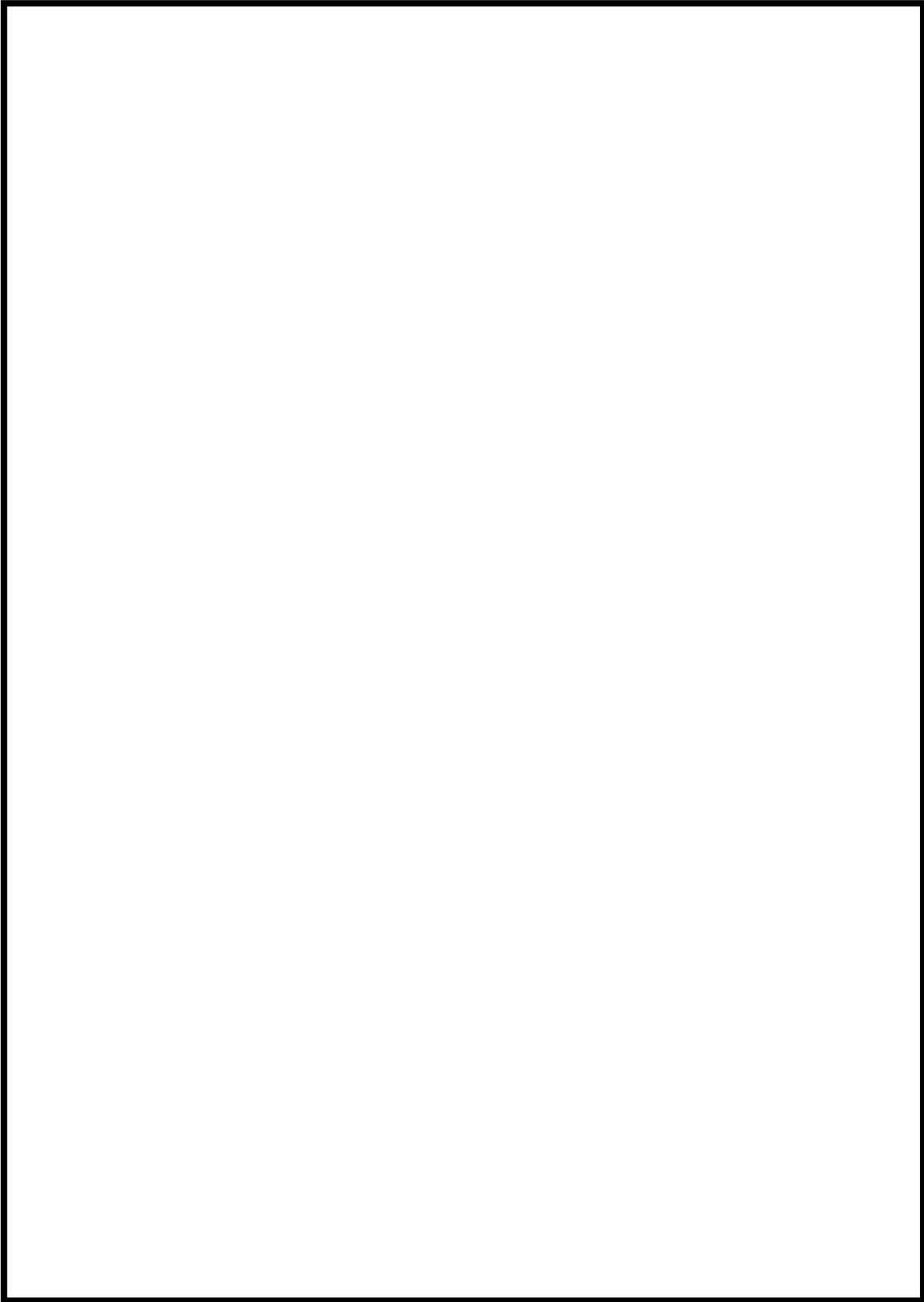


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（6／8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

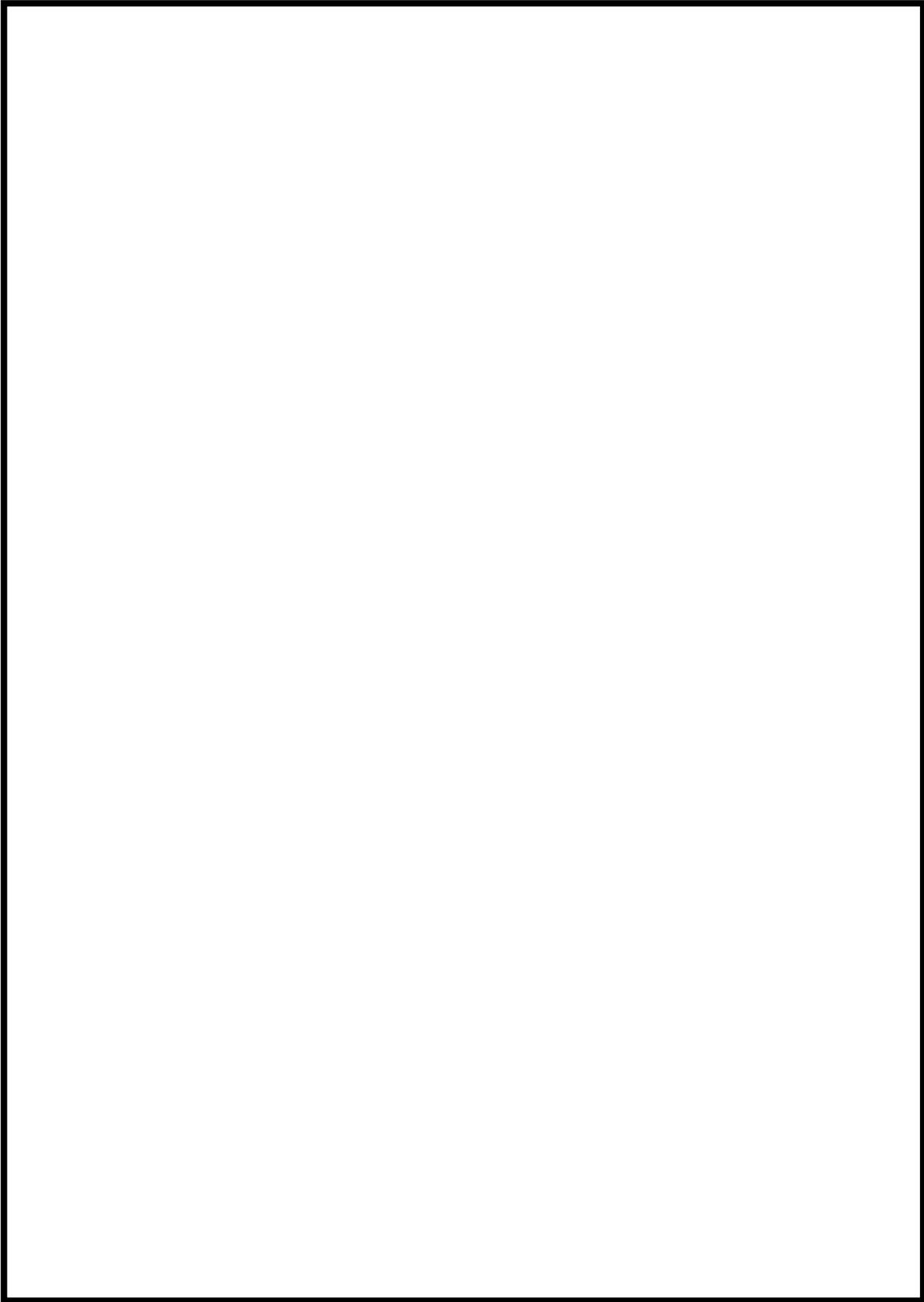


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（7／8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

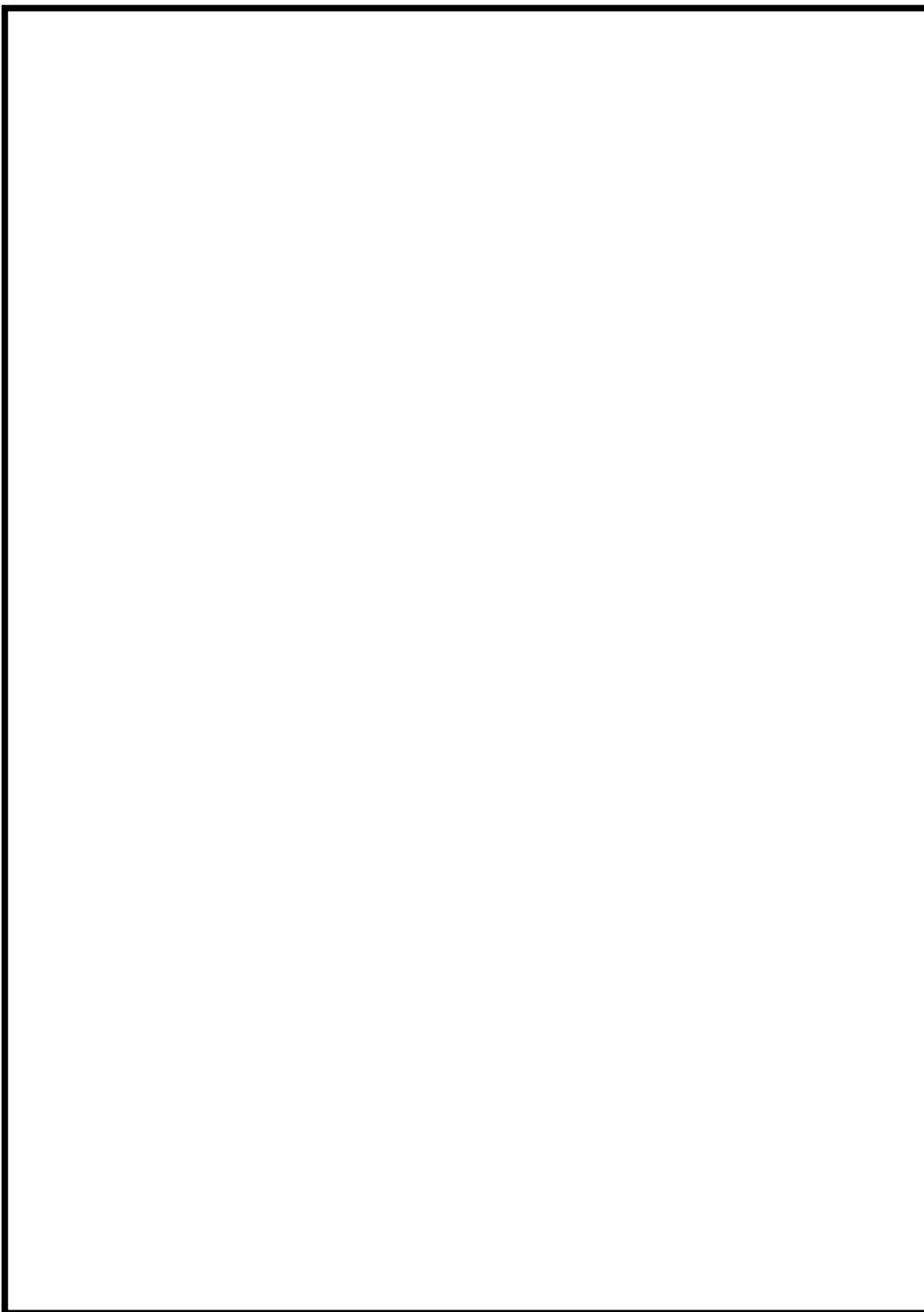


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（8 / 8）

5. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について

残留熱除去系の機能が長期間回復できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「5. 1. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱」を構築する。既設設備である残留熱除去系の使用を優先するが、復旧が困難な場合は可搬型格納容器除熱系統による除熱を実施する。

また、これに加え、「5. 2. 可搬熱交換器によるサブプレッションプール浄化系（以下、「SPCU」という。）を用いた除熱」を格納容器除熱手段として構築する。

なお、これらに加え格納容器を直接除熱することはできないが原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に格納容器を除熱する「5. 3. 代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系（以下、「CUW」という。）による原子炉除熱」を構築する。

5. 1. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱について

(1) 可搬型格納容器除熱系統の概要

重大事故等発生後において、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系を補修し、サブプレッションチェンバプール水冷却モードを復旧する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を構築する。可搬型格納容器除熱系統は、高圧炉心注水系（以下、「HPCF」という。）配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサブプレッションチェンバプール水を供給・除熱し残留熱除去系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成であり、可搬設備を運搬・設置する等の作業があるが、長納期品を事前に準備しておくことにより、1ヵ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。

可搬型格納容器除熱系統について、可搬ポンプの吸込み箇所は、HPCFポンプの吸込配管にある「HPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁（B）」とし、耐熱ホースで接続する構成とする。可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については残留熱除去系の原子炉注水配管にある「残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁（B）」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプによりサブプレッションチェンバプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大容量送水車により海水を通水できる構成とする。

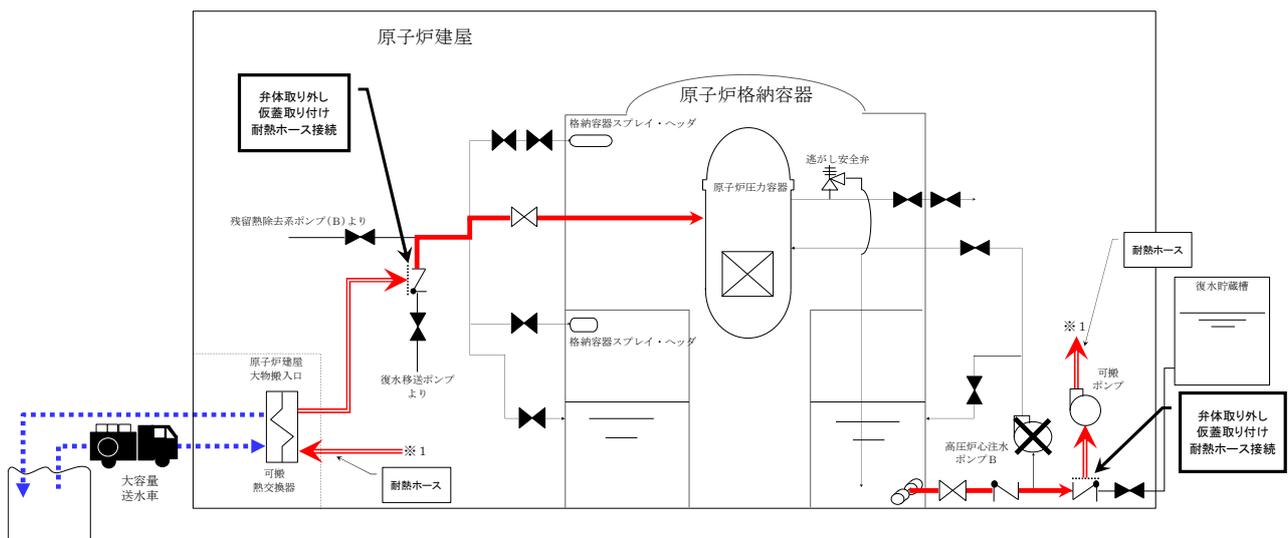


図7 可搬型格納容器除熱系統の系統概要図

(2) 作業に伴う被ばく線量

炉心損傷により発生する汚染水はサプレッションチェンバプール内にあるが、HPCFポンプBおよびHPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)はサプレッションプール側隔離弁により常時隔離されているため直接汚染水に接することはない。また、残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)は復水貯蔵槽を水源とする復水補給水系（以下「MUWC」という。）で満たされているため直接汚染水に接することはない。

HPCFポンプB室内におけるHPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約19mSv/hとなる。

B系弁室内における残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約6.5mSv/hとなる。

原子炉建屋大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約11mSv/hとなる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

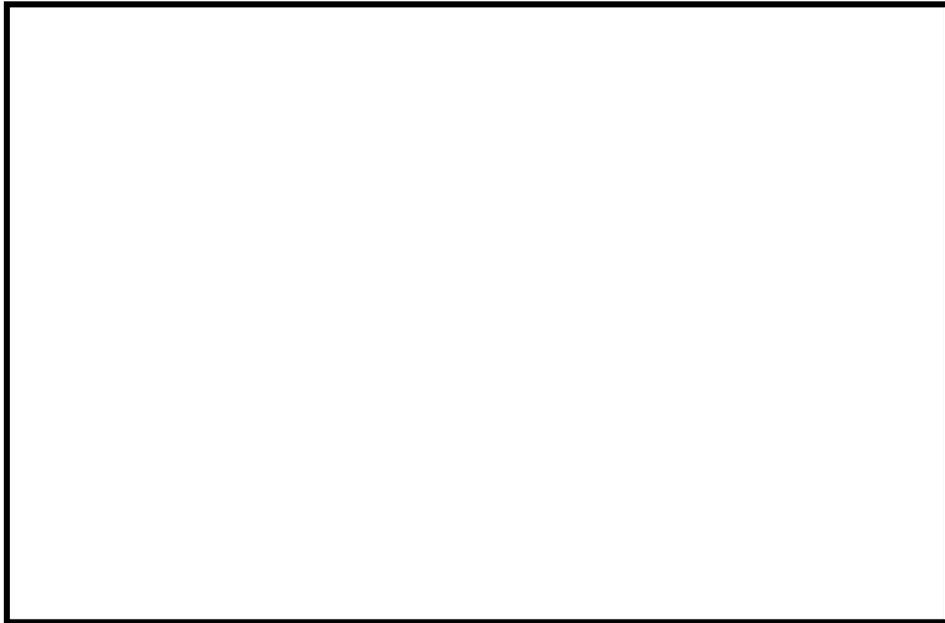


図8 原子炉建屋地下3階 機器配置図（7号炉の例）

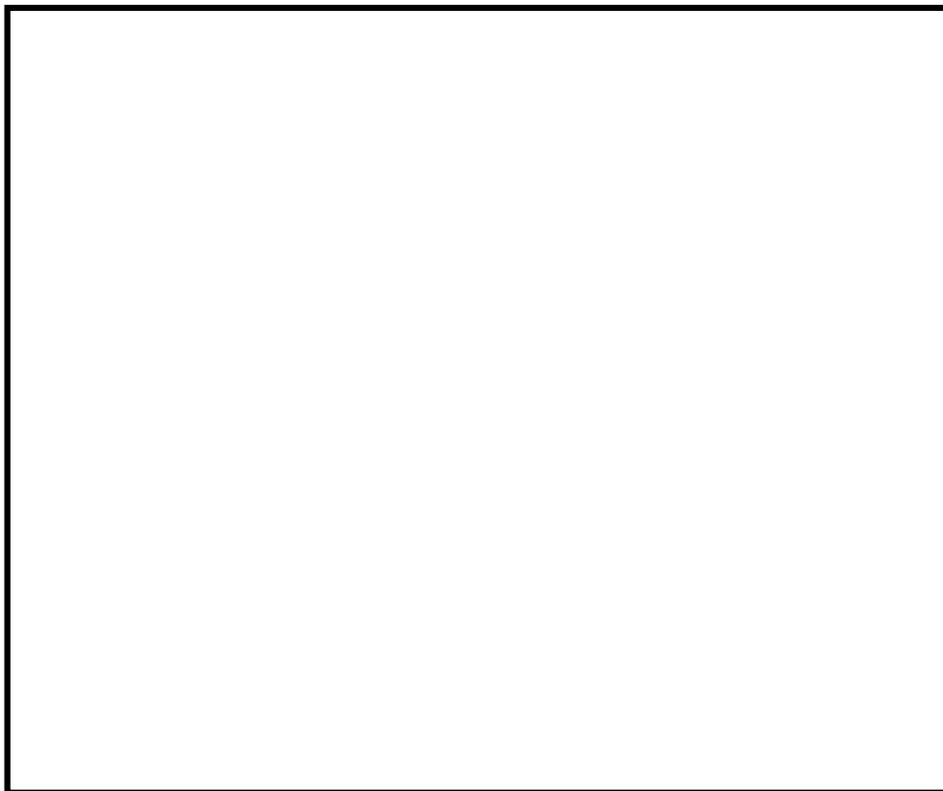


図9 原子炉建屋地上1階 機器配置図（7号炉の例）

(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応

系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。

フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。

5. 2. 可搬熱交換器によるサプレッションプール浄化系を用いた格納容器除熱

(1) 可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱の概要

格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系による格納容器除熱機能の回復を実施する。残留熱除去系の機能を長期間回復できない場合、可搬型格納容器除熱系統に加え、サプレッションチェンバプールを水源として運転可能なSPCUポンプを使用する除熱系統を構築する。除熱設備として可搬熱交換器を使用し、残留熱除去系から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。

「SPCUポンプ吐出弁」に耐熱ホースを接続し、原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とする。可搬熱交換器の出口側については残留熱除去系の原子炉注水配管にある「残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、SPCUポンプによりサプレッションチェンバプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大容量送水車により海水を通水できる構成とする。

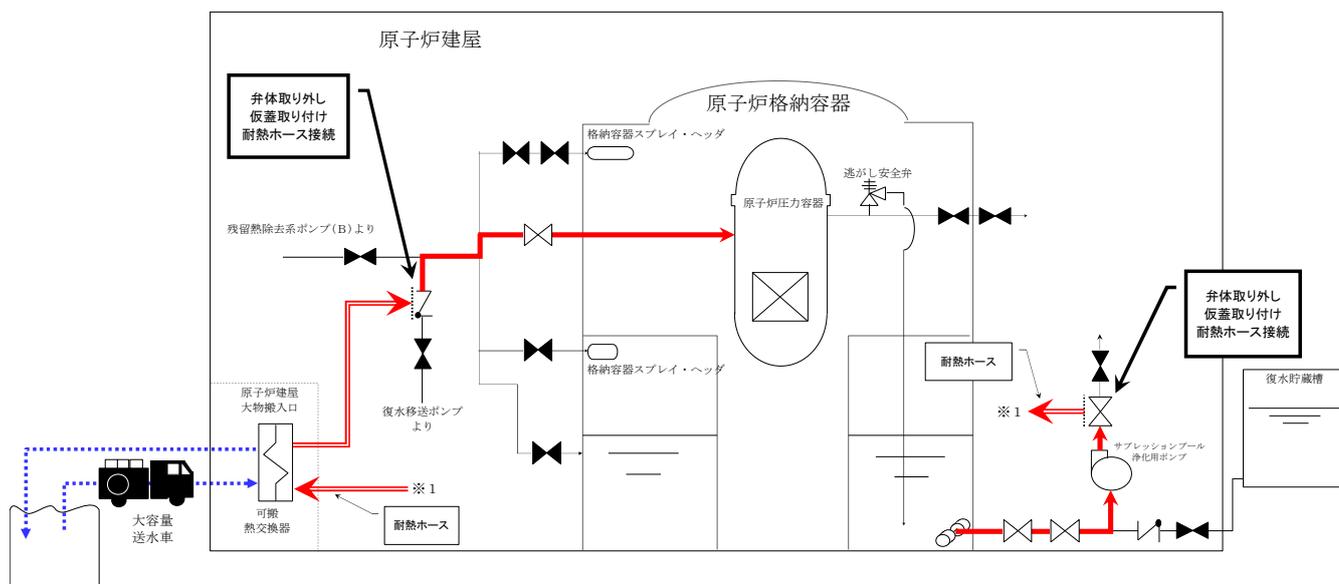


図 1 0 SPCU による格納容器除熱系統の系統概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

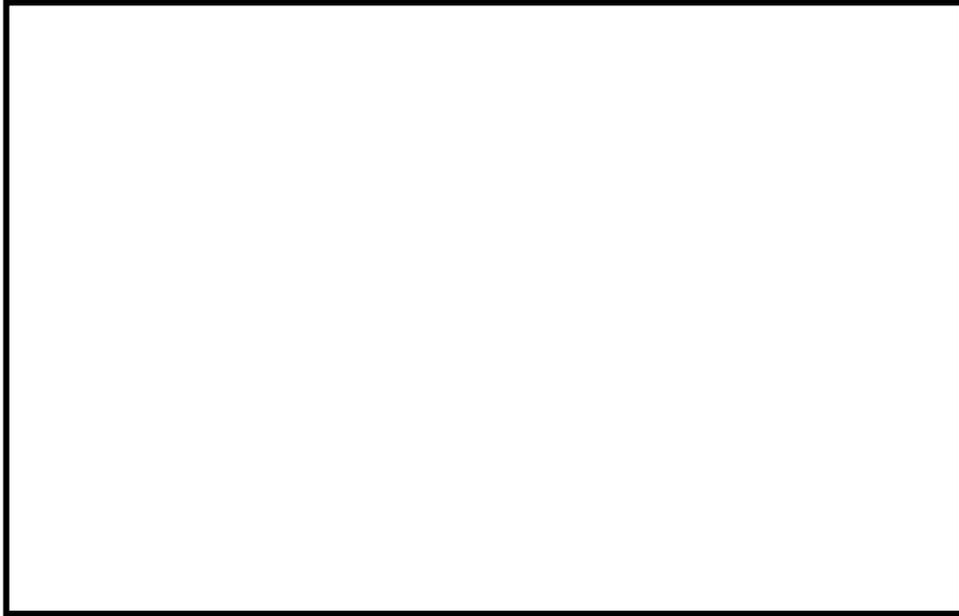


図 1 1 原子炉建屋地下 3 階 機器配置図 (7 号炉の例)

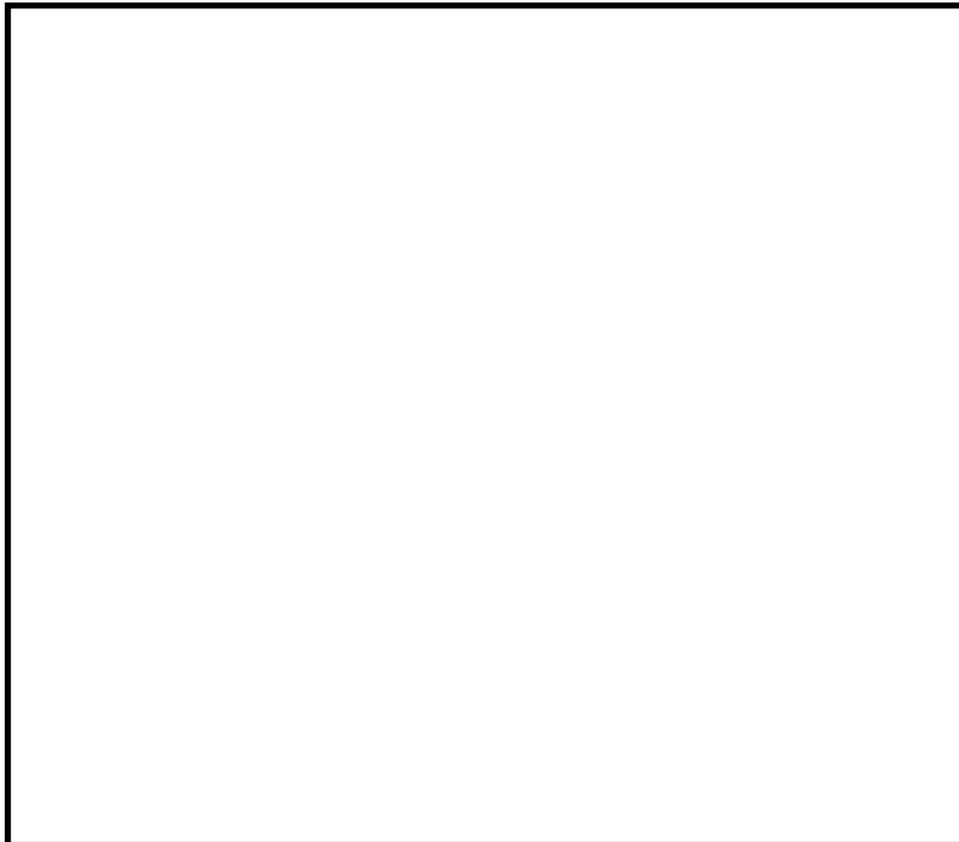


図 1 2 原子炉建屋地上 1 階 機器配置図 (7 号炉の例)

(2) 作業に伴う被ばく線量

炉心損傷により発生する汚染水はサブプレッションチェンバプール内にあるが、SPCUポンプおよびSPCUポンプ吐出弁はサブプレシヨンプール側隔離弁2個により隔離されているため直接汚染水に接することはない。また、残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)は復水貯蔵槽を水源とするMUWCの水で満たされているため直接汚染水に接することはない。

SPCUポンプ室内におけるSPCUポンプ吐出弁付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約17mSv/hとなる。

B系弁室内における残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約6.5mSv/hとなる。

原子炉建屋大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約11mSv/hとなる。

(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応

システムのフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちにSPCUポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。

フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。

5. 3. 代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱

(1) 代替原子炉補機冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱の概要

CUWは通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等発生時に原子炉水位の低下（レベル2）により隔離状態になる。また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では代替原子炉補機冷却系を用いることで冷却水を確保する。耐熱ホース等はCUWでは使用する必要が無く、手動弁による系統構成のみで運転可能である。

CUWは原子炉圧力容器が水源であり、CUWポンプの吸込み圧力を確保するため原子炉水位が吸込配管である原子炉停止時冷却モードの取り出し配管高さ以上（事故時は原子炉水位低「レベル3」以上を目安とするが、原子炉圧力が低下している場合は原子炉水位「通常運転水位」以上としている。）に十分に確保されていることが必要である。そのため、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。

さらに、CUWポンプは電動機とポンプが一体型のキャンドモータポンプであるため、通常運転中は制御棒駆動系から電動機に清浄なパージ水を供給しており、この原子炉除熱運転時も同様に制御棒駆動系からのパージ水が必要となる。制御棒駆動系からのパージ水供給が不可能な場合は、補給水系等による代替パージ水を供給する手段を整えることによりCUWによる原子炉除熱を実施することができる。

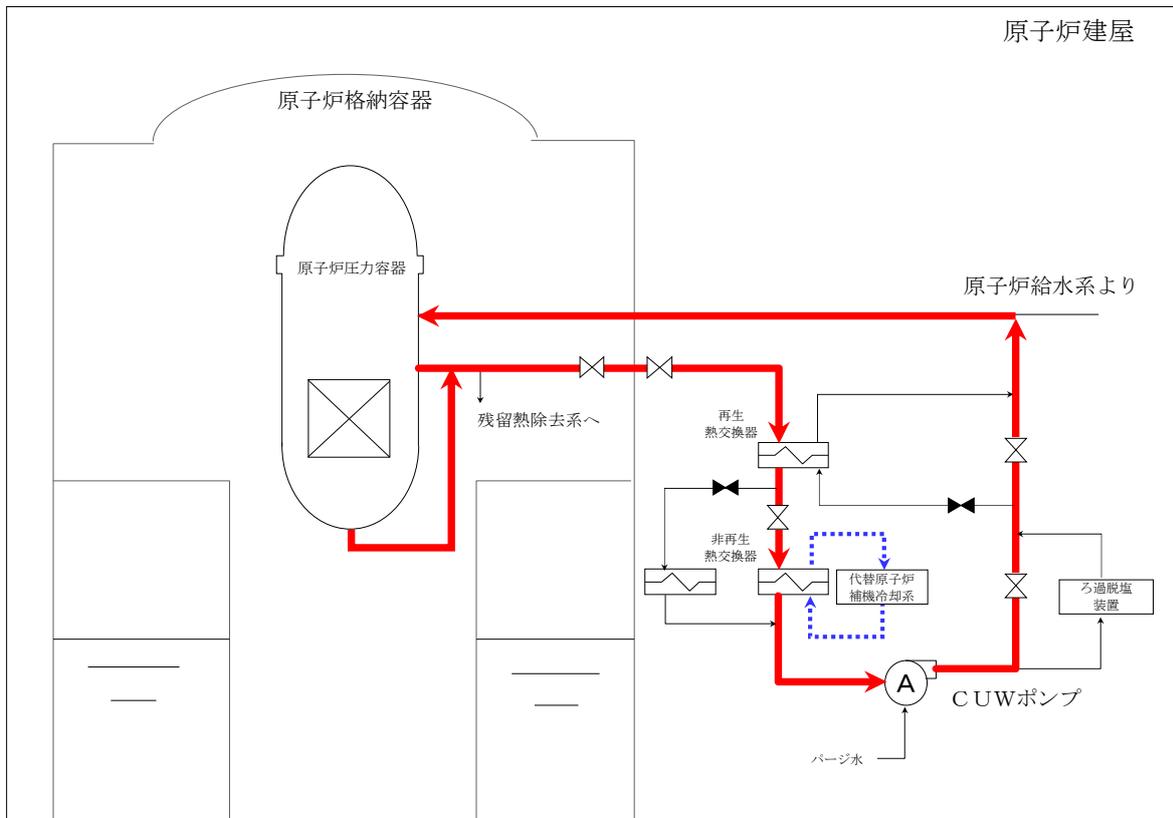


図 1 3 代替原子炉補機冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱 系統概要図

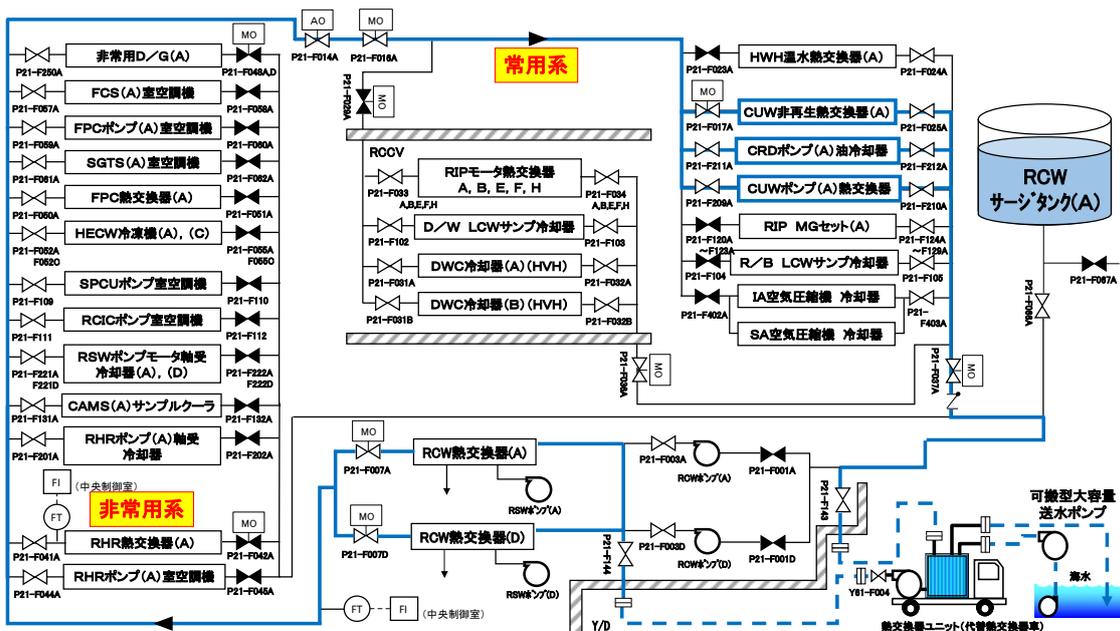


図 1 4 代替原子炉補機冷却系 (CUW除熱ライン) 系統概要図 (7号炉の例)

6. 外部からの支援について

重大事故等発生時における外部からの支援については、プラントメーカー（株式会社東芝、日立GEニュークリア・エナジー株式会社）及び協力会社等から重大事故等発生時に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び要員の派遣等について、協議・合意の上、「柏崎刈羽原子力発電所における原子力防災組織の発足時の事態収拾活動への協力」に係る覚書等を締結し、重大事故等発生時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

協定では平時から連絡体制を構築し、緊急時における原子力発電所安全確保のため緊急時対応を支援すること等が記載されている。

外部からの支援に関する詳細な説明は、添付資料 1.0.4「外部からの支援について」にて示す。

以上

参考資料：福島第一原子力発電所で導入した汚染水処理対策について

福島第一原子力発電所では、汚染水対策として様々な汚染水処理設備を設置、運用することによる多重的な対策により、汚染水のリスク低減を図っている。

福島第一原子力発電所で用いている汚染水の処理設備及び水の流れについて、図1に記す。

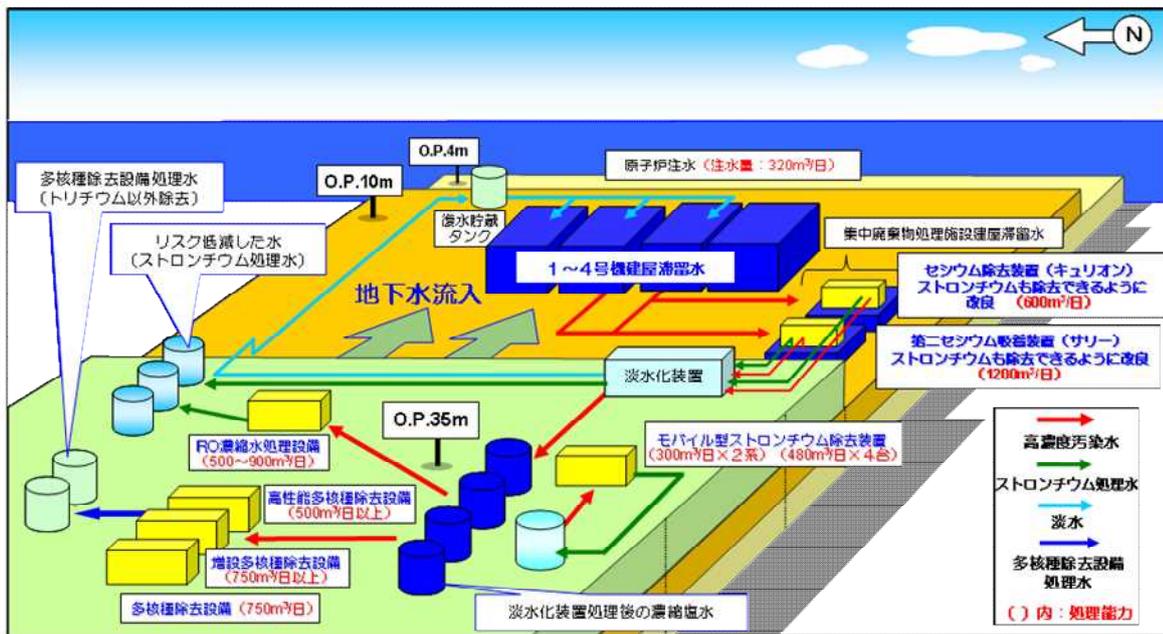


図1 福島第一原子力発電所 水処理設備及び水の流れについて

1. 福島第一原子力発電所 水処理設備について

福島第一原子力発電所では、以下の水処理設備が稼働している。

セシウム除去装置（ストロンチウムも除去可能な設備）

多核種除去設備（62核種を告示濃度限度未満にすることが可能）

ストロンチウム除去装置

以下に、福島第一原子力発電所で運用している水処理設備について概要を記す。

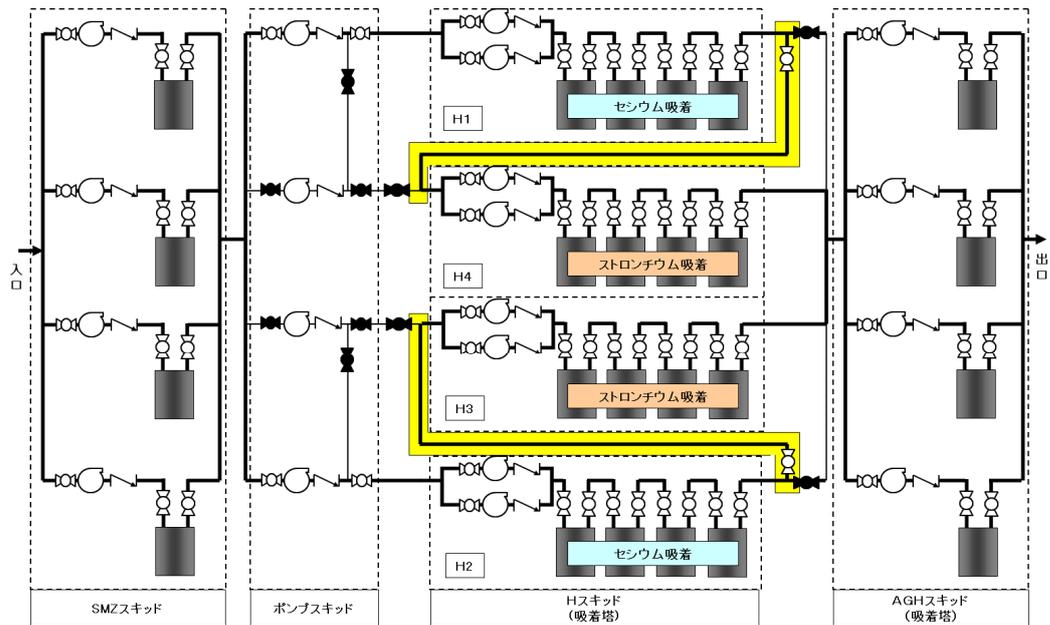
(1) セシウム吸着装置

設備概要

除去能力：セシウムを 1/1,000～1/100,000 に低減する。また、設備の構成を変更したことで、ストロンチウムを 1/10～1/1000 に低減する。

処理能力：600m³/日（セシウムのみの場合 1,200m³/日）

設備の状況



■ : Cs/Sr同時吸着用配管



吸着塔

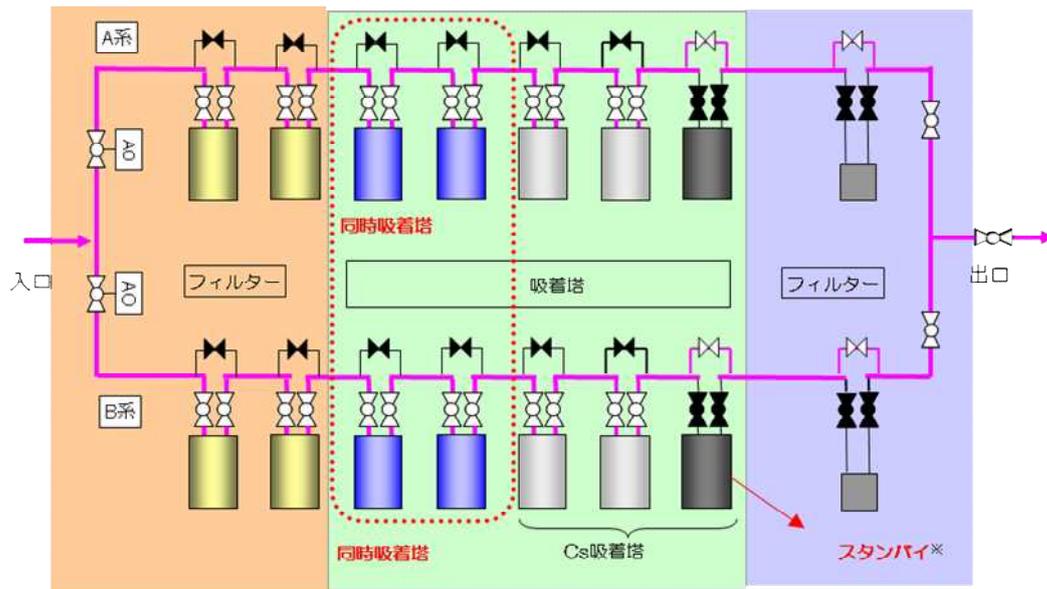
(2) 第二セシウム吸着装置

設備概要

除去能力：セシウムを 1/10,000～1/1,000,000 に低減する。また，設備の構成を変更したことで，ストロンチウムを 1/10～1/1000 に低減する。

処理能力：1,200m³/日

設備の状況



※ 水質の変動に備えてCs吸着塔 1 塔をスタンバイとする。



吸着塔

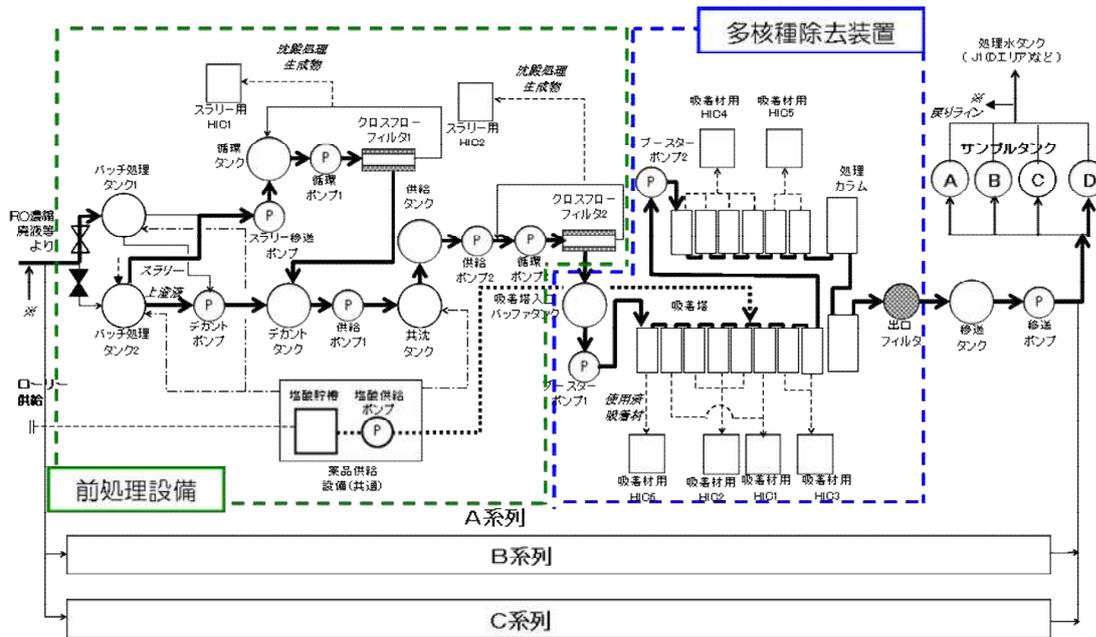
(3) 多核種除去設備

設備概要

除去能力：62核種を告示濃度限度未満にする。

処理能力：250m³/日×3系列

設備の状況



HICエリア



建屋内全景

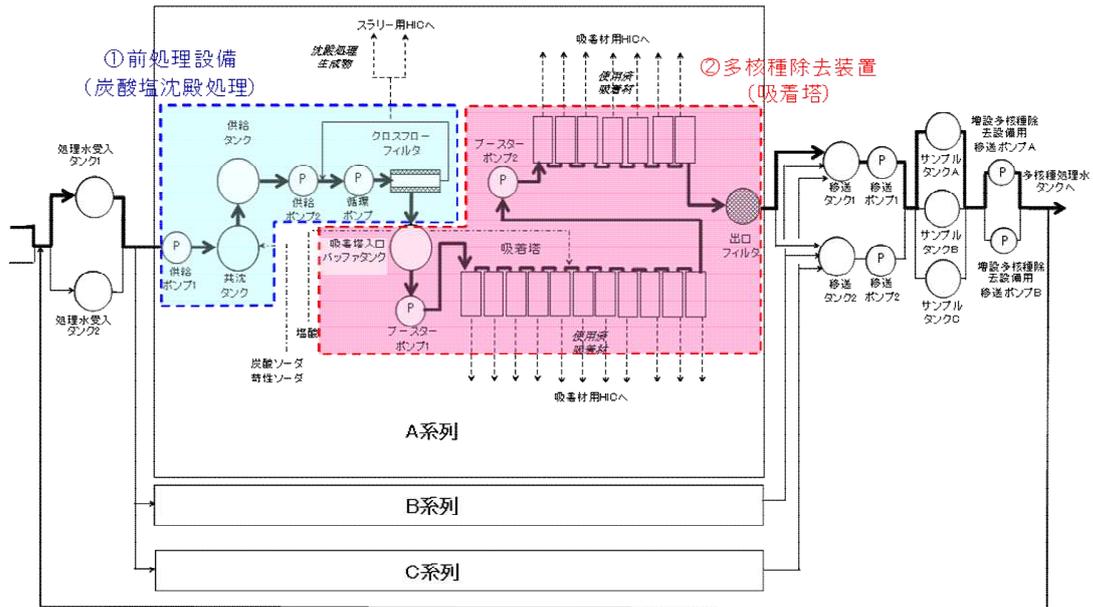
(4) 増設多核種除去設備

設備概要

除去能力：62 核種を告示濃度限度未満にする。

処理能力：250m³／日以上×3 系列

設備の状況



クロスフローフィルタ・HIC取扱エリ



吸着塔

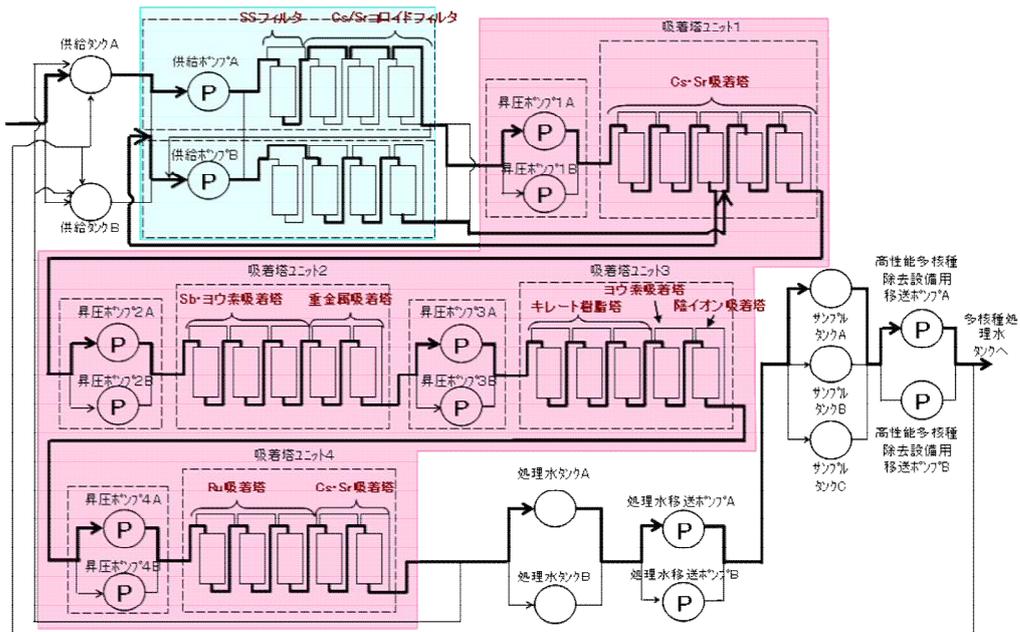
(5) 高性能多核種除去設備

設備概要

除去能力：62核種を告示濃度限度未満にする。

処理能力：500m³/日以上

設備の状況



吸着塔



処理水タンク・供給タンクエリア

(6) モバイル型ストロンチウム除去設備

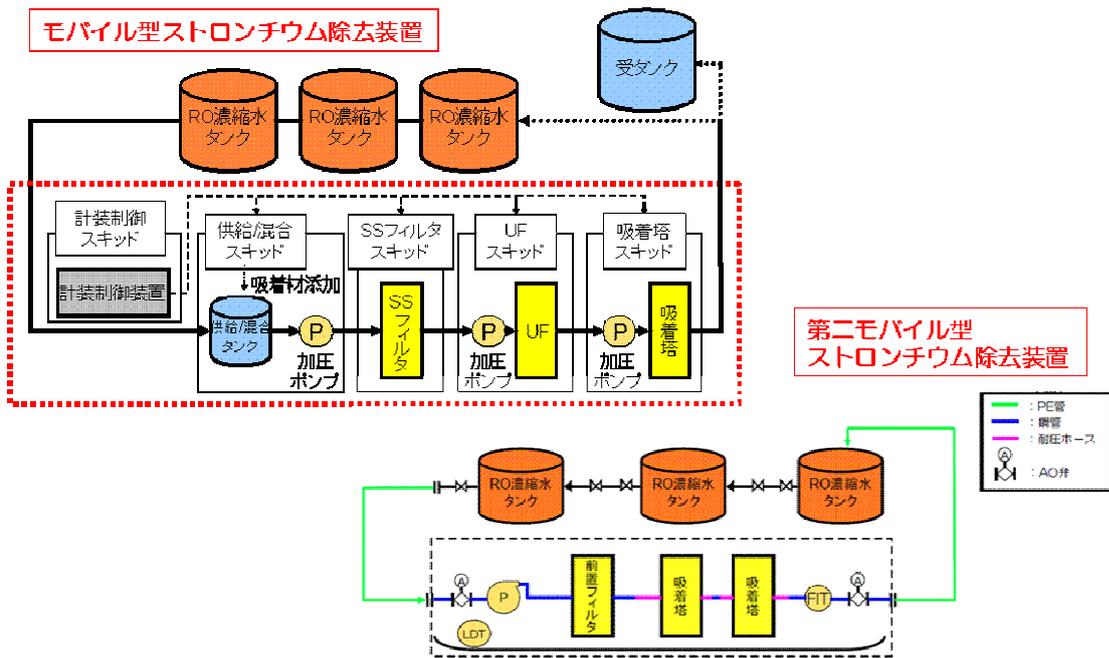
設備概要

除去能力：ストロンチウムを 1/10～1/1,000 へ低減。

処理能力：300m³/日×2系，480m³/日×4台（第二モバイル型）

可搬型の設備であり，移動することが可能。

設備の状況



ウルトラフィルタ（UF）



吸着塔

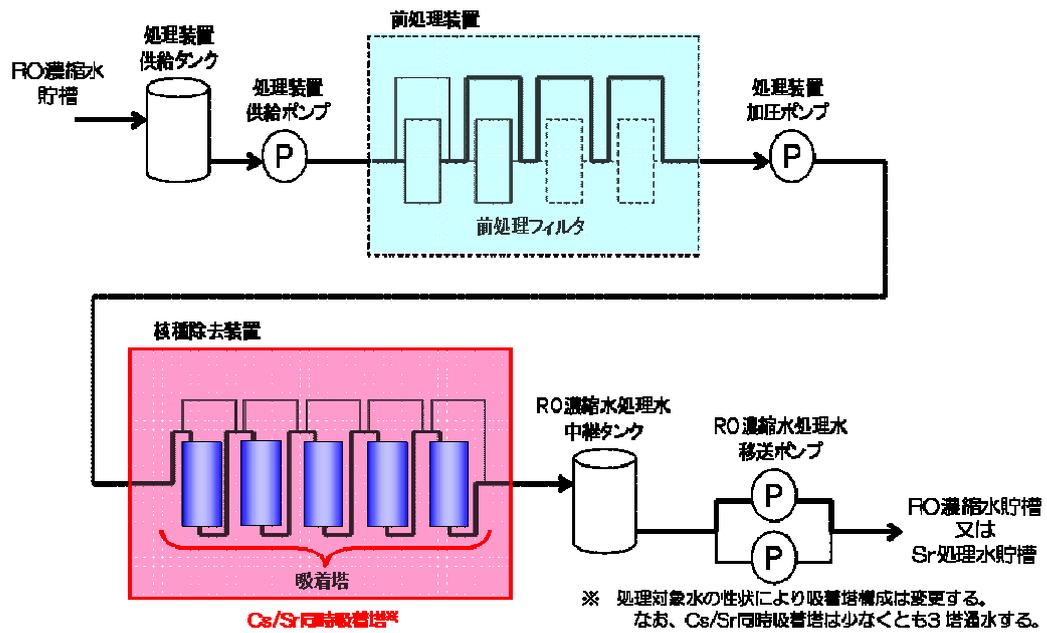
(7) RO濃縮水処理設備

設備概要

除去能力：ストロンチウムを 1/10～1/1,000 へ低減。

処理能力：500～900m³/日

設備の状況



前処理装置



セシウム・ストロンチウム同時吸着

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

< 目 次 >

1.6.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 代替格納容器スプレイ

ii. 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

i. 復旧

ii. 重大事故等対処設備

b. 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) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 代替格納容器スプレイ

ii. 格納容器除熱

iii. 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

i. 復旧

ii. 重大事故等対処設備

c. 手順等

1.6.2 重大事故等時の手順

1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 代替格納容器スプレイ

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ

(b) 消火系による格納容器スプレイ

(c) 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による格納容器スプレイ（淡水/海水）

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の格納容器除熱

(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.6.2.2 原子炉格納容器破損を防止するための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

- a. 代替格納容器スプレイ
 - (a) 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ
 - (b) 消火系による格納容器スプレイ
 - (c) 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による格納容器スプレイ（淡水/海水）
- b. 格納容器除熱
 - (a) ドライウェル冷却系による格納容器除熱
- c. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

- a. 復旧
 - (a) 残留熱除去系電源復旧後の格納容器除熱
 - (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱
- b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

- (1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器除熱
- (2) 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プール水除熱

1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

- 添付資料 1.6.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.6.2 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.6.3 重大事故対策の成立性
 - 1. 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ
 - 2. 消火系による格納容器スプレイ
 - 3. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による格納容器スプレイ（淡水/海水）
 - 4. ドライウェル冷却系による格納容器除熱
- 添付資料 1.6.4 解釈一覧
 - 1. 判断基準の解釈一覧
 - 2. 操作手順の解釈一覧

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - (1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等
 - a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。
 - (2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等
 - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

原子炉格納容器内を冷却するための設計基準事故対処設備が有する機能は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備している。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下

させる対処設備を整備している。

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。

1.6.1 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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる必要がある。原子炉格納容器内を冷却するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、[これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づけ](#)重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、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（図 1.6.1）。

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四十九条及び技術基準規則第六十四条（以下、「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

[重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード又はサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）](#)が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ
- ・残留熱除去系熱交換器

- ・ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレーヘッド
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 原子炉補機冷却系
- ・ 非常用交流電源設備

残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサプレッション・チェンバ・プール水の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 原子炉補機冷却系
- ・ 非常用交流電源設備

機能喪失原因対策分析の結果，フロントライン系故障として，残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の故障を想定する。また，サポート系故障として，全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却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表 1.6.1 に整理する。

a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 代替格納容器スプレー

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）が故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合には，代替格納容器スプレー冷却系，消火系及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

(i) 代替格納容器スプレー冷却系による原子炉格納容器内の冷却

代替格納容器スプレー冷却系による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。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・復水補給水系配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁・スプレーヘッド
- ・高圧炉心注水系配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・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
- ・代替所内電気設備

(ii) 消火系による原子炉格納容器内の冷却

消火系による原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・消火系配管・弁
- ・復水補給水系配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁・スプレーヘッド
- ・原子炉格納容器
- ・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
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

(iii) 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による原子炉格納容器内の冷却

可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による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。

- ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級)
- ・防火水槽
- ・淡水貯水池
- ・ホース
- ・MUWC接続口
- ・復水補給水系配管・弁

- ・ 残留熱除去系配管・弁・スプレーヘッド
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 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
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 燃料補給設備

なお、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉格納容器内の冷却は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、海水を使用する手段もある。

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替格納容器スプレーで使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・スプレーヘッド、高圧炉心注水系配管・弁、原子炉格納容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置づける。また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても、原子炉格納容器内を冷却することができる。

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

- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁
耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器内を冷却する手段として有効である。
- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
原子炉格納容器内を十分に冷却するために必要な流量は確保できないが、代替格納容器スプレー冷却系による格納容器スプレーが実施できない場合の代替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

i. 復旧

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により使用できない場合には、「1.6.1(2)a.(a)i.代替格納容器スプレイ」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧する手段がある。

(i) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 原子炉補機冷却系
- ・ 代替原子炉補機冷却系
- ・ 常設代替交流電源設備

(ii) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 原子炉補機冷却系

- ・代替原子炉補機冷却系
- ・常設代替交流電源設備

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備のうち、サブプレッション・チェンバ、原子炉格納容器、代替原子炉補機冷却系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。また、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド及び原子炉補機冷却系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により使用できない場合においても、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧し、原子炉格納容器内を冷却することができる。

b. 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) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 代替格納容器スプレイ

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合には、代替格納容器スプレイ冷却系、消火系及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手段がある。

なお、原子炉圧力容器破損前に代替格納容器スプレイを実施することで、格納容器温度の上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和することができる。ただし、本操作を実施しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、逃がし安全弁は原子炉の減圧機能を維持できる。

これらの対応手段で使用する設備は、「1.6.1(2)a.(a)i.代替格納容器スプレイ」で選定した設備と同様である。

ii. 格納容器除熱

常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで原子炉補機冷却系を復旧し、ドライウェル冷却系により原子炉格納容器内を除熱する手段がある。

(i) ドライウェル冷却系による格納容器除熱

ドライウェル冷却系により原子炉格納容器内を除熱する設備は以下のとおり。

- ・ドライウェル冷却系送風機
- ・ドライウェル冷却系冷却器
- ・原子炉補機冷却系
- ・常設代替交流電源設備

iii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替格納容器スプレイで使用する設備において、重大事故等対処設備の位置づけは、「1.6.1(2)a.(a)ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備」と同様である。

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1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても、原子炉格納容器内の冷却及び放射性物質の濃度を低下させることができる。

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

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，消火系配管・弁
耐震性は確保されていないが，復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有することから，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，原子炉格納容器内を冷却する手段として有効である。
- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
原子炉格納容器内を十分に冷却するために必要な流量は確保できないが，代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイが実施できない場合の代替手段として有効である。
- ・ドライウェル冷却系

耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいが、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却系を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウェル冷却系送風機の起動が可能である場合、原子炉格納容器内の除熱手段の一つとして有効である。

また、ドライウェル冷却系送風機が停止している場合においても、冷却水の通水を継続することにより、ドライウェル冷却系冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和することが可能である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系により使用できない場合には、「1.6.1(2)b.(a) i. 代替格納容器スプレイ」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧する手段がある。

これらの対応手段で使用する設備は、「1.6.1(2)a.(b) i. 復旧」で選定した設備と同様である。

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備において、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）の位置づけは、「1.6.1(2)a.(b) ii. 重大事故等対処設備」と同様である。

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1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により使用できない場合においても、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧し、原子炉格納容器内の冷却及び放射性物質の濃度を低下させることができる。

c. 手順等

上記「a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備」及び「b. 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」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下、「EOP」という。）、事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下、「SOP」という。）、AM設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（表1.6.1）。

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（表1.6.2，表1.6.3）。

（添付資料1.6.2）

1.6.2 重大事故等時の手順

1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 代替格納容器スプレイ

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による格納容器スプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系が使用可能な場合^{※1}で、格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}。

※1:設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

※2:「格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度又はサプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、格納容器スプレイ起動の判断基準(表1.6.4)に達した場合。

ii. 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.6.2～図1.6.5に、概要図を図1.6.7に、タイムチャートを図1.6.8に示す。

(ドライウェル(以下、「D/W」という。)スプレイ及びサプレッション・チェンバ・プール(以下、「S/P」という。)スプレイについて記載し、手順⑦以外は同様。)

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイの準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、代替格納容器スプレイ冷却系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水移送ポンプの起動操作を実施し、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥当直副長は、格納容器スプレイ先を表1.6.4に基づきD/W若しくはS/Pを選択し、中央制御室運転員に系統構成開始を指示する。
- ⑦^aD/Wスプレイの場合
中央制御室運転員A及びBは、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイの系統構成として、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全開操作を実施する。
操作完了後、当直副長に代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイの準備完了を報告する。
- ⑦^bS/Pスプレイの場合
残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)の全開操作を実施する。
- ⑧当直副長は、運転員に代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ開始を指示する。
- ⑨中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B)注入配管流量指示値が140m³/hとなるよう残留熱除去系洗浄水弁(B)を調整開とし、格納容器スプレイを開始する。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、格納容器スプレイが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下、かつ原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、当直副長に報告する。
なお、格納容器内圧力(S/C)又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、格納容器スプレイ停止の判断基準(表1.6.4)に到達した場合は、格納容器スプレイを停止する。その後、格納容器内圧力(D/W)、ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・チェンバ気体温度指示値が、格納容器スプレイ起動の判断基準(表1.6.4)に再度到達した場合は、格納容器スプレイを再開する。
- ※S/PからD/Wへのスプレイ先の切替えが必要となった場合は、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全開操作を実施後、残留熱除去系S/Pスプレ

イ注入隔離弁(B)の全閉操作を実施する。

※D/Wスプレイ実施中に原子炉注水が必要となった場合は、**残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全閉とし、原子炉注水を実施する。**

⑪現場運転員C及びDは、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作(復水補給水系常/非常用連絡配管1次、2次止め弁の開操作)を実施する。

⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ開始まで25分以内で可能である。**その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合、15分以内で可能である。**

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

(添付資料1.6.3-1)

(b) 消火系による格納容器スプレイ

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、ろ過水タンクを水源とした消火系による格納容器スプレイを実施する。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイができない場合において、消火系が使用可能な場合^{*1}で、格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1:設備に異常がなく、燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されて

いる場合。

※2:「格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ氣體温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、格納容器スプレイ起動の判断基準(表1.6.4)に達した場合。

ii. 操作手順

消火系による格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.6.2～図1.6.5に、概要図を図1.6.9に、タイムチャートを図1.6.10に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系による格納容器スプレイの準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に消火系による格納容器スプレイの準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。
- ③現場運転員C及びDは、消火系による格納容器スプレイに必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、消火系による格納容器スプレイに必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑥当直副長は、格納容器スプレイ先を表1.6.4に基づきD/Wスプレイ若しくはS/Pスプレイを選択し、中央制御室運転員に系統構成開始を指示する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、消火系による格納容器スプレイの系統構成として、復水補給水系消火系第1, 第2連絡弁の全開操作を実施する。
- ⑧^a系統構成 D/Wスプレイの場合
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B), 残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全開操作を実施する。
操作完了後、当直副長に消火系による格納容器スプレイの準備完了を報告する。
- ⑧^bS/Pスプレイの場合
残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)の全開操作を実施する。
- ⑨緊急時対策要員は、ディーゼル駆動消火ポンプの起動完了について

緊急時対策本部を經由し、当直長へ報告する。

- ⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による格納容器スプレー開始を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑪当直副長は、中央制御室運転員に消火系による格納容器スプレー開始を指示する。
- ⑫中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁(B)を全開とし、格納容器スプレーを開始する。
- ⑬中央制御室運転員A及びBは、格納容器スプレーが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下、かつ原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、当直副長に報告する。

なお、格納容器内圧力(S/C)又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、格納容器スプレー停止の判断基準(表1.6.4)に到達した場合は、格納容器スプレーを停止する。その後、格納容器内圧力(D/W)、ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・チェンバ気体温度指示値が、格納容器スプレー起動の判断基準(表1.6.4)に再度到達した場合は、格納容器スプレーを再開する。

※S/PからD/Wへのスプレー先の切替えが必要となった場合は、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全開操作を実施後、残留熱除去系S/Pスプレー注入隔離弁(B)の全閉操作を実施する。

※D/Wスプレー実施中に原子炉注水が必要となった場合は、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全閉とし、原子炉注水を実施する。

- ⑭当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による格納容器スプレーが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施し、作業開始を判断してから消火系による格納容器スプレー開始まで約30分で可能である。

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

(添付資料1.6.3-2)

(c) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレー(淡水/海水)

残留熱除去系(格納容器スプレー冷却モード)、代替格納容器スプレー冷却系及び消火系による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレーを実施する。

スプレー作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレー流量の調整又はスプレーの起動/停止を行う。

なお、本手順はプラント状況により可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系(格納容器スプレー冷却モード)、代替格納容器スプレー冷却系及び消火系による格納容器スプレーができない場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が使用可能な場合^{※1}で、格納容器スプレー起動の判断基準に到達した場合^{※2}。

※1:設備に異常がなく、燃料及び水源(防火水槽又は淡水貯水池)が確保されている場合。

※2:「格納容器スプレー起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、格納容器スプレー起動の判断基準(表1.6.4)に達した場合。

ii. 操作手順

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレー手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.6.2～図1.6.5に、概要図を図1.6.11に、タイムチャートを図1.6.12に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレーの準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレーのため、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備及びホース接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレーに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ④中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤現場運転員C及びDは、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイの系統構成として、MUWC接続口内側隔離弁(B)又はMUWC接続口内側隔離弁(A)のどちらかを選択し全開操作を実施する。(当該弁は遠隔手動弁操作設備のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う。)
- ⑥当直副長は、格納容器スプレイ先を表1.6.4に基づきD/Wスプレイ若しくはS/Pスプレイを選択し、中央制御室運転員に系統構成開始を指示する。
- ⑦^aD/Wスプレイの場合
中央制御室運転員A及びBは、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイの系統構成として、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)及び残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。
操作完了後、当直副長に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイの準備完了を報告する。
- ⑦^bS/Pスプレイの場合
残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)及び残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。
- ⑧緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備及びホース接続を行い、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水準備完了について緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、運転員の選択した送水ラインから可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水開始を緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑩当直副長は、中央制御室運転員に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイの確認を指示する。
- ⑪緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)起動後、運転員の選択した送水ラインから送水するため、MUWC接続口外側隔離弁1(B)、2(B)又はMUWC接続口外側隔離弁1(A)、2(A)のどちらかを全開に実施し、送水開始について緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。
- ⑫中央制御室運転員A及びBは、格納容器スプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下、かつ原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、当直副長に報告する。

なお、格納容器内圧力(S/C)又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が格納容器スプレー停止の判断基準(表1.6.4)に到達した場合は、格納容器スプレーを停止する。その後、格納容器内圧力(D/W)、ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・チェンバ気体温度指示値が、格納容器スプレー起動の判断基準(表1.6.4)に再度到達した場合は、格納容器スプレーを再開する。

※S/PからD/Wへのスプレー先の切替えが必要となった場合は、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全開操作を実施後、残留熱除去系S/Pスプレー注入隔離弁(B)の全閉操作を実施する。

※D/Wスプレー実施中に原子炉注水が必要となった場合は、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全閉とし、原子炉注水を実施する。

⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレーが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

iii. 操作の成立性

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレー操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレー開始まで約95分で可能である。

また、淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレー操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレー開始まで約120分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(添付資料1.6.3-3)

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図1. 6. 20に示す。

外部電源、代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、復水貯蔵槽が使用可能であれば代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却を実施する。復水貯蔵槽が使用できない場合、消火系又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉格納容器内の冷却を実施する。

交流電源が確保できない場合、電動弁の手動操作により系統構成を実施し、消火系又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉格納容器内の冷却を実施する。

なお、消火系による原子炉格納容器内の冷却は、発電所構内(大湊側)で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の格納容器除熱

全交流動力電源の喪失により常設の原子炉格納容器冷却設備による冷却機能の喪失が起きた場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)にて格納容器スプレイを実施する。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

i. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線D系の受電が完了し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合で、格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}。

※1:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている状態。

※2:「格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ氣體温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、格納容器スプレイ起動の判断基準(表1.6.4)に達した場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系(B)(格納容器スプレイ冷却モード)による格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.6.2～図1.6.5に、概要図を図1.6.13に、タイムチャートを図1.6.14に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に残留熱除去系(B)(格納容器スプレイ冷却モード)による格納容器スプレイの準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B)(格納容器スプレイ冷却モード)の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系(B)(格納容器スプレイ冷却モード)が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系ポンプ(B)の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認後、当直副長に残留熱除去系(B)(格納容器スプレイ冷却モード)による格納容器スプレイの準備完了を報告する。
- ⑤当直副長は、格納容器スプレイ起動・停止の判断基準(表1.6.4)に基づき格納容器スプレイ先を選択し、中央制御室運転員に残留熱除去系(B)(格納容器スプレイ冷却モード)による格納容器スプレイの開始を指示する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全開操作を実施し、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)を開として原子炉格納容器へのスプレイを開始する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、格納容器スプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇、かつ原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、当直副長に報告する。

なお、格納容器内圧力(S/C)又はサブプレッション・チェンバ・プール

水位指示値が、格納容器スプレイ停止の判断基準(表1.6.4)に到達した場合は、格納容器スプレイを停止する。その後、格納容器内圧力(D/W)、ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・チェンバ気体温度指示値が、格納容器スプレイ起動の判断基準(表1.6.4)に再度到達した場合は、格納容器スプレイを再開する。

※格納容器スプレイ実施中に原子炉注水が必要となった場合は、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)、残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)の全閉操作を実施後、残留熱除去系注入隔離弁(B)を全開とし、原子炉注水を実施する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(B)(格納容器スプレイ冷却モード)による格納容器スプレイ開始まで15分以内で可能である。

- (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱
全交流動力電源の喪失により残留熱除去系によるS/P水除熱機能の喪失が起きた場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系(S/P水冷却モード)の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系(S/P水冷却モード)にてS/P水の除熱を実施する。

i. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。

※1:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている状態。

ii. 操作手順

残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.6.6に、概要図を図1.6.18に、タイムチャートを図1.6.19に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき中央制御室運転員に残留熱除去系(A)(S/P水冷却モード)によるS/P水除熱の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(A)(S/P水冷却モード)の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系ポンプ(A)及び残留熱除去系封水ポンプが使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系ポンプ(A)の起動操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、当直副長に残留熱除去系(A)(S/P水冷却モード)によるS/P水除熱の準備完了を報告する。
- ⑥当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系(A)(S/P水冷却モード)によるS/P水除熱の開始を指示する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系試験用調節弁(A)を調整開とし、原子炉格納容器への注水量の上昇及びサプレッション・チェンバ・プール水の温度の低下によりS/P水の除熱が開始されたことを確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(A)(S/P水冷却モード)による格納容器スプレイ開始まで15分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図1.6.20に示す。

外部電源、常設代替交流電源設備等により交流動力電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)により原子炉格納容器内の冷却を実施する。

原子炉補機冷却系の運転ができない場合、代替原子炉補機冷却系を設置

し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)により原子炉格納容器内の冷却を行うが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、代替格納容器スプレイ冷却系、消火系、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉格納容器内の冷却を並行して実施する。

1.6.2.2 原子炉格納容器破損を防止するための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 代替格納容器スプレイ

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを実施する。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の機能喪失により格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系が使用可能な場合^{※2}で、格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300°C以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

※3:「格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力、ドライウエル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、格納容器スプレイ起動の判断基準(表1.6.5)に達した場合。

ii. 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイについては、「1.6.2.1(1)a.(a)代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ」の操作手順と同様である。ただし、代替格納容器スプレイの停止、再開及び流量は、格納容器スプレイ起動・停止の判断基準(表1.6.5)

に従い実施する。

なお、手順の対応フローを図1.6.6に示す。また、概要図は図1.6.7、タイムチャートは図1.6.8と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ開始まで25分以内で可能である。その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合、15分以内で可能である。

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

(b) 消火系による格納容器スプレイ

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、ろ過水タンクを水源とした消火系による格納容器スプレイを実施する。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイができず、消火系が使用可能な場合^{※2}で、格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

※3:「格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力、ドライウェル雰囲気温度又は原子炉压力容器下鏡部温度指示値が、格納容器スプレイ起動の判断基準(表1.6.5)に達した場合。

ii. 操作手順

消火系による格納容器スプレイについては、「1.6.2.1(1)a.(b)消火系による格納容器スプレイ」の操作手順と同様である。ただし、代替格納容器スプレイの停止、再開及び流量は、格納容器スプレイ起動・停止の判断基準(表1.6.5)に従い実施する。

なお、手順の対応フローを図1.6.6に示す。また、概要図は図1.6.9、タイムチャートは図1.6.10と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施し、作業開始を判断してから消火系による格納容器スプレイ開始まで約30分で可能である。

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

(c) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ(淡水/海水)

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)、代替格納容器スプレイ冷却系及び消火系による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)にて格納容器スプレイを実施する。

なお、本手順はプラント状況により可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)、代替格納容器スプレイ冷却系及び消火系による格納容器スプレイができず、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が使用可能な場合^{※2}で、格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源(防火水槽又は淡水貯水池)が確保されている場合。

※3:「格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧

力、ドライウエル雰囲気温度又は原子炉压力容器下鏡部温度指示値が、格納容器スプレイ起動の判断基準(表1.6.5)に達した場合。

ii. 操作手順

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイについては、「1.6.2.1(1)a.(c)可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ」の操作手順と同様である。ただし、代替格納容器スプレイの停止、再開及び流量は、格納容器スプレイ起動・停止の判断基準(表1.6.5)に従い実施する。

なお、手順の対応フローを図1.6.6に示す。また、概要図は図1.6.11、タイムチャートは図1.6.12と同様である。

iii. 操作の成立性

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ開始まで約95分で可能である。

また、淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ開始まで約120分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(添付資料1.6.3-3)

b. 格納容器除熱

(a) ドライウエル冷却系による格納容器除熱

代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧ができず、格納容器除熱手段がない場合に、常設代替交流電源

設備により原子炉補機冷却系の電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水通水後、ドライウェル冷却系送風機を起動して原子炉格納容器内を除熱する。

ドライウェル冷却系送風機を停止状態としても、原子炉格納容器内の冷却水の通水を継続することで、ドライウェル冷却系冷却器コイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力の上昇を緩和する。

i. 手順着手の判断基準

原子炉の注水機能が喪失し、代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系による格納容器除熱ができず、常設代替交流電源設備により、原子炉補機冷却系(海水系含む)が復旧可能である場合。

ii. 操作手順

ドライウェル冷却系による格納容器除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.6.6に、概要図を図1.6.15及び図1.6.16に、タイムチャートを図1.6.17に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にドライウェル冷却系による格納容器除熱の準備開始を指示する。
- ②現場運転員C及びDは、ドライウェル冷却系による格納容器除熱に必要な送風機、電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、ドライウェル冷却系による格納容器除熱に必要な送風機、電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、ドライウェル冷却系による格納容器除熱が使用可能か確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、ドライウェル冷却系による格納容器除熱系統構成前準備(冷却水通水)として、ESF盤区分Ⅰ及び区分Ⅱにて隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑥当直副長は、中央制御室運転員にドライウェル冷却系による格納容器除熱冷却水通水開始を指示する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、ドライウェル冷却系による格納容器除熱系統構成(冷却水通水操作)として、原子炉補機冷却系格納容器外側供給隔離弁(A)、(B)、外側戻り隔離弁(A)、(B)及び内側戻り隔離弁(A)、(B)の全開操作を実施し、原子炉補機冷却水系系統流量指示

値の上昇を確認し、当直副長に報告する。

- ⑧中央制御室運転員A及びBは、ドライウエル冷却系送風機起動前準備として、常用換気空調系盤にてリレー引き抜きにより、起動阻止隔離信号を除外する。
- ⑨当直副長は、中央制御室運転員にドライウエル冷却系による格納容器除熱の開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、ドライウエル冷却系送風機(A)、(B)及び(C)の起動操作を実施し、原子炉格納容器内の圧力の上昇率が緩和することを確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからドライウエル冷却系による格納容器除熱開始まで約45分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。（添付資料1.6.3-4）

c. 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図1.6.20に示す。

外部電源、代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、復水貯蔵槽が使用可能であれば代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却を実施する。復水貯蔵槽が使用できない場合、消火系又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉格納容器内の冷却を実施する。

交流電源が確保できない場合、電動弁の手動操作により系統構成を実施し、消火系又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉格納容器内の冷却を実施する。

なお、消火系による原子炉格納容器内の冷却は、発電所構内(大湊側)で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。

常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウエル冷却系送風機の起動による原子炉格納容器の除熱を実施する。

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の格納容器除熱

全交流動力電源の喪失により常設の原子炉格納容器冷却設備による冷却機能の喪失が起きた場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)にて格納容器スプレイを実施する。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線D系の受電が完了し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が使用可能な状態^{※2}に復旧された場合で、格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている状態。

※3:「格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力指示値が、格納容器スプレイ起動の判断基準(表1.6.5)に達した場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系電源復旧後の格納容器除熱については、「1.6.2.1(2)a.(a)残留熱除去系電源復旧後の格納容器除熱」の操作手順と同様である。ただし、格納容器スプレイの停止及び再開は、格納容器スプレイ起動・停止の判断基準(表1.6.5)に到達した場合に行う。

なお、手順の対応フローを図1.6.6に示す。また、概要図は図1.6.13、タイムチャートは図1.6.14と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び

確認者)にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による格納容器スプレイ開始まで15分以内で可能である。

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

- (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱全交流動力電源の喪失により残留熱除去系(S/P水冷却モード)によるS/P水除熱機能の喪失が起きた場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系(S/P水冷却モード)の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系(S/P水冷却モード)にてS/P水の除熱を実施する。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)が使用可能な状態^{※2}に復旧された場合。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている状態。

ii. 操作手順

残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱については、「1.6.2.1(2)a.(b)残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱」の操作手順と同様である。

なお、手順の対応フローを図1.6.6に示す。また、概要図は図1.6.18、タイムチャートは図1.6.19と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系

(A) (S/P水冷却モード)による格納容器スプレイ開始まで15分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図1.6.22に示す。

外部電源、常設代替交流電源設備等により交流動力電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)により原子炉格納容器内の冷却を実施する。

原子炉補機冷却系の運転ができない場合、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)により原子炉格納容器内の冷却を行うが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、代替格納容器スプレイ系、消火系、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉格納容器内の冷却を並行して実施する。

1.6.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順

(1) 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による格納容器除熱

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした格納容器の除熱を行う。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※1}。

※1:「格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、格納容器スプレイ起動の判断基準(表1.6.4)に達した場合。

b. 操作手順

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.6.20に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器スプレイの準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系ポンプの起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認後、当直副長に残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器スプレイの準備完了を報告する。
- ③当直副長は、格納容器スプレイ起動・停止の判断基準(表1.6.4)に基づき格納容器スプレイ先を選択し、中央制御室運転員に残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器スプレイの開始を指示する。
- ④^aD/Wスプレイの場合
中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁の全開操作を実施し、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁を調整開として原子炉格納容器へのスプレイを開始する。
- ④^bS/Pスプレイの場合
中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁を全開として原子炉格納容器へのスプレイを開始する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、格納容器スプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇、かつ原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、当直副長に報告する。
なお、格納容器内圧力(S/C)又はサプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、格納容器スプレイ停止の判断基準(表1.6.4)に到達した場合は、格納容器スプレイを停止する。その後、格納容器内圧力(D/W)、ドライウェル雰囲気温度又はサプレッション・チェンバ気体温度指示値が、格納容器スプレイ起動の判断基準(表1.6.4)に再度到達した場合は、格納容器スプレイを再開する。

※格納容器スプレイ実施中に原子炉注水が必要となった場合は、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁、残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁の全開操作を実施後、残留熱除去系注入弁を全開とし、原子炉注水を実施する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認

者)にて操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) による
サブプレッション・チェンバ・プール水除熱

残留熱除去系 (S/P 水冷却モード) が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系 (S/P 水冷却モード) を起動し、S/P 水の除熱を実施する。

a. 手順着手の判断基準

下記のいずれかの状態に該当した場合。

- ・逃がし安全弁開固着
- ・サブプレッション・チェンバ・プール水の温度が規定温度以上
- ・サブプレッション・チェンバの気体温度が規定温度以上

b. 操作手順

残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) によるサブプレッション・チェンバ・プール水除熱手順の概要は以下のとおり。概要図を図 1.6.21 に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき中央制御室運転員に残留熱除去系 (S/P 水冷却モード) による S/P 水除熱の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系ポンプの起動操作を実施する。
- ③ 中央制御室運転員 A 及び B は、当直副長に残留熱除去系 (S/P 水冷却モード) による S/P 水除熱の準備完了を報告する。
- ④ 当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系 (S/P 水冷却モード) による S/P 水除熱の開始を指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系試験用調節弁を調整開とし、原子炉格納容器への注水量の上昇及びサブプレッション・チェンバ・プール水の温度の低下により S/P 水の除熱が開始されたことを確認する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名 (操作者及び確認者) にて操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速

やかに対応できる。

1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系への代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

復水貯蔵槽, 防火水槽及びろ過水タンクへの水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

復水移送ポンプ, 残留熱除去系ポンプ, 電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 電源車, ディーゼル駆動消火ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)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。

表 1.6.1 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/5)
 (重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書		
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (格納容器スプレッド冷却モード) による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレッド 原子炉補機冷却系 ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「PCV 圧力制御」等	
			サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器			重大事故等対処設備
		残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード) によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「S/P 温度制御」等
			サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器	重大事故等対処設備		

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段、対処設備、手順書一覧 (2/5)

(炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系による 原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプレイ」
			ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2		
		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 防火水槽 ※1 淡水貯水池 ※1 ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備		

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (3/5)

(炉心損傷前のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書		
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	常設代替交流電源設備(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(B)による PCV スプレイ」	
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド 原子炉補機冷却系 ※3			重大事故等対処設備(設計基準拡張)
		常設代替交流電源設備による残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プールの水冷却モード)の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備		事故時運転操作手順書(微候ベース) 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による S/P 除熱」 「RHR(B)による S/P 除熱」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※3			

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段、対処設備、手順書一覧 (4/5)
(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系による 原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「MUWC (代替 D/W スプレイ)」 「MUWC (代替 S/C スプレイ)」
			非常用交流電源設備 ※2		
		原子炉格納容器内による 消火系による 原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	
		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 防火水槽 ※1 淡水貯水池 ※1 ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	
		ドライウエル冷却系による 格納容器除熱	ドライウエル冷却系送風機 ドライウエル冷却系冷却器 原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「DW クーラ代替除熱 (RCW-A 系)」 「DW クーラ代替除熱 (RCW-B 系)」

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (5/5)

(炉心損傷後のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	常設代替交流電源設備 (格納容器スプレイ冷却モード)の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書(シビアア クシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「RHR(B)による PCV スプレイ」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイ ヘッド 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	
		常設代替交流電源設備 ・チェンバ・プールによる残留熱除去系 (サブプレッション)の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書(シビアア クシデント) AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による S/P 除熱」 「RHR(B)による S/P 除熱」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

表 1.6.2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/14)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプレイ」	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器) ・残留熱除去系(B)注入配管流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)

監視計器一覧 (2/14)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレイ」	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) ろ過水タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器) ・残留熱除去系(B)注入配管流量
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (3/14)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV スプレイ」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 防火水槽 淡水貯水池
	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器) ・残留熱除去系(B)注入配管流量
補機監視機能		可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	
水源の確保		防火水槽 淡水貯水池	

監視計器一覧(4/14)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(B)による PCV スプレイ」	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系(B)系統流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力
原子炉格納容器内の水位		サプレッション・チェンバ・プール水位	

監視計器一覧 (5/14)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による S/P 除熱」 「RHR(B)による S/P 除熱」	判断基準	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 原子炉補機冷却系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却系熱交換器(B)出口冷却水温度
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
	操作	原子炉格納容器内の温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 原子炉補機冷却系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却系熱交換器(B)出口冷却水温度
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位

監視計器一覧 (6/14)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.6.2.2 原子炉格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「MUWC(代替 D/W スプレイ)」 「MUWC(代替 S/C スプレイ)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) S/C
		原子炉圧力容器内の温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)
	操作	原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器への注水量 復水補給水系流量(原子炉格納容器) ・残留熱除去系(B) 注入配管流量
		補機監視機能 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A) 吐出圧力 復水移送ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ(C) 吐出圧力
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)

監視計器一覧 (7/14)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.6.2.2 原子炉格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「FP(代替D/Wスプレイ)」 「FP(代替S/Cスプレイ)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C
		原子炉圧力容器内の温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) ろ過水タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器への注水量 復水補給水系流量(原子炉格納容器) ・残留熱除去系(B)注入配管流量
		補機監視機能 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
		水源の確保 ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (8/14)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.6.2.2 原子炉格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV スプレイ」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C
		原子炉圧力容器内の温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 防火水槽 淡水貯水池
	操作	原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器への注水量 復水補給水系流量(原子炉格納容器) ・残留熱除去系(B)注入配管流量
		補機監視機能 可搬型代替注水ポンプ吐出圧力
		水源の確保 防火水槽 淡水貯水池

監視計器一覧 (9/14)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 格納容器除熱			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「DW クーラ代替除熱(RCW-A系)」 「DW クーラ代替除熱(RCW-B系)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ氣體温度
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量
	操作	原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)	
	原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ氣體温度		
	補機監視機能 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量		

監視計器一覧(10/14)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「RHR(B)によるPCV スプレー」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系(B)系統流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位

監視計器一覧(11/14)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			
事故時運転操作手順書(シビアアクシ デント) 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による S/P 除熱」 「RHR(B)による S/P 除熱」	判断 基準	原子炉格納容器内の 温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		最終ヒートシンクの 確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 原子炉補機冷却系熱交換器(A)出口冷却水 温度 原子炉補機冷却系熱交換器(B)出口冷却水 温度
		原子炉格納容器内の 水位	サプレッション・チェンバ・プール水位
	操作	原子炉格納容器内の 温度	サプレッション・チェンバ・プール水温度
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力
		最終ヒートシンクの 確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 原子炉補機冷却系熱交換器(A)出口冷却水 温度 原子炉補機冷却系熱交換器(B)出口冷却水 温度
		原子炉格納容器内の 水位	サプレッション・チェンバ・プール水位

監視計器一覧(12/14)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.6.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (1)残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による格納容器除熱			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(C)入口冷却水流量
		電源	M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 C 電圧
	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位

監視計器一覧 (13/14)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (2) 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プール水除熱		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「S/P 温度制御」等	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 C 電圧
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度 残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度 残留熱除去系 (A) 系統流量 残留熱除去系 (B) 系統流量 残留熱除去系 (C) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器 (C) 入口冷却水流量 原子炉補機冷却系熱交換器 (A) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却系熱交換器 (B) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却系熱交換器 (C) 出口冷却水温度
	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位

監視計器一覧(14/14)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.6.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (2)残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)によるサブプレッション・チェンバ・プール水除熱		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「S/P 温度制御」等	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力
	操作 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(C)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系熱交換器(C)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(C)入口冷却水流量 原子炉補機冷却系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却系熱交換器(B)出口冷却水温度 原子炉補機冷却系熱交換器(C)出口冷却水温度
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位

表 1.6.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC
	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 (6号炉のみ) AM用MCC
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 M/C C系 M/C D系
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源

表 1.6.4 格納容器スプレイ起動, 停止の判断基準
(炉心の著しい損傷を防止するための対応)

	スプレイ起動の判断基準		代替格納容器 スプレイ	RHRによる スプレイ	スプレイ停止の判断基準	
炉心の著しい損傷を防止するための対応	圧力制御	格納容器内圧力(D/W)指示値が 13.7kPa以上で、原子炉水位 指示値が-2880mm以下を経験した 場合	D/W	D/W S/P	圧力 制御、 温度 制御、 水位 制御	格納容器内圧力(S/C)が 13.7kPa以下の場合
		格納容器内圧力(D/W)指示値が 13.7kPa以上で、24時間継続 した場合	D/W	D/W ^{*3} S/P		
		格納容器内圧力(D/W)指示値が 180kPa以上の場合	D/W	D/W S/P		
	温度制御	ドライウエル雰囲気温度指示値が 171℃を超える恐れがある場合	D/W	D/W		サブプレッション・チェンバ・ プール水位指示値が 14.0m ^{*2} 以上の場合
		サブプレッション・チェンバ気体温度指 示値が104℃を超える恐れがある場 合	S/P	S/P		
	制水 制御 ^{*4}	サブプレッション・チェンバ・プール水 位指示値が <input type="text"/> ^{*1, 2} 以上の場 合	D/W	D/W		

- ※1: 原子炉圧力が 以下の場合であって、それ以上の場合はSR弁テールパイプ制限曲線に従う。
- ※2: S/P底面からの水位。
- ※3: S/P圧力が13.7kPaを超えて24時間継続する場合はS/Pスプレイを実施し、S/P圧力が を超えた場合にはD/Wスプレイも合わせて実施する。
- ※4: LOCA時、真空破壊弁の機能喪失前に格納容器圧力を低下させ、D/WとS/Pの圧力を平衡にする。

表 1.6.5 格納容器スプレイ起動, 停止の判断基準
(格納容器破損を防止するための対応)

	スプレイ起動の判断基準			圧力容器 破損前	圧力容器 破損後	スプレイ停止の判断基準			スプレイ流量 (m ³ /h)
	除熱 1、 除熱 2	代 替 ス プレ イ 容 器	格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C)指示値が 465kPa以上の場合 ^{※2}	①S/P ②D/W	①D/W ②S/P	除熱 1、 除熱 2	代 替 ス プレ イ 容 器	格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C)指示値が 390kPa以下の場合 ^{※2}	
防 止 す る た め の 対 応	除熱 1、 除熱 2	代 替 ス プレ イ 容 器	格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C)指示値が 465kPa以上の場合 ^{※2}	①S/P ②D/W	①D/W ②S/P	除熱 1、 除熱 2	代 替 ス プレ イ 容 器	格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C)指示値が 390kPa以下の場合 ^{※2}	140
			ドライウェル雰囲気温度 指示値が190℃以上の 場合	①S/P ②D/W	①D/W ②S/P			サプレッション・チェン バ・プール水位指示値が [] ^{※1} に到達した場 合	140
		R ス プレ イ よ る	格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C)指示値が []以上の場合	①S/P ②D/W	①D/W ②S/P		R ス プレ イ よ る	格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C)指示値が 13.7kPa以下の場合	140
抑 制 す る た め の 対 応 ※3	注 水 1	代 替 ス プレ イ 容 器	原子炉圧力容器下鏡部温 度指示値が300℃に到 達した場合	D/W	—	注 水 1	代 替 ス プレ イ 容 器	—	70

①, ②は優先順位を示す。

※1:S/P 底面からの水位。

※2:外部からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

※3:原子炉圧力容器破損前に本操作を実施することで、格納容器温度の上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和することができる。ただし、本操作をしない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、逃がし安全弁は原子炉の減圧機能を維持できる。

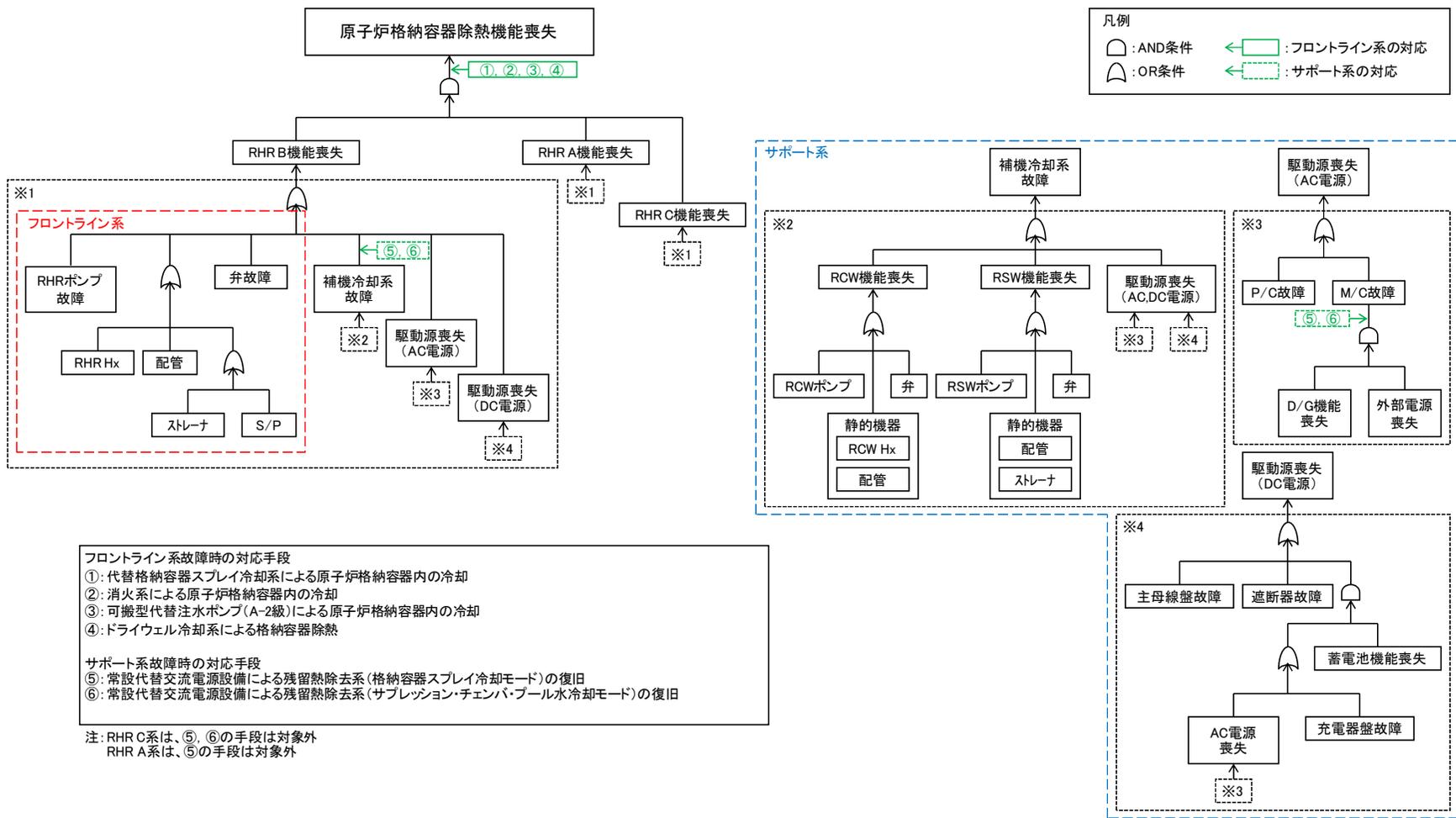


図 1.6.1 機能喪失原因対策分析(1/2)

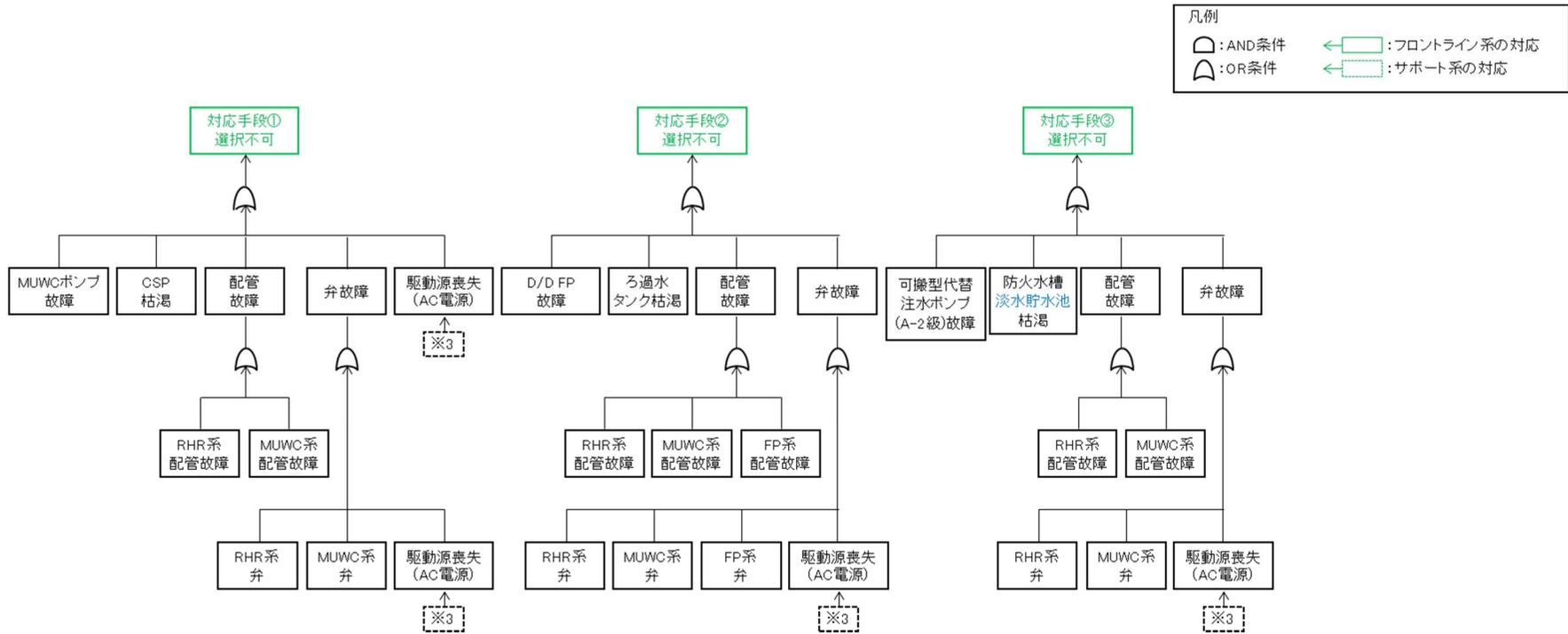


図 1.6.1 機能喪失原因対策分析 (2/2)

凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	
原子炉格納容器除熱機能喪失	RHR A機能喪失(※5)	RHRポンプ故障							
		弁故障							
		静的機器故障	RHR Hx						
			配管						
		補機冷却系故障	水源	S/P					
				ストレーナ					
		※2	RCW機能喪失	RCWポンプ					
				弁					
		※1	RSW機能喪失	静的機器故障	RCW Hx				
					配管				
		※3	駆動源喪失(AC電源)	RSWポンプ					
				弁					
		※4	駆動源喪失(DC電源)	静的機器故障	配管				
					ストレーナ				
		※3	駆動源喪失(AC電源)	P/C故障					
M/C故障	D/G機能喪失								
※1	RHR B機能喪失	外部電源喪失							
		主母線盤故障							
※1	RHR C機能喪失	遮断器故障							
		蓄電池機能喪失							
		直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	充電器盤故障	AC電源喪失				
					※3同様				

※5 RHR A系については格納容器スプレイモード対象外

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

図 1.6.1 機能喪失原因対策分析(補足)

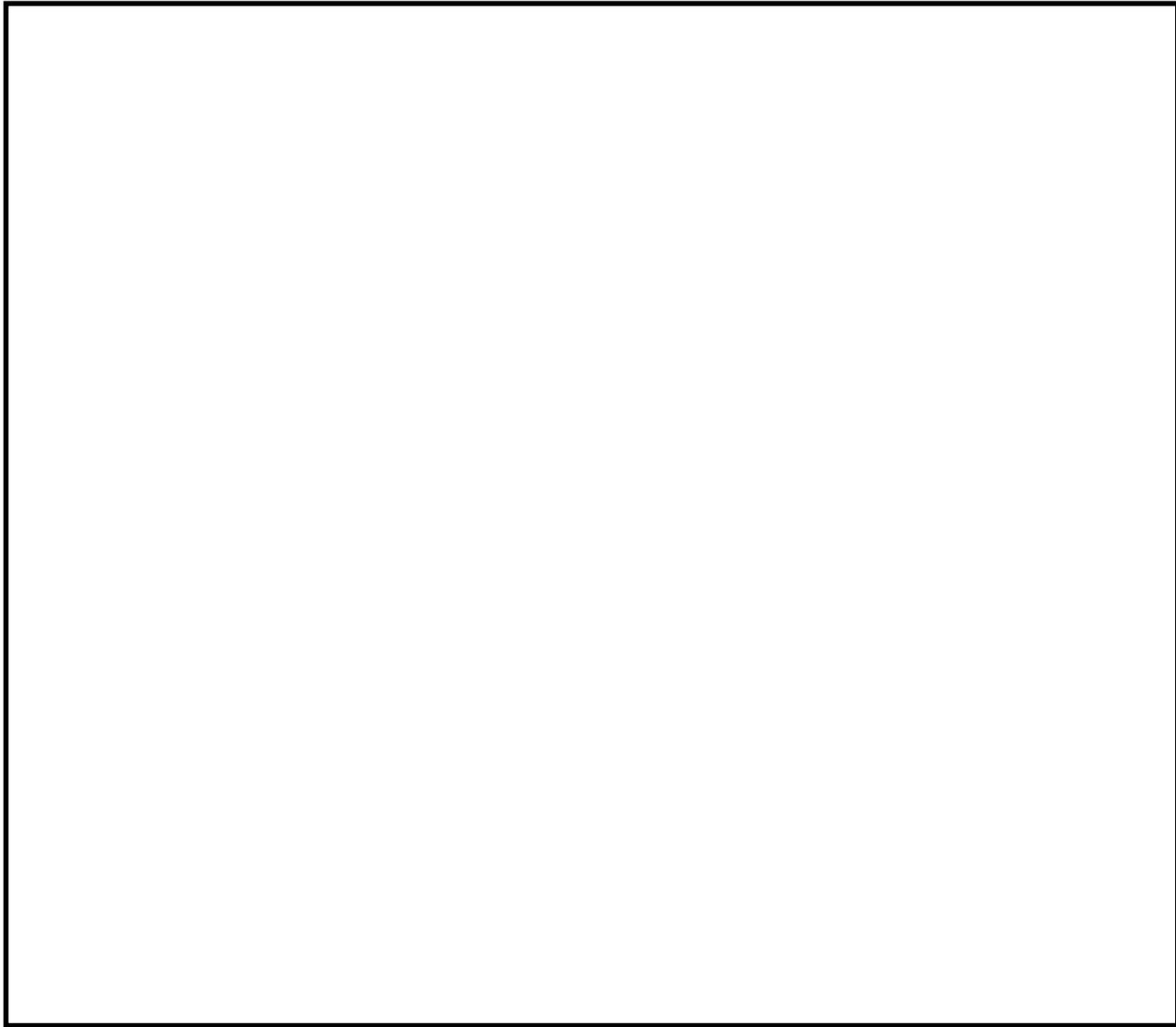


図 1.6.2 EOP[PCV 圧力制御]における対応フロー

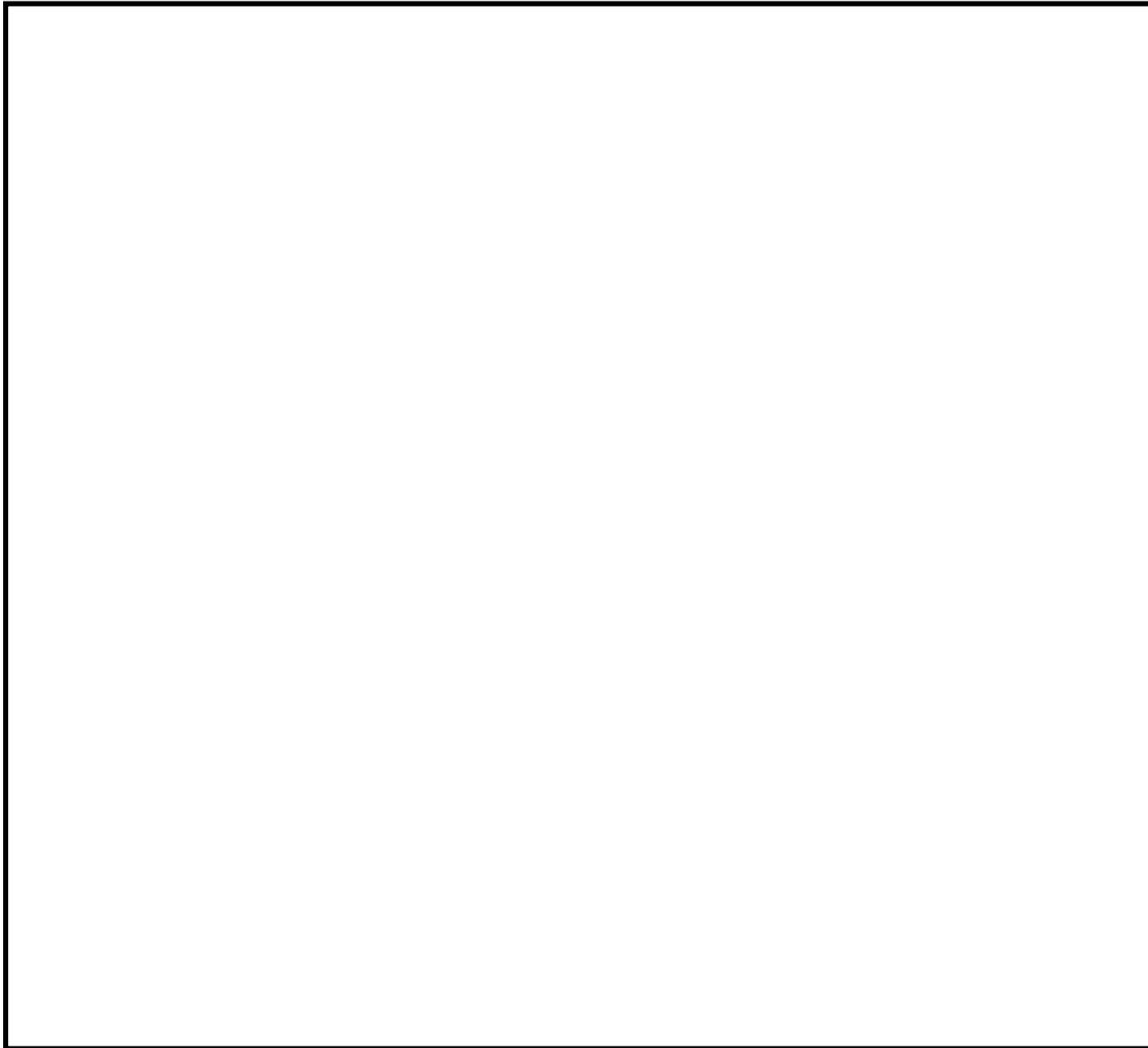


図 1.6.3 EOP[D/W 温度制御]における対応フロー

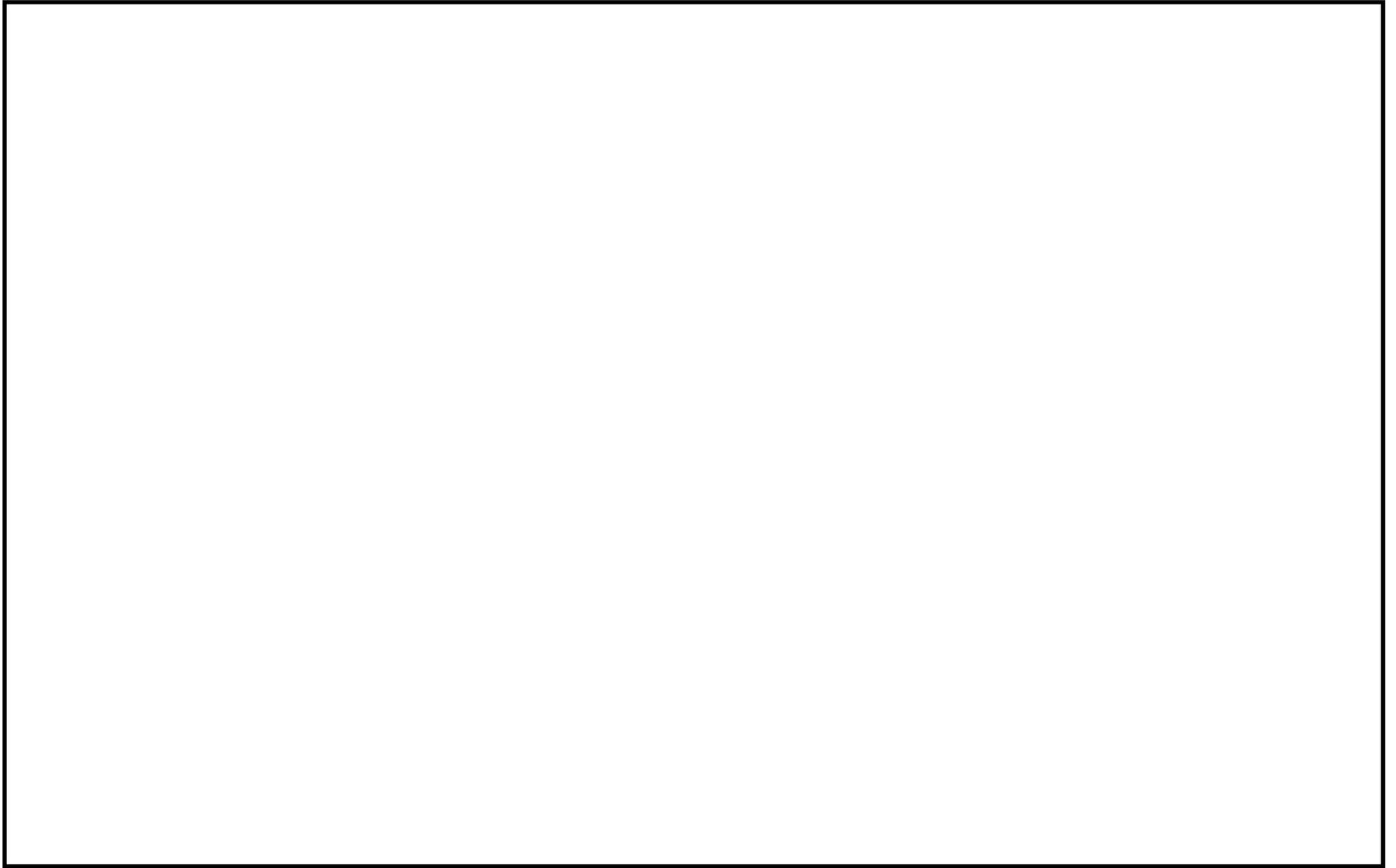


図 1.6.4 EOP[S/P 温度制御]における対応フロー

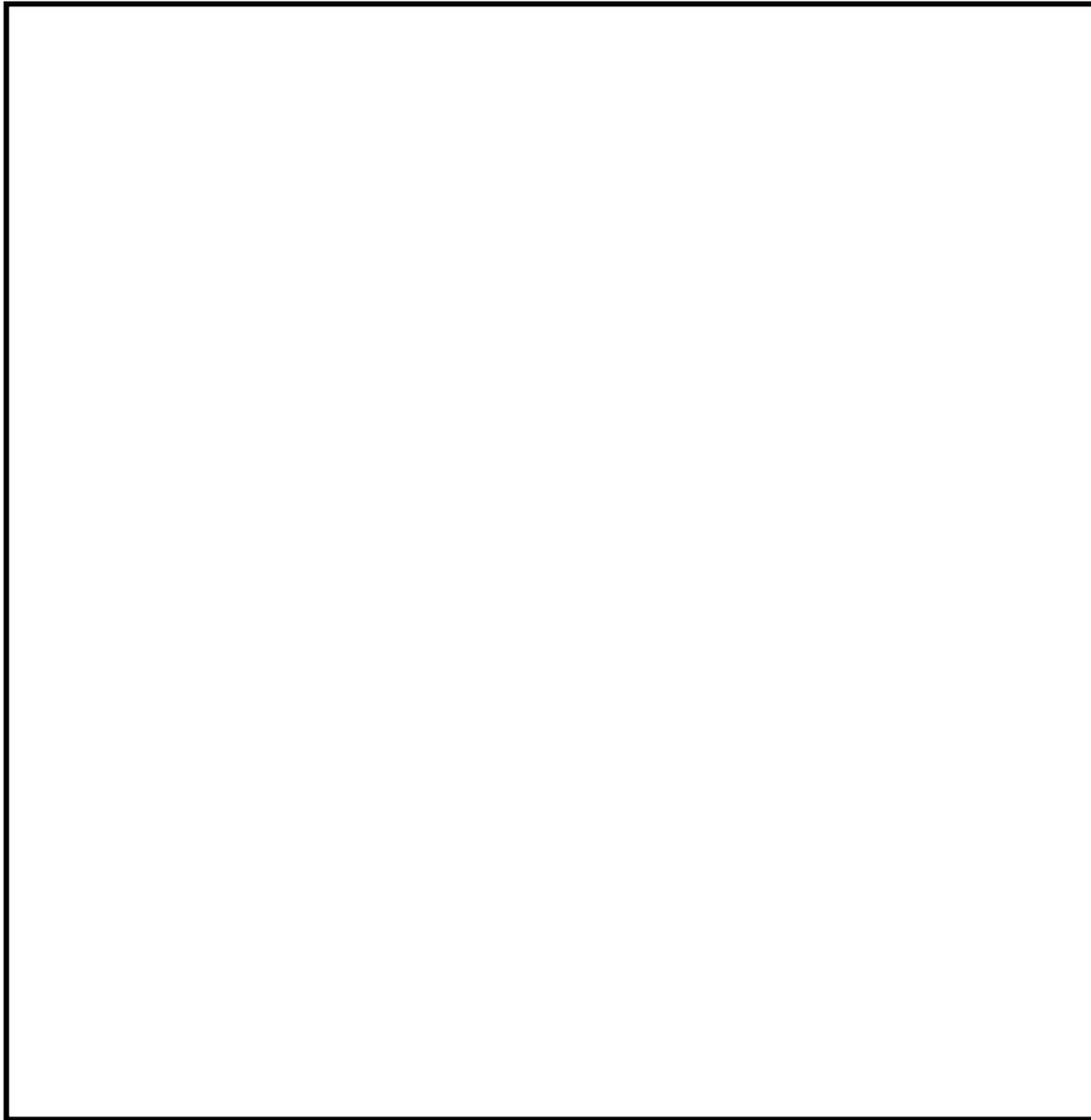


図 1.6.5 EOP[SP/L 水位制御]における対応フロー

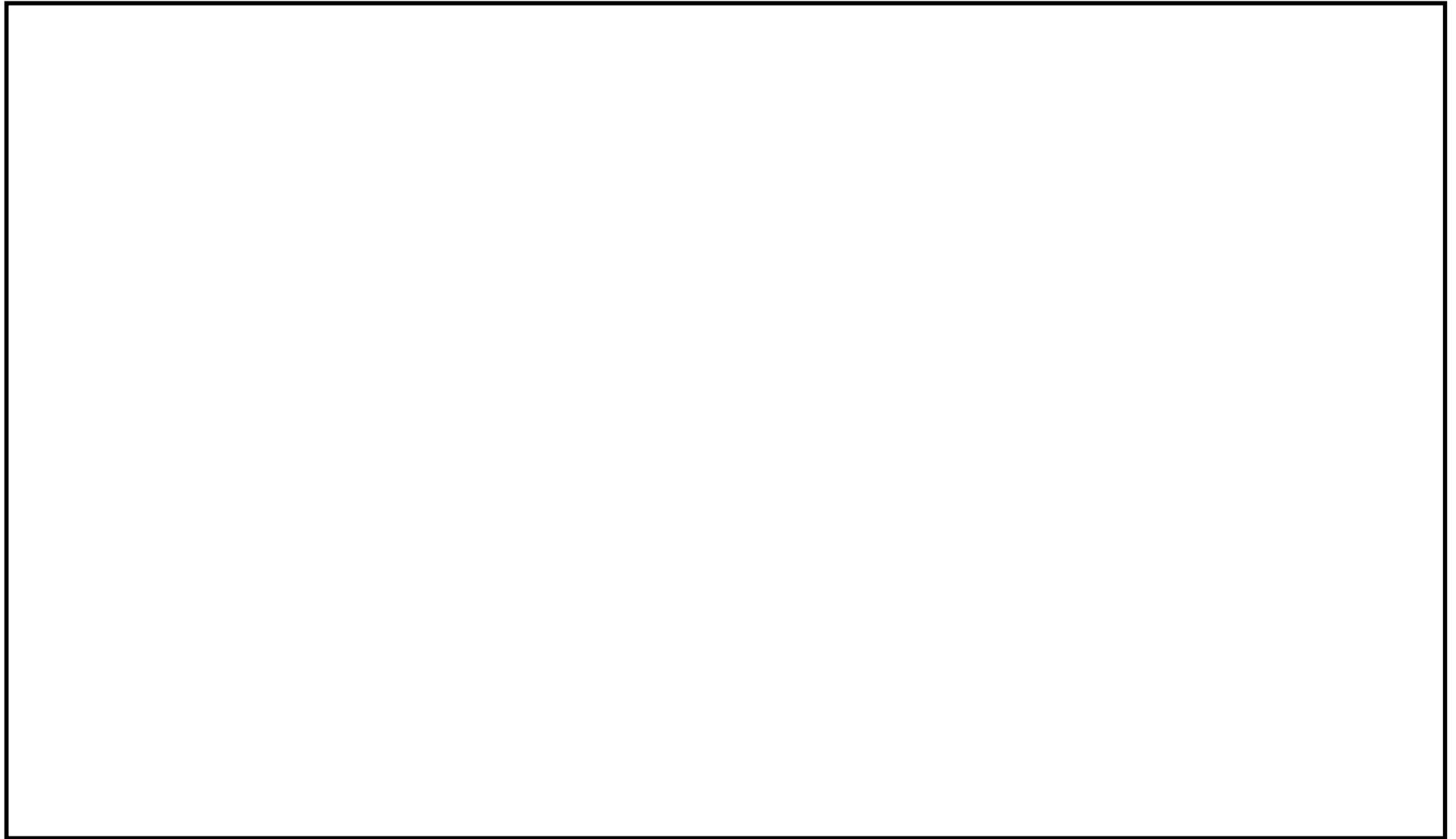
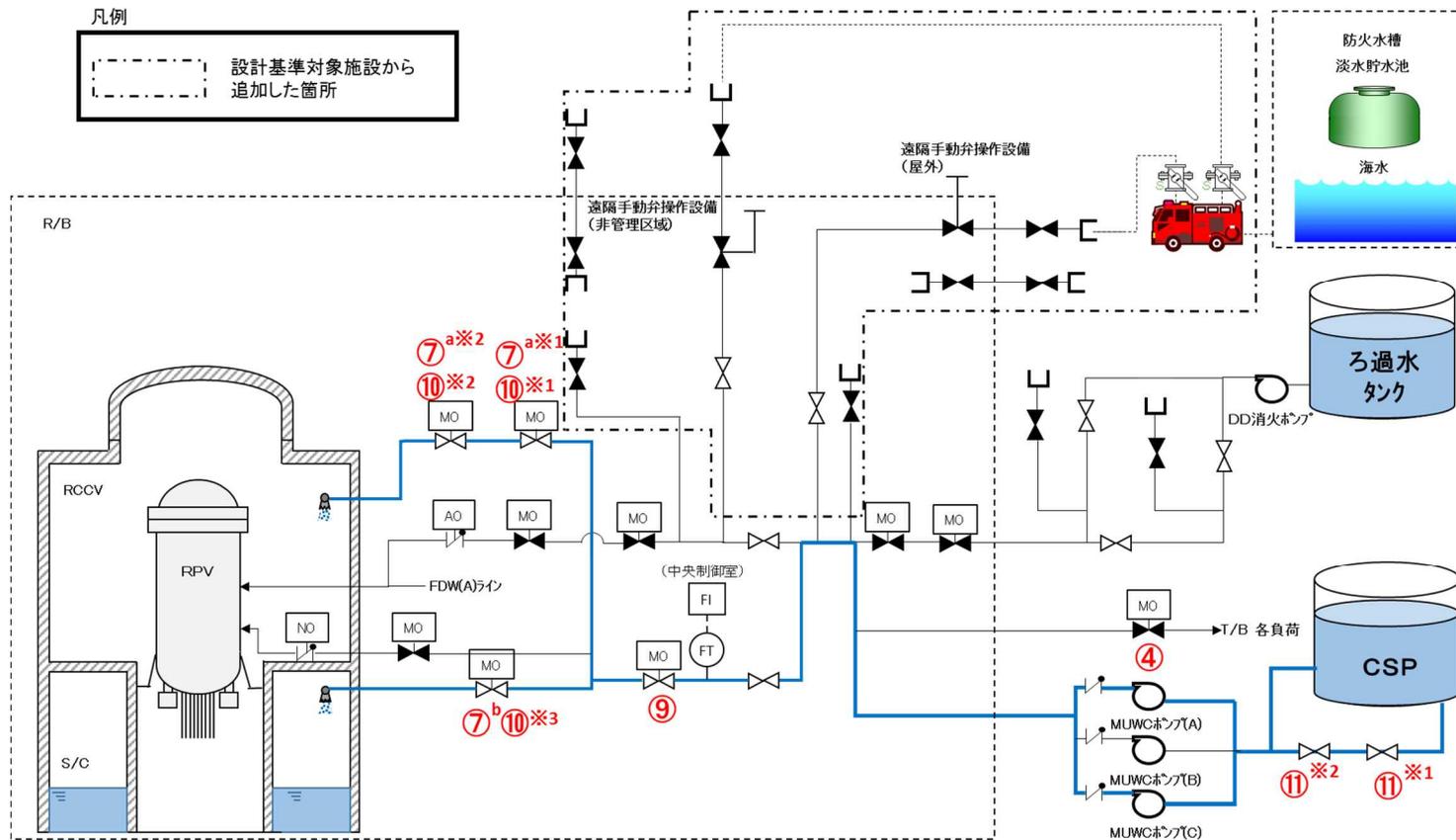


図 1.6.6 SOP[除熱-1, 除熱-2]における対応フロー

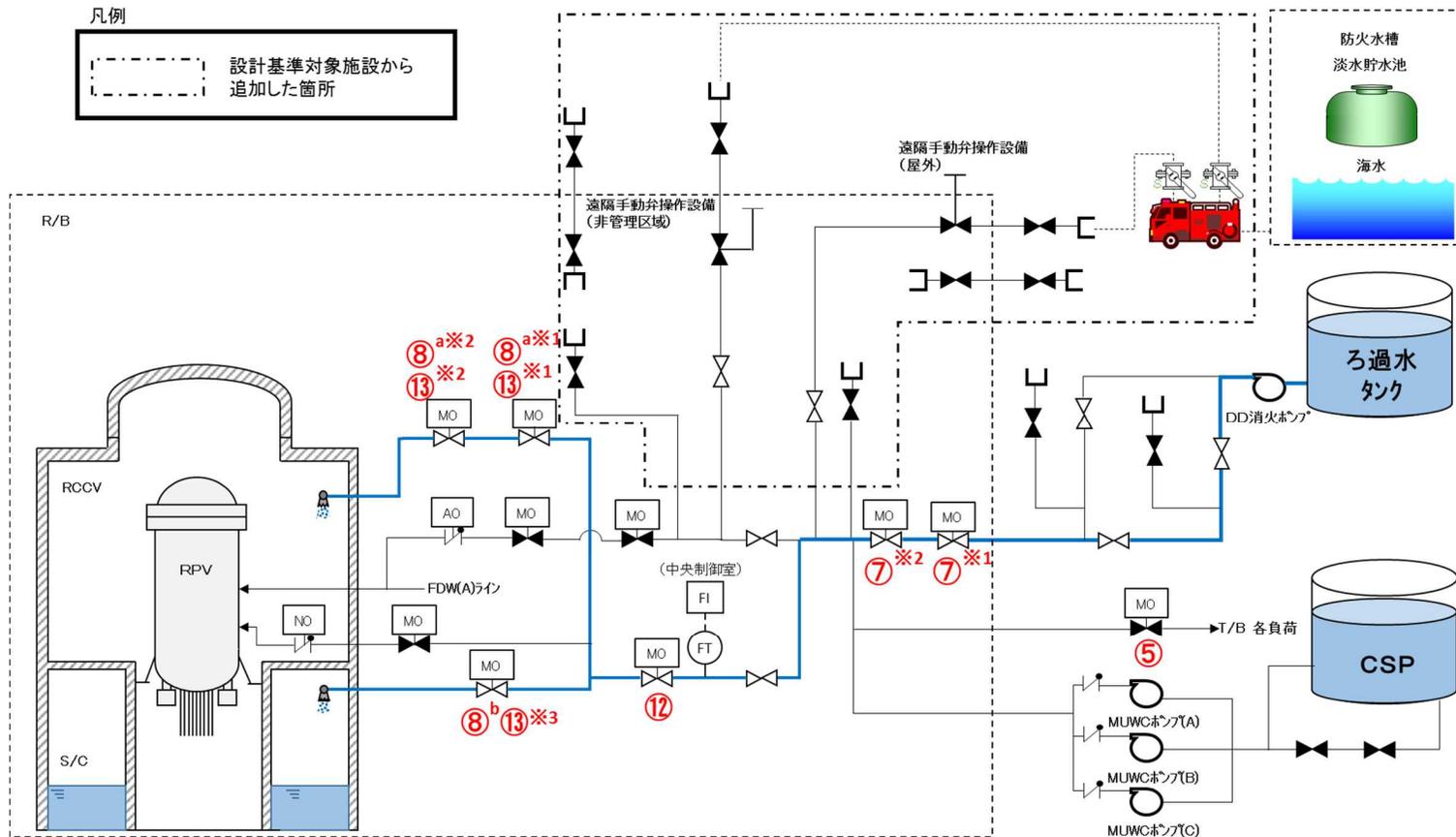


操作手順	弁名称
④	タービン建屋負荷遮断弁
⑦ ^a ※1 ⑩※1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
⑦ ^a ※2 ⑩※2	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
⑦ ^b ⑩※3	残留熱除去系S/スプレイ注入隔離弁(B)
⑨	残留熱除去系洗浄水弁(B)
⑪※1	復水補給水系常／非常用連絡1次止め弁
⑪※2	復水補給水系常／非常用連絡2次止め弁

図 1.6.7 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ 概要図

		経過時間(分)																備考
		10	20	30	40	50	60	70	80									
手順の項目	要員(数)	25分 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ																
代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保、電源確認															
			バイパス流防止処置、ポンプ起動															
			系統構成															
			スプレイ開始															
	現場運転員 C, D	2			移動・CSP水源確保													

図 1.6.8 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ タイムチャート

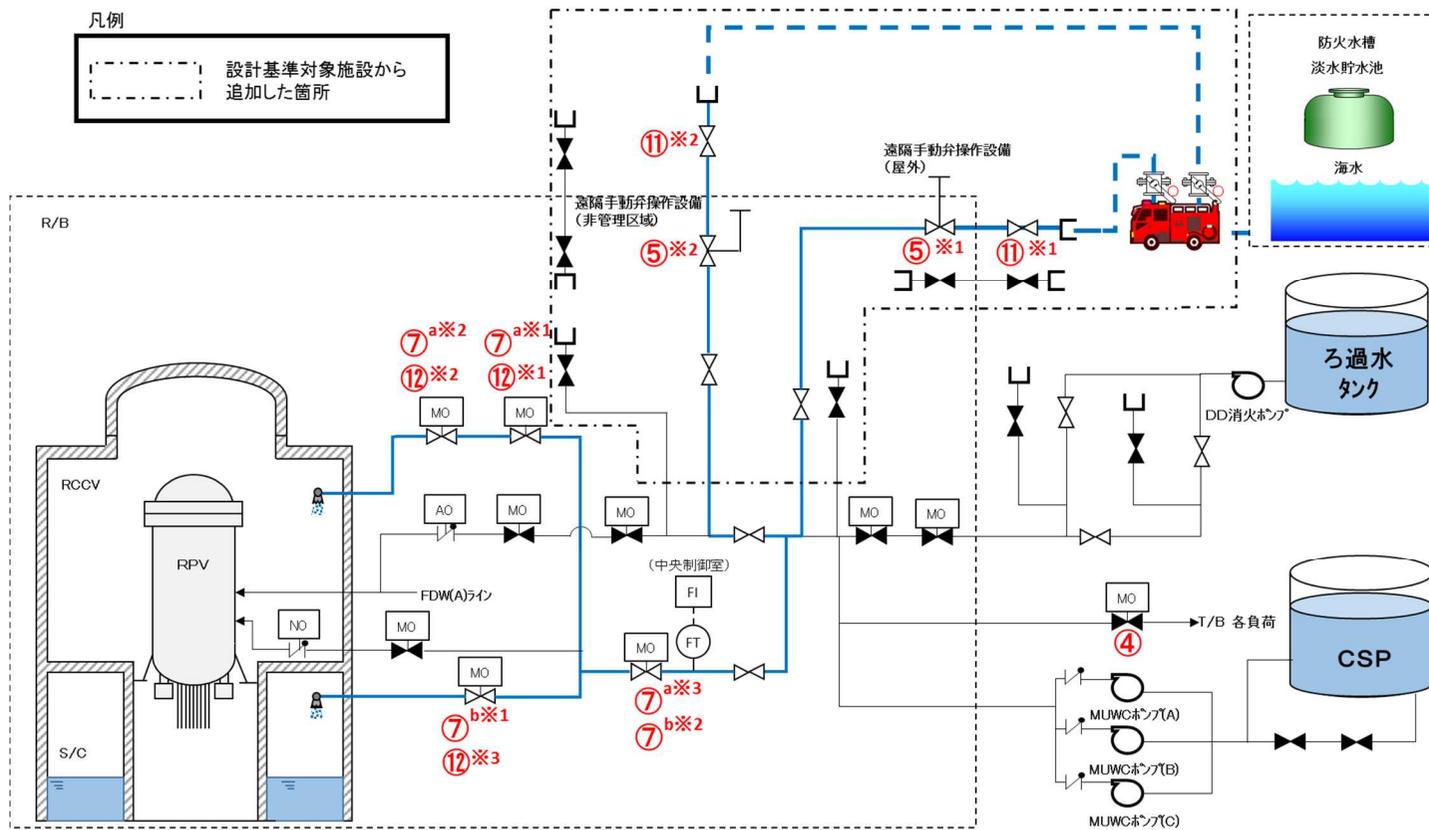


操作手順	弁名称
⑤	タービン建屋負荷遮断弁
⑦*1	復水補給水系消火系第1連絡弁
⑦*2	復水補給水系消火系第2連絡弁
⑧ ^a *1 ⑬*1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
⑧ ^a *2 ⑬*2	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
⑧ ^b ⑬*3	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)
⑫	残留熱除去系洗浄水弁(B)

図 1.6.9 消火系による格納容器スプレイ 概要図

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80							
手順の項目	要員(数)	30分 消火系による格納容器スプレイ														
消火系による格納容器 スプレイ	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保、			電源確保確認										
			バイパス			逆流防止処置、系統構成										
			スプレイ開始			→										
	現場運転員 C, D	2	電源確保													
消火ポンプ起動																

図 1.6.10 消火系による格納容器スプレイ タイムチャート



操作手順	弁名称
④	タービン建屋負荷遮断弁
⑤※1	MUWC接続口内側隔離弁(B)
⑤※2	MUWC接続口内側隔離弁(A)
⑦※1 ⑫※1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
⑦※2 ⑫※2	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
⑦ ^b ※1 ⑫※3	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)
⑦ ^a ※3 ⑦ ^b ※2	残留熱除去系洗浄水弁(B)
⑪※1	MUWC接続口外側隔離弁1(B), MUWC接続口外側隔離弁2(B)
⑪※2	MUWC接続口外側隔離弁1(A), MUWC接続口外側隔離弁2(A)

図 1.6.11 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による格納容器スプレイ(淡水/海水) 概要図

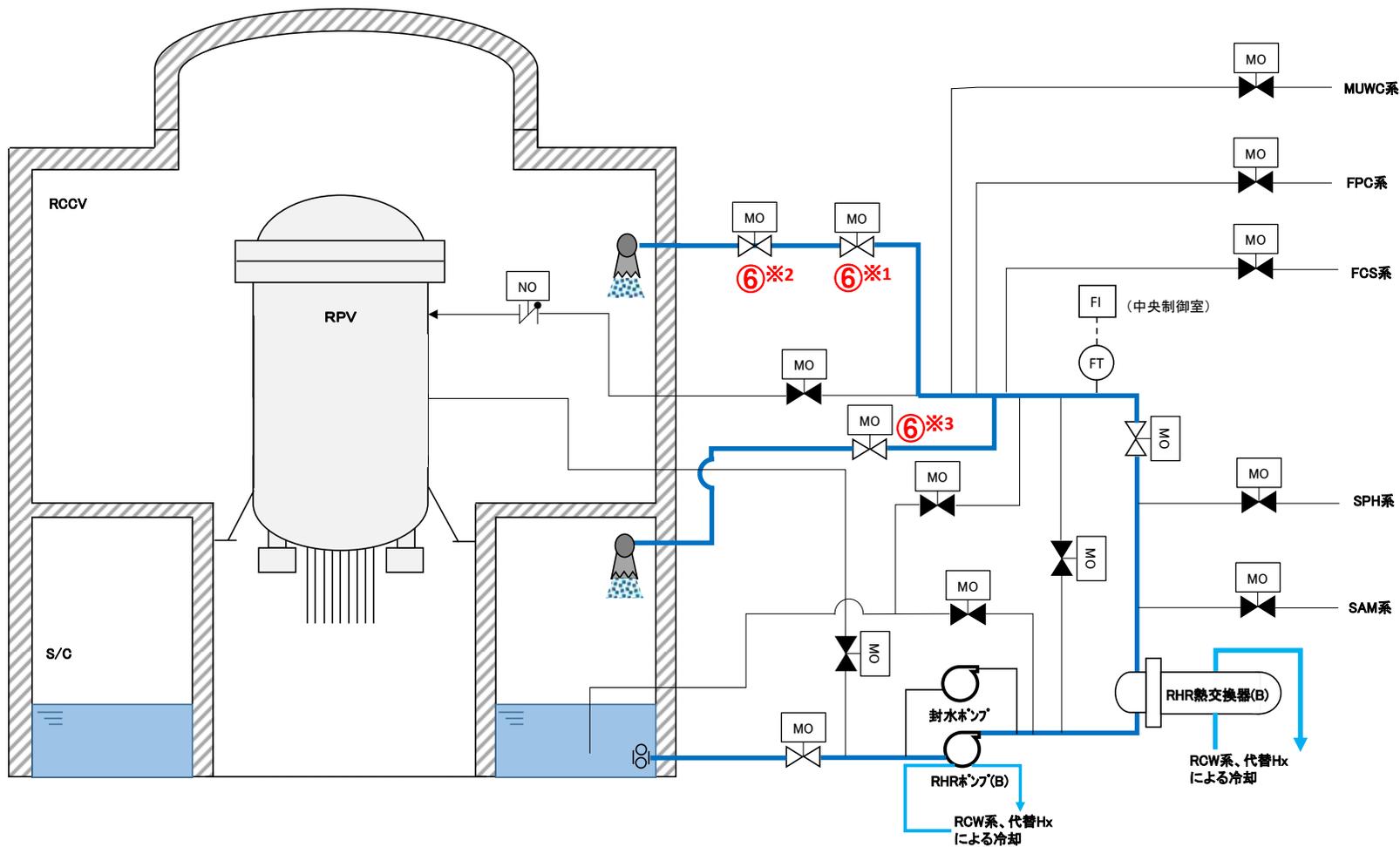
		経過時間(分)												備考					
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110							
手順の項目	要員(数)	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ 95分 ▽																	
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認																
			バイパス流防止措置、系統構成																
																スプレイ確認			
	現場運転員 C、D	2	移動、ユニハンドラーリンク機構取り外し																
	緊急時対策要員	3	緊急時対策所～大湊高台移動 ※															※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する。	
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認																
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台移動～配置																
			送水準備																
															送水、スプレイ開始 →				

※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用する場合は、約85分で可能である。

図 1.6.12 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ(淡水/海水) タイムチャート(1/2)

		経過時間(分)														備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140				
手順の項目	要員(数)	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ 120分																	
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ [淡水貯水池を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認																
			バイパス流防止措置、系統構成														スプレイ確認		
	現場運転員 C、D	2	移動、ユニハンドラーリンク機構取り外し																
			緊急時対策所～淡水貯水池移動																
	緊急時対策要員	2	貯水池出口弁「開」																
			淡水貯水池～大湊高台移動移動		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台移動～配置、送水ライン水張り及び健全性確認						送水ホース及び消防ホース接続継手接続								
			淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプへの送水開始																
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～大湊高台移動 ※																
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認				可搬型代替注水ポンプ(A-2級)2台移動～配置						送水準備						
			送水、注水開始												→				

図 1.6.12 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ(淡水/海水) タイムチャート(2/2)

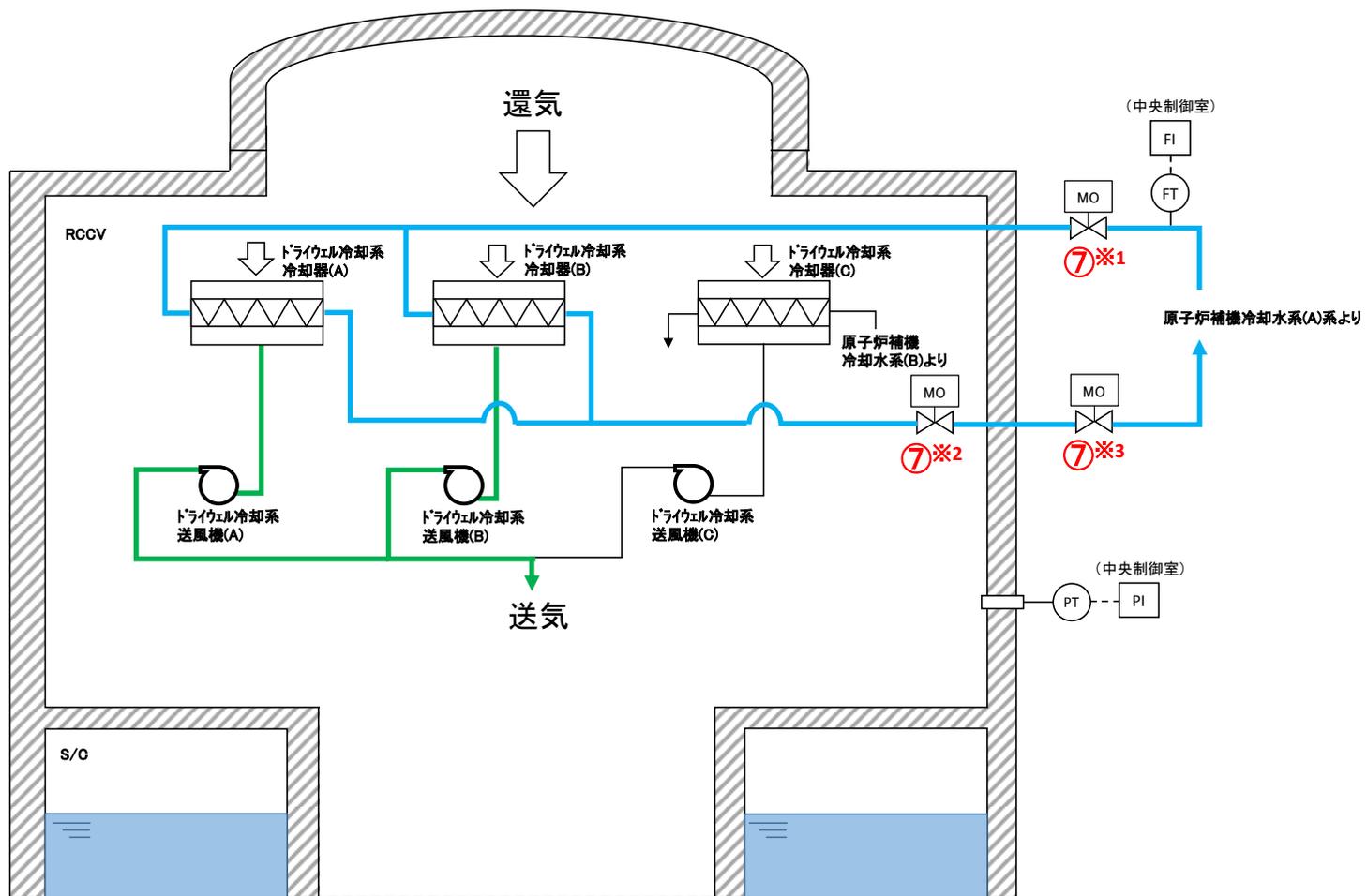


操作手順	弁名称
⑥※1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
⑥※2	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
⑥※3	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)

図 1. 6. 13 残留熱除去系電源復旧後の格納容器除熱 概要図

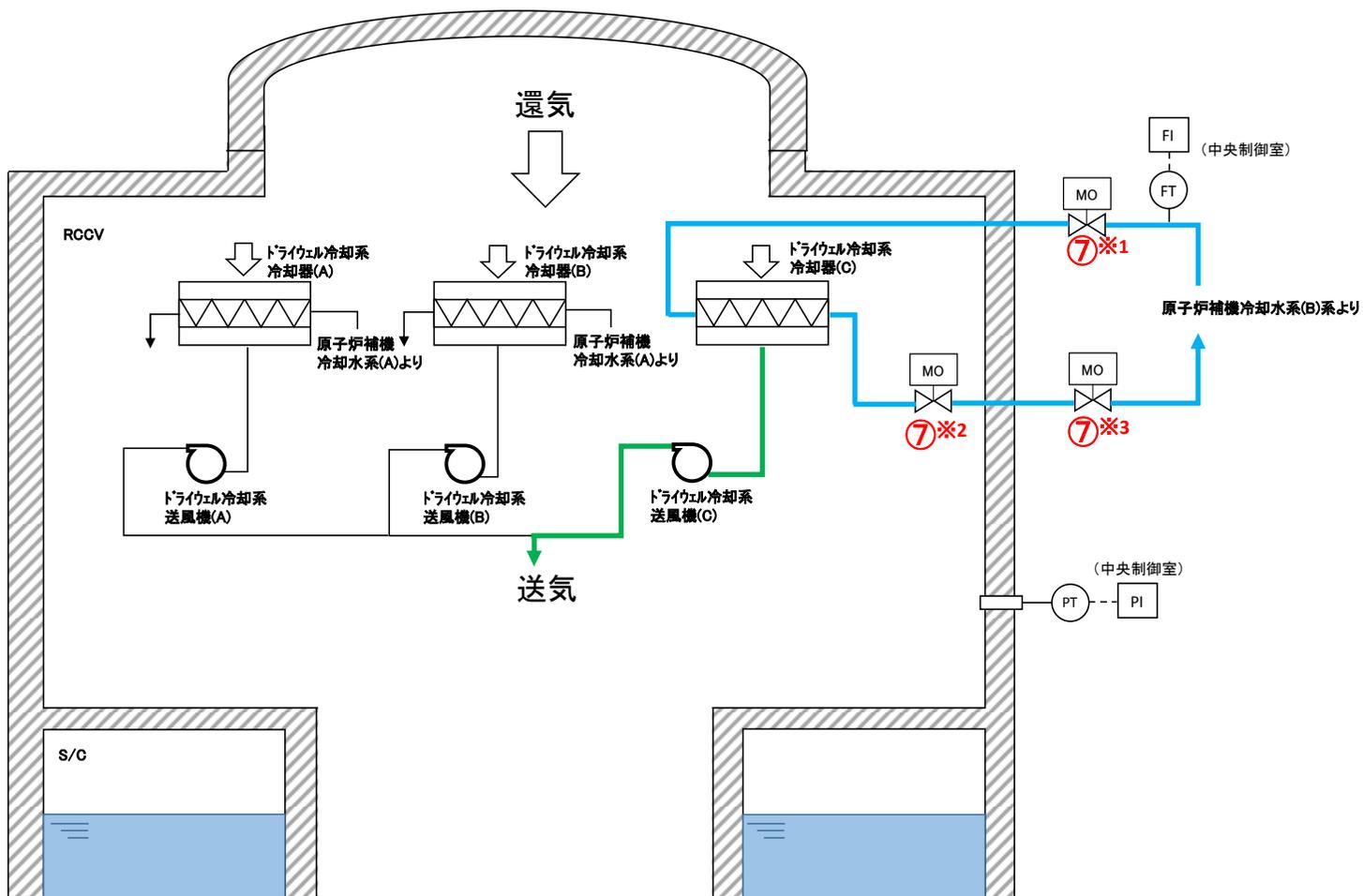
		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70							
手順の項目	要員(数)	15分 残留熱除去系電源復旧後の格納容器除熱													
残留熱除去系電源復旧後の 格納容器除熱	中央制御室運転員 A, B	2	電源確保確認												
			ポンプ起動, 系統構成												

図 1.6.14 残留熱除去系電源復旧後の格納容器除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑦※1	原子炉補機冷却系格納容器外側供給隔離弁(A)
⑦※2	原子炉補機冷却系格納容器内側戻り隔離弁(A)
⑦※3	原子炉補機冷却系格納容器外側戻り隔離弁(A)

図 1.6.15 ドライウェル冷却系による格納容器除熱 概要図[原子炉補機冷却(A)]

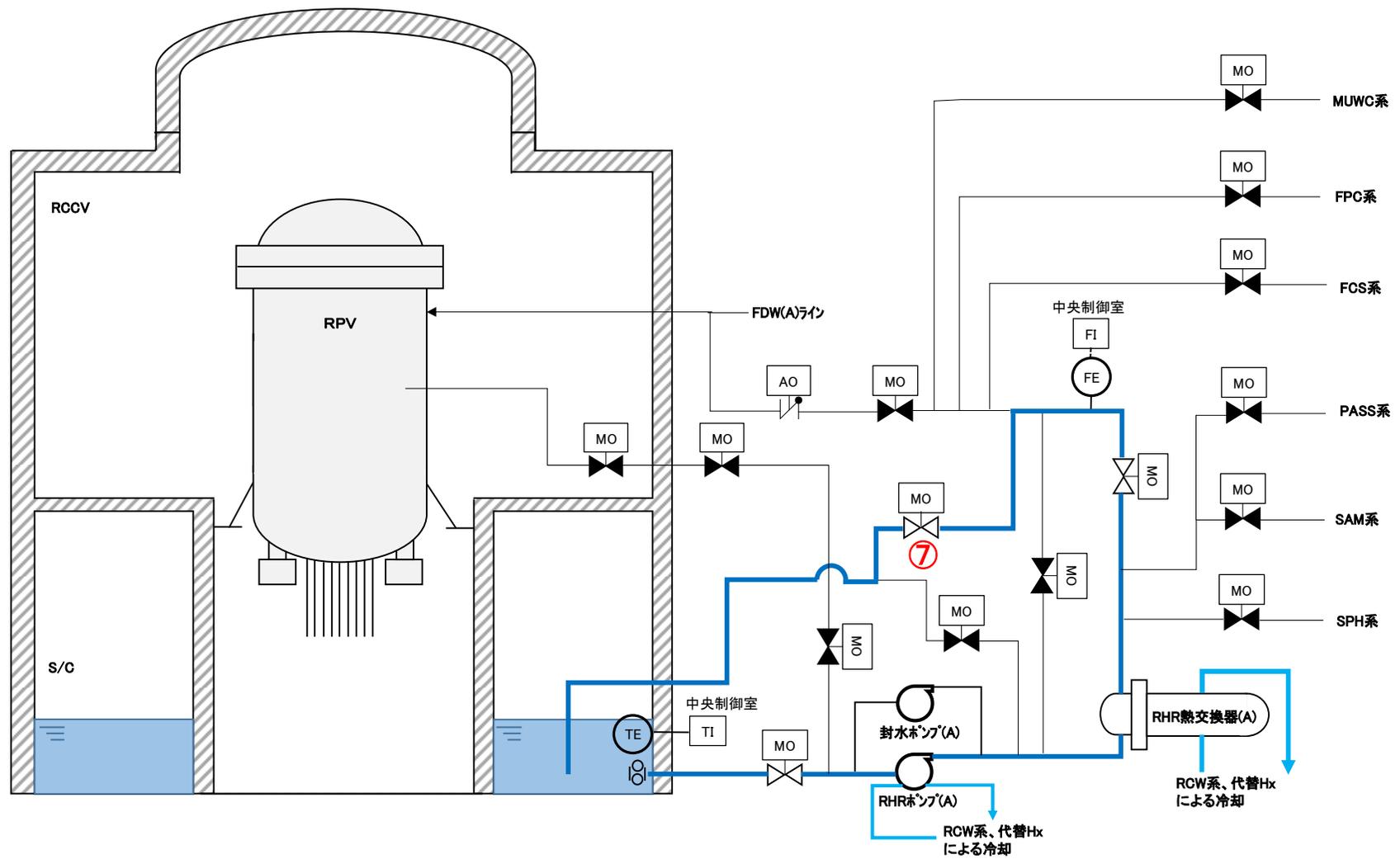


操作手順	弁名称
⑦※1	原子炉補機冷却系格納容器外側供給隔離弁(B)
⑦※2	原子炉補機冷却系格納容器内側戻り隔離弁(B)
⑦※3	原子炉補機冷却系格納容器外側戻り隔離弁(B)

図 1.6.16 ドライウェル冷却系による格納容器除熱 概要図[原子炉補機冷却(B)]

		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80						
手順の項目	要員(数)	45分 ドライウエル冷却系による格納容器除熱													
ドライウエル冷却系による 格納容器除熱	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、電源確保確認												
			隔離信号除外[RCW(A)及び(B)使用]												
	ドライウエル送風機(A)(B)(C)起動														
	電源確保														
	現場運転員 C, D	2													

図 1.6.17 ドライウエル冷却系による格納容器除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑦	残留熱除去系試験用調節弁(A)

図 1.6.18 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェンバ・プール水除熱 概要図

			経過時間(分)																備考
			10	20	30	40	50	60	70	80									
手順の項目	要員(数)		15分 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱																
残留熱除去系電源復旧後の サブプレッション・チェンバ・プー ル水除熱	中央制御室運転員 A, B	2	電源確保確認																
			系統構成, ポンプ起動																
			→																

図 1.6.19 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱 タイムチャート

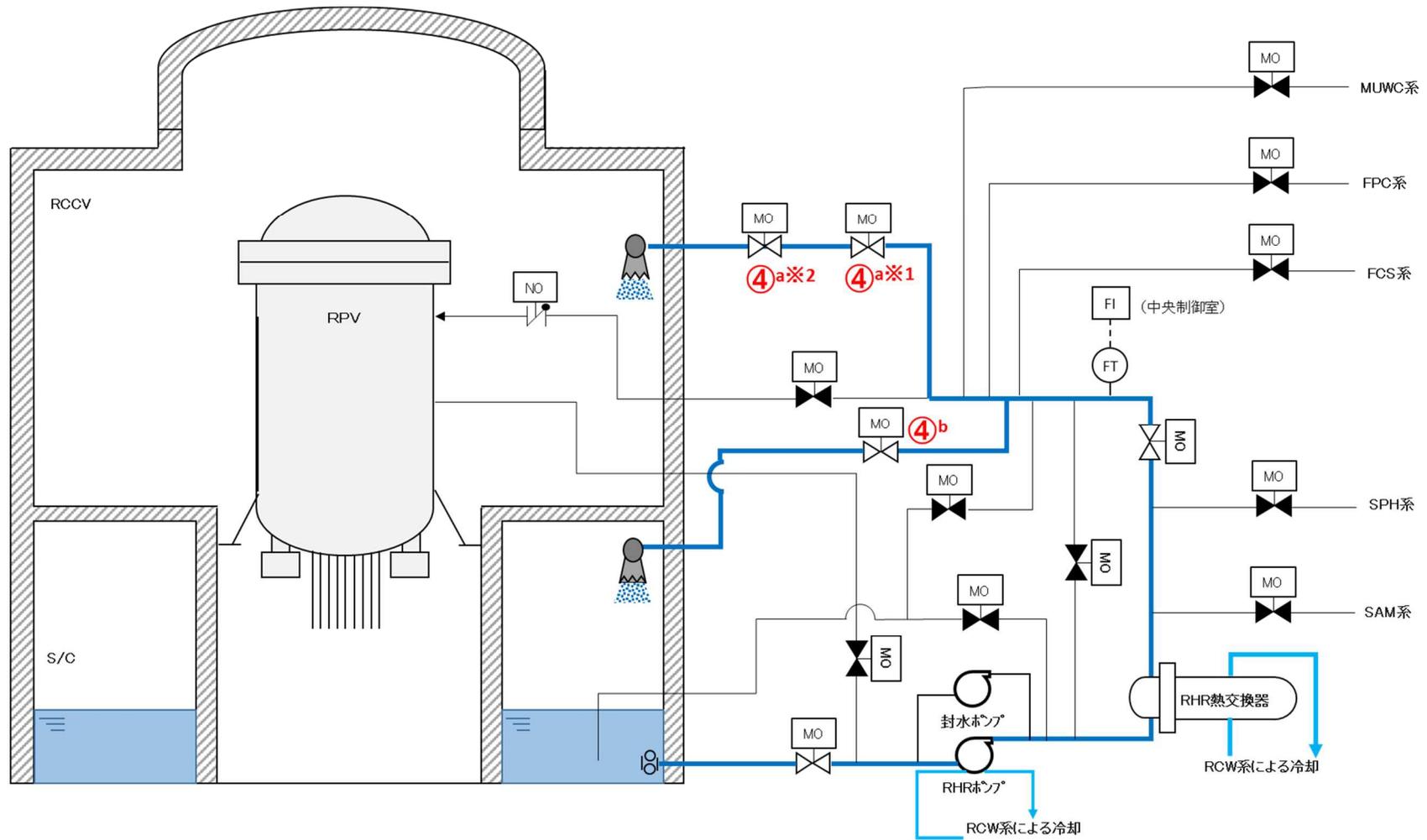
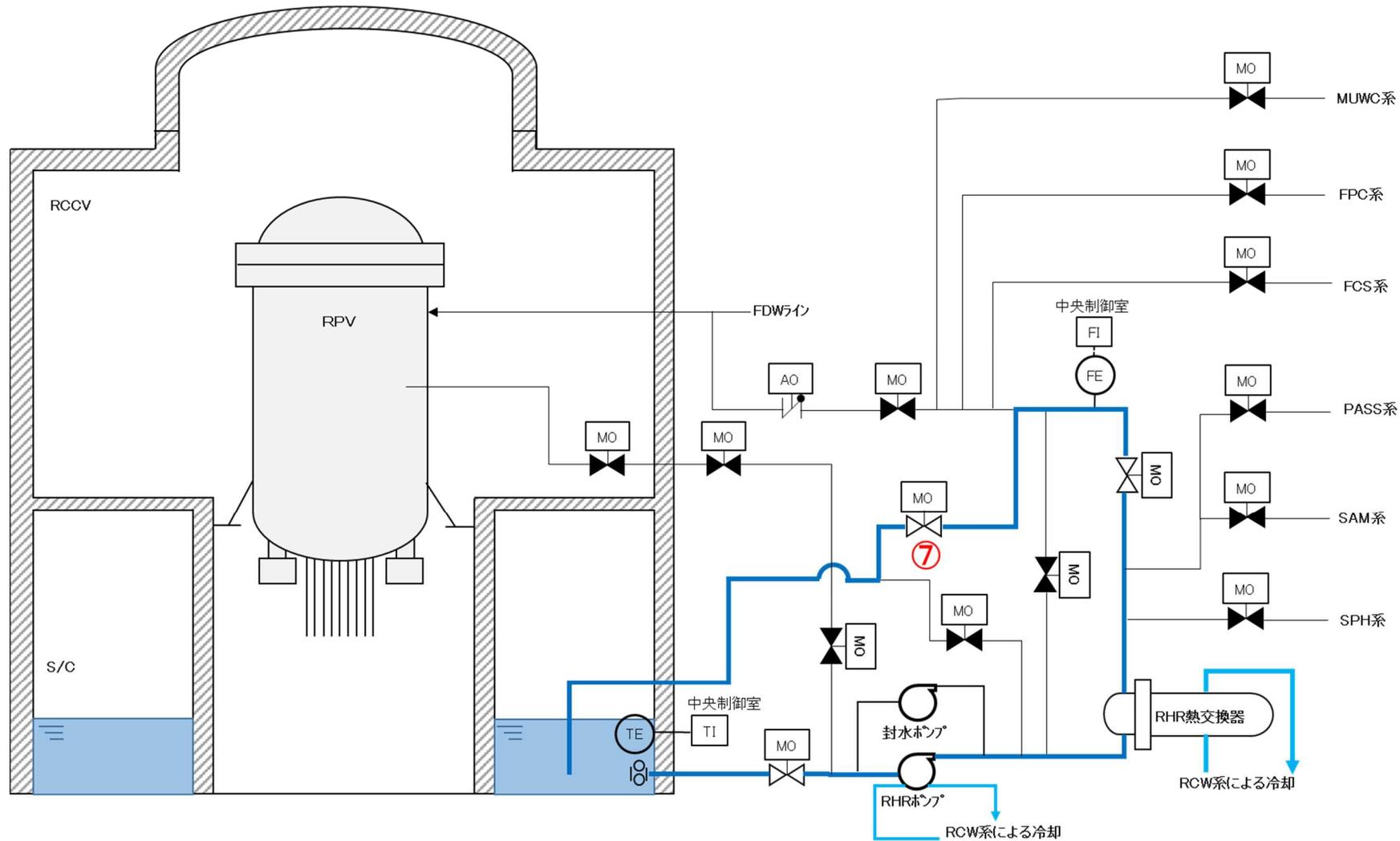


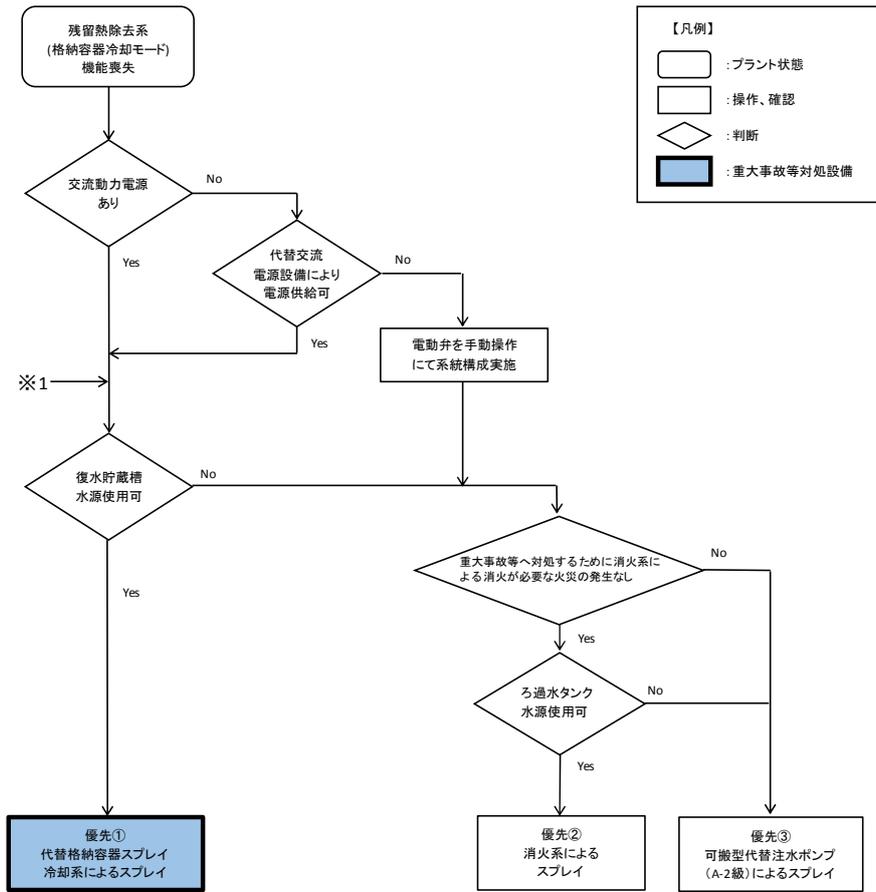
図 1.6.20 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器除熱 概要図



操作手順	弁名称
⑦	残留熱除去系試験用調節弁

図 1. 6. 21 残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱 概要図

炉心の著しい損傷防止のための対応手段
 (1) フロントライン故障時の対応手段の選択



炉心の著しい損傷防止するための対応手段
 (2) サポート系故障時の対応手段の選択

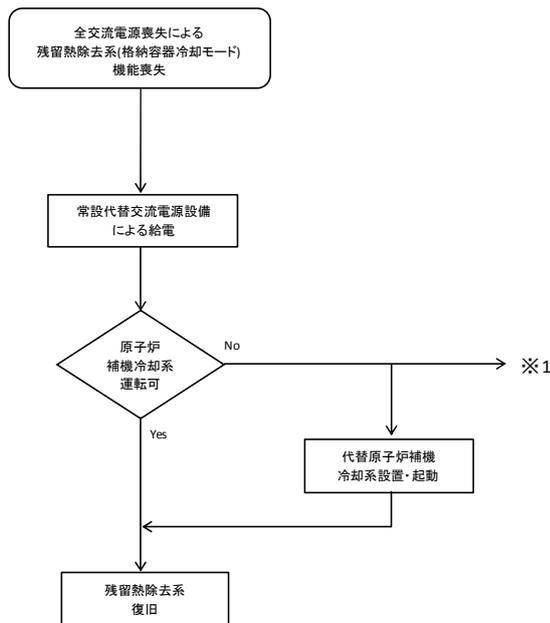
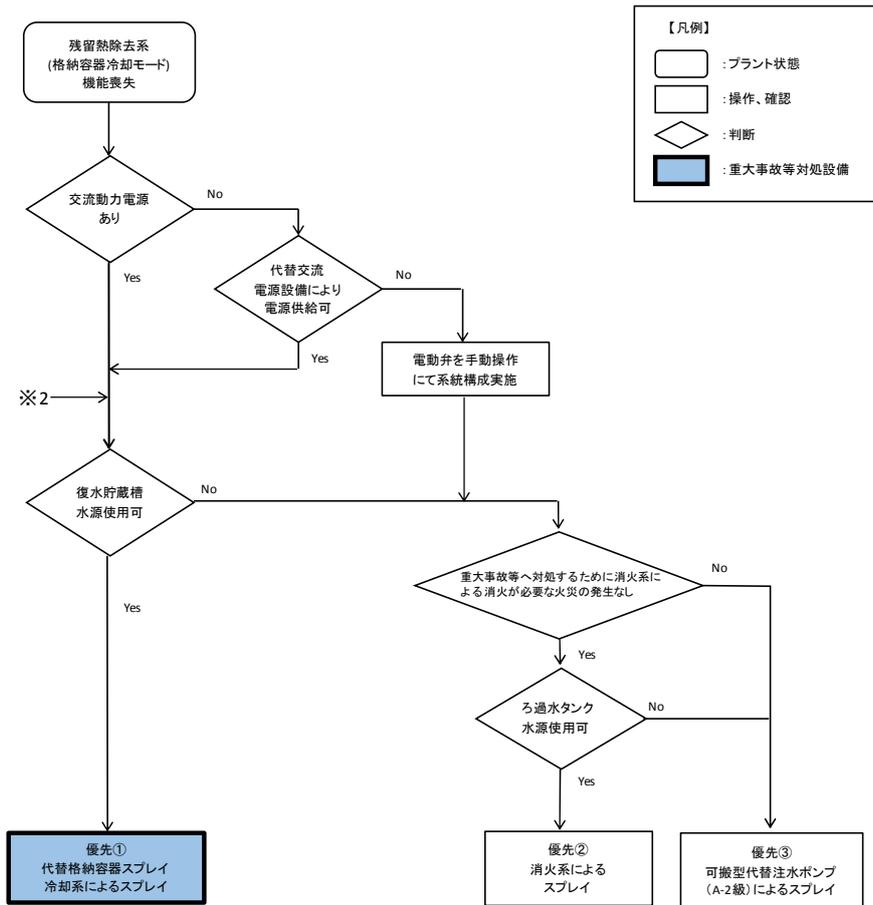


図 1.6.22 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1/3)

原子炉格納容器破損を防止するための対応手段
 (1)フロントライン故障時の対応手段の選択(1/2)



原子炉格納容器破損を防止するための対応手段
 (1)フロントライン故障時の対応手段の選択(2/2)

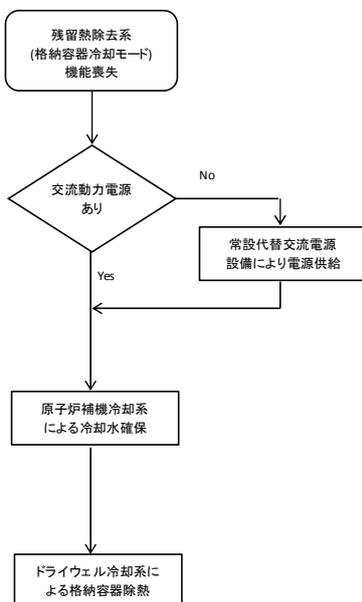


図 1.6.22 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(2/3)

原子炉格納容器破損を防止するための対応手段
(2) サポート系故障時の対応手段の選択

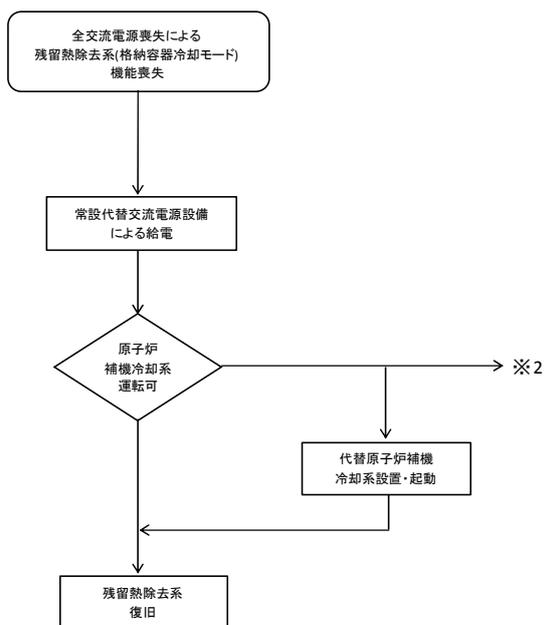


図 1.6.22 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(3/3)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表(1/4)

技術的能力審査基準 (1.6)	番号	設置許可基準規則 (49条)	技術基準規則 (64条)	番号
<p>【本文】 1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。 2 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p>	④
<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	-	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	-
<p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等 a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>(1) 重大事故等対処設備 a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p>	<p>(1) 重大事故等対処設備 a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p>	⑤
<p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 上記 a) の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>(2) 兼用 a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	<p>b) 上記 a) の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>(2) 兼用 a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	⑥
				-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/4)

■ : 重大事故等対処設備 ▨ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可撤	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却系	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
サブプレッション・チェンバ・プールの除熱	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④						
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却系	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	-	-							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/4)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	消火系による原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	30分	6名	自主対策とする理由は本文参照
	復水貯蔵槽	既設			ろ過水タンク	常設			
	復水補給水系配管・弁	既設 新設			消火系配管・弁	常設			
	残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド	既設			復水補給水系配管・弁	常設			
	高圧炉心注水系配管・弁	既設			残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド	常設			
	原子炉格納容器	既設			原子炉格納容器	常設			
	非常用交流電源設備	既設			非常用交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
	代替所内電気設備	既設 新設			代替所内電気設備	常設			
				燃料補給設備	常設 可搬				
				可搬型代替注水格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	可搬	(防火水槽を水源とした場合) 95分	(防火水槽を水源とした場合) 7名	自主対策とする理由は本文参照
					防火水槽	常設			
					淡水貯水池	常設			
					ホース	可搬			
					MUWC接続口	常設			
					復水補給水系配管・弁	常設			
					残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド	常設			
					原子炉格納容器	常設			
					非常用交流電源設備	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
				可搬型代替交流電源設備	可搬				
				代替所内電気設備	常設				
				燃料補給設備	常設 可搬				
				格納容器系によるドライウエル冷却	ドライウエル冷却系送風機	常設	45分	4名	自主対策とする理由は本文参照
					ドライウエル冷却系冷却器	常設			
					原子炉補機冷却系	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/4)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
残留熱除去系(格納容器設備の復旧)の常設代替交流電源設備による冷却モード	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却系	既設							
	代替原子炉補機冷却系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
常設代替交流電源設備による残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・冷却モード)の復旧	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却系	既設							
	代替原子炉補機冷却系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							

※本単線結線図は、今後の
検討結果により変更となる
可能性がある

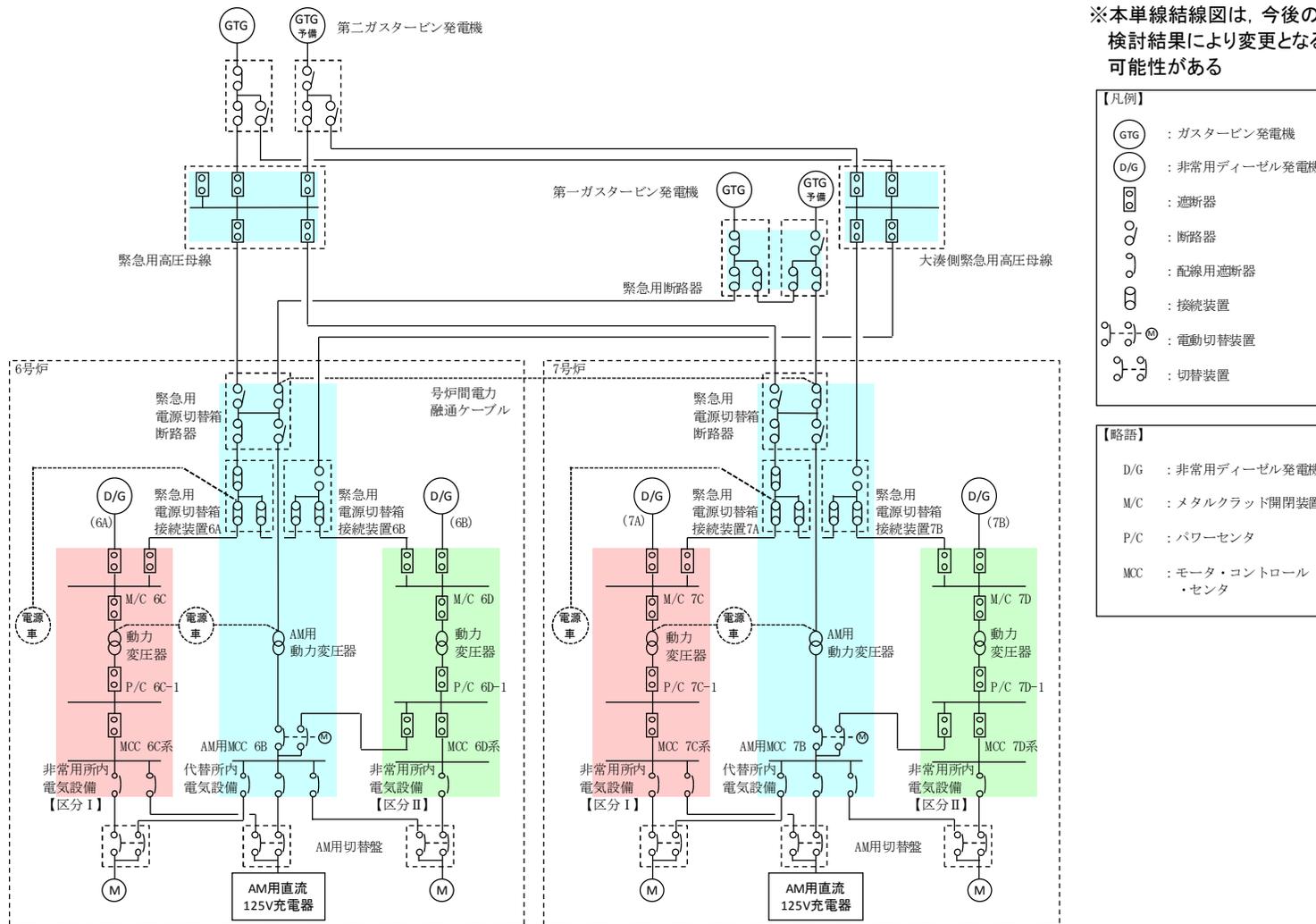


図1 対応手段として選定した設備の電源構成図 (6号及び7号炉 交流電源)

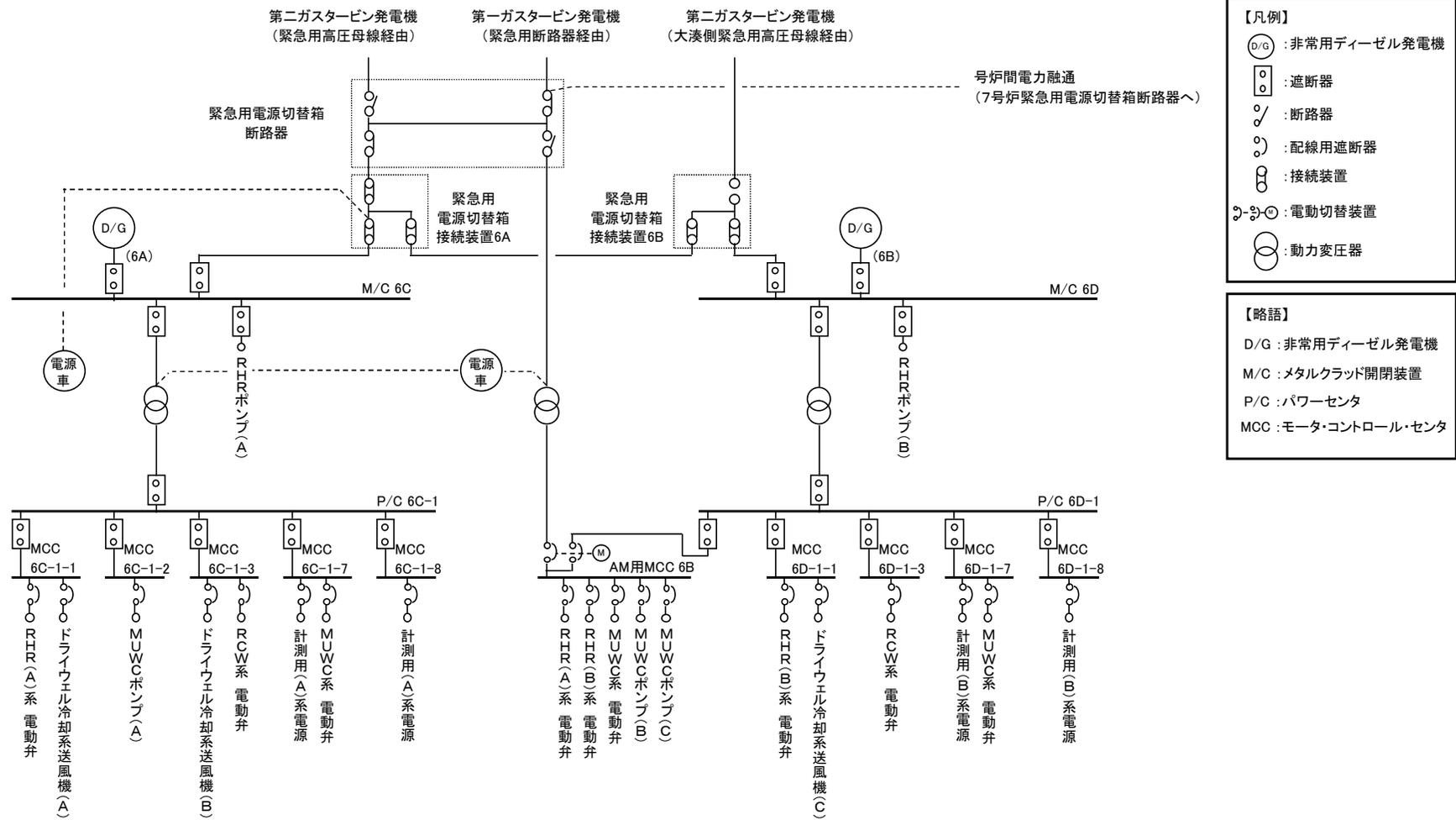


図2 対応手段として選定した設備の電源構成図 (6号炉 交流電源)

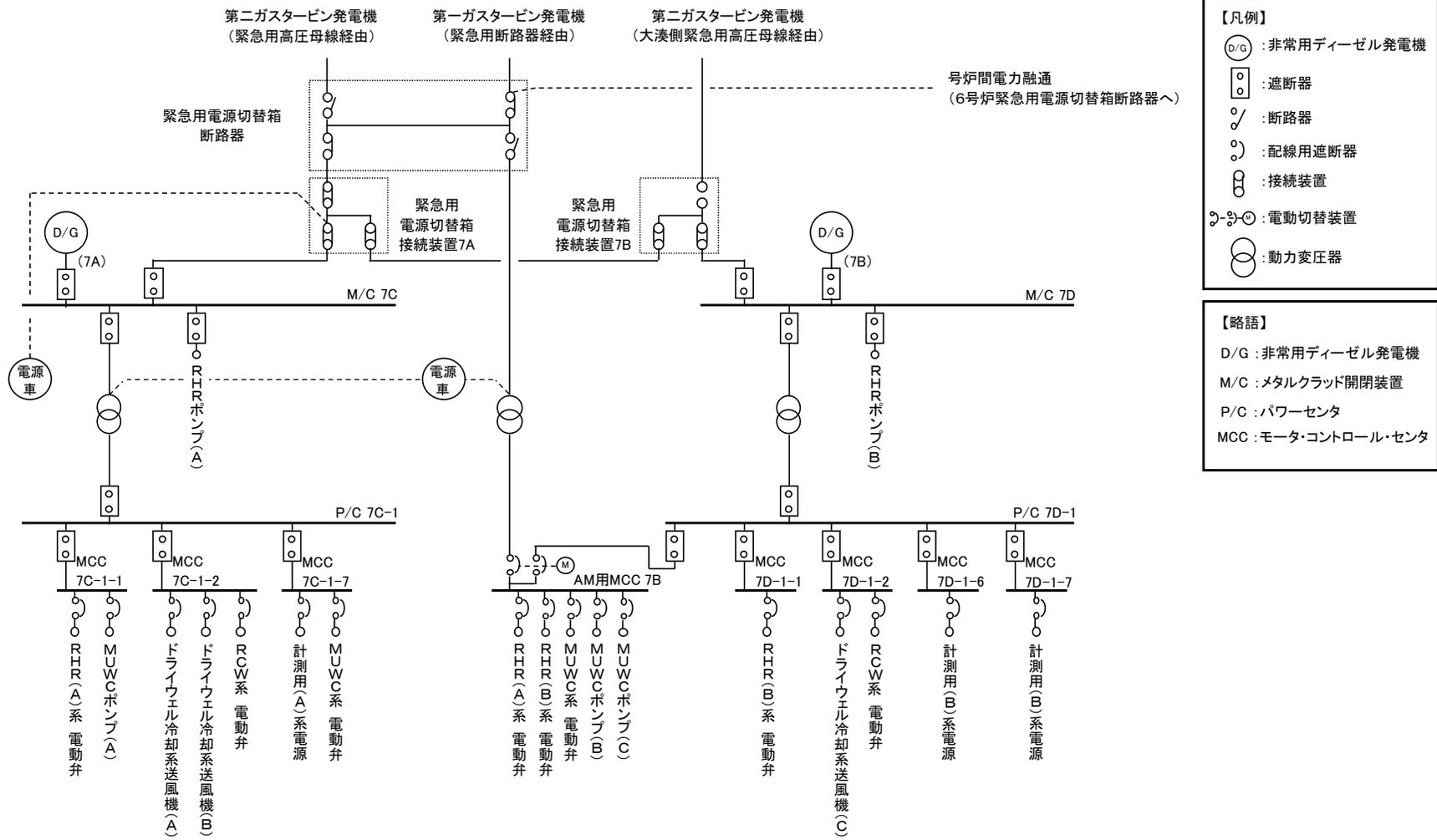


図3 対応手段として選定した設備の電源構成図 (7号炉 交流電源)

重大事故対策の成立性

1. 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ

(1) 復水貯蔵槽水源確保

a. 操作概要

復水貯蔵槽を水源として復水移送ポンプにより格納容器スプレイを行う際に、ポンプの吸込ラインを復水貯蔵槽下部からのラインに切り替えることにより水源を確保する。

b. 作業場所

廃棄物処理建屋 地下3階(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

復水貯蔵槽水源確保に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :2名(現場運転員2名)

所要時間目安:15分(実績時間:14分)

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。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、ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常の手操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



反射テープ



復水移送ポンプ吸込ライン切替え

2. 消火系による格納容器スプレイ

(1) 受電操作

a. 操作概要

消火系による格納容器スプレイ系統構成のための電源確保を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下1階 (非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

消火系による格納容器スプレイに必要な要員数(6名)、所要時間(30分)のうち系統構成のための電源確保に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員2名)

所要時間目安: 20分(実績時間: 18分)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常受電操作であり、容易に**実施**可能である。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認

3. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による格納容器スプレイ (淡水/海水)

(1) 遠隔手動弁操作設備の取外し及び系統構成

a. 操作概要

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による格納容器スプレイを行う際に、
 MUWC 接続口内側隔離弁 (B) 又は MUWC 接続口内側隔離弁 (A) は遠隔手動弁操作設備のため、リンク機構を取り外してから系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 2 階, 地上 1 階 (管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による格納容器スプレイに必要な要員数 (7 名), 所要時間 (95 分) のうち、遠隔手動弁操作設備の取外し及び取外し後の弁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 (現場運転員 2 名)

所要時間目安: 25 分 (実績時間: 10 分)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。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, ゴム手袋) を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 一般工具を使用した簡易な操作であり, 容易に実施可能である。

操作対象弁には, 暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段: 通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備) のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



遠隔手動弁操作設備のリンク機構



リンク機構の取外し操作



(系統構成)

リンク機構の取外し後に、
ハンドルを取り付け、弁操作

(2) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による送水準備及び送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による格納容器スプレイが必要な状況において、接続口(消防ホース接続箇所)及び水源を選定し、スプレイルートを決定する。
現場では、指示されたスプレイルートを確保した上で、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により原子炉格納容器へスプレイする。

b. 作業場所

屋外(原子炉建屋周辺、防火水槽周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による格納容器スプレイに必要な要員(防火水槽を水源とした場合 7 名、淡水貯水池を水源とした場合 8 名)、所要時間(防火水槽を水源とした場合 95 分、淡水貯水池を水源とした場合 120 分)のうち、屋外接続口から格納容器スプレイに必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「防火水槽を水源とした場合」3 名(緊急時対策要員 3 名)
 「淡水貯水池を水源とした場合」4 名(緊急時対策要員 4 名)
所要時間目安: 「防火水槽を水源とした場合」95 分(実績時間なし)
 「淡水貯水池を水源とした場合」120 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: 車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: 車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能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 : 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



[防火水槽を水源とした場合]
防火水槽への吸管投入



[淡水貯水池を水源とした場合]
送水ホースと可搬型代替注水ポンプ
吸管との接続



ホースを建屋接続口まで敷設

4. ドライウェル冷却系による格納容器除熱

(1) 受電操作

a. 操作概要

格納容器内へ冷却水通水後、ドライウェル冷却系送風機を起動して格納容器を除熱するために必要となる電源を確保する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下1階 (非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

ドライウェル冷却系による格納容器除熱に必要な要員数(4名)、所要時間(45分)のうち格納容器内への冷却水通水、ドライウェル冷却系送風機起動のための電源確保に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :2名(現場運転員2名)

所要時間目安:30分(実績時間:24分)

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内照明消灯時における操作性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常の受電操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認

解釈一覧
判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈
1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順	(2)残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるプレッション・チェンバ・プール水除熱	サブプレッション・チェンバ・プール水の温度が規定温度以上	サブプレッション・チェンバ・プール水の温度が35℃以上
		サブプレッション・チェンバの気体温度が規定温度以上	サブプレッション・チェンバの気体温度が49℃以上

操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順	操作手順記載内容	解釈						
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ	(a) 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ	タービン建屋負荷遮断弁 P13-M0-F029 復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上 復水移送ポンプ吐出圧力指示値が [] 以上 残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B) E11-M0-F017B 残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B) E11-M0-F018B 残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁 (B) E11-M0-F019B 残留熱除去系洗浄水弁 (B) E11-M0-F032B 残留熱除去系注入弁 (B) E11-M0-F005B 復水補給水系常/非常用連絡管1次, 2次止め弁 (1次止め弁) P13-F019 (2次止め弁) P13-F020					
		(b) 消火系による格納容器スプレイ	タービン建屋負荷遮断弁 P13-M0-F029 復水補給水系消火系第1, 第2連絡弁 (第1連絡弁) P13-M0-F090 (第2連絡弁) P13-M0-F091 残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B) E11-M0-F017B 残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B) E11-M0-F018B 残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁 (B) E11-M0-F019B 残留熱除去系洗浄水弁 (B) E11-M0-F032B 残留熱除去系注入弁 (B) E11-M0-F005B					
			(c) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ(淡水/海水)	タービン建屋負荷遮断弁 P13-M0-F029 MUWC接続口内側隔離弁 (B) P13-F137 MUWC接続口内側隔離弁 (A) P13-F133 残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B) E11-M0-F017B 残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B) E11-M0-F018B 残留熱除去系洗浄水弁 (B) E11-M0-F032B 残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁 (B) E11-M0-F019B MUWC接続口外側隔離弁1 (B), 2 (B) (隔離弁1 (B)) P13-F136 (隔離弁2 (B)) P13-F141 MUWC接続口外側隔離弁1 (A), 2 (A) (隔離弁1 (A)) P13-F132 (隔離弁2 (A)) P13-F140 残留熱除去系注入弁 (B) E11-M0-F005B				
				(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器除熱	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力指示値が規定値以上 残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力指示値が [] 以上 残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B) E11-M0-F018B 残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B) E11-M0-F017B 残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁 (B) E11-M0-F019B 残留熱除去系注入弁 (B) E11-M0-F005B		
					(b) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・ブル水除熱	残留熱除去系試験用調節弁 (A) E11-M0-F008A 原子炉格納容器への注水量の上昇 残留熱除去系 (A) 系統流量指示値が [] 程度まで上昇		
					1.6.2.2 原子炉格納容器破損を防止するための対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 格納容器除熱	(a) ドライウェル冷却系による格納容器除熱	ESF盤区分 I 及び区分 II (区分 I) H11-P662-1 (区分 II) H11-P662-2 原子炉補機冷却系格納容器外側供給隔離弁 (A), (B), (外側戻り隔離弁 (A), (B)) P21-M0-F029A, B (外側戻り隔離弁 (A), (B)) P21-M0-F036A, B (内側戻り隔離弁 (A), (B)) P21-M0-F035A, B 原子炉補機冷却水系系統流量指示値の上昇 原子炉補機冷却水系系統流量指示値が最大 [] まで上昇 常用換気空調系盤 H11-P678-1

操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順	操作手順記載内容	解釈	
1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順	(1) 残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）による格納容器除熱	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が 以上
		残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁	E11-M0-F018
		残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁	E11-M0-F017
		残留熱除去系S/Pスプレー注入隔離弁	E11-M0-F019
		残留熱除去系注入弁	E11-M0-F005
	(2) 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるプレッション・チェンバ・プール水除熱	残留熱除去系試験用調節弁	E11-M0-F008

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

< 目 次 >

1.8.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備

(a) 格納容器下部注水

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉圧力容器への注水

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 手順等

1.8.2 重大事故等時の手順

1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

(1) 格納容器下部注水

a. 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却

b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水/海水）

c. 消火系によるデブリ冷却

1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順

(1) 原子炉圧力容器への注水

a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

b. 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）

c. 消火系による原子炉圧力容器への注水

d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

e. 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

f. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水

g. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水

1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

- 添付資料 1.8.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.8.2 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.8.3 重大事故対策の成立性
 - 1. 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却
 - 2. 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水/海水）
 - 3. 格納容器下部注水系（常設若しくは可搬型）又は消火系による格納容器下部注水（電源確保）
 - 4. 格納容器下部注水と低圧代替注水の組み合わせについて
- 添付資料 1.8.4 解釈一覧
 - 1. 判断基準の解釈一覧
 - 2. 操作手順の解釈一覧

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

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

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

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

(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用(以下、「MCCI」という。)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止することにより原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する対処設備を整備している。

また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備している。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.8.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCI による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。

また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

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

重大事故等対処設備の他に、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五十一条及び技術基準規則第六十六条（以下、「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を表 1.8.1 に整理する。

a. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器の破損に至る可能性がある場

合、あらかじめ原子炉格納容器下部に注水しておくことで、原子炉圧力容器が破損に至った場合に原子炉格納容器下部に落下する熔融炉心の冷却性を向上させ、MCCI抑制及び熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触防止を図る。

また、原子炉圧力容器破損後は原子炉格納容器下部に注水を継続することで、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却し、MCCI抑制及び熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触防止を図る。

さらに、原子炉格納容器下部への注水に併せてコリウムシールドを設置することで、原子炉格納容器下部へ落下した熔融炉心がドライウェル高電導度廃液サンプル及びドライウェル低電導度廃液サンプルへ流入することを防止し、サンプル底面のコンクリートの浸食を抑制する。

(a) 格納容器下部注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、原子炉格納容器下部へ注水する手段がある。

i. 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

格納容器下部注水系（常設）による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。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・復水補給水系配管・弁
- ・高圧炉心注水系配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・コリウムシールド
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii. 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

格納容器下部注水系（可搬型）による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。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
- ・防火水槽
- ・淡水貯水池

- ・ホース
- ・MUWC接続口
- ・復水補給水系配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・コリウムシールド
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、海水を使用する手段もある。

iii. 消火系による原子炉格納容器下部への注水

消火系による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。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・消火系配管・弁
- ・復水補給水系配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・コリウムシールド
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器下部注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、高圧炉心注水系配管・弁、原子炉格納容器、コリウムシールド、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース、MUWC接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措

置)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 1.8.1)

以上の重大事故等対処設備により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することができる。

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

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，消火系配管・弁
耐震性は確保されていないが，復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段として有効である。

b. 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，原子炉圧力容器へ注水する手段がある。

i. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・復水補給水系配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ
- ・給水系配管・弁・スパージャ
- ・高圧炉心注水系配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
- ・ 防火水槽
- ・ 淡水貯水池
- ・ ホース
- ・ MUWC接続口
- ・ 復水補給水系配管・弁
- ・ 残留熱除去系配管・弁・スパージャ
- ・ 給水系配管・弁・スパージャ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 燃料補給設備

なお、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、海水を使用する手段もある。

iii. 消火系による原子炉圧力容器への注水

消火系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ ろ過水タンク
- ・ 消火系配管・弁
- ・ 復水補給水系配管・弁
- ・ 残留熱除去系配管・弁・スパージャ
- ・ 給水系配管・弁・スパージャ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 燃料補給設備

iv. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧代替注水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵槽
- ・ 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁
- ・ 主蒸気系配管・弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・ 高圧代替注水系（注水系）配管・弁
- ・ 復水補給水系配管・弁
- ・ 高圧炉心注水系配管・弁
- ・ 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）
- ・ 給水系配管・弁・スパージャ
- ・ 原子圧力容器
- ・ 常設代替直流電源設備

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

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 可搬型直流電源設備

なお、6号炉の注水配管は直接給水系に接続するが、7号炉の注水配管は残留熱除去系配管を経由して給水系に接続する。

v. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ ほう酸水注入系ポンプ
- ・ ほう酸水注入系貯蔵タンク
- ・ ほう酸水注入系配管・弁
- ・ 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備

vi. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水

制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 制御棒駆動水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵槽
- ・ 制御棒駆動系配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 原子炉補機冷却系
- ・ 常設代替交流電源設備

vii. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水

高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧炉心注水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵槽
- ・ 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ
- ・ 復水補給水系配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・スパージャ、給水系配管・弁・スパージャ、高圧炉心注水系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置づける。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース、MUWC接続口、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・スパージャ、給水系配管・弁・スパージャ、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。防火水槽及び淡水貯水池は

「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

高压代替注水系による原子炉压力容器への注水で使用する設備のうち、高压代替注水系ポンプ、復水貯蔵槽、高压代替注水系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、高压代替注水系（注水系）配管・弁、復水補給水系配管・弁、高压炉心注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）、給水系配管・弁・スパージャ、原子炉压力容器、常設代替直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型交流電源設備及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。

ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、高压炉心注水系配管・弁・スパージャ、原子炉压力容器、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。

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 1.8.1）

以上の重大事故等対処設備により熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉压力容器内に残存した熔融炉心を冷却することができる。

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

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉压力容器への注水手段として有効である。

- ・制御棒駆動系

原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えて耐震性が確保されていないが、原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時に原子炉压力容器下部に落下した熔融炉心を冷却し、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として有効である。

- ・高压炉心注水系

モータの冷却水がない状態での運転となるため運転時間に制限があり、十分な期間の運転継続はできないが、原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時における原子炉压力容器への注水手段として有効であ

る。

c. 手順等

上記「a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備」及び「b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下、「SOP」という。）、AM 設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（表 1.8.1）。

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（表 1.8.2, 表 1.8.3）。

（添付資料 1.8.2）

1.8.2 重大事故等時の手順

1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順

(1) 格納容器下部注水

a. 格納容器下部注水系(常設)によるデブリ冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系(常設)により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

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

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

(a) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準

- ・ 損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、格納容器下部注水系(常設)が使用可能な場合^{※2}。

原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準

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

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

※2:設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

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

※4:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

格納容器下部注水系(常設)によるデブリ冷却手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図 1.8.1 及び図 1.8.2 に、概要図を図 1.8.5 に、タイムチャートを図 1.8.6 に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部注水の準備開始を指示する。
- ②現場運転員C及びDは、格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、格納容器下部注水系(常設)が使用可能か確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、復水移送ポンプの起動操作を実施し、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部注水の系統構成として、下部ドライウェル注水ライン隔離弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部注水の準備完了を報告する。
- ⑧当直副長は、運転員に格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部注水開始を指示する。
- ⑨^a原子炉格納容器下部への初期水張りの場合
中央制御室運転員A及びBは、下部ドライウェル注水流量調節弁の全開操作を実施し、格納容器下部注水流量指示値の上昇(90m³/h程度)により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。
なお、格納容器下部水位にて+2m(総注水量180m³)到達後、格納容器下部注水を停止する。
- ⑨^b原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合
中央制御室運転員A及びBは、下部ドライウェル注水流量調節弁を開とし、崩壊熱除去に必要な注水流量(35~70m³/h)に調整し、注水を継続する。
- ⑩現場運転員C及びDは、復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポ

ンプ吸込ラインの切替え操作(復水補給水系常/非常用連絡1次, 2次止め弁の開操作)を実施する。

⑪当直長は, 当直副長からの依頼に基づき, 緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は, 1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名にて作業を実施した場合, 作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで35分以内で可能である。その後, 現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合, 15分以内で可能である。

円滑に作業できるように, 移動経路を確保し, 放射線防護具, 照明及び通信連絡設備を整備する。(添付資料 1.8.3-1, 1.8.3-3)

b. 格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却(淡水/海水)

炉心の著しい損傷が発生した場合において, 格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合, 原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系(可搬型)により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

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

また, 原子炉圧力容器破損後は, 原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため, 原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は, 原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

なお, 本手順はプラント状況により復水補給水系外部接続口及び消火系連結送水口を任意に選択できる構成としている。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準

- ・ 損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で, 格納容器下部注水系(常設)及び消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず, 格納容器下部注水系(可搬型)が使用可能な場合^{*2}。

原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準

- ・原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3} 及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系(常設)、消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※2}。

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

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源(防火水槽又は淡水貯水池)が確保されている場合。

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

※4:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.8.1及び図1.8.2に、概要図を図1.8.7に、タイムチャートを図1.8.8に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備及びホース接続を依頼する。
- ③現場運転員E及びFは、格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑥現場運転員C及びDは格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部注水の系統構成として、**MUWC接続口内側隔離弁(B)**又は**MUWC接続口内側隔離弁(A)**のどちらかを選択し全開操作を実施する。(当該弁は**遠隔手動弁操作設備**のためリンク機構を取り外し、弁操作を行

う)

- ⑦中央制御室運転員A及びBは、格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部注水の系統構成として、下部ドライウェル注水流量調節弁、下部ドライウェル注水ライン隔離弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部注水の準備完了を報告する。
- ⑧緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備及び運転員の選択した送水ラインへのホース接続を行い、格納容器下部注水系(可搬型)による送水準備完了について緊急時対策本部を經由し、当直長へ報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、運転員の選択した送水ラインからの格納容器下部注水系(可搬型)による送水開始を緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑩当直副長は、中央制御室運転員に格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部注水の確認を指示する。
- ⑪緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)起動後、運転員の選択した送水ラインから送水するため、MUWC接続口外側隔離弁1(B)、2(B)又はMUWC接続口外側隔離弁1(A)、2(A)のどちらかの全開操作を実施し、送水開始について緊急時対策本部を經由し、当直長へ報告する。
- ⑫中央制御室運転員A及びBは、格納容器下部への注水が開始されたことを格納容器下部注水流量指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。
- ⑬^a 原子炉格納容器下部への初期水張りの場合
当直長は、当直副長の依頼に基づき、格納容器下部水位にて+2m(総注水量 180m³)到達後、格納容器下部注水の停止を緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑬^b 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合
当直長は、当直副長の依頼に基づき、崩壊熱除去に必要な注水流量(35~70m³/h)を格納容器下部注水系(可搬型)にて継続注水することを緊急時対策本部へ依頼する。

(c) 操作の成立性

防火水槽を水源とした格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員4名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場

合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで約95分で可能である。

また、淡水貯水池を水源とした格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員4名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで約120分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(添付資料1.8.3-2, 1.8.3-3)

c. 消火系によるデブリ冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

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

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

(a) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準

- ・ 損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準

- ・ 原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}

により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{※2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

- ※1:「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。
- ※2:設備に異常がなく、燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。
- ※3:「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。
- ※4:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

消火系による格納容器下部注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.8.1及び図1.8.2に、概要図を図1.8.9に、タイムチャートを図1.8.10に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系による格納容器下部注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に消火系による格納容器下部注水準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。
- ③現場運転員C及びDは、消火系による格納容器下部注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、消火系による格納容器下部注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、消火系による格納容器下部注水の系統構成として、復水補給水系消火系第1, 第2連絡弁の全開操作及び下部ドライウェル注水ライン隔離弁の全開操作を実施し、当直副長に消火系による格納容器下部注水の準備完了を報告する。

- ⑦緊急時対策要員は、ディーゼル駆動消火ポンプの起動完了について緊急時対策本部を經由し、当直長へ報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による格納容器下部注水開始を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑨当直副長は中央制御室運転員に消火系による格納容器下部注水開始を指示する。
- ⑩^a原子炉格納容器下部への初期水張りの場合
中央制御室運転員A及びBは、下部ドライウェル注水流量調節弁の全開操作を実施し、格納容器下部注水流量指示値の上昇(90m³/h程度)により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。
なお、格納容器下部水位にて+2m(総注水量180m³)到達後、格納容器下部注水を停止する。
- ⑩^b原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合
中央制御室運転員A及びBは、下部ドライウェル注水流量調節弁を開とし、崩壊熱除去に必要な注水流量(35～70m³/h)に調整し、注水を継続する。
- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による格納容器下部注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで約30分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。
(添付資料 1.8.3-3)

1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順

(1) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

a. 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時，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ができない場合には，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により低圧代替注水系(常設)の電源を確保し，原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお，注水を行う際は，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により，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ができない場合において，低圧代替注水系(常設)が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく，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注水に必要な電源が確保され，かつ水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

(b) 操作手順

低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.8.3及び図1.8.4に，概要図を図1.8.11に，タイムチャートを図1.8.12及び図1.8.13に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは，低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し，低圧代替注水系(常設)が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員A及びBは，復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは，復水移送ポンプ(2台)の起動操作を実施し，復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥^a中央制御室系統構成 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは，残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を

実施する。

⑥^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。

⑦当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が復水移送ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員に低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。

⑧^a残留熱除去系(B)注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。

⑧^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。

⑨^a注水確認 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。

⑨^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(A)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。

⑩現場運転員C及びDは、復水移送ポンプ水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作(復水補給水系常/非常用連絡1次, 2次止め弁の開操作)を実施する。

⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)のいずれの注入配管を使用した場合においても約

12分で可能である。その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合、15分以内で可能である。

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

b. 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)

全交流動力電源喪失時、低圧代替注水系(常設)及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低圧代替注水系(可搬型)により原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、低圧代替注水系(常設)及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、低圧代替注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく、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注水に必要な電源が確保され、かつ燃料及び水源(防火水槽又は淡水貯水池)が確保されている場合。

(b) 操作手順

低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.8.3及び図1.8.4に、概要図を図1.8.14に、タイムチャートを図1.8.15及び図1.8.16に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備及びホース接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤現場運転員C及びDは、MUWC接続口内側隔離弁(B)又はMUWC接続口内

側隔離弁(A)のどちらかを選択し全開操作を実施する。(当該弁は遠隔手動弁操作設備のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う。)

- ⑥^a中央制御室系統構成 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作及び原子炉圧力容器内の圧力が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。
- ⑥^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(A)の全開操作及び原子炉圧力容器内の圧力が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。
- ⑦緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備及びホース接続を行い、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水準備完了について緊急時対策本部へ報告する。また、緊急時対策本部は当直長へ報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、運転員の選択した送水ラインからの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水開始を緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑨当直副長は、中央制御室運転員に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の確認を指示する。
- ⑩緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)起動後、運転員の選択した送水ラインから送水するため、MUWC接続口外側隔離弁1(B)、2(B)又はMUWC接続口外側隔離弁1(A)、2(A)のどちらかの全開操作を実施し、送水開始について緊急時対策本部へ報告する。また、緊急時対策本部は当直長へ報告する。
- ⑪^a注水確認 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。
- ⑪^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(A)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内

の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。

- ⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

防火水槽を水源とした低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)のいずれの注入配管を使用した場合においても約95分で可能である。

また、淡水貯水池を水源とした低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)のいずれの注入配管を使用した場合においても約120分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

c. 消火系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、消火系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、消火系が使用可能な場合^{*1}。

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

※1:設備に異常がなく、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注水に必要な電源が確保され、かつ燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

(b) 操作手順

消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.8.3及び図1.8.4に、概要図を図1.8.17に、タイムチャートを図1.8.18及び図1.8.19に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に消火系による原子炉圧力容器への注水準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。
- ③受電操作 残留熱除去系(B)，(A)注入配管使用の場合
現場運転員C及びDは、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉圧力容器への注水の系統構成として、復水補給水系消火系第1，第2連絡弁の全開操作を実施する。
- ⑦^a中央制御室系統構成 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。
- ⑦^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。
- ⑧緊急時対策要員は、ディーゼル駆動消火ポンプの起動完了を緊急時対策本部へ報告する。また、緊急時対策本部は当直長へ報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉圧力

容器への注水開始を緊急時対策本部へ報告する。

- ⑩当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力がディーゼル駆動消火ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑪^a残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。
- ⑪^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。
- ⑫^a注水確認 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。
- ⑫^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(A)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。
- ⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)のいずれの注入配管を使用した場合においても約30分で可能である。

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

d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合に

において、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により原子炉圧力容器への注水ができない場合には、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備により高圧代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失した場合において、高圧代替注水系が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく、原子炉圧力指示値が規定値以上ある場合において、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備により注水に必要な電源が確保され、かつ水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

(b) 操作手順

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水については、「1.2.2.1(1)a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで15分以内で可能である。

e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

損傷炉心への注水を行う場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、損傷炉心へ注水を行う場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合^{※2}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線

線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、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注水に必要な電源が確保され、かつ水源(ほう酸水注入系貯蔵タンク)が確保されている場合。

(b) 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.8.3及び図1.8.4に、概要図を図1.8.20に、タイムチャートを図1.8.21に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にほう酸水注入系によるほう酸水注入準備開始を指示する。
- ②現場運転員C及びDは、ほう酸水注入系によるほう酸水注入に必要なポンプ及び電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、ほう酸水注入系によるほう酸水注入に必要なポンプ、電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、ほう酸水注入系ポンプA(又はB)の起動操作(ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「ポンプA」位置(B系を起動する場合は「ポンプB」位置)にすることで、ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁が「全開」となり、ほう酸水注入系ポンプが起動する。)を実施し、原子炉が臨界未満であることを継続して監視する。
- ⑥当直副長は、ほう酸水注入系ポンプ運転時間よりほう酸水タンクの液位を推定し、ほう酸水タンク全量注入完了を確認後、中央制御室運転員にほう酸水注入系ポンプ停止を指示する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、ほう酸水注入系ポンプを停止し、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断

してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで20分で可能である。

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

f. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系、**高圧炉心注水系**及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、常設代替交流電源設備により制御棒駆動系の電源を確保し、原子炉圧力容器の下部への注水を実施することで、原子炉圧力容器の下部に落下した熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器の破損の進展を抑制する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失した場合において、制御棒駆動系が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく、常設代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され、かつ補機冷却水及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

(b) 操作手順

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

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水開始まで20分で可能である。

g. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水

全交流動力電源喪失時において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を確保することで**高圧炉心注水系**を

冷却水がない状態で短時間起動させて、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への緊急注水を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失した場合において、高圧炉心注水系が使用可能な場合^{*1}。

※1:設備に異常がなく、常設代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され、かつ水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

(b) 操作手順

高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水については、「1.2.2.3(1)c. 高圧炉心注水系緊急注水」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧炉心注水系ポンプによる原子炉圧力容器への注水開始まで25分で可能である。

1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

復水貯蔵槽、防火水槽及びろ過水タンクへの水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水手順については、

「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

復水移送ポンプ、高圧代替注水系、ほう酸水注入系ポンプ、制御棒駆動水系ポンプ、高圧炉心注水系ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、電源車、ディーゼル駆動消火ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)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。

1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段の選択

重大事故等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図1.8.22に示す。

外部電源、代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、復水貯蔵槽が使用可能であれば格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水を実施する。復水貯蔵槽が使用できない場合、格納容器下部注水系(可搬型)又は消火系による原子炉格納容器下部への注水を実施する。

交流電源が確保できない場合、電動弁の手動操作により系統構成を実施し、格納容器下部注水系(可搬型)又は消火系による原子炉格納容器下部への注水を実施する。

なお、消火系による原子炉格納容器下部への注水は、発電所構内(大湊側)で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。

(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段の選択

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図 1.8.22 に示す。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、代替交流電源設備により電源が確保できるまでは、交流電源を必要としない高圧代替注水系により原子炉注水を行い、代替交流電源設備により電源が確保できた段階で、高圧代替注水系と併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。なお、原子炉の減圧が可能となる前に高圧代替注水系による原子炉注水ができなくなった場合は高圧炉心注水系の緊急注水、及び制御棒駆動系による原子炉注水を行う

原子炉の減圧が可能で復水貯蔵槽水源が使用可能であれば低圧代替注水系(常設)により原子炉注水を行う。復水貯蔵槽水源が使用できない場合、消火系、又は低圧代替注水系(可搬型)により原子炉注水を行う。その際も併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。

なお、消火系による原子炉の冷却は、発電所構内(大湊側)で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、中央制御室からの操作が可能であって、注水流量が多いものを優先して使用する。

熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための原子炉注水中において、損傷炉心の冷却が未達成と判断した場合、原子炉格納容器下部への注水操作を開始する。

表 1.8.1 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	—	格納容器下部注水系(常設)による 原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-3a」, 「注水-3b」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC(下部 D/W 注水)(必要注水量到達後注入停止)」 「MUWC(下部 D/W 注水)(注水継続)」
		格納容器下部注水系(可搬型)による 原子炉格納容器下部への注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-3a」, 「注水-3b」等 AM 設備別操作手順書 「消防車(下部 D/W 注水)(必要注水量到達後注入停止)」 「消防車(下部 D/W 注水)(注水継続)」
		原子炉格納容器下部への注水 消火系による	防火水槽 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4	自主対策設備 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」
		原子炉格納容器下部への注水 消火系による	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-3a」, 「注水-3b」等 AM 設備別操作手順書 「FP(下部 D/W 注水)(必要注水量到達後注入停止)」 「FP(下部 D/W 注水)(注水継続)」

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

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段、対処設備、手順書一覧 (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC(RPV 破損が無い場合のRPV 代替注水)」 「MUWC(RPV 破損後の RPV 代替注水)」
		低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」等 AM 設備別操作手順書 「消防車(RPV 破損が無い場合のRPV 代替注水)」 「消防車(RPV 破損後の RPV 代替注水)」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」
		原子炉圧力容器への注水 消火系による	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」等 AM 設備別操作手順書 「FP(RPV 破損が無い場合のRPV 代替注水)」 「FP(RPV 破損後の RPV 代替注水)」
		原子炉圧力容器への注水 高圧代替注水系による	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 高圧代替注水系(注水系)配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」等 ※3

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	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	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」等 AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによるほう酸水注入」
		原子炉圧力容器への注水 制御棒駆動系による	制御棒駆動水系ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 制御棒駆動系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」等 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注水」 ※3
		原子炉圧力容器への緊急注水 高圧炉心注水系による	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」等 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」 ※3

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

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 1.8.2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1)格納容器下部注水			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-3a」, 「注水-3b」 AM 設備別操作手順書 「MUWC(下部 D/W 注水)(必要注水量到達後注入停止)」 「MUWC(下部 D/W 注水)(注水継続)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) S/C
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		制御棒の位置	制御棒操作監視系
	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)	
	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器) ・格納容器下部注水流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)

監視計器一覧 (2/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)格納容器下部注水		
<p>事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-3a」, 「注水-3b」</p> <p>AM 設備別操作手順書 「消防車(下部 D/W 注水)(必要注水量到達後注入停止)」 「消防車(下部 D/W 注水)(注水継続)」</p> <p>多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」</p>	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		制御棒の位置 制御棒操作監視系
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 防火水槽
	操作	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の水位 格納容器下部水位
		原子炉格納容器への注水量 復水補給水系流量(原子炉格納容器) ・格納容器下部注水流量
		補機監視機能 可搬型代替注水ポンプ吐出圧力
水源の確保 防火水槽		

監視計器一覧 (3/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)格納容器下部注水		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-3a」, 「注水-3b」 AM 設備別操作手順書 「FP(下部 D/W 注水) (必要注水量到達後注入停止)」 「FP(下部 D/W 注水) (注水継続)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) S/C
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		制御棒の位置 制御棒操作監視系
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) ろ過水タンク水位	
	操作	原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の水位 格納容器下部水位
		原子炉格納容器への注水量 復水補給水系流量(原子炉格納容器) ・格納容器下部注水流量
		補機監視機能 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
		水源の確保 ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (4/7)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)		
1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水				
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「MUWC (RPV 破損が無い場合の RPV 代替注水)」 「MUWC (RPV 破損後の RPV 代替注水)」	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) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) ・ 残留熱除去系 (A) 注入配管流量 ・ 残留熱除去系 (B) 注入配管流量	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出圧力 (A) 復水移送ポンプ吐出圧力 (B) 復水移送ポンプ吐出圧力 (C)	
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	
	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「消防車 (RPV 破損が無い場合の RPV 代替注水)」 「消防車 (RPV 破損後の RPV 代替注水)」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (淡水/海水)」	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) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
			電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
			水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) 防火水槽
		操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
原子炉圧力容器内の圧力			原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	
原子炉圧力容器への注水量			復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) ・ 残留熱除去系 (A) 注入配管流量 ・ 残留熱除去系 (B) 注入配管流量	
補機監視機能			可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	
水源の確保			防火水槽	

監視計器一覧 (5/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)		
1. 8. 2. 2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水				
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「FP(RPV 破損が無い場合の RPV 代替注水)」 「FP(RPV 破損後の RPV 代替注水)」	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) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) ろ過水タンク水位	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ・ 残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・ 残留熱除去系(B) 注入配管流量	
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	
		水源の確保	ろ過水タンク水位	
		事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位
	原子炉圧力容器内の圧力			原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
電源	AM 用直流 125V 充電器電圧 AM 用直流 125V 蓄電池電圧			
水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)			
操作	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	
	原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	
	原子炉圧力容器への注水量		高压代替注水系系統流量	
	補機監視機能		高压代替注水系ポンプ吐出圧力 高压代替注水系タービン入口圧力 高压代替注水系タービン排気圧力 高压代替注水系ポンプ吸込圧力	
	水源の確保		復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)	

監視計器一覧 (6/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉压力容器への注水			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによるほう酸水注入」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) S/C
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		水源の確保	ほう酸水タンク液位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位
電源			M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
補機監視機能			原子炉補機冷却系(A) 系統流量 原子炉補機冷却系(B) 系統流量
水源の確保			復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)
操作		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 ・ 原子炉压力容器下鏡部温度
		原子炉压力容器への注水量	制御棒駆動系系統流量
		補機監視機能	制御棒駆動系充てん水ライン圧力
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)

監視計器一覧 (7/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」	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) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		電源	M/C D 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉圧力容器への注水流量	高圧炉心注水系(B)系統流量
		補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)

表 1.8.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.8】 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等</p>	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC
	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC
	高圧代替注水系弁	常設代替直流電源設備 AM用直流125V
	ほう酸水注入系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源

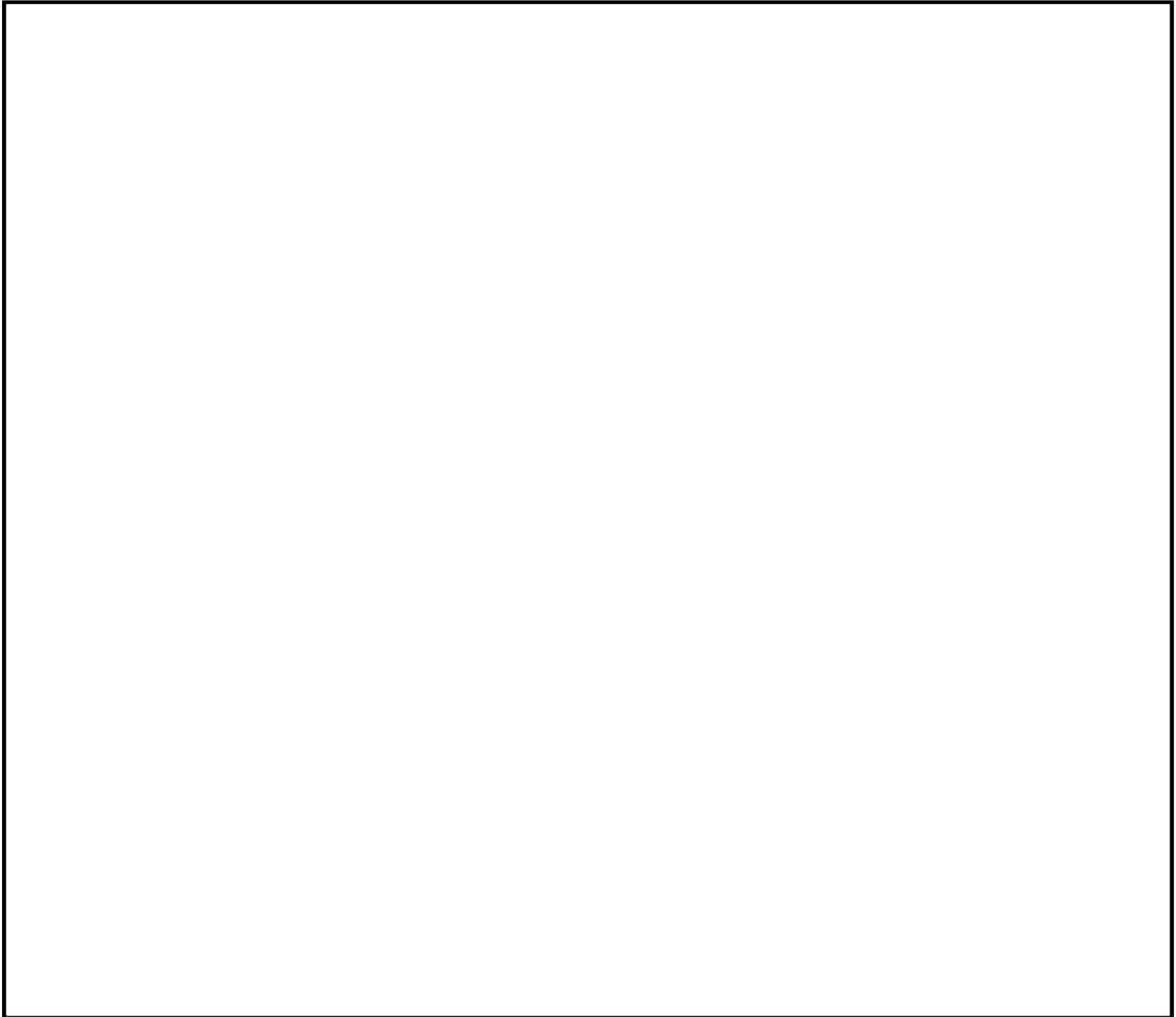


図 1.8.1 SOP 「注水-3a」における対応フロー

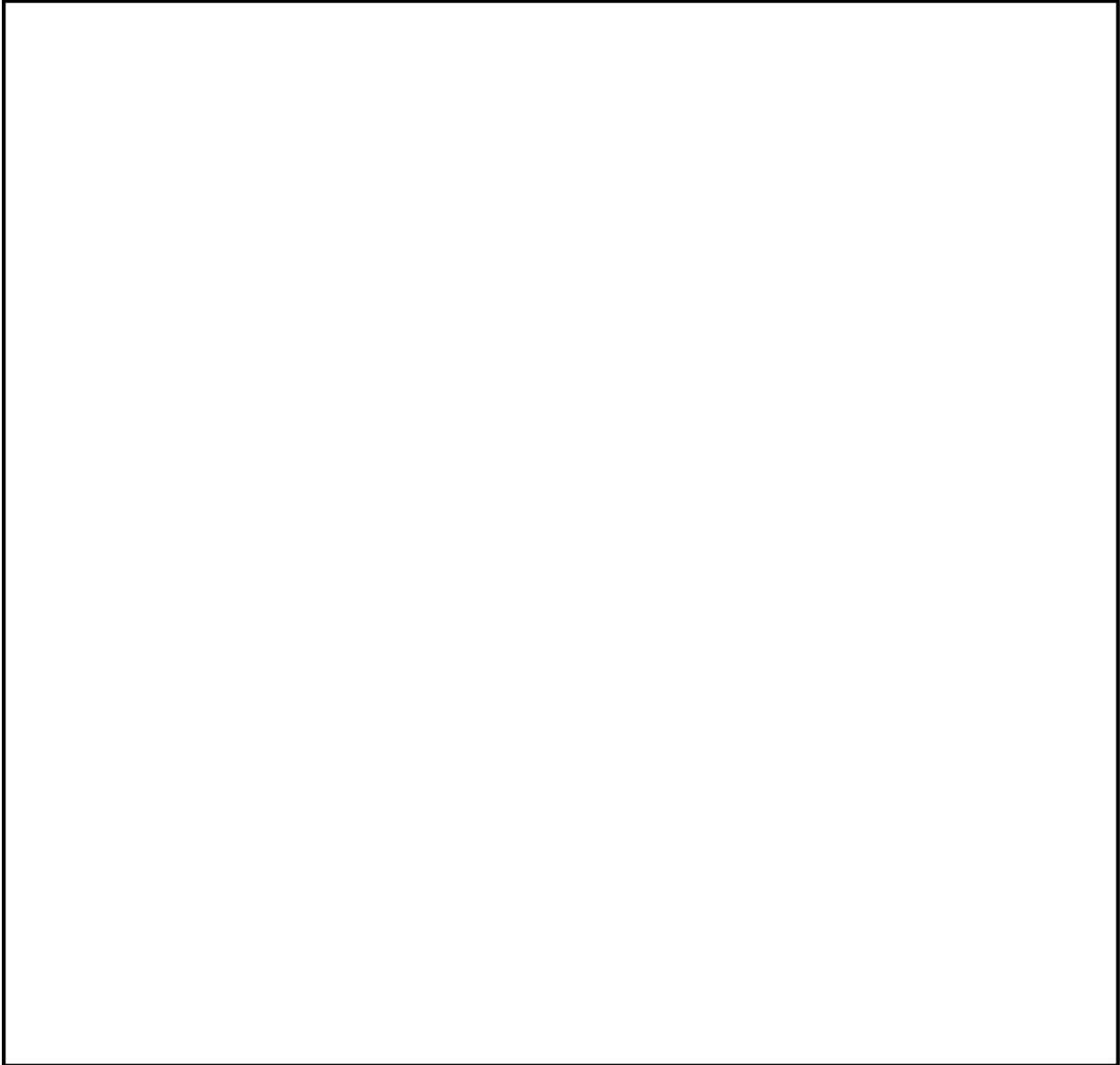


図 1.8.2 SOP 「注水-3b」における対応フロー

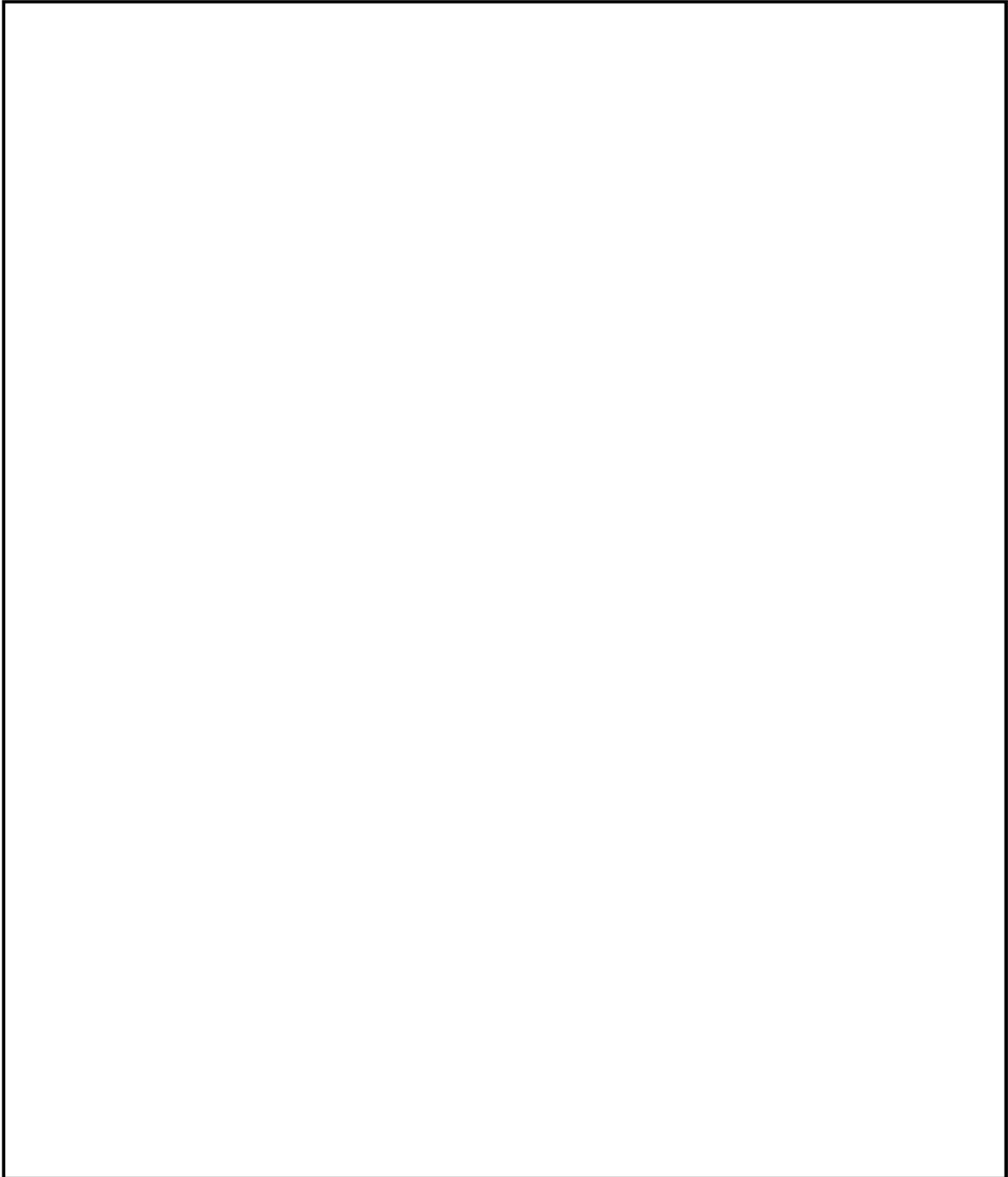


図 1.8.3 SOP 「注水-1」における対応フロー

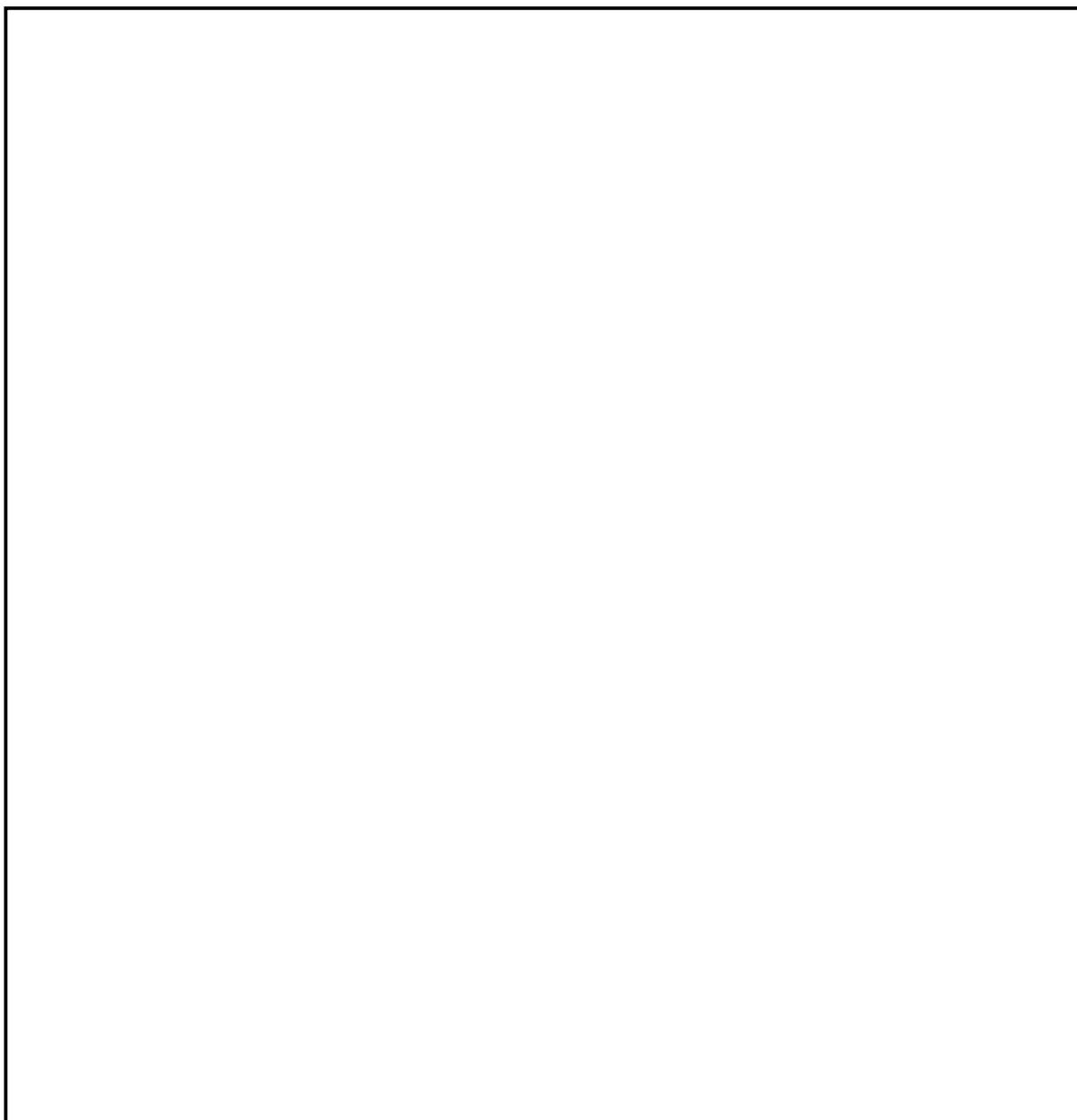
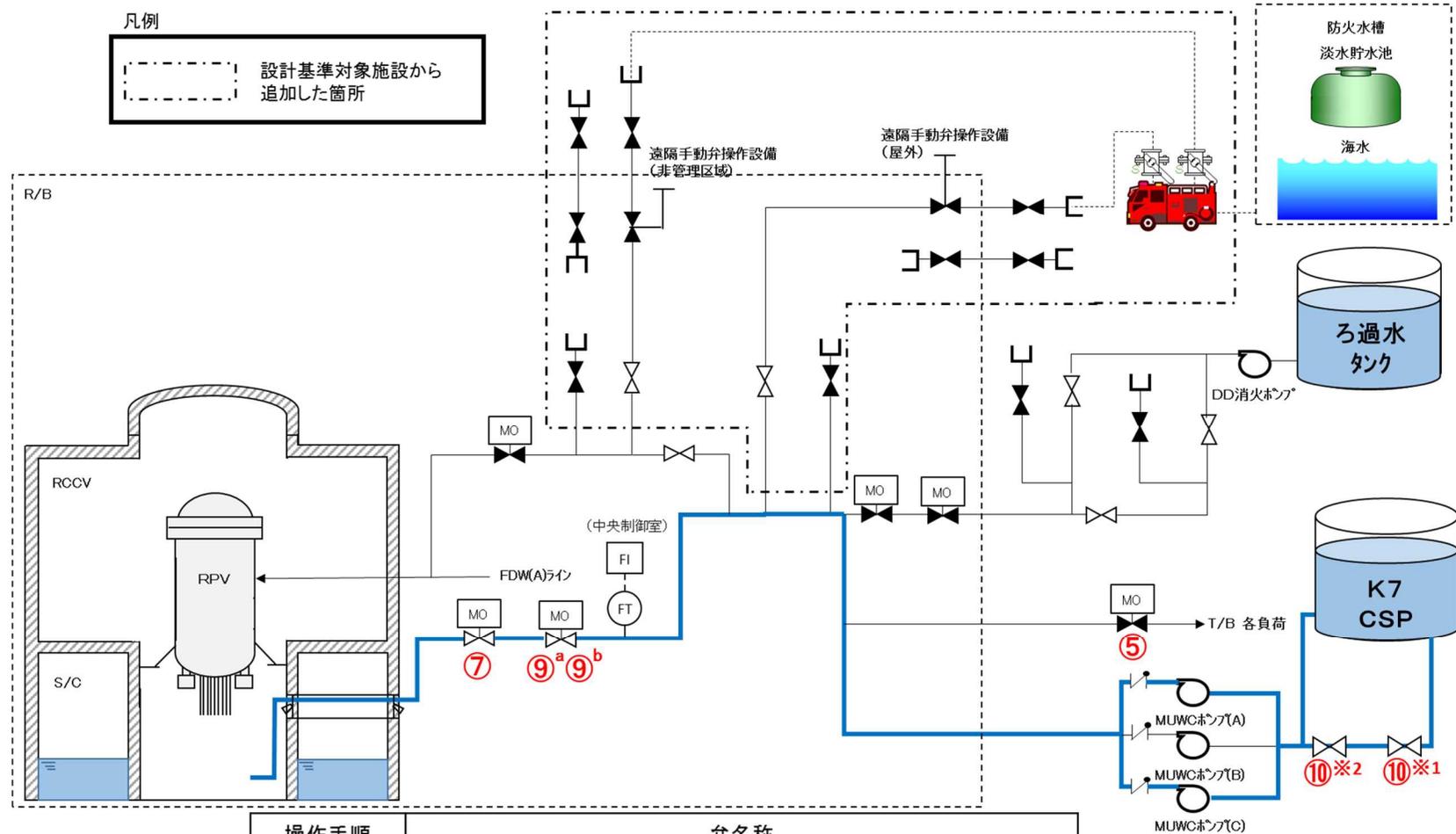


図 1.8.4 SOP 「注水-2」における対応フロー

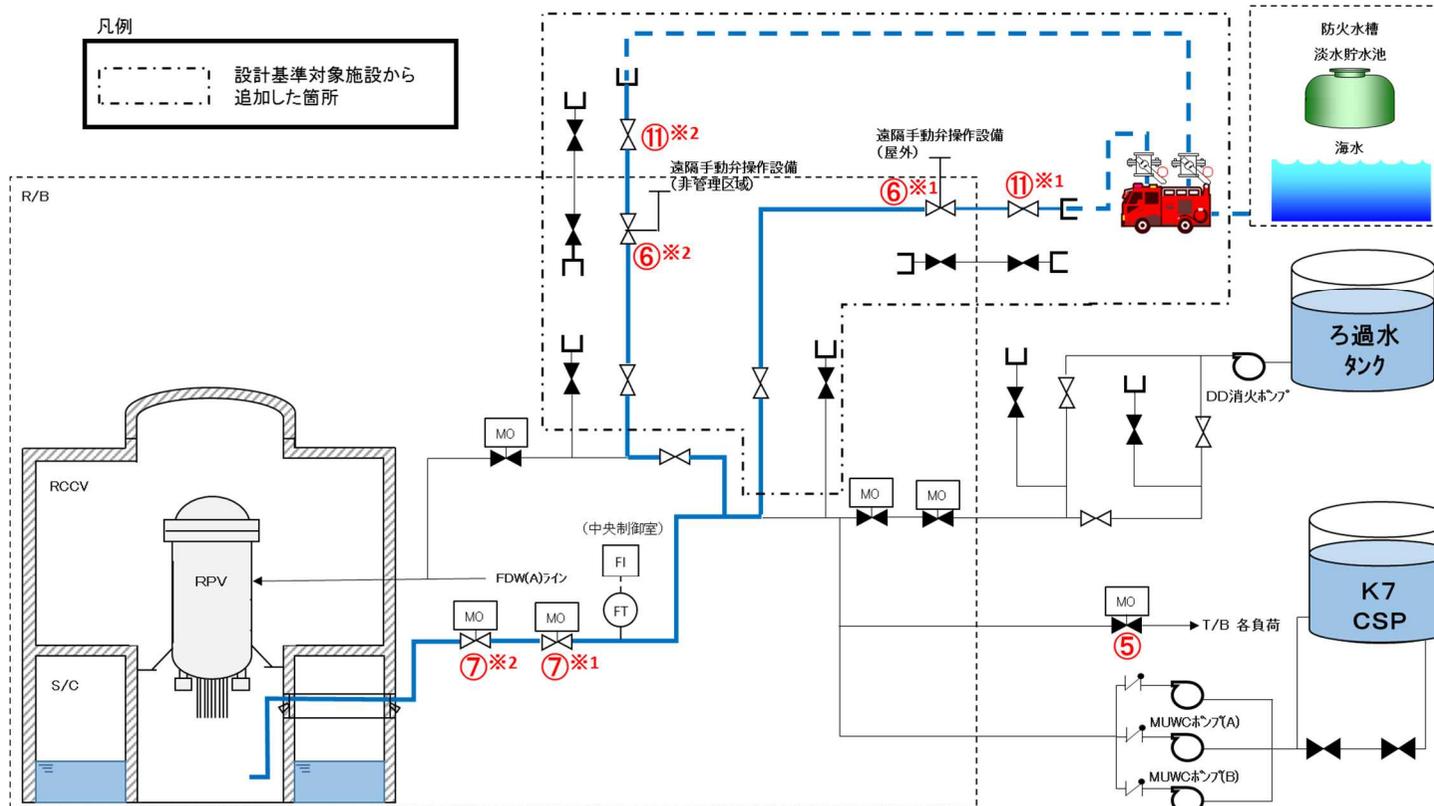


操作手順	弁名称
⑤	タービン建屋負荷遮断弁
⑦	下部ドライウェル注水ライン隔離弁
⑨ ^a , ⑨ ^b	下部ドライウェル注水流量調節弁
⑩ ^{※1}	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁
⑩ ^{※2}	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁

図 1.8.5 格納容器下部注水系(常設)によるデブリ冷却 概要図

		経過時間(分)															RPV破損確認			備考	
		10	20	30	40	50	155	0	10	20											
手順の項目	要員(数)	格納容器下部注水系(常設)によるデブリ冷却 (必要注水量到達後注入停止) ▽ 35分															格納容器下部注水系(常設)によるデブリ冷却 (注水継続) ▽ 5分				
格納容器下部注水系(常設) によるデブリ冷却	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確認																		※1 RPV破損が確認 されてから注水開始ま での時間。 ※2 90m ³ /hにて120 分注水
			バイパス流防止処置, ポンプ起動																		
			系統構築																		
	※2 必要注水量到達後注水停止																				
	※1 RPV破損後の注水(注水継続)																				
	現場運転員 C, D	2	移動, CSP水源確保																		
	現場運転員 E, F	2	移動, 電源確保																		

図 1.8.6 格納容器下部注水系(常設)によるデブリ冷却 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤	タービン建屋負荷遮断弁
⑥※1	MUWC接続口内側隔離弁(B)
⑥※2	MUWC接続口内側隔離弁(A)
⑦※1	下部ドライウェル注水流量調節弁
⑦※2	下部ドライウェル注水ライン隔離弁
⑪※1	MUWC接続口外側隔離弁1(B), MUWC接続口外側隔離弁2(B)
⑪※2	MUWC接続口外側隔離弁1(A), MUWC接続口外側隔離弁2(A)

図 1.8.7 格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却(淡水/海水) 概要図

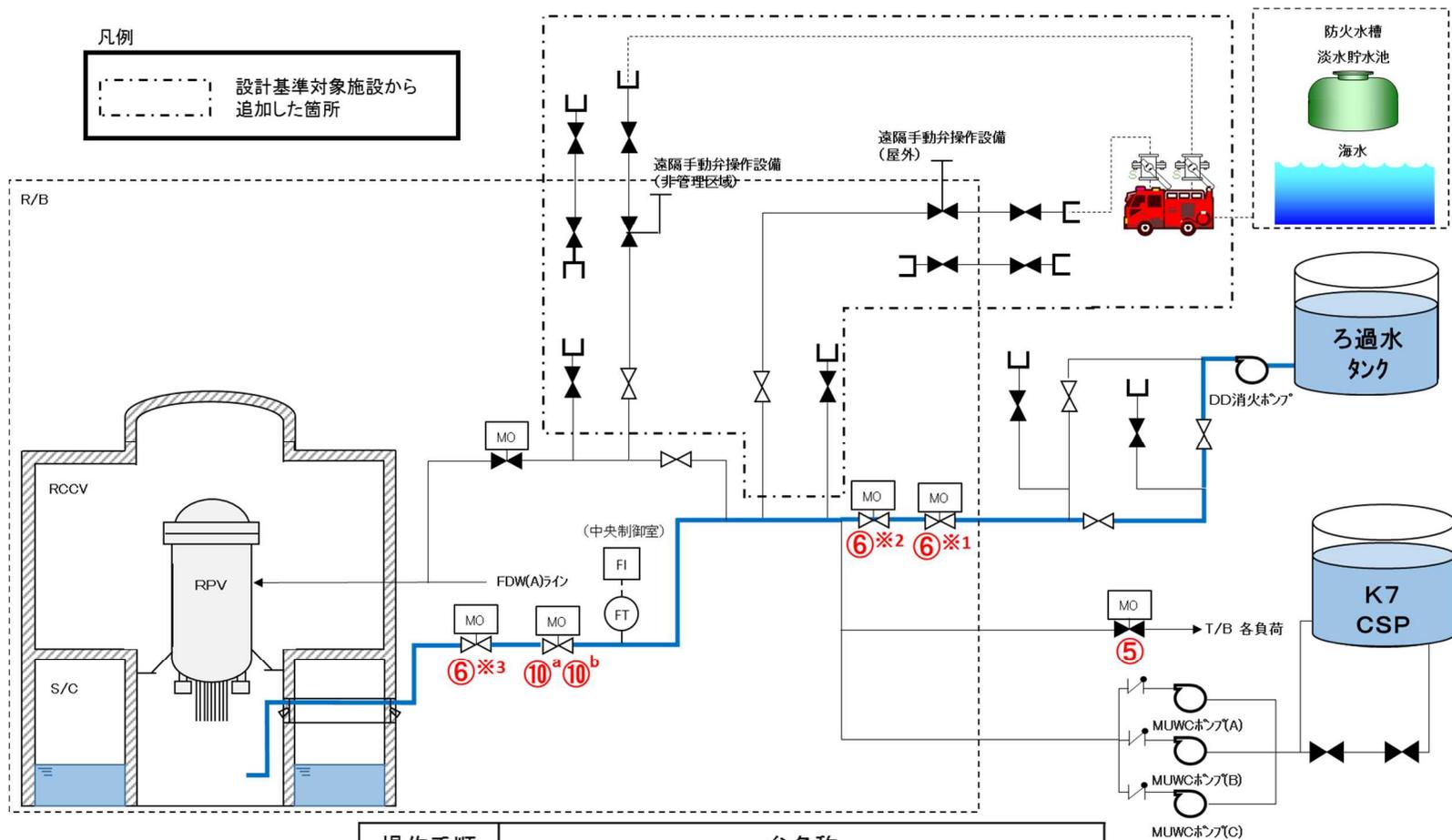
		経過時間(分)															RPV破損確認					備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	215	0	10	20									
格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却 [防火水槽を水源とした場合]	手順の項目	格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却 95分 (必要注水量到達後注入停止)															5分 格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却 (注水継続)						
	要員(数)																						
	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確保															注水確認					
	現場運転員 C, D	2	バイパス流防止措置, 系統構成															注水確認					
	現場運転員 E, F	2	移動, ユニハンドラーリンク機構取り外し																				
緊急時対策要員	3	移動, 電源確保																					
		緊急時対策所～大浜高台移動 ※2																					
		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認																					
		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台移動～配置																					
		送水準備																					
		送水, 注入開始															※3 必要注水量到達後注水停止						
		送水 ※1 RPV破損後の注水開始(注水継続)																					

※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用する場合は、約85分で可能である。

図 1.8.8 格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却(淡水/海水) タイムチャート(1/2)

		経過時間(分)												RPV破損確認				備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	240	0	10	20		
格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却 [淡水貯水池を水源とした場合]	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確保												格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却(注水継続)				
		2	バイパス流防止措置, 系統構成												注水確認				
	現場運転員 C, D	2	移動, ユニハンドラーリンク機構取り外し																
		2	移動, 電源確保																
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所~淡水貯水池移動																
		2	貯水池出口弁「開」																
		2	淡水貯水池~大湊高台移動移動																
	緊急時対策要員	2	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台移動~配置, 送水ライン水張り及び健全性確認																
		2	送水ホース及び消防ホース接続継手接続																
		2	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプへの送水開始																
2		緊急時対策所~大湊高台移動 ※2																	
2		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認																	
		2	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)2台移動~配置																
		2	送水準備																
		2	※3 必要注水量到達後注水停止																
		2	送水 ※1 RPV破損後の注水開始(注水継続)																

図 1.8.8 格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却(淡水/海水) タイムチャート(2/2)

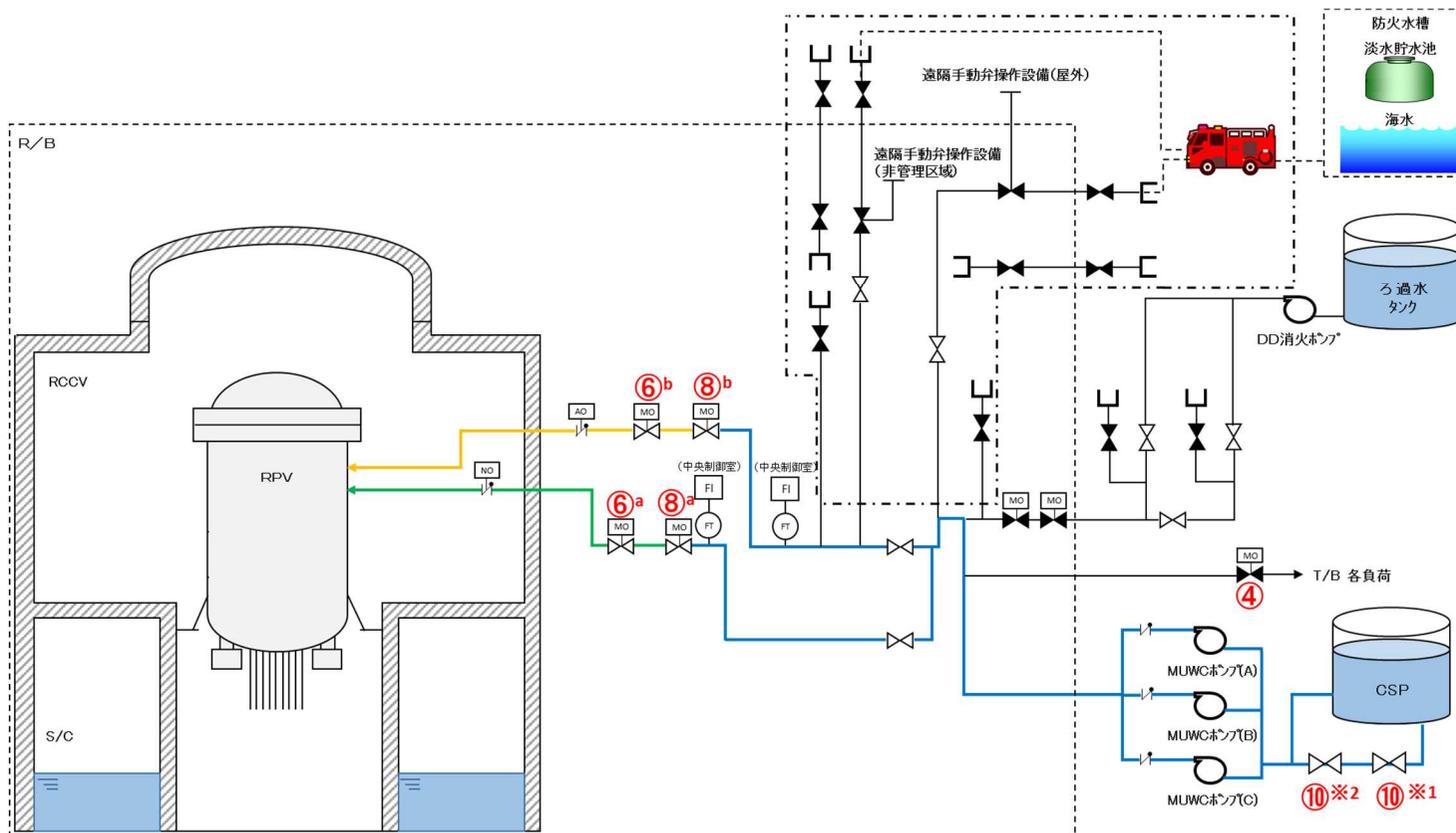


操作手順	弁名称
⑤	タービン建屋負荷遮断弁
⑥*1	復水補給水系消火系第1連絡弁
⑥*2	復水補給水系消火系第2連絡弁
⑥*3	下部ドライウェル注水ドライウェル隔離弁
⑩ ^a , ⑩ ^b	下部ドライウェル注水流量調節弁

図 1.8.9 消火系によるデブリ冷却 概要図

		経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	150	0	10	20								
手順の項目	要員(数)	消火系によるデブリ冷却 (必要注水量到達後注入停止) 30分										5分消火系によるデブリ冷却 (注水継続)						
消火系によるデブリ冷却	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、電源確認															※1 RPV破損が確認されてから注水開始までの時間。 ※2 90m ³ /hにて120分注水
			バイパス流防止措置、系統構成															
	初期注水開始										※2 必要注水量到達後注水停止					※1 RPV破損後の注水開始(注水継続)		
	→																	
	現場運転員C, D	2	移動、電源確保															
	緊急時対策要員	2	消火ポンプ起動															

図 1.8.10 消火系によるデブリ冷却 タイムチャート



操作手順	弁名称
④	タービン建屋負荷遮断弁
⑥ ^a	残留熱除去系注入弁(B)
⑥ ^b	残留熱除去系注入弁(A)
⑧ ^a	残留熱除去系洗浄水弁(B)
⑧ ^b	残留熱除去系洗浄水弁(A)
⑩ ^{※1}	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁
⑩ ^{※2}	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁

凡例	注入配管
	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
	設計基準対象施設から追加した箇所

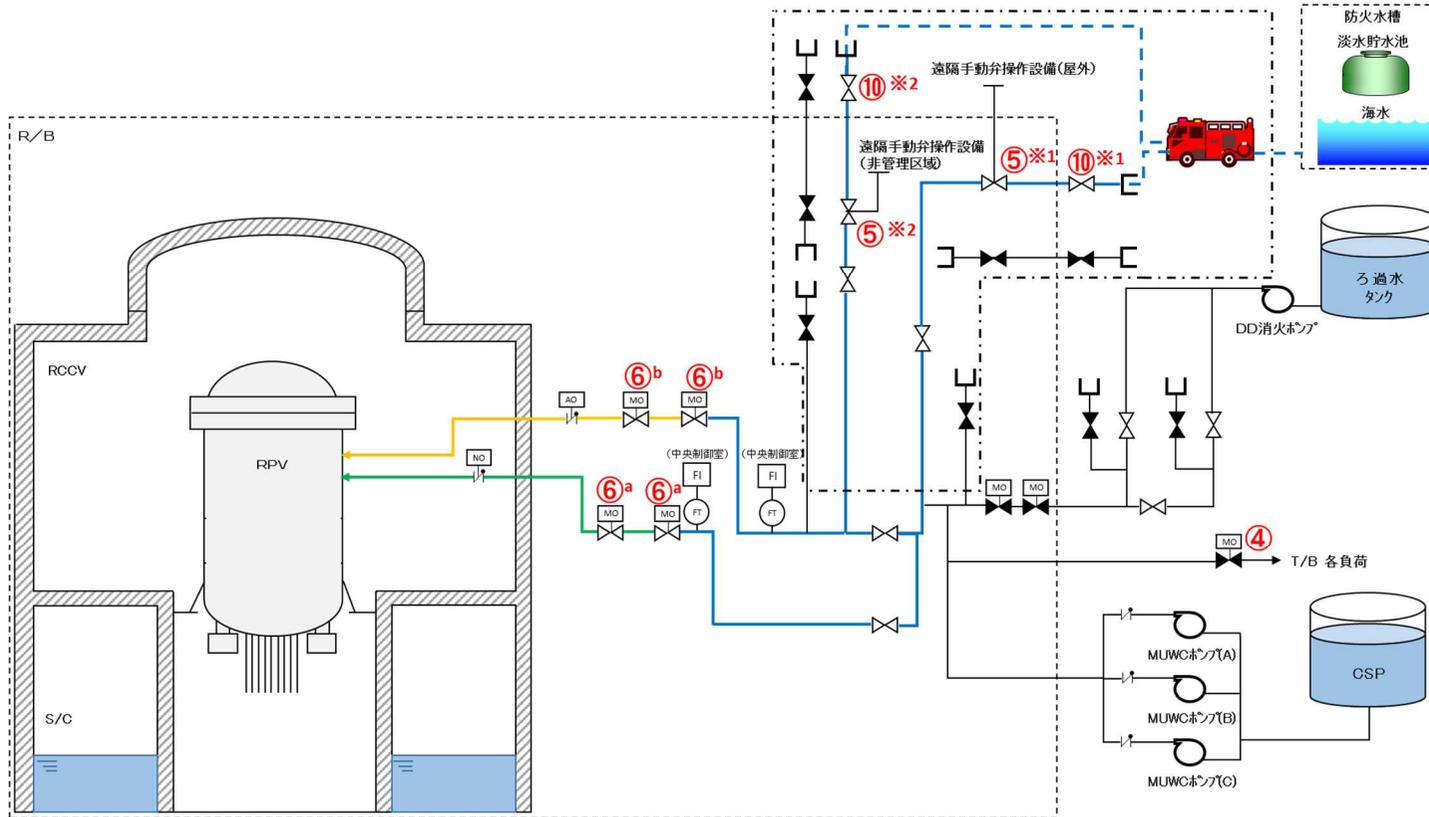
図 1.8.11 低压代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 概要図

		経過時間(分)					備考
		5	10	15	20	25	
手順の項目	要員(数)	12分 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 ▽					
低圧代替注水系(常設)による 原子炉压力容器への注水 (残留熱除去系(B) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確認				
			バイパス流防止処置, ポンプ起動				
			系統構成				
			注水開始, 注水状況確認				
	現場運転員 C, D	2	移動, CSP水源確保				

図 1.8.12 低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水(残留熱除去系(B)注入配管使用) タイムチャート

		経過時間(分)					備考
		5	10	15	20	25	
手順の項目	要員(数)	12分 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 ▽					
低圧代替注水系(常設)による 原子炉压力容器への注水 (残留熱除去系(A) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確認				
			バイパス流防止処置, ポンプ起動				
			系統構成				
			注水開始, 注水状況確認				
	現場運転員 C, D	2	移動, CSP水源確保				

図 1.8.13 低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水(残留熱除去系(A)注入配管使用) タイムチャート



操作手順	弁名称
④	タービン建屋負荷遮断弁
⑤※1	MUWC接続口内側隔離弁(B)
⑤※2	MUWC接続口内側隔離弁(A)
⑥ ^a	残留熱除去系注入弁(B)
⑥ ^a	残留熱除去系洗浄水弁(B)
⑥ ^b	残留熱除去系注入弁(A)
⑥ ^b	残留熱除去系洗浄水弁(A)
⑩※1	MUWC接続口外側隔離弁1(B), MUWC接続口外側隔離弁2(B)
⑩※2	MUWC接続口外側隔離弁1(A), MUWC接続口外側隔離弁2(A)

凡例	注入配管
	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
	設計基準対象施設から追加した箇所

図 1.8.14 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) 概要図

		経過時間(分)											備考											
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110												
手順の項目	要員(数)	低圧代替注入系(可搬型)による原子炉注水 95分 ▽																						
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(残留熱除去系(B)注入配管使用) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認																					
			バイパス流防止措置、系統構成																					
	現場運転員 C、D	2	移動、ユニハンドラーリンク機構取り外し																					
	緊急時対策要員	3	緊急時対策所～大湊高台移動 ※																					
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認																					
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台移動～配置																					
			送水準備(淡水または海水)																					
			送水、注水開始																					
																								※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する

※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用する場合は、約85分で可能である。

図 1.8.15 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)(残留熱除去系(B)注入配管使用) タイムチャート(1/2)

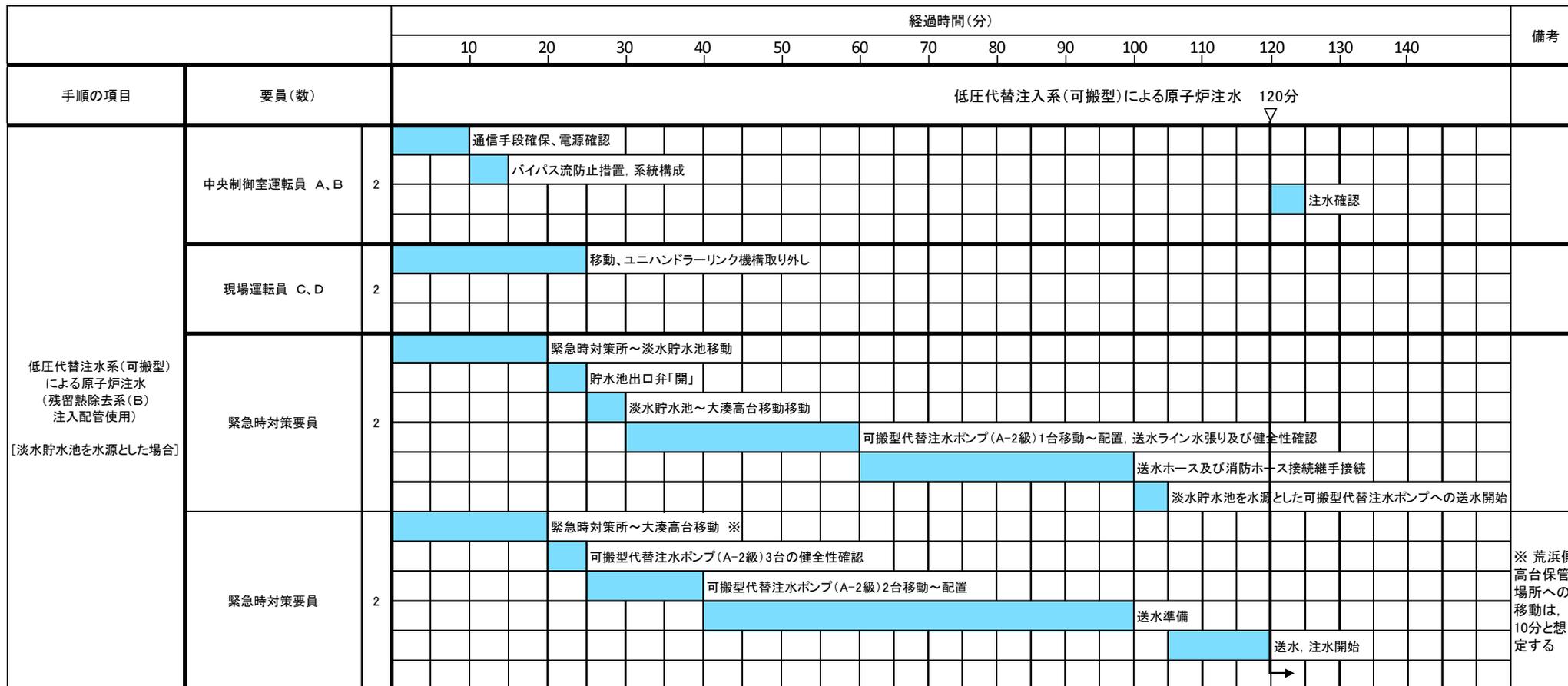


図 1.8.15 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)(残留熱除去系(B)注入配管使用) タイムチャート(2/2)

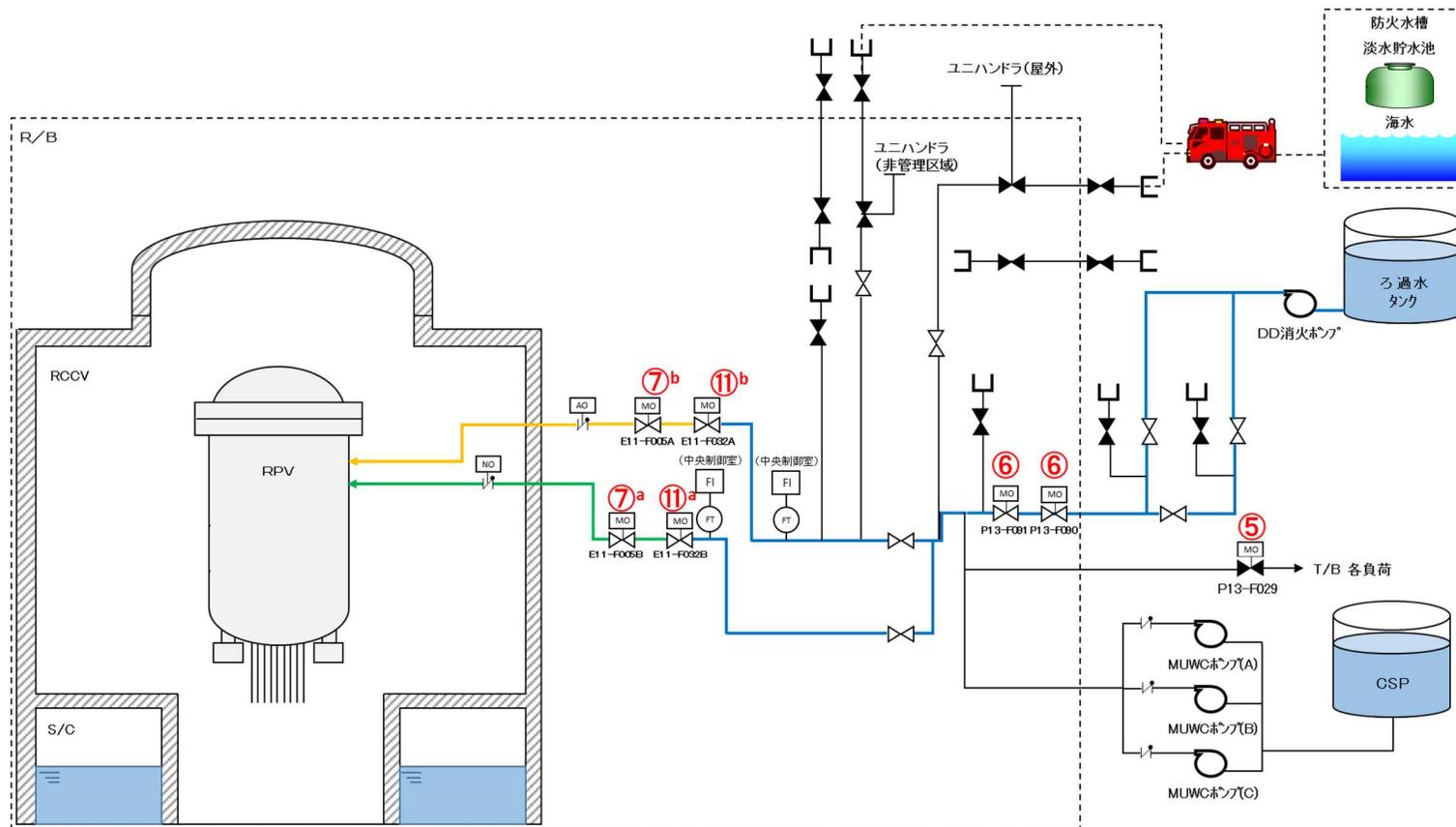
		経過時間(分)											備考								
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110									
手順の項目	要員(数)	低圧代替注入系(可搬型)による原子炉注水 95分 ▽																			
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水 (残留熱除去系(A)注入配管使用) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認																		
		2	バイパス流防止措置、系統構成																		
		2																			
	現場運転員 C、D	2	移動、ユニハンドラーリンク機構取り外し																		
		2																			
	緊急時対策要員	3		緊急時対策所～大湊高台移動 ※																	
				可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認																	
				可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台移動～配置																	
				送水準備																	
				送水、注水開始																	

※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用する場合は、約85分で可能である。

図 1.8.16 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)(残留熱除去系(A)注入配管使用) 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					
手順の項目	要員(数)	低圧代替注入系(可搬型)による原子炉注水 120分																		
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(残留熱除去系(A)注入配管使用) [淡水貯水池を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認																	
		2	バイパス流防止措置、系統構成																	
	現場運転員 C、D	2	移動、ユニハンドラーリンク機構取り外し																	
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～淡水貯水池移動																	
			貯水池出口弁「開」																	
			淡水貯水池～大湊高台移動移動																	
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台移動～配置、送水ライン水張り及び健全性確認																	
			送水ホース及び消防ホース接続継手接続																	
	緊急時対策要員	2	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプへの送水開始																	
			緊急時対策所～大湊高台移動 ※																	
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認																	
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)2台移動～配置																	
		送水準備																		
		送水、注水開始																		

図 1.8.16 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)(残留熱除去系(A)注入配管使用) タイムチャート(2/2)



操作手順	弁名称
⑤	タービン建屋負荷遮断弁
⑥※1	復水補給水系消火系第1連絡弁
⑥※2	復水補給水系消火系第2連絡弁
⑦ ^a	残留熱除去系注入弁(B)
⑦ ^b	残留熱除去系注入弁(A)
⑪ ^a	残留熱除去系洗浄水弁(B)
⑪ ^b	残留熱除去系洗浄水弁(A)

凡例	注入配管
	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
	設計基準対象施設から追加した箇所

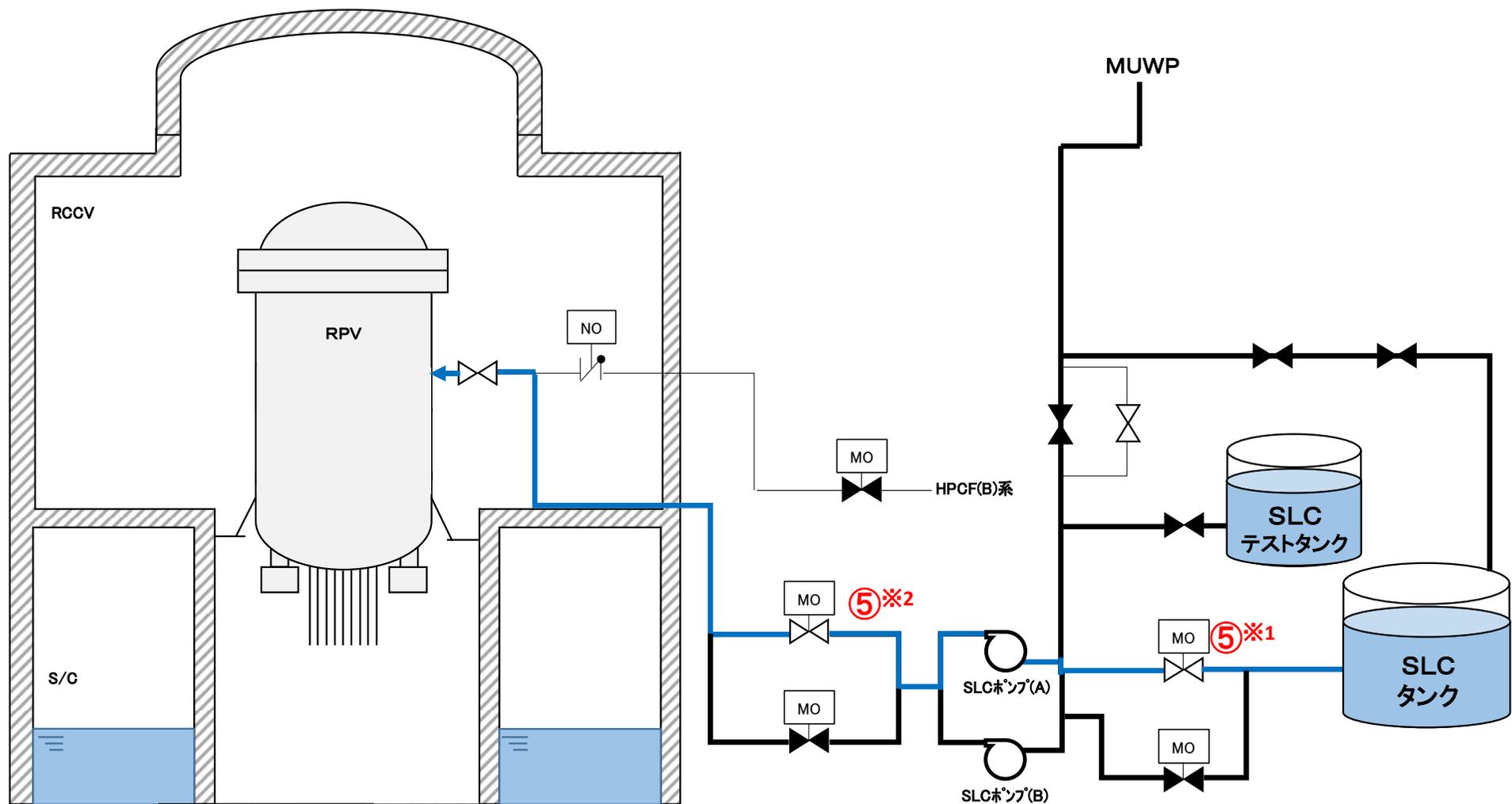
図 1.8.17 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図

		経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80				
手順の項目	要員(数)	30分 消火系による原子炉注水											
消火系による原子炉 压力容器への注水 (残留熱除去系(B) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確保確認										
			系統構成, バイパス流防止処置										
	注水開始, 注水状況確認												
	現場運転員 C, D	2	電源確保										
緊急時対策要員	2	消火ポンプ起動											

図 1.8.18 消火系による原子炉压力容器への注水(残留熱除去系(B)注入配管使用) タイムチャート

		経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80				
手順の項目	要員(数)	30分 消火系による原子炉注水											
消火系による原子炉 压力容器への注水 (残留熱除去系(A) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確保確認										
			バイパス流防止処置, 系統構成										
	注水開始, 注水状況確認												
	現場運転員 C, D	2	電源確保										
緊急時対策要員	2	消火ポンプ起動											

図 1.8.19 消火系による原子炉压力容器への注水(残留熱除去系(A)注入配管使用) タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤※2	ほう酸水注入系ほう酸水注入弁(A)
⑤※1	ほう酸水注入系ポンプ吸込弁(A)

図 1.8.20 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 概要図

		経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90							
手順の項目	要員(数)	20分 ほう酸水ポンプによるほう酸水注入開始 ▽															
ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器への ほう酸水注入 (ほう酸水貯蔵タンク使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保、電源確認														
			ポンプ起動、ほう酸水注入開始														
	現場運転員 C, D	2	移動、電源確保														

図 1.8.21 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タイムチャート

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却



図 1.8.22 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1/2)

(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

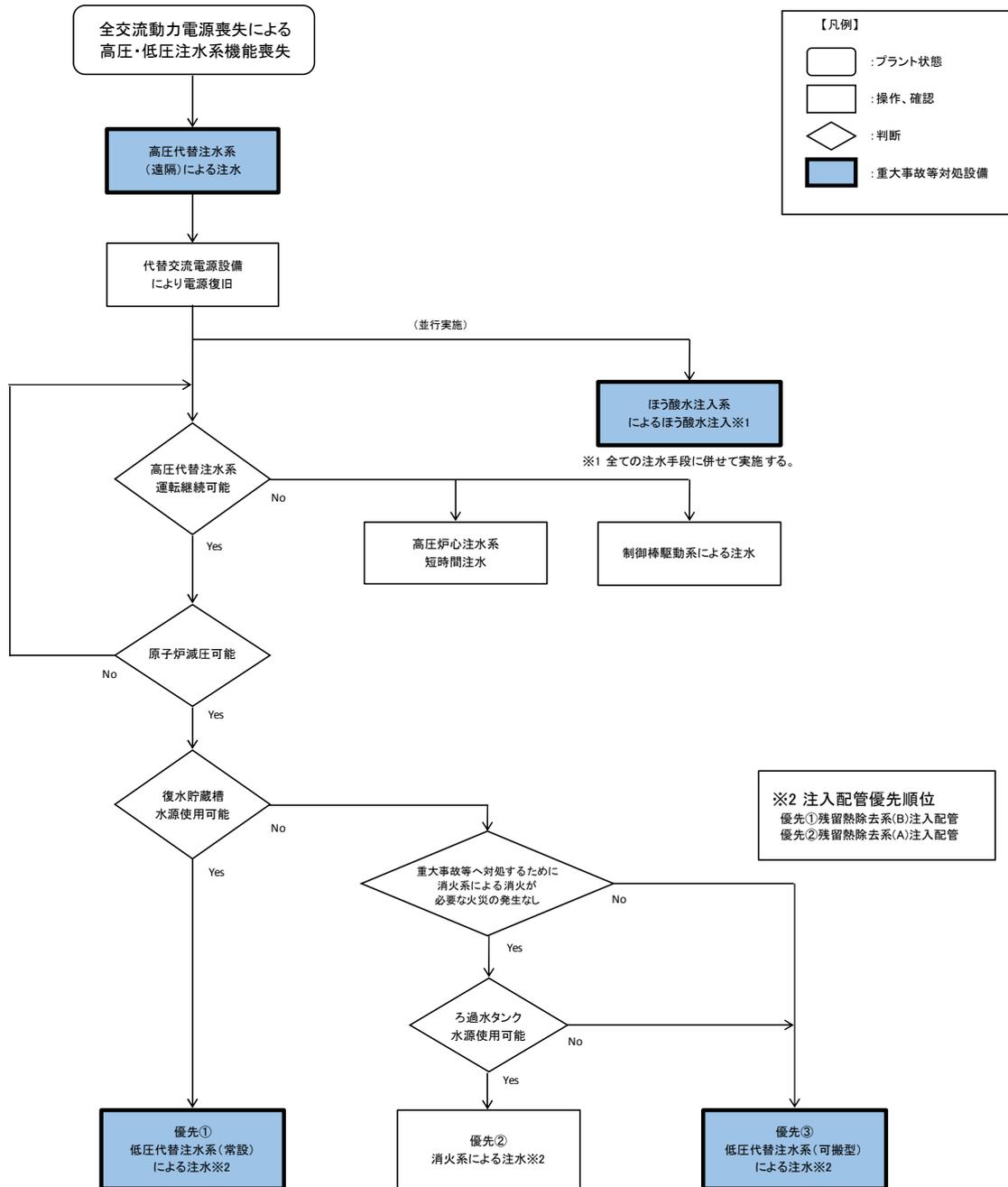


図 1.8.22 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/3)

技術的能力審査基準 (1.8)	番号	設置許可基準規則 (51条)	技術基準規則 (66条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が格子原子炉格納容器パウンドリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】 1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が格子原子炉格納容器パウンドリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】 第66条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が格子原子炉格納容器パウンドリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	④
<p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p>	<p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。 （可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p>	⑤
<p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	③	<p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする場合。</p>	<p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする場合。</p>	⑥ ⑦

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段			自主対策					
機能	機器名称	既設 新設 解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
格納容器下部注水系（常設）による注水	復水移送ポンプ	既設	原子炉格納容器下部注水	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	30分	6名	自主対策とする理由は本文参照
	復水貯蔵槽	既設		ろ過水タンク	常設			
	復水補給水系配管・弁	既設 新設		消火水系配管・弁	常設			
	高压炉心注水系配管・弁	既設		復水補給水系配管・弁	常設			
	原子炉格納容器	既設		原子炉格納容器	常設			
	コリウムシールド	新設		コリウムシールド	常設			
	常設代替交流電源設備	新設		常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設		可搬型代替交流電源設備	可搬			
	代替所内電気設備	既設 新設		代替所内電気設備	常設			
-	-	-	燃料補給設備	常設 可搬	-	-	-	
格納容器下部注水系（可搬型）による注水	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	新設	消火系による注水	-	-	-	-	-
	防火水槽 ※1	新設		-	-	-	-	-
	淡水貯水池 ※1	新設		-	-	-	-	-
	ホース	新設		-	-	-	-	-
	MUWC接続口	新設		-	-	-	-	-
	復水補給水系配管・弁	既設 新設		-	-	-	-	-
	原子炉格納容器	既設		-	-	-	-	-
	コリウムシールド	新設		-	-	-	-	-
	常設代替交流電源設備	新設		-	-	-	-	-
	可搬型代替交流電源設備	新設		-	-	-	-	-
代替所内電気設備	既設 新設	-	-	-	-	-		
燃料補給設備	既設 新設	-	-	-	-	-		

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/3)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
低圧代替注水系（常設）による 原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ	既設	① ③ ④	消火系による 原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	30分	6名	自主対策とする理由は本文参照
	復水貯蔵槽	既設			ろ過水タンク	常設			
	復水補給水系配管・弁	既設 新設			消火系配管・弁	常設			
	残留熱除去系配管・弁・スパーージャ	既設			復水補給水系配管・弁	常設			
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設			残留熱除去系配管・弁・スパーージャ	常設			
	高圧炉心注水系配管・弁	既設			給水系配管・弁・スパーージャ	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
	代替所内電気設備	既設 新設			代替所内電気設備	常設			
低圧代替注水系（可搬型）による 原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	新設	① ③ ④						
	防火水槽 ※1	新設							
	淡水貯水池 ※1	新設							
	ホース	新設							
	MUWC接続口	新設							
	復水補給水系配管・弁	既設 新設							
	残留熱除去系配管・弁・スパーージャ	既設							
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
高圧代替注水系による 原子炉圧力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④	原子制御棒駆動系による注水	制御棒駆動水系ポンプ	常設	20分	2名	自主対策とする理由は本文参照
	復水貯蔵槽	既設			復水貯蔵槽	常設			
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設			制御棒駆動系配管・弁	常設			
	主蒸気系配管・弁	既設			原子炉圧力容器	常設			
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設			原子炉補機冷却系	常設			
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設		常設代替交流電源設備	常設				
	復水補給水系配管・弁	既設		-	-				
	高圧炉心注水系配管・弁	既設		原子高圧炉心注水系による緊急注水	高圧炉心注水系ポンプ	常設	25分	2名	自主対策とする理由は本文参照
	残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）	既設			復水貯蔵槽	常設			
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設			高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャ	常設			
原子炉圧力容器	既設	復水補給水系配管・弁	常設						
常設代替直流電源設備	新設	原子炉圧力容器	常設						
常設代替交流電源設備	新設	常設代替交流電源設備	常設						
可搬型代替交流電源設備	新設								
可搬型直流電源設備	新設								

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/3)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
ほう酸水注入系による原子炉 圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ	既設	① ③ ④	-	-	-	-	-	-
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設							
	ほう酸水注入系配管・弁	既設							
	高压炉心注水系配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							

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

添付資料 1.8.2

※本単線結線図は、今後の
検討結果により変更となる
可能性がある

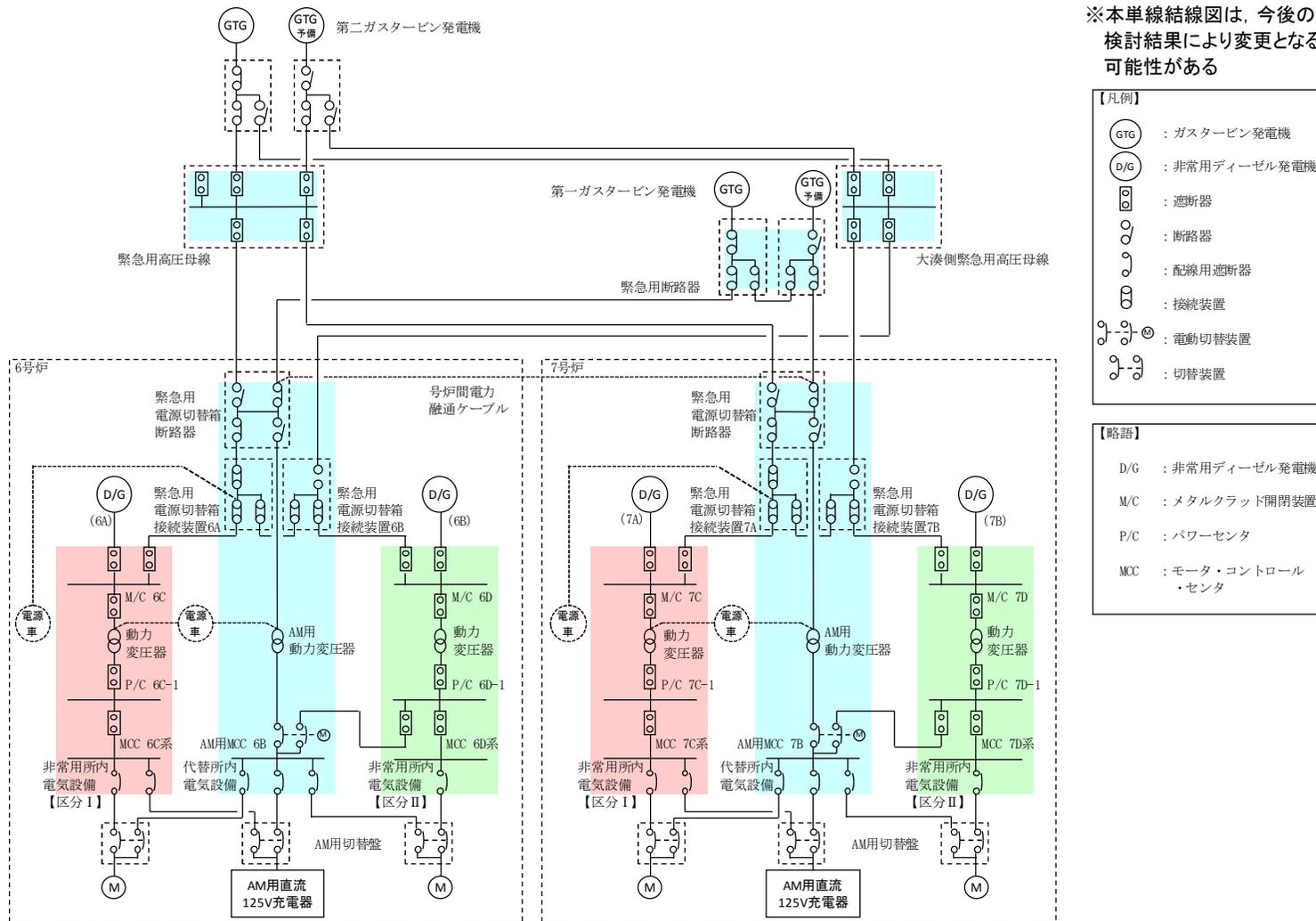


図1 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号及び7号炉 交流電源)

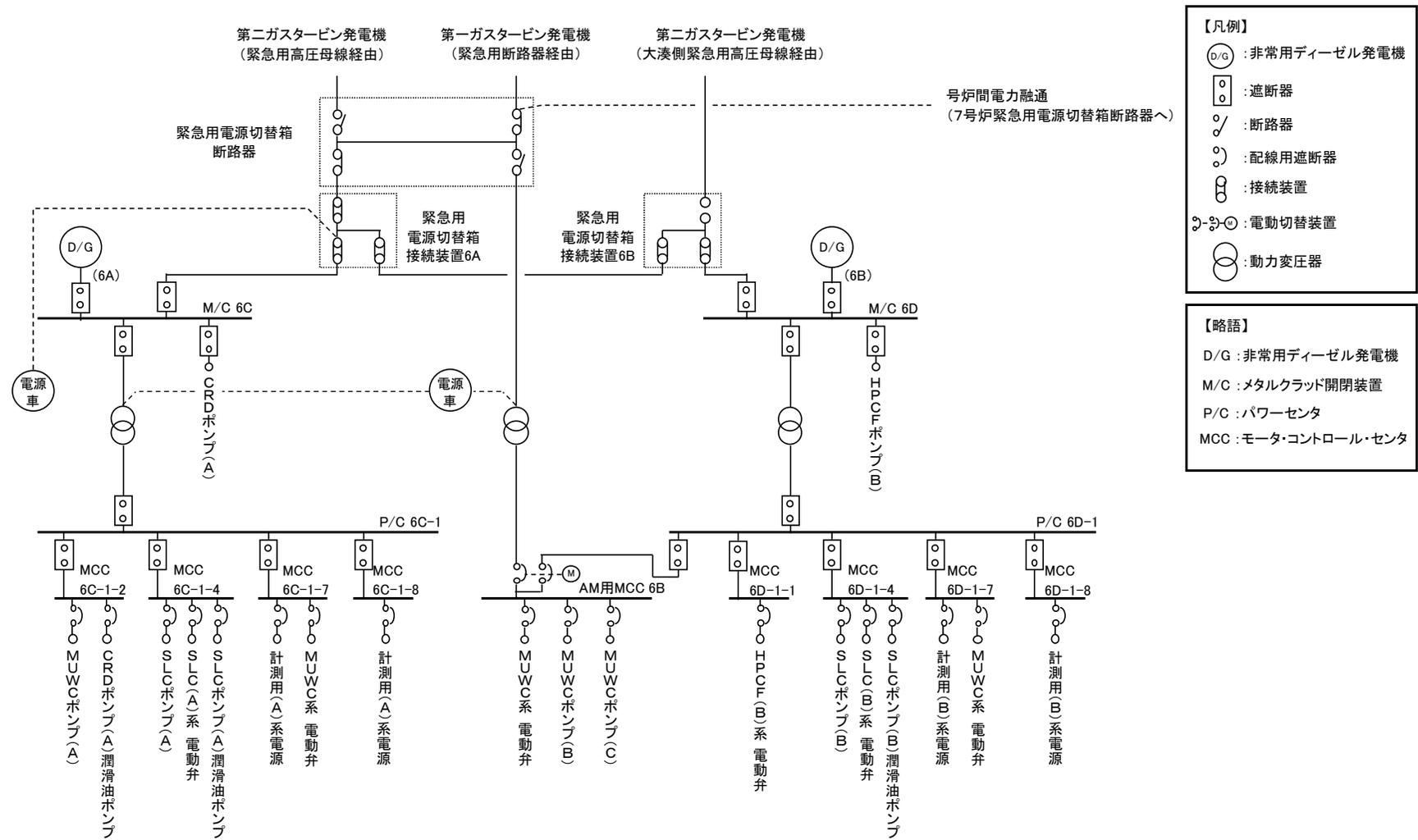


図2 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 交流電源)

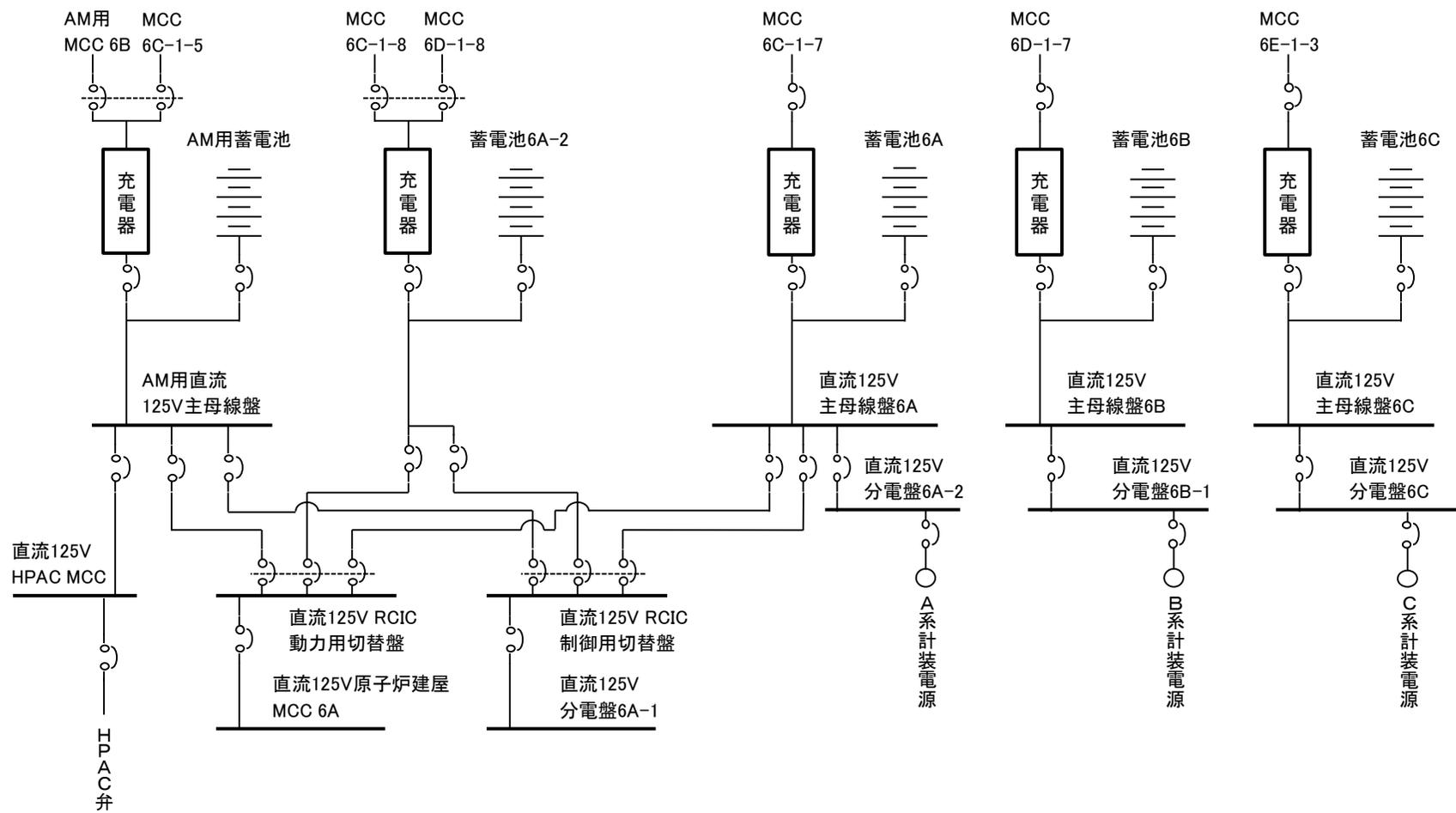


図3 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 直流電源)

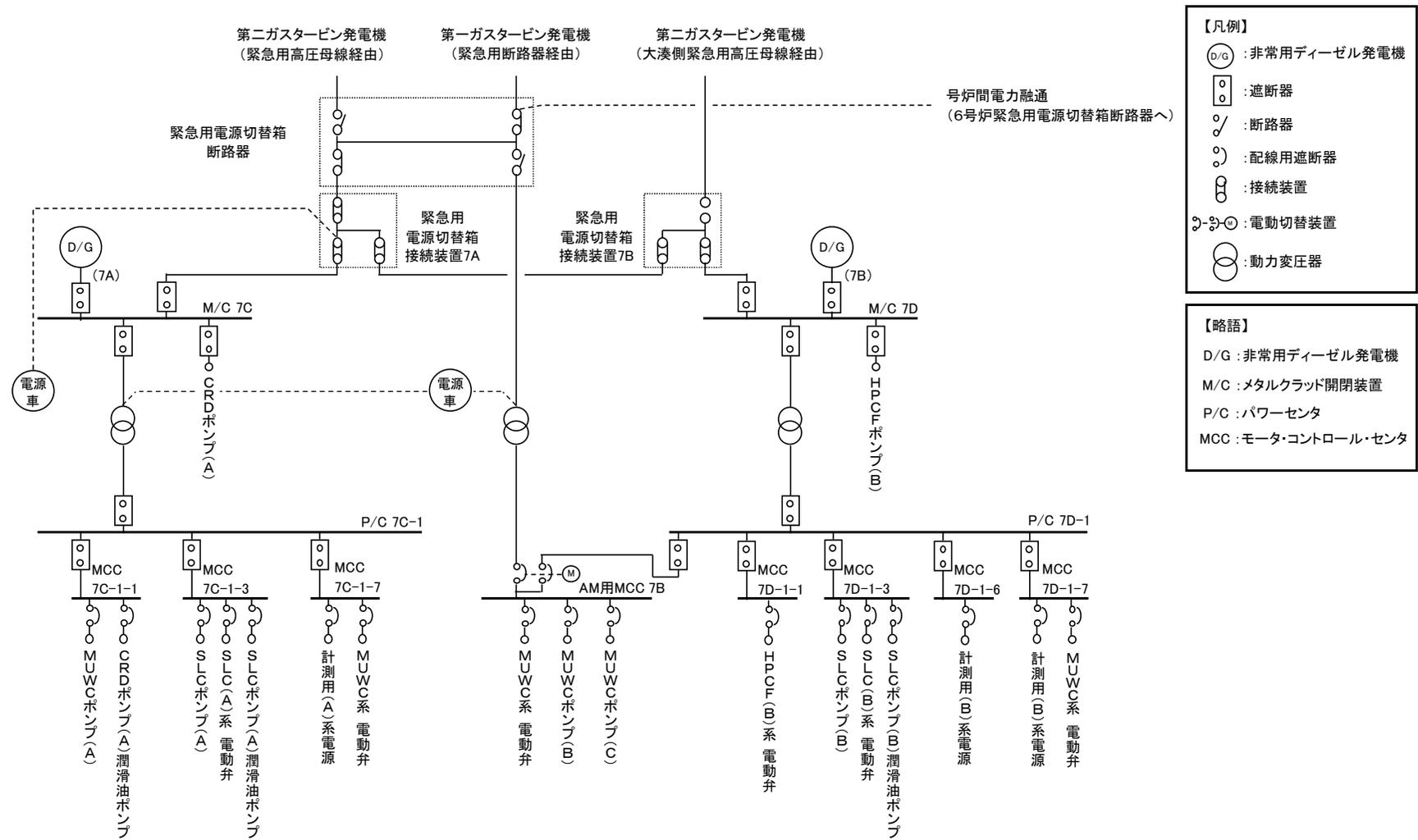


図4 対応手段として選定した設備の電源構成図(7号炉 交流電源)

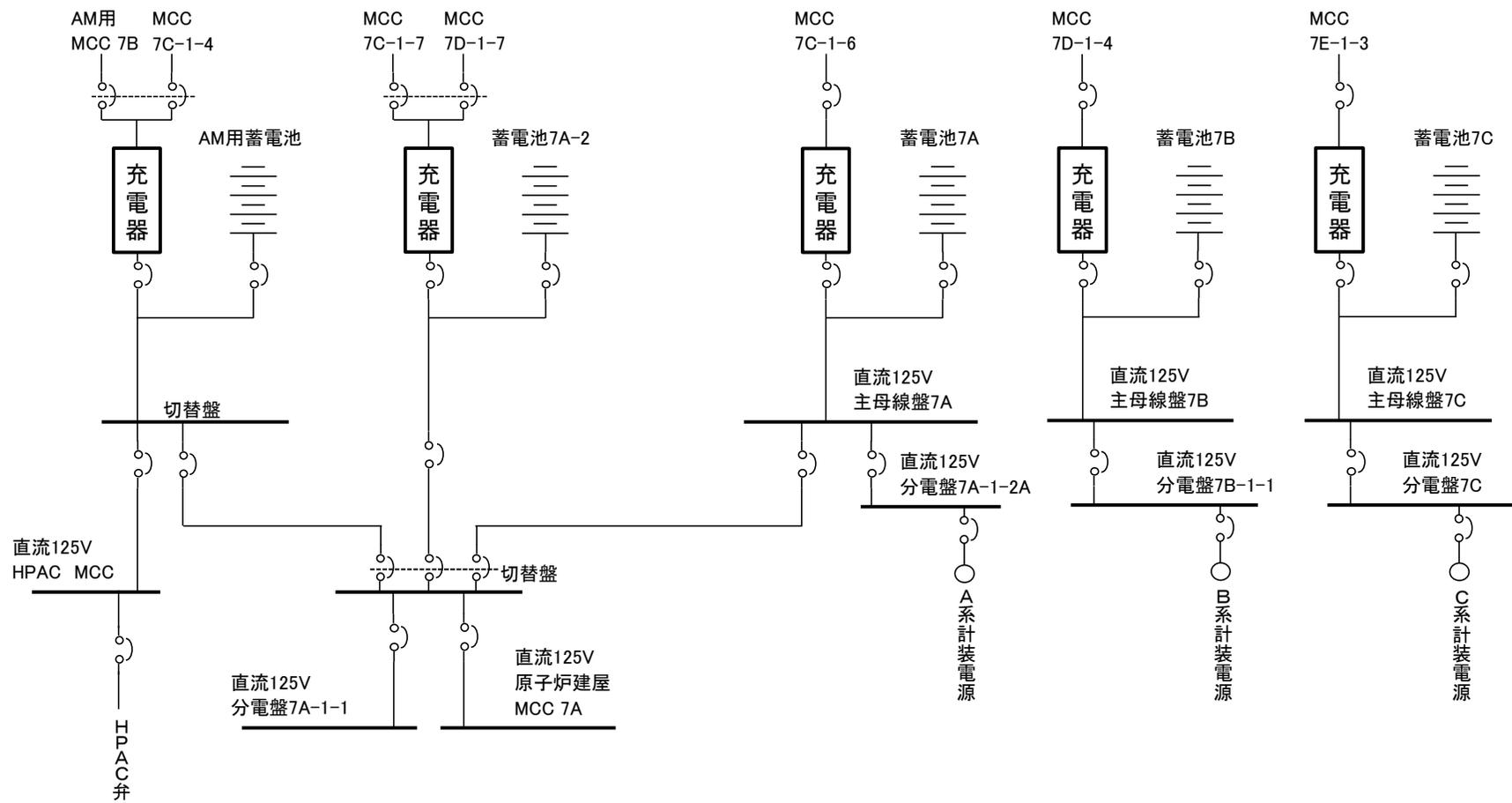


図5 対応手段として選定した設備の電源構成図(7号炉 直流電源)

重大事故対策の成立性

1. 格納容器下部注水系(常設)によるデブリ冷却

(1) 復水貯蔵槽水源確保

a. 操作概要

復水貯蔵槽を水源として復水移送ポンプにより原子炉格納容器下部へ注水する際に、ポンプの吸込ラインを通常のラインから復水貯蔵槽下部からのラインに切り替えることにより水源を確保する。

b. 作業場所

廃棄物処理建屋 地下3階(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

復水貯蔵槽水源確保に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員2名)

所要時間目安:15分(実績時間:14分)

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。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, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



反射テープ



復水移送ポンプ吸込ライン切替え

2. 格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却(淡水/海水)

(1) 遠隔手動弁操作設備の取外し及び系統構成

a. 操作概要

格納容器下部注水系(可搬型)により原子炉格納容器下部へ注水する際に、MUWC 接続口内側隔離弁(B)又は MUWC 接続口内側隔離弁(A)は遠隔手動弁操作設備のため、リンク機構を取り外してから系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 2 階, 地上 1 階(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却に必要な要員数(9名), 所要時間(95分)のうち、遠隔手動弁操作設備の取外し及び取外し後の弁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(現場運転員2名)

所要時間目安:25分(実績時間:10分)

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

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, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 一般工具を使用した簡易な操作であり, 容易に実施可能である。

操作対象弁には, 暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



遠隔手動弁操作設備のリンク機構



リンク機構の取外し操作



(系統構成)

リンク機構の取外し後に、
ハンドルを取り付け、弁操作

(2) 屋外接続口から格納容器下部への注水(淡水/海水)

a. 操作概要

緊急時対策本部は、格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部への注水が必要な状況において、接続口(消防ホース接続箇所)及び水源を選定し、注水ルートを決する。

現場では、指示された注水ルートを確保した上で、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により注水する。

b. 作業場所

屋外(原子炉建屋周辺、防火水槽周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部への注水に必要な要員(防火水槽を水源とした場合 9 名、淡水貯水池を水源とした場合 8 名)、所要時間(防火水槽を水源とした場合 95 分、淡水貯水池を水源とした場合 120 分)のうち、屋外接続口から原子炉への注水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「防火水槽を水源とした場合」3 名(緊急時対策要員 3 名)
「淡水貯水池を水源とした場合」4 名(緊急時対策要員 4 名)

所要時間目安: 「防火水槽を水源とした場合」95 分(実績時間なし)
「淡水貯水池を水源とした場合」120 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: 車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。

非管理区域における操作ではあるが、放射性物質の放出に備え、放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を行う。

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

操作性 : 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



[防火水槽を水源とした場合]
防火水槽への吸管投入



[淡水貯水池を水源とした場合]
送水ホースと可搬型代替注水ポンプ
吸管との接続



ホースを建屋接続口まで敷設

3. 格納容器下部注水系（常設若しくは可搬型）又は消火系による格納容器下部注水（電源確保）

a. 操作概要

格納容器下部注水系（常設若しくは可搬型）又は消火系による格納容器下部注水の系統構成のために電源確保を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下1階(非管理区域)

コントロール建屋 地下1階(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器下部注水系（常設若しくは可搬型）又は消火系による格納容器下部注水に必要な要員数(格納容器下部注水系（常設）の場合6名，格納容器下部注水系（可搬型）の場合9名，消火系の場合6名），所要時間(格納容器下部注水系（常設）の場合35分，格納容器下部注水系（可搬型）の場合95分，消火系の場合30分)のうち，現場での電源確保に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :2名(現場運転員2名)

所要時間目安:20分(実績時間:18分)

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。
非管理区域における操作ではあるが，放射性物質の放出に備え，放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また，ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常を受電操作であり，容易に**実施**可能である。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備)のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認

4. 格納容器下部注水と低圧代替注水の組み合わせについて

復水移送ポンプ、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)にて原子炉格納容器下部への注水が実施できるが、同時に原子炉への低圧代替注水も実施可能である。

以下に、これらの代替設備を使用した格納容器下部注水と低圧代替注水の同時操作について記す。

事故後、電源が復旧可能であれば復水移送ポンプによる格納容器下部注水と低圧代替注水を実施する。

残留熱除去系 A 系の注入配管から原子炉注水を継続し、復水補給水系の格納容器下部注水配管から格納容器下部注水を並行して実施することができる。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉注水の準備が完了後、原子炉注水を復水移送ポンプから可搬型代替注水ポンプ(A-2級)へ切り替え、格納容器下部注水は復水移送ポンプにて継続して実施する。これにより、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉注水(緑ライン)と復水移送ポンプによる格納容器下部注水(青ライン)を組み合わせることで同時並行的に実施することが可能である。

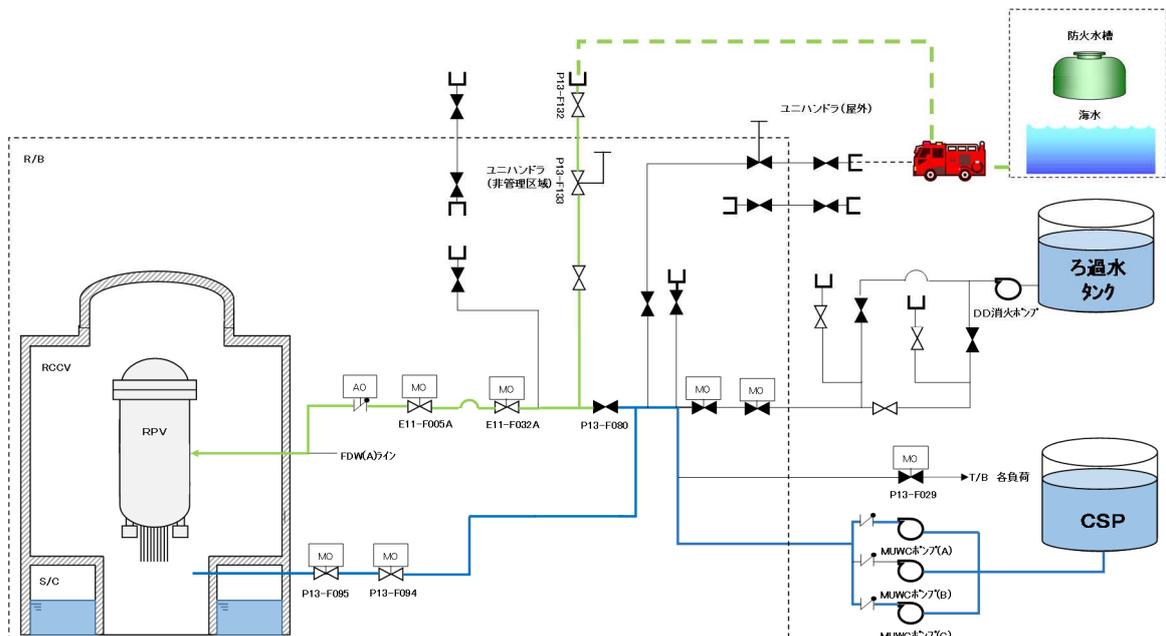


図 1: 復水移送ポンプによる格納容器下部注水及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による原子炉注水 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例)

解釈一覧
判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容		解釈
1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順	(1)原子炉压力容器への注水	d. 高压代替注水系による原子炉压力容器への注水	原子炉圧力指示値が規定値以上	原子炉圧力指示値が <input type="text"/> 以上

操作手順の解釈一覧(1/2)

手順		操作手順記載内容		解釈
1. 8. 2. 1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順	(1) 格納容器下部注水	a. 格納容器下部注水系(常設)によるデブリ冷却	タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F029
			復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上	復水移送ポンプ吐出圧力指示値が [] 以上
			下部ドライウエル注水ライン隔離弁	P13-M0-F095
			下部ドライウエル注水流量調節弁	P13-M0-F094
			復水補給水系常/非常用連絡1次, 2次止め弁	(1次止め弁) P13-F019 (2次止め弁) P13-F020
			タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F029
		b. 格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却(淡水/海水)	MUWC接続口内側隔離弁(B)	P13-F137
			MUWC接続口内側隔離弁(A)	P13-F133
			下部ドライウエル注水流量調節弁	P13-M0-F094
			下部ドライウエル注水ライン隔離弁	P13-M0-F095
			MUWC接続口外側隔離弁1(B), 2(B)	(隔離弁1(B)) P13-F136 (隔離弁2(B)) P13-F141
			MUWC接続口外側隔離弁1(A), 2(A)	(隔離弁1(A)) P13-F132 (隔離弁2(A)) P13-F140
		c. 消火系によるデブリ冷却	タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F029
			復水補給水系消火系第1, 第2連絡弁	(第1連絡弁) P13-M0-F090 (第2連絡弁) P13-M0-F091
下部ドライウエル注水ライン隔離弁	P13-M0-F095			
下部ドライウエル注水流量調節弁	P13-M0-F094			
1. 8. 2. 2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順	(1) 原子炉圧力容器への注水	a. 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F029
			復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上	復水移送ポンプ吐出圧力指示値が [] 以上
			残留熱除去系注入弁(B)	E11-M0-F005B
			残留熱除去系注入弁(A)	E11-M0-F005A
			原子炉圧力容器内の圧力が復水移送ポンプの吐出圧力	原子炉圧力容器内の圧力が [] 以下
			残留熱除去系洗浄水弁(B)	E11-M0-F032B
			残留熱除去系洗浄水弁(A)	E11-M0-F032A
			残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇	残留熱除去系(B)注入配管流量指示値が300m ³ /h程度まで上昇
			残留熱除去系(A)注入配管流量指示値の上昇	残留熱除去系(A)注入配管流量指示値が [] 程度まで上昇
			復水補給水系常/非常用連絡1次, 2次止め弁	(1次止め弁) P13-F019 (2次止め弁) P13-F020

操作手順の解釈一覧(2/2)

手順	操作手順記載内容	解釈
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順	(1) 原子炉压力容器への注水 b. 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)	タービン建屋負荷遮断弁 P13-M0-F029 MUWC接続口内側隔離弁(B) P13-F137 MUWC接続口内側隔離弁(A) P13-F133 残留熱除去系注入弁(B) E11-M0-F005B 原子炉压力容器内の圧力が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下 原子炉压力容器内の圧力が [] 以下 残留熱除去系洗浄水弁(B) E11-M0-F032B 残留熱除去系注入弁(A) E11-M0-F005A 残留熱除去系洗浄水弁(A) E11-M0-F032A MUWC接続口外側隔離弁1(B), 2(B) (隔離弁1(B)) P13-F136 (隔離弁2(B)) P13-F141 MUWC接続口外側隔離弁1(A), 2(A) (隔離弁1(A)) P13-F132 (隔離弁2(A)) P13-F140
	c. 消火系による原子炉压力容器への注水	タービン建屋負荷遮断弁 P13-M0-F029 復水補給水系消火系第1, 第2連絡弁 (第1連絡弁) P13-M0-F090 (第2連絡弁) P13-M0-F091 残留熱除去系注入弁(B) E11-M0-F005B 残留熱除去系注入弁(A) E11-M0-F005A 原子炉压力容器内の圧力がディーゼル駆動消火ポンプの吐出圧力以下 原子炉压力容器内の圧力が [] 以下 残留熱除去系洗浄水弁(B) E11-M0-F032B 残留熱除去系洗浄水弁(A) E11-M0-F032A 残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇 残留熱除去系(B)注入配管流量指示値が [] 程度まで上昇 残留熱除去系(A)注入配管流量指示値の上昇 残留熱除去系(A)注入配管流量指示値が [] 程度まで上昇
	e. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 C41-M0-F001A(B) ほう酸水注入系注入弁 C41-M0-F006A(B)

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

< 目 次 >

1.9.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視

(d) 代替電源による必要な設備への給電

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.9.2 重大事故等時の手順

1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

(1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

a. 原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

c. 耐圧強化ベント系(W/W)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

d. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

a. 格納容器内水素濃度計(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視

b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

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

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

- 添付資料 1.9.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.9.2 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.9.3 重大事故対策の成立性
 - 1. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出
 - 2. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出
 - 3. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出
 - 4. 可燃性ガス濃度制御系の電源確保
 - 5. 格納容器内雰囲気計装の電源確保
 - 6. 耐圧強化ラインの N₂ パージ
- 添付資料 1.9.4 解釈一覧
 - 1. 操作手順の解釈一覧

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

【要求事項】

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

【解釈】

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

(1) BWR

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

(2) PWRのうち必要な原子炉

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

(3) BWR及びPWR共通

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

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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスが、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、水素濃度制御を行う対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.9.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、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五十二条及び技術基準規則第六十七条（以下、「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を表 1.9.1 に整理する。

a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス（窒素ガス）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態になっている。

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

- ・不活性ガス系

また、中長期的に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬型格納容器窒素供給設備により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。

この対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「原子炉格納容器負圧破損の防止」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型格納容器窒素供給設備

本系統は、可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し、可搬型窒素ガス発生装置にて発生した窒素ガスをドライウェル及びサプレッション・チェンバに供給する手順とする。詳細な手順は、設備の設計の進捗にあわせて整備する。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

i. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを、格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系により原子炉格納容器外に排出することにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」及び「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」における「耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器圧力逃がし装置
- ・代替格納容器圧力逃がし装置
- ・耐圧強化ベント系 (W/W)

なお、耐圧強化ベント系（W/W）においては以下の設備を使用する。

- ・可搬型窒素供給装置
- ・耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ・フィルタ装置水素濃度
- ・燃料補給設備

ii. 可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御

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

可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御で使用する設備は以下のとおり。

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

(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を水素濃度監視設備により測定し、監視する手段がある。

i. 格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視

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

- ・格納容器内水素濃度(SA)

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

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

- ・格納容器内水素濃度
- ・格納容器内酸素濃度

(d) 代替電源による必要な設備への給電

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

代替電源設備による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型直流電源設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系(W/W)、可搬型窒素供給装置、耐圧強化ベント系放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

水素濃度及び酸素濃度の監視で使用する設備のうち、格納容器内水素濃度(SA)、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は重大事故等対処設備として位置づける。

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

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1.9.1)

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

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

- ・可燃性ガス濃度制御系

炉心損傷による大量の水素ガスが発生するような状況下では、可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素ガスが発生することから、可燃性ガス濃度制御系による水素ガスの処理には期待できず、また原子炉格納容器圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるが、格納容器ベント又は格納容器スプレイにより原

原子炉格納容器圧力を可燃性ガス濃度制御系運転可能圧力まで低下し、かつ電源復旧等により設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系を運転することが可能であれば、中長期的な格納容器内水素対策として有効である。

- ・可搬型格納容器窒素供給設備

原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため、炉心損傷に伴い水素ガスが発生した場合においても、事故発生直後に酸素濃度が可燃限界に至ることはなく、短期的には原子炉格納容器への窒素ガス供給は不要である。中長期的には本設備を用い窒素ガスを供給することで、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減できることから、水素爆発による原子炉格納容器の破損防止対策として有効である。

なお、原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止として使用する設備である不活性ガス系は、原子炉運転中に原子炉格納容器内を常時不活性化する手段として使用する設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対象設備とは位置づけない。

b. 手順等

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

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下、「SOP」という。）、AM設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（表1.9.1）。

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（表1.9.2、表1.9.3）。

（添付資料1.9.2）

1.9.2 重大事故等発生時の手順

1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

(1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

a. 原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素ガス）により置換し、原子炉運転中においては原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態を維持する。

これらの操作は、重大事故等が発生した際に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

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

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

原子炉格納容器ベント弁全閉後、再度原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇する場合は、格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器ベント操作を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇を確認した場合。

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のγ線線量率が、設計基準事故相当のγ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に

原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図

1.9.3, 概要図を図1.9.4に, タイムチャートを図1.9.5に示す。

なお, 格納容器圧力逃がし装置補機類の操作手順は「1.7.2.1 (1) a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

W/Wベントの場合(D/Wベントの場合, 手順①以外は同様)

- ①当直副長は, 手順着手の判断基準に基づき, 原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限(ベントライン-1m)以下であることを確認し, 格納容器圧力逃がし装置によるW/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する(原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合はD/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう指示する)。
- ②当直長は, 当直副長からの依頼に基づき, 緊急時対策本部に格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内ベントの準備開始を報告する。
- ③現場運転員C及びDは, 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは, 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと, 及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは, FCVS制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であること及びフィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りが完了していることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは, 原子炉格納容器ベント前の確認として, AC系隔離信号が発生している場合は, 格納容器補助盤にて, AC系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは, 原子炉格納容器ベント前の系統構成として, 非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁及び非常用ガス処理系出口Uシール元弁の全閉操作, 耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁, 不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント

用隔離弁，不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁，非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁及び換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁の全閉及び，耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁の全開確認後，不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁を調整開（流路面積約50%開）とし，格納容器逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を当直副長へ報告する。

- ⑧当直長は，当直副長からの依頼に基づき，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑨当直副長は，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を適宜確認し，当直長へ報告する。また，当直長は原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度に関する情報を，緊急時対策本部へ報告する。
- ⑩当直副長は，原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達する時間，弁操作に必要な時間を考慮し，運転員に格納容器逃がし装置による原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑪^aW/Wベントの場合
現場運転員C及びDは，不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とし，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントを開始する。
- ⑪^bD/Wベントの場合
現場運転員C及びDは，不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とし，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントを開始する。
- ⑫中央制御室運転員A及びBは，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントが開始されたことを，格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値の低下，フィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し，当直副長へ報告する。また，当直長は，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。
- ⑬中央制御室運転員A及びBは，FCVS制御盤にてフィルタ装置水位指示値を確認し，水位調整が必要な場合は当直副長へ報告する。また，当直長は，フィルタ装置の水位調整を実施するよう緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑭中央制御室運転員A及びBは，格納容器内水素濃度指示値及び格納容

器内酸素濃度指示値の低下傾向が確認できない状態となった場合、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁の全閉、現場運転員C及びDは、不活性ガス系 S/Cベント用出口隔離弁又は不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全閉操作を実施する。再度原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇する場合は、格納容器圧力逃がし装置を使用し原子炉格納容器ベントを実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出開始まで約70分で可能である。

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

(添付資料1.9.3-1)

b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認され、格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した場合に、代替格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

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

原子炉格納容器ベント弁全閉後、再度原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇する場合は、代替格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器ベント操作を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇を確認した場合で格納容器圧力逃がし装置が機能喪

失^{※2}した場合。

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2: 「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。

(b) 操作手順

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローは図1.9.3に、概要図を図1.9.6に、タイムチャートを図1.9.7に示す。

なお、格納容器圧力逃がし装置補機類の操作手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑥⑩以外は同様)

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限（ベントライン-1m）以下であることを確認し、代替格納容器圧力逃がし装置によるW/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する（原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合はD/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントの準備開始を報告する。
- ③現場運転員C及びDは、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であること及びフィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りが完了していることを確認する。
- ⑥^aW/Wベントの場合

中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、D/W側第一隔離弁及びD/W側第二隔離弁の全閉を確認し、S/C側第二隔離弁を全開とする。

⑥^bD/Wベントの場合

中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、S/C側第一隔離弁及びS/C側第二隔離弁の全閉を確認し、D/W側第二隔離弁を全開とする。

⑦中央制御室運転員A及びBは、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を当直副長へ報告する。

⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部へ報告する。

⑨当直副長は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を適宜確認し、当直長へ報告する。また、当直長は原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度に関する情報を、緊急時対策本部へ報告する。

⑩当直副長は、原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達する時間、弁操作に必要な時間を考慮し、中央制御室運転員に原子炉格納容器ベント開始を指示する。

⑪^aW/Wベントの場合

中央制御室運転員A及びBは、S/C側第一隔離弁を全開とし、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントを開始する。

⑪^bD/Wベントの場合

中央制御室運転員A及びBは、D/W側第一隔離弁を全開とし、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントを開始する。

⑫中央制御室運転員A及びBは、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値の低下、フィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、当直副長へ報告する。また、当直長は、代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

⑬中央制御室運転員A及びBは、制御盤にてフィルタ装置水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長へ報告する。また、当直長は、フィルタ装置の水位調整を実施するよう緊急時対策本部へ依頼する。

⑭中央制御室運転員A及びBは、格納容器内水素濃度指示値及び格納容

器内酸素濃度指示値の低下傾向が確認できない状態となった場合、S/C側第一隔離弁又はD/W側第一隔離弁の全閉、その後S/C側第二隔離弁又はD/W側第二隔離弁の全閉操作を実施する。再度原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇する場合は、代替格納容器圧力逃がし装置を使用し原子炉格納容器ベントを実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施し、作業開始を判断してから代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出開始まで約25分で可能である。

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

(添付資料1.9.3-2)

c. 耐圧強化ベント系（W/W）による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認され、格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した場合に、耐圧強化ベント系を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

なお、耐圧強化ベント系を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

原子炉格納容器ベント弁全閉後、再度原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇する場合は、耐圧強化ベント系を使用した原子炉格納容器ベント操作を実施する。

i. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

(i) 手順着手の判断基準

炉心損傷後、代替循環冷却系を長期使用し原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇を確認した場合において、格納容器圧力逃が

し装置及び代替格納容器圧力逃がし装置が機能喪失^{※1}した場合。

※1:「格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。

(ii) 操作手順

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.9.3に、概要図を図1.9.8に、タイムチャートを図1.9.9に示す。

なお、PCVベント弁駆動源確保[予備ポンペ]の操作手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限（ベントライン-1m）以下であることを確認し、耐圧強化ベント系によるW/W側からの原子炉格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を緊急時対策本部へ報告するとともに、緊急時対策要員による耐圧強化ラインのN₂ページ中であることの確認を行う。
- ③現場運転員C及びDは、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁及び非常用ガス処理系出口Uシール元弁の全閉操作、不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁、不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁、非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁及び換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁の全閉確認を実施する。
- ⑥現場運転員C及びDは、PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁操作空気ポンペ出口弁を全開とすることで、耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁の駆動源を確保

し、当直副長へ報告する。

- ⑦現場運転員C及びDは、PCVベントライン排気筒側隔離弁操作空気ポンベ出口弁を全開とすることで、耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁の駆動源を確保し、当直副長へ報告する。
- ⑧中央制御室運転員A及びBは、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント前の系統構成として、耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁の全閉操作を実施する。
現場運転員C及びDは、遠隔手動操作設備により耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑨中央制御室運転員A及びBは、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント前の系統構成として、耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁を全開とする。
耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁の駆動源が確保できない場合、現場運転員C及びDは遠隔手動操作設備により全開操作を実施する。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁を調整開（弁開度約20%開）とする。開度指示は現場運転員C及びDにて確認する。
- ⑪中央制御室運転員A及びBは、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を当直副長へ報告する。
- ⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑬当直副長は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を適宜確認し、当直長へ報告する。また、当直長は原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度に関する情報を、緊急時対策本部へ報告する。
- ⑭当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントの開始を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑮当直副長は、原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達する時間、弁操作に必要な時間を考慮し、原子炉格納容器内の圧力が規定圧力以下であることを確認した後、運転員に耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑯現場運転員C及びDは、不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とし、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

⑰中央制御室運転員A及びBは、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値の低下、耐圧強化ベント系放射線モニタ指示値の上昇により確認し、当直副長へ報告する。また、当直長は、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

⑱中央制御室運転員A及びBは、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値の低下傾向が確認できない状態となった場合、不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁の全閉、現場運転員C及びDは、不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全閉操作を実施する。再度原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇する場合は、耐圧強化ベント系を使用し原子炉格納容器ベントを実施する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから耐圧強化ベント系による水素ガス及び酸素ガス排出開始まで約95分で可能である。また、空気駆動弁の駆動源が確保できない場合で遠隔手動操作設備による操作を実施する場合は約175分で可能である。

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

(添付資料1.9.3-3)

ii. 耐圧強化ラインのN₂パーージ

炉心の著しい損傷が発生し、耐圧強化ベント系により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出を実施する際、耐圧強化ベントライン主排気筒側の大気開放されたラインに対してあらかじめN₂パーージを実施することにより、系統内の酸素濃度を可燃限界以下に保ち、水素爆発を防止する。

(i) 手順着手の判断基準

炉心損傷後、代替循環冷却系を長期使用し原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇を確認した場合において、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置が機能喪失^{*1}し、耐圧強化ベ

ト系を用いて原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出を判断した場合。

※1:「格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。

(ii) 操作手順

耐圧強化ラインのN₂パージ手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.9.10に、タイムチャートを図1.9.11に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に耐圧強化ベント系のN₂パージを指示する。
- ②緊急時対策要員は、荒浜/大湊資機材置き場にて、可搬型窒素供給装置の健全性を確認するとともに、タービン建屋西側大物搬入口前(屋外)に可搬型窒素供給装置を配備する。
- ③緊急時対策要員は、タービン建屋-原子炉建屋連絡通路南東側(屋外)にて、可搬型窒素供給装置からの送気ホースを接続口へ取付操作を実施する。また非常用ガス処理系モニタ室通路(管理区域内)にて配管中継用の伸縮継手を取付操作し、耐圧強化ベント系N₂パージ用元弁(二次格納施設側)及び耐圧強化ベント系N₂パージ用元弁(タービン建屋側)の開操作を実施した後、窒素ガス注入の準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ④緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスの注入開始を指示する。
- ⑤緊急時対策要員は、可搬型窒素供給装置より窒素ガスの注入を開始し、耐圧強化ベント系へのN₂パージの開始を緊急時対策本部に報告する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから耐圧強化ラインのN₂パージ完了まで約5時間40分で可能である。

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

(添付資料1.9.3-6)

d. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

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

なお，可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては，原子炉格納容器内の圧力を可燃性濃度制御系運転時の制限圧力(105kPa[gage])以下に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

- ①炉心損傷を判断した場合^{※1}において，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇し，原子炉格納容器内の圧力が105kPa[gage] (可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力)以下であり，残留熱除去系が使用可能な場合^{※2}。
- ②原子炉格納容器ベント操作後の原子炉格納容器水素濃度が10%以上で，原子炉格納容器内の圧力が105kPa[gage] (可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力)以下であり，残留熱除去系が使用可能な場合^{※2}。

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が，設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2: 設備に異常がなく，電源，補機冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

(b) 操作手順

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

手順の対応フローを図1.9.1，図1.9.2，図1.9.3に，概要図を図1.9.12に，タイムチャートを図1.9.13に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に可燃性ガス濃度制御系(A)による原子炉格納容器内の水素濃度制御の準備開始を指示する。
- ②現場運転員C及びDは，可燃性ガス濃度制御系(A)による原子炉格納

容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、ヒータ及び電動弁の電源の受電操作を実施する。

- ③中央制御室運転員A及びBは、可燃性ガス濃度制御系(A)による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、ヒータ、電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、可燃性ガス濃度制御系が使用可能か確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(A) (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)が運転中であり、可燃性ガス濃度制御系(A)冷却器への冷却水供給が可能であることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、可燃性ガス濃度制御系(A)起動準備として、可燃性ガス濃度制御系(A)隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、可燃性ガス濃度制御系室を二次格納施設として負圧管理とするため、可燃性ガス濃度制御系室連絡弁を「全開」とし、当直副長に可燃性ガス濃度制御系の起動準備完了を報告する。
- ⑧当直副長は、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力(105kPa [gage])以下であることを確認し、中央制御室運転員に可燃性ガス濃度制御系の起動操作を指示する。
- ⑨中央制御室運転員A及びBは、可燃性ガス濃度制御系(A)の起動操作を実施し、可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量指示値、ブロワ吸込ガス流量指示値、ブロワ吸込圧力指示値の上昇後、系統が安定に運転していることを確認する。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に動作していることを加熱管表面温度指示値及び再結合器表面温度指示値の上昇により確認し、予熱運転が開始したことを確認する。
- ⑪中央制御室運転員A及びBは、可燃性ガス濃度制御系起動後3時間以内に可燃性ガス濃度制御系の予熱運転が完了することを確認し、その後再結合器内ガス温度指示値が規定値で安定し温度制御されることを確認する。
- ⑫中央制御室運転員A及びBは、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値から可燃性ガス濃度制御系の吸引流量と再

循環流量の調整を実施する。

- ⑬中央制御室運転員A及びBは、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御が行われていることを格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値が低下することにより確認し、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施し、作業開始判断から可燃性ガス濃度制御系起動まで約30分で可能である。また、可燃性ガス濃度制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は3時間以内で可能である。

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

(添付資料1.9.3-4)

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

a. 格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で原子炉格納容器内に発生する水素ガスの濃度を格納容器内水素濃度(SA)により監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のγ線線量率が、設計基準事故相当のγ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度の監視を指示する。
- ② 中央制御室運転員A又はBは、格納容器内水素濃度(SA)による原子

炉格納容器内の水素濃度の監視を強化する。また、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度の監視を強化する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員 1 名により確認を実施する。運転員による準備や起動操作はない。

b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

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

なお、通常運転中における原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度についても監視を行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器内雰囲気計装が使用可能な場合^{※2}。

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2: 設備に異常がなく、電源及び補機冷却水が確保されている場合。

(b) 操作手順

格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.9.1、図1.9.2、図1.9.3、概要図を図1.9.14に、タイムチャートを図1.9.15に示す。

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

代替交流電源設備からの電源供給手順については、「1.14.2.1(1) a.

第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電」手順にて対応する。

代替原子炉補機冷却系による冷却水確保手順については，「1.

5.2.2(1)a. 代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保」手順にて対応する。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測準備開始を指示する。

②現場運転員C及びDは，格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測に必要なサンプリングポンプ，電動弁の電源の受電操作を実施する。

③中央制御室運転員A及びBは，格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測に必要なサンプリングポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていること，並びに冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。

④中央制御室運転員A及びBは，格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が開始されたことを確認し，当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施し，作業開始を判断してから格納容器内雰囲気計装の計測開始まで約25分で可能である。

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

(添付資料1.9.3-5)

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

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

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

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

中央制御室監視計器類への電源供給手順については、「1.14電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.9.2.4 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図1.9.16に示す。

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

格納容器内雰囲気計装にて原子炉格納容器内の酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで、水素爆発の発生を防止する。格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は代替格納容器圧力逃がし装置により実施し、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は耐圧強化ベント系により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで、水素爆発の発生を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を用いて、原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるW/Wを経由する経路を第一優先とする。W/Wベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/Wを経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。

その後は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）又は代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器の除熱を行い、長期的な事故対応として可燃性ガス濃度制御系を起動し、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを再結合させることで、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する。

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

表 1.9.1 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	原子炉格納容器内不活性化による水素爆発防止	不活性ガス系 ※1	- ※1
			可搬型格納容器窒素供給設備 ※2	自主対策設備
	-	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	格納容器圧力逃がし装置 ※2 代替格納容器圧力逃がし装置 ※2 耐圧強化ベント系 (W/W) 可搬型窒素供給装置 耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度 燃料補給設備 ※4	重大事故等対処設備

- ※1: 原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
- ※2: 手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
- ※3: 手順は「1.5 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: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※5: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり, 重大事故等が発生した際に使用するものではないため, 重大事故等対象設備とは位置づけない。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロー 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系	自主対策設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」, 「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「可燃性ガス濃度制御系(A)による格納容器水素制御」 「可燃性ガス濃度制御系(B)による格納容器水素制御」
	—	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度(SA) 格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度	重大事故等対応設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「放出」等 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水(A系)確保」※3 「代替 Hx による補機冷却水(B系)確保」※3
	—	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※4 可搬型代替交流電源設備 ※4 常設代替直流電源設備 ※4 可搬型直流電源設備 ※4	重大事故等対応設備 — ※4

※1: 原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。

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

※3: 手順は「1.5 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: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

表 1.9.2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1/2)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス・酸素ガスの排出 b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス・酸素ガスの排出 c. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス・酸素ガスの排出			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」「放出」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位
	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧	
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

監視計器一覧 (2/2)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)		
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 d. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御				
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」「放出」 AM 設備別操作手順書 「可燃性ガス濃度制御系(A)による格納容器水素制御」 「可燃性ガス濃度制御系(B)による格納容器水素制御」	判断基準	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)	
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)	
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 原子炉補機冷却系(A)系統流量 原子炉補機冷却系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 原子炉補機冷却系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却系熱交換器(B)出口冷却水温度	
		電源確保	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	
		操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)
			原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)			
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度			
補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系(A)(B)入口ガス流量 ブロフ(A)(B)吸込ガス流量 ブロフ(A)(B)吸込圧力 加熱管(A)(B)内ガス温度 加熱管(A)(B)出口ガス温度 加熱管(A)(B)表面温度 再結合器(A)(B)内ガス温度 再結合器(A)(B)表面温度			

表 1.9.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>	格納容器圧力逃がし装置	常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V
	代替格納容器圧力逃がし装置	常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V
	不活性ガス系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C 系 MCC D 系 直流 125V A 系
	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C 系 MCC D 系
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V
	水素濃度及び酸素濃度監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 MCC C 系 MCC D 系 AM 用直流 125V
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源

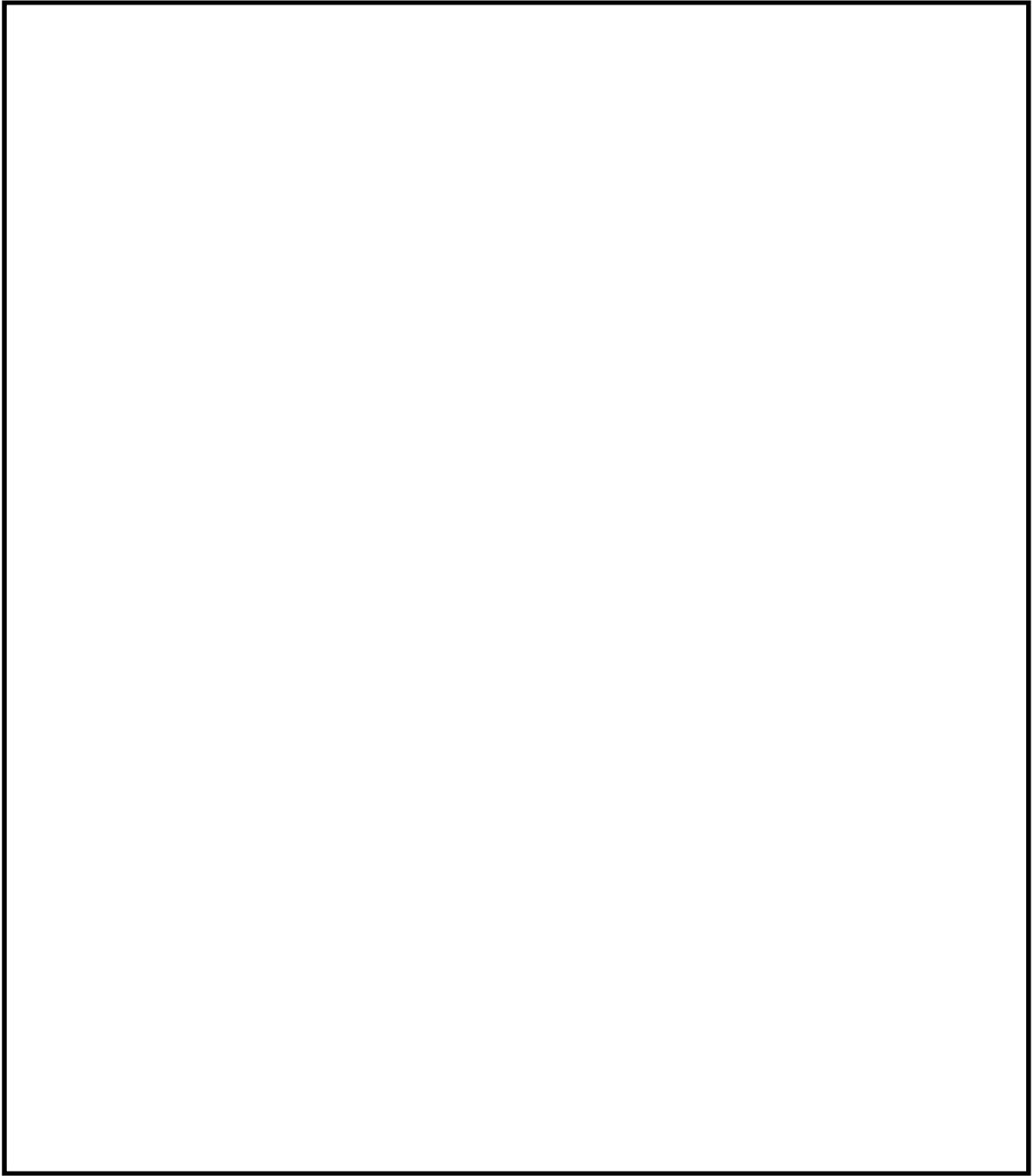


図 1.9.1 SOP 除熱-1 損傷炉心冷却後の除熱における対応フロー

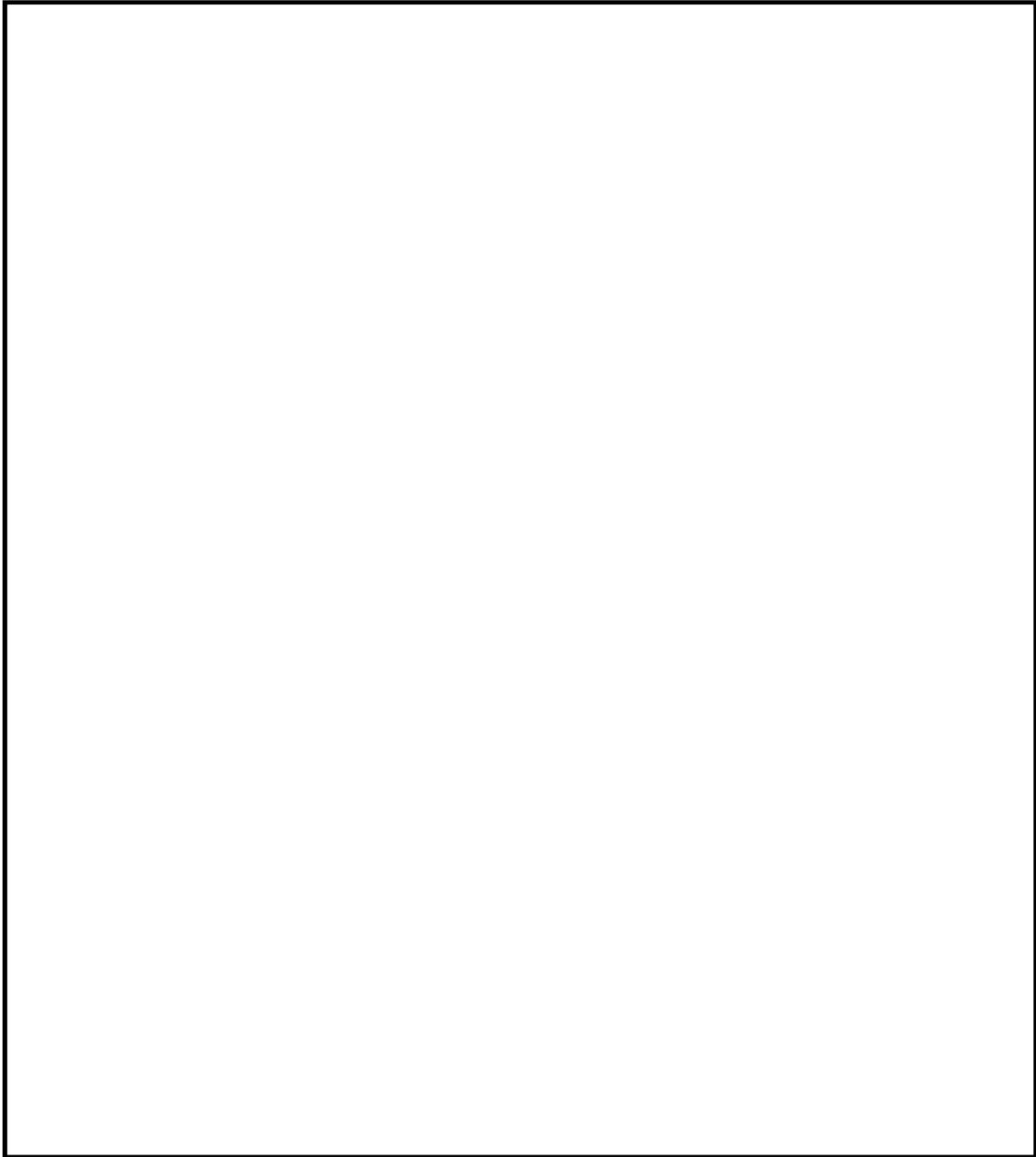


図 1.9.2 SOP 除熱-2 RPV 破損後の除熱における対応フロー

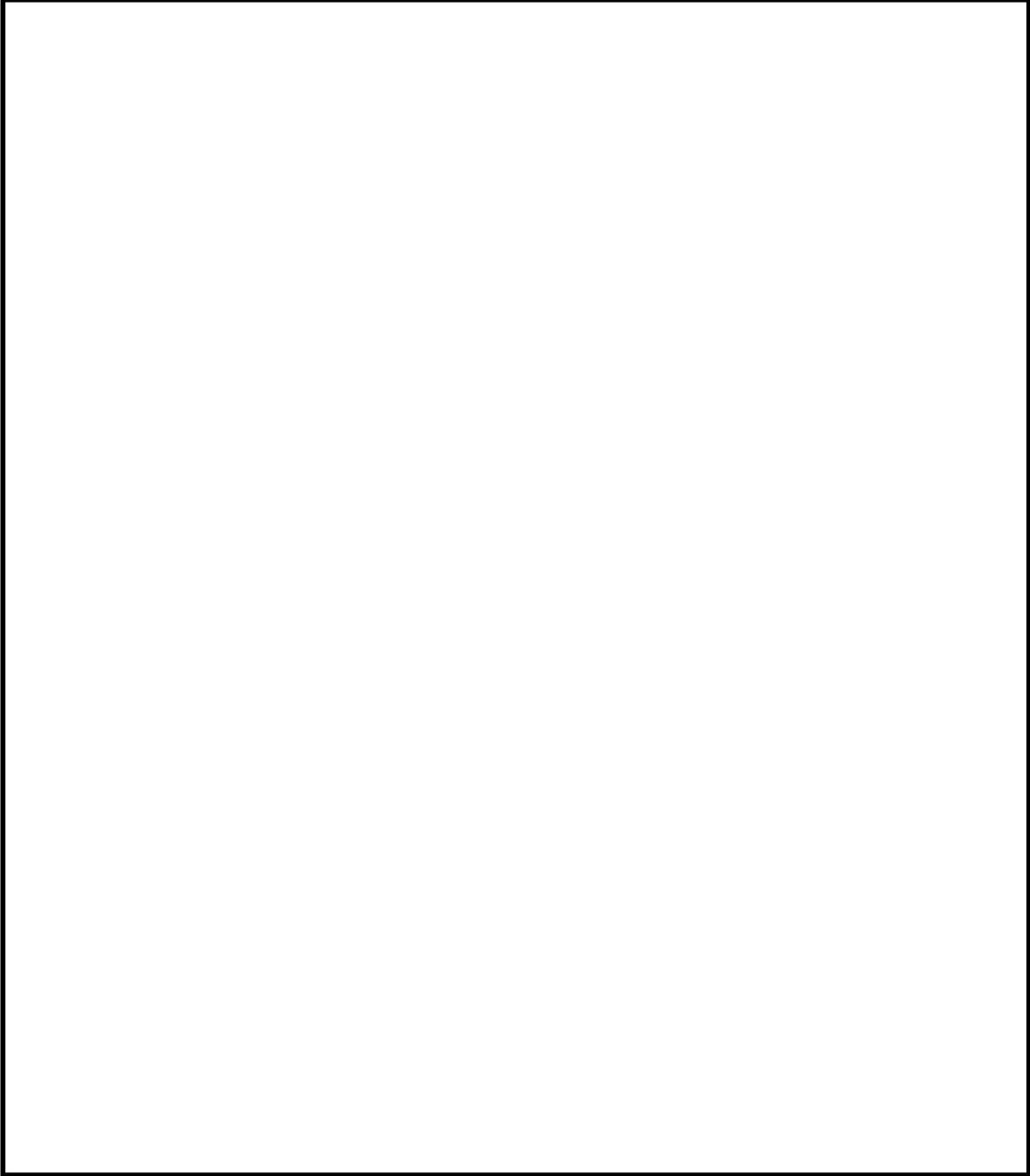
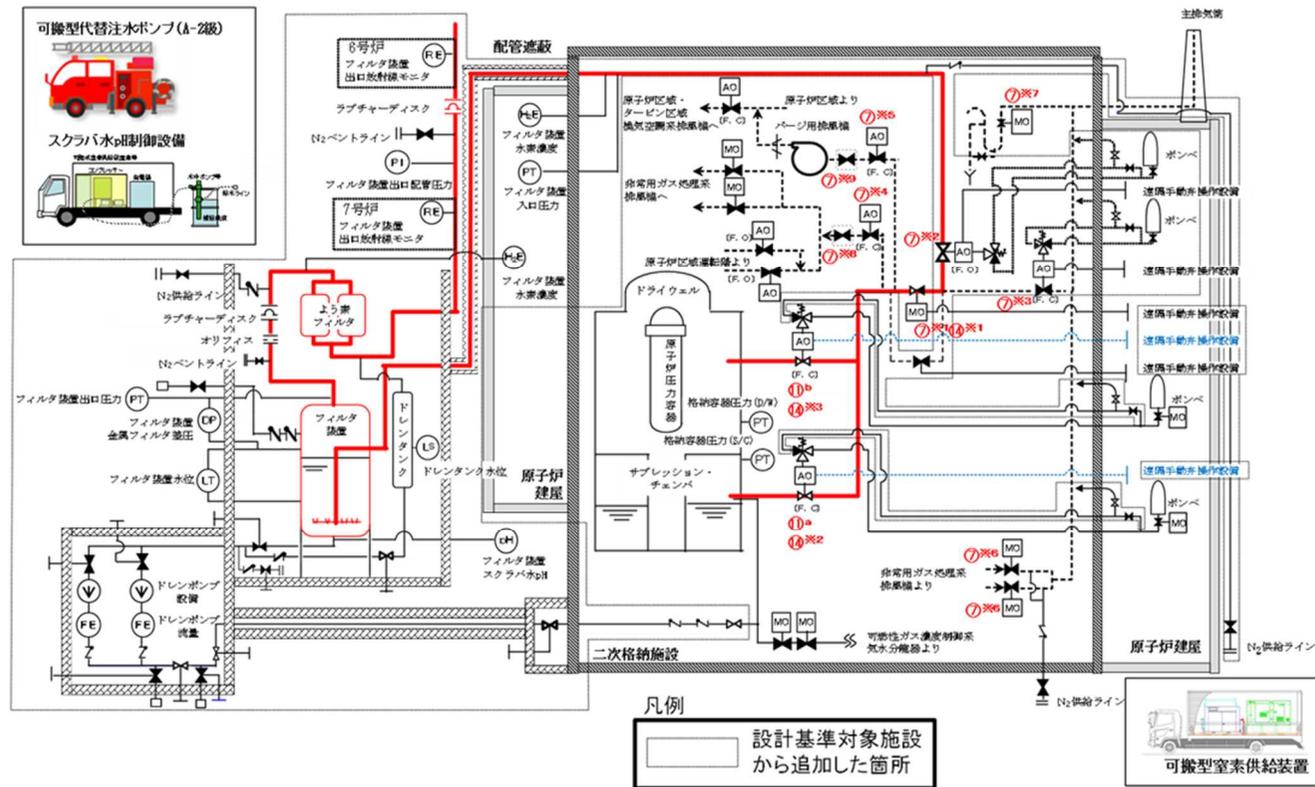


図 1.9.3 SOP 放出 RPV 破損後の除熱における対応フロー



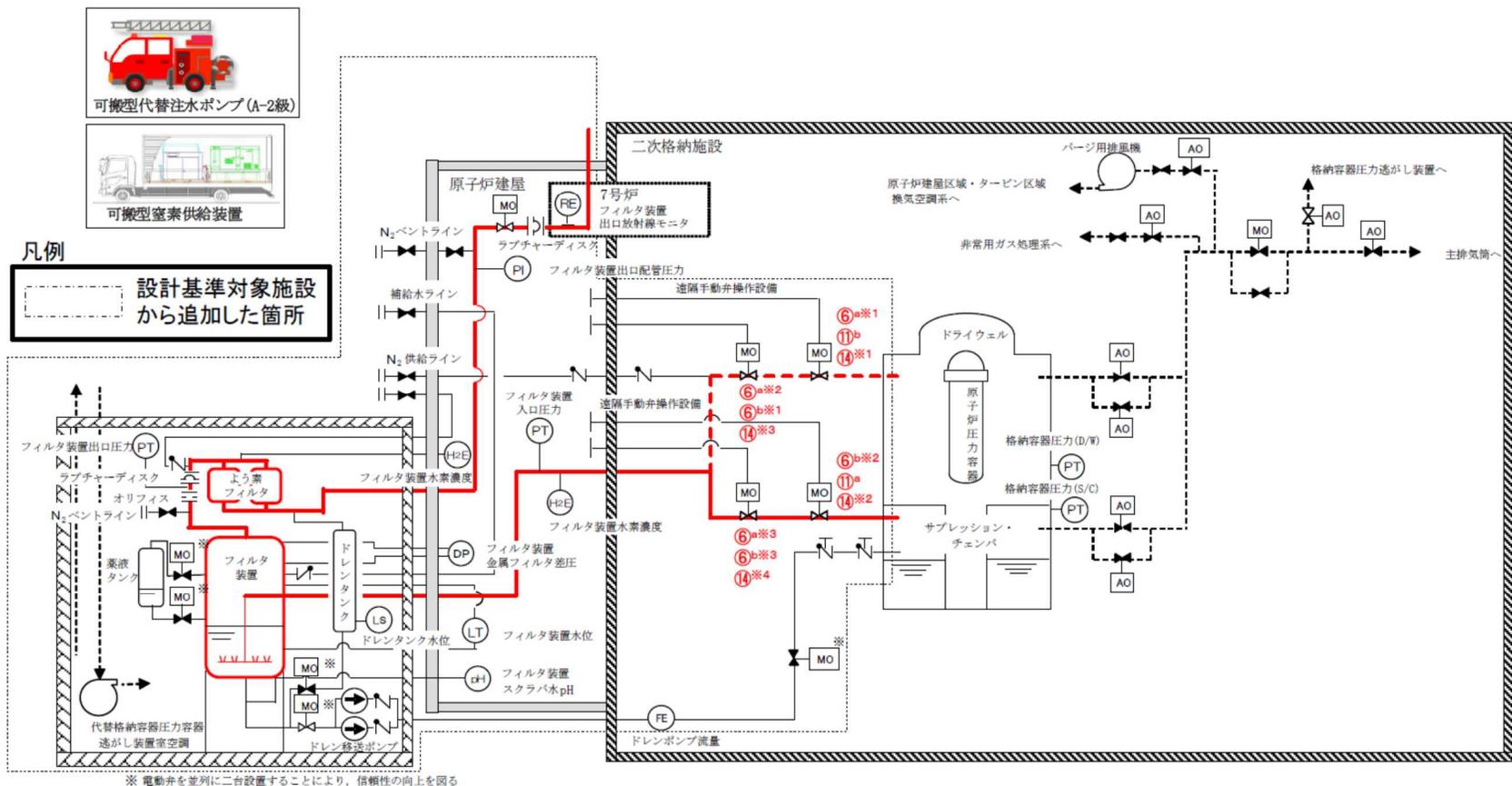
操作手順	弁名称
⑦※⑩※⑪	不活性ガス系PCV耐圧強化バット用連絡配管隔離弁
⑦※⑫	耐圧強化バット系PCVバットラインフィルタバット容器側隔離弁
⑦※⑬	耐圧強化バット系PCVバットライン排気筒側隔離弁
⑦※⑭	不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVバット用隔離弁
⑦※⑮	不活性ガス系換気空調系側PCVバット用隔離弁
⑦※⑯	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁
⑦※⑰	非常用ガス処理系出口バシール元弁
⑦※⑱	非常用ガス処理系側PCVバット用隔離弁後弁
⑦※⑲	換気空調系側PCVバット用隔離弁後弁
⑩※⑳	不活性ガス系S/Cバット用出口隔離弁
⑩※㉑	不活性ガス系D/Wバット用出口隔離弁

図 1.9.4 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 概要図

		経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80					
手順の項目	要員(数)	水素ガス及び酸素ガス排出開始 70分												
格納容器逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出(W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、電源確認											電源を復旧しながら系統構成を行う。
			系統構成											
	現場運転員C, D	2	移動、電源確保											
			W/Wベント弁 遠隔手動弁操作設備による開操作											

		経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80					
手順の項目	要員(数)	水素ガス及び酸素ガス排出開始 70分												
格納容器逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出(D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、電源確認											電源を復旧しながら系統構成を行う。
			系統構成											
	現場運転員C, D	2	移動、電源確保											
			W/Wベント弁 遠隔手動弁操作設備による開操作											

図 1.9.5 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥ ^a ※1 ⑪ ^b ⑭※1	D/W側第一隔離弁
⑥ ^a ※2 ⑥ ^b ※1 ⑭※3	D/W側第二隔離弁
⑥ ^b ※2 ⑪ ^a ⑭※2	S/C側第一隔離弁
⑥ ^a ※3 ⑥ ^b ※3 ⑭※4	S/C側第二隔離弁

図 1.9.6 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図

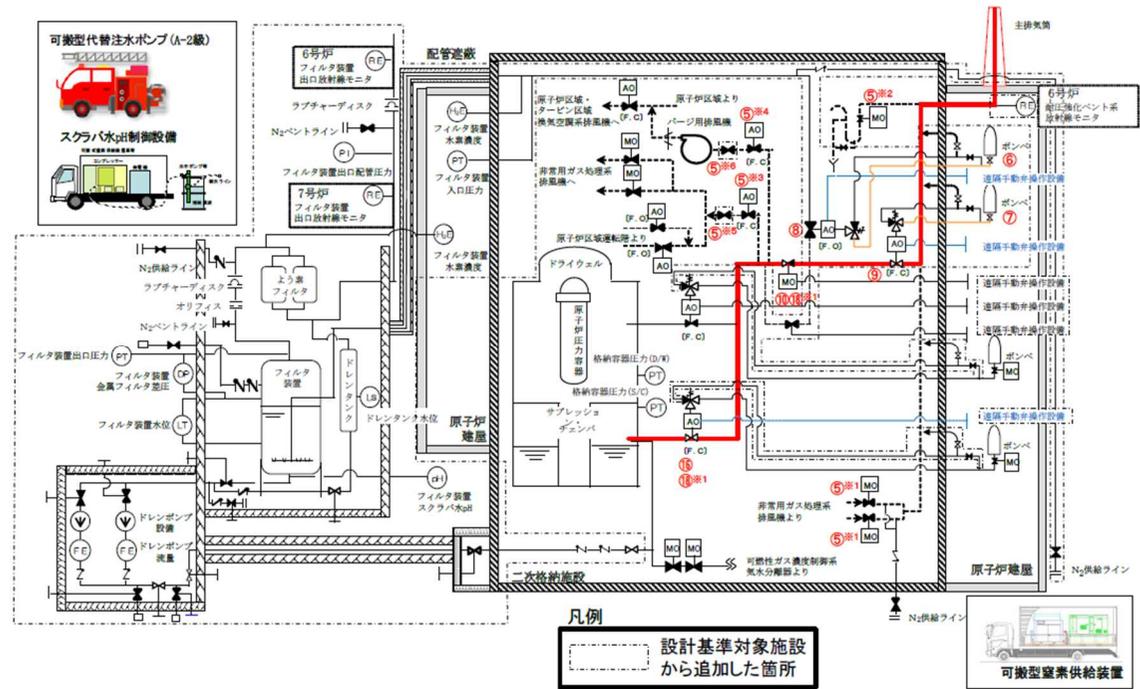
		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80							
手順の項目	要員(数)	水素ガス及び酸素ガス排出開始 25分 ▽														
代替格納容器逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出(W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、電源確認													
			系統構成													
	原子炉格納容器ベント開始															
	現場運転員C, D	2	移動、電源確保													

※設備未完成のため、系統完成後改めて検証・確認を行う

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80							
手順の項目	要員(数)	水素ガス及び酸素ガス排出開始 25分 ▽														
代替格納容器逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出(D/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、電源確認													
			系統構成													
	原子炉格納容器ベント開始															
	現場運転員C, D	2	移動、電源確保													

※設備未完成のため、系統完成後改めて検証・確認を行う

図 1.9.7 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 タイムチャート



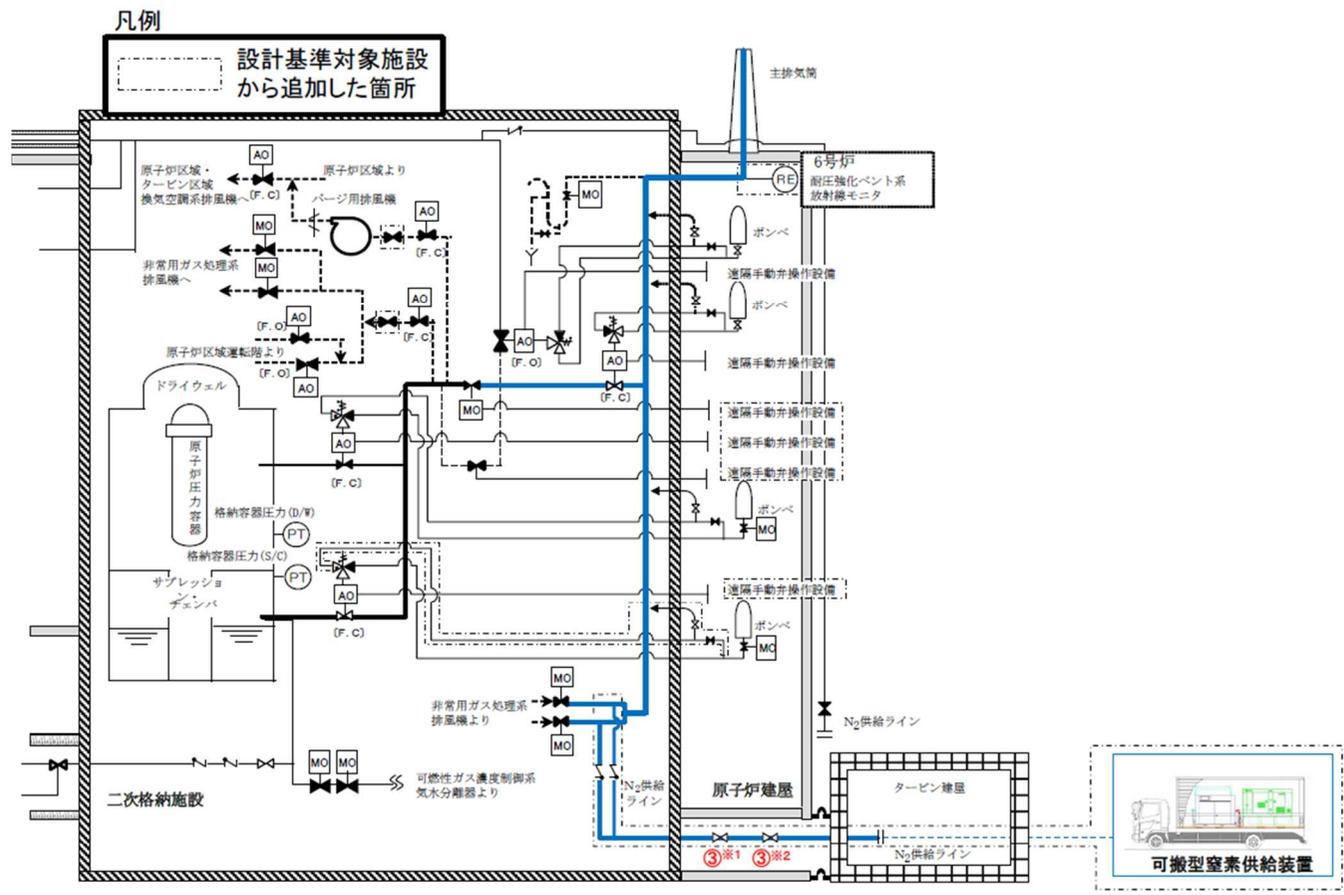
操作手順	弁名称
⑤※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(A) (B)
⑤※2	非常用ガス処理系出口Uシール弁
⑤※3	不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVへント用隔離弁
⑤※4	不活性ガス系換気空調系側PCVへント用隔離弁
⑤※5	非常用ガス処理系側PCVへント用隔離弁後弁
⑤※8	換気空調系側PCVへント用隔離弁後弁
⑥	PCVへントラインフィルタへント容器側隔離弁操作用空気ポンベ出口弁
⑦	PCVへントライン排気筒側隔離弁操作用空気ポンベ出口弁
⑧	耐圧強化へント系PCVへントラインフィルタへント容器側隔離弁
⑨	耐圧強化へント系PCVへントライン排気筒側隔離弁
⑩⑬※1	不活性ガス系PCV耐圧強化へント用連絡配管隔離弁
⑬⑯※2	不活性ガス系S/Cへント用出口隔離弁

図 1.9.8 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図

		経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	55)		135	175	180	190					
手順の項目	要員(数)	水素ガス及び酸素ガス排出開始 175分																
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出(W/Wベント)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保、電源確認			系統構成												電源を復旧しながら系統構成を行う。
			移動・電源確保			系統構成												
	現場運転員C, D	2	移動・電源確保			系統構成					系統構成 ※					※空気駆動弁の駆動源が確保できた場合、本操作は不要。		
													→ 原子炉格納容器ベント開始					

※空気駆動弁の駆動源が確保でき中央制御室から遠隔操作した場合は、トータルの操作時間は95分と想定する。

図 1.9.9 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 タイムチャート



操作手順	弁名称
③※1	耐圧強化ベント系N ₂ パージ用元弁(二次格納施設側)
③※2	耐圧強化ベント系N ₂ パージ用元弁(タービン建屋側)

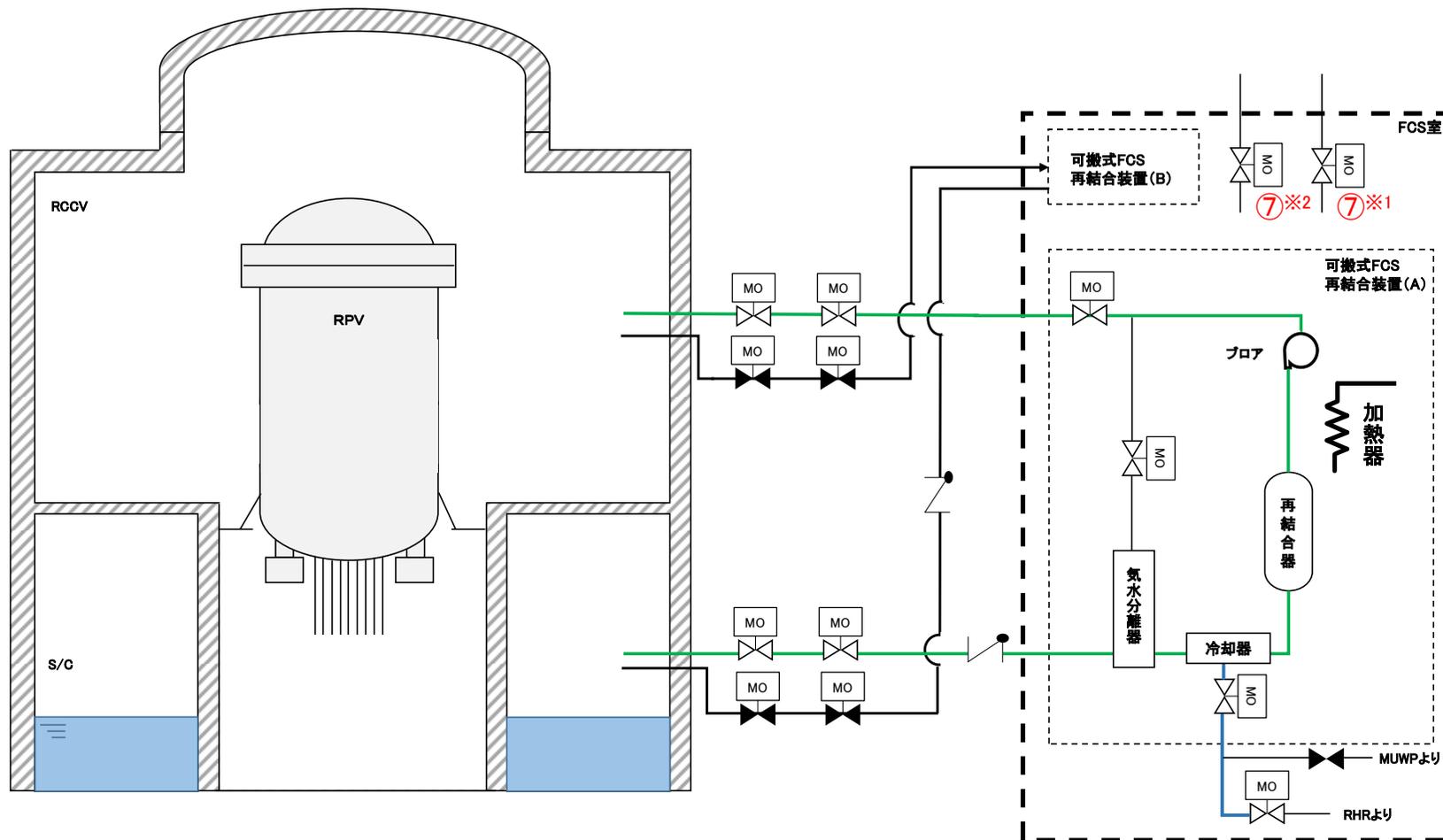
図 1. 9. 10 耐圧強化ラインのN₂パージ 概要図

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60									
手順の項目	要員(数)	▽ 可搬型窒素供給装置健全性確認(大湊高台置場) ▽												耐圧強化ラインのN ₂ パージ作業完了 約5時間40分		
耐圧強化ラインの N ₂ パージ	2	現場移動														→
		カプラ接続・系統構成														
		TSC～タービン建屋-原子炉建屋連絡通路移動														
		ホース接続・伸縮継手取付														
	2	窒素供給開始[5時間～※1]														

※設備未完成のため、系統完成後改めて検証・確認を行う

※1: 窒素供給については継続的に供給する

図 1.9.11 耐圧強化ラインの N₂ パージ タイムチャート



操作手順	弁名称
⑦*1	可燃性ガス濃度制御系室連絡弁(A)
⑦*2	可燃性ガス濃度制御系室連絡弁(B)

図 1.9.12 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 概要図

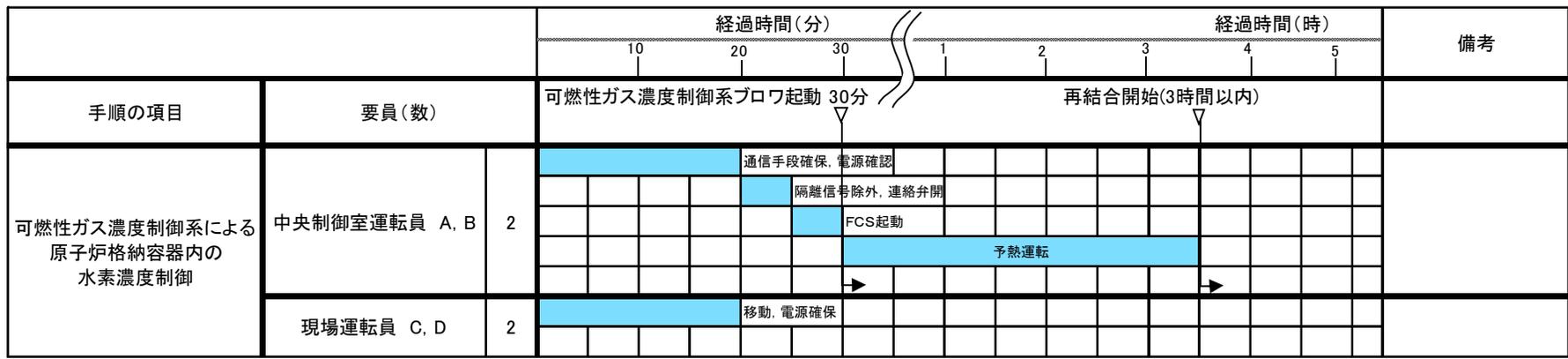


図 1.9.13 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 タイムチャート

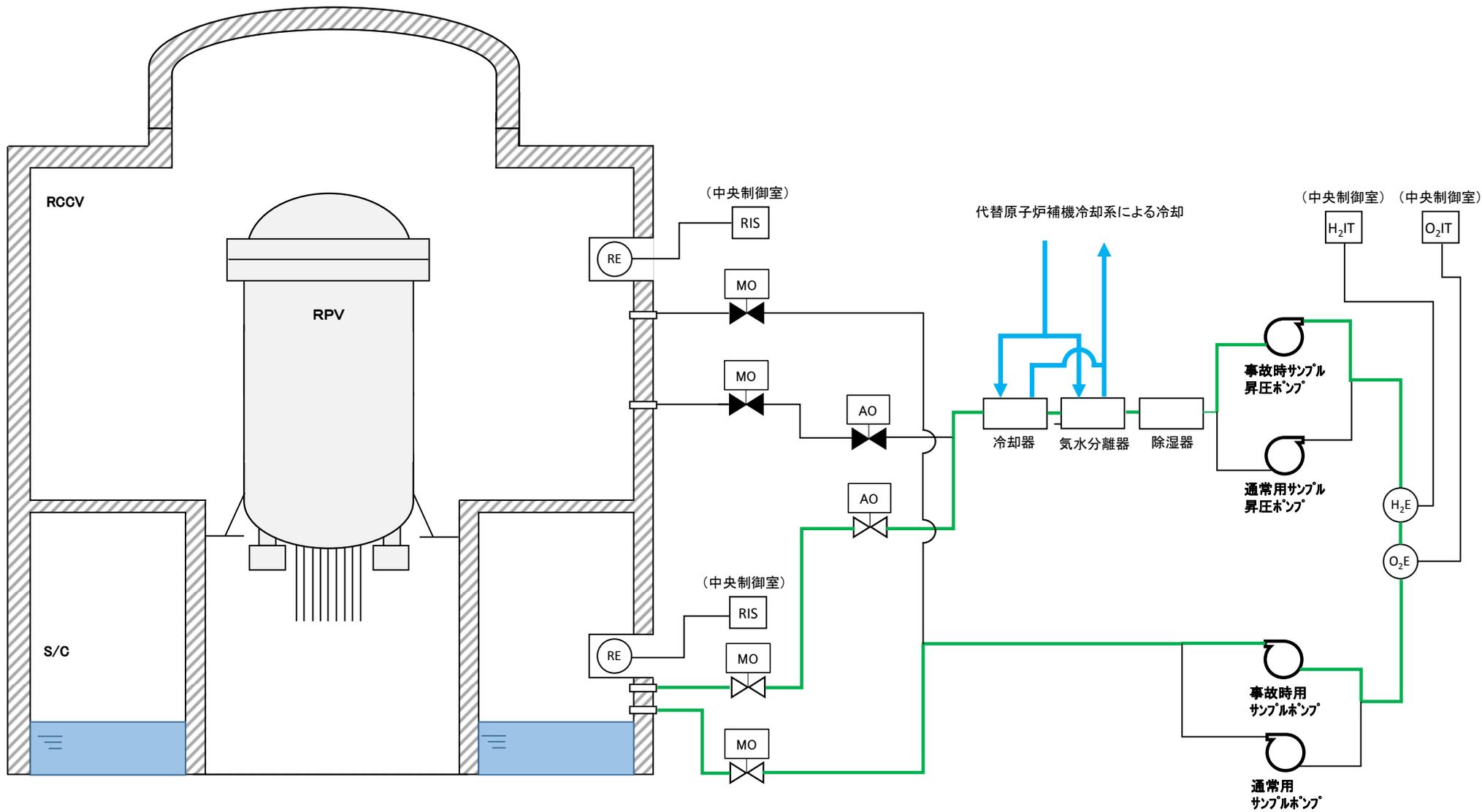


図 1.9.14 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図

		経過時間(分)										備考					
		10	20	30	40	50	60										
手順の項目	要員(数)	25分 格納容器内雰囲気計装による監視開始															
格納容器内雰囲気計装による 原子炉格納容器内の 水素濃度及び酸素濃度監視	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 冷却水確保確認														
			電源確認														
	起動確認, 計測開始																
	現場運転員 C, D	2	移動, 電源確保														

図 1.9.15 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート

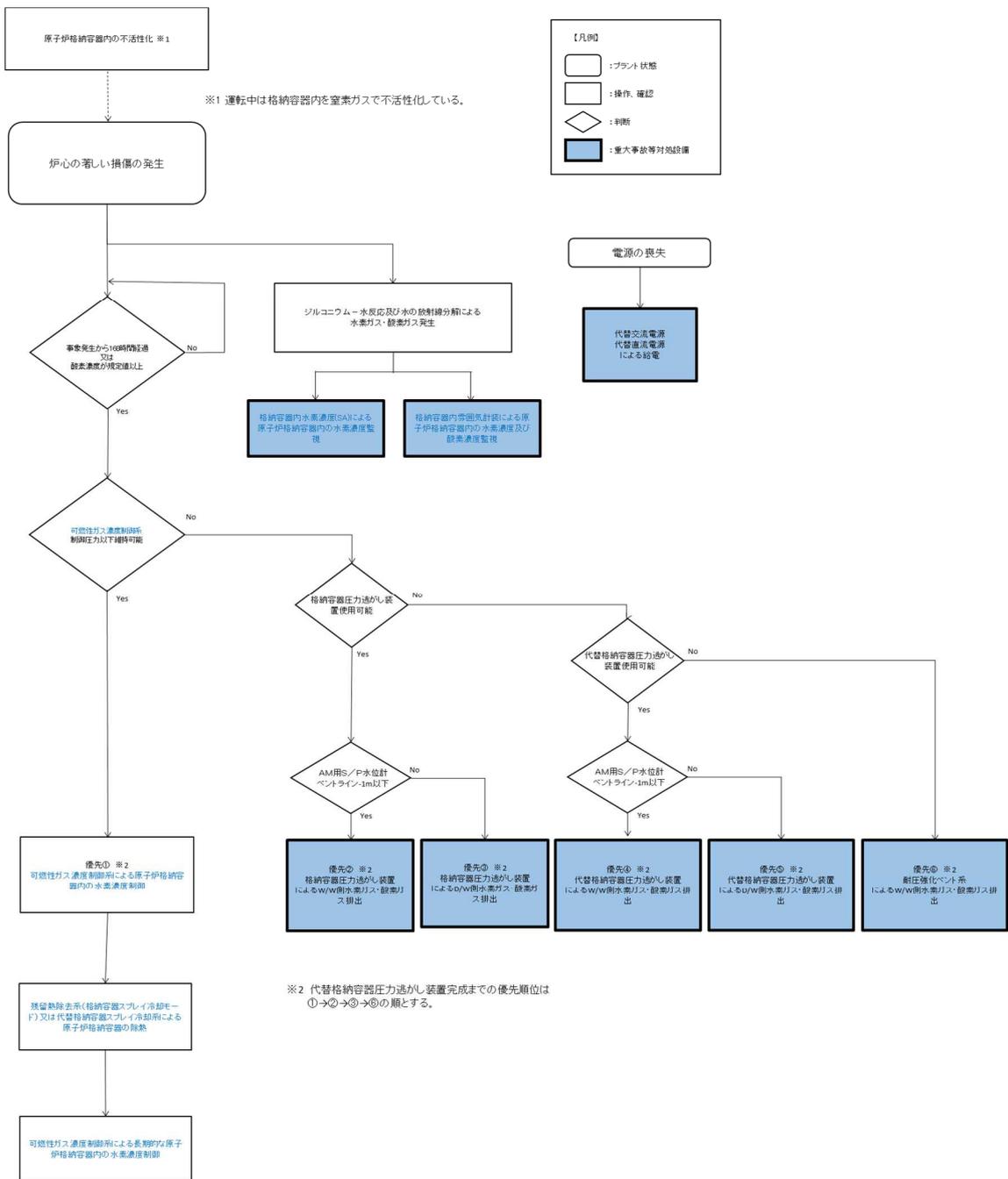


図 1.9.16 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/2)

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

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

※2: 設備の設計の進捗にあわせて手順を整備した後、時間等を確認する。

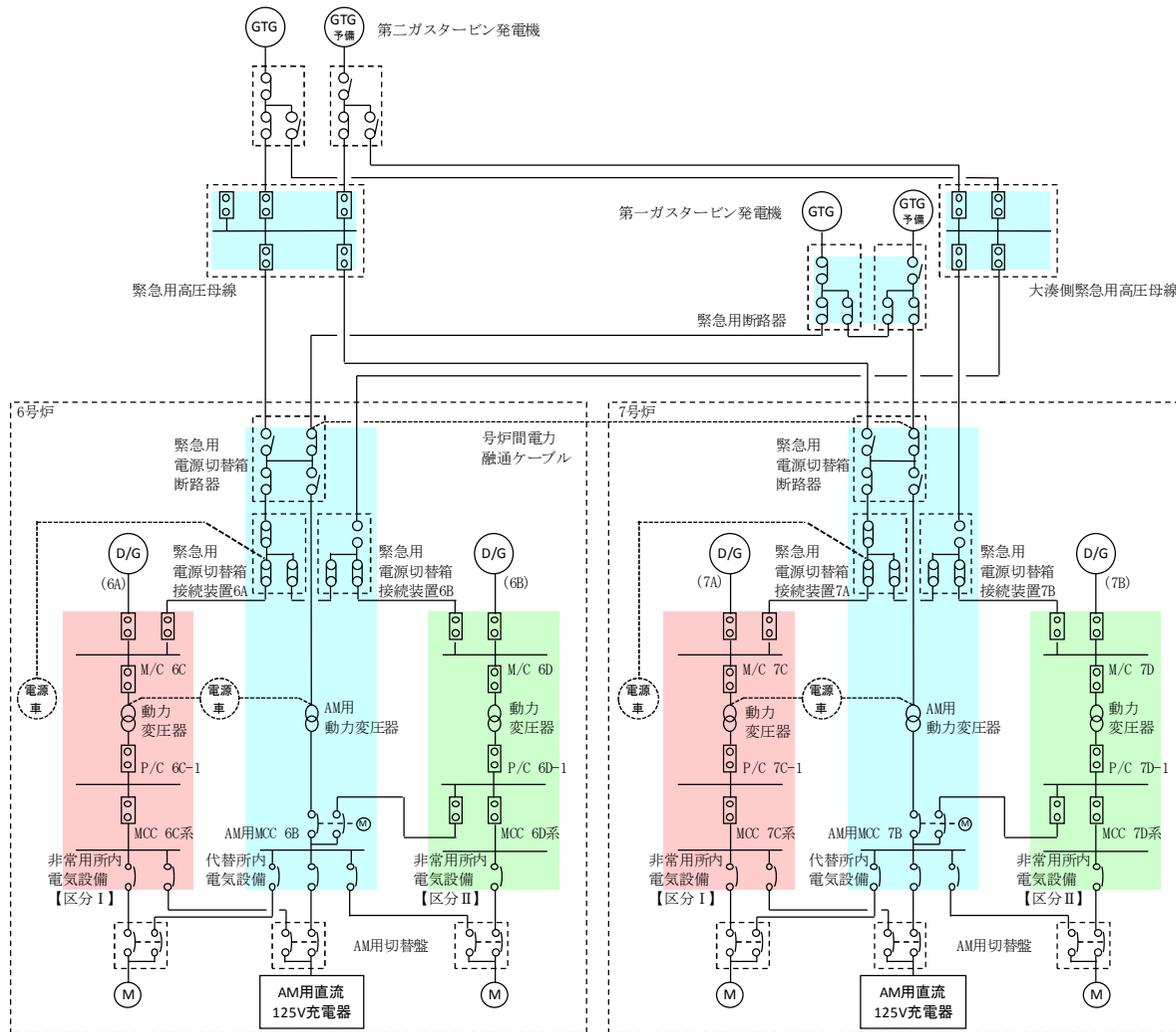
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/2）

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器による原子炉格納容器内不活性化防止	不活性ガス系 ※1	既設	① ② ⑤ ⑥	原子炉格納容器による原子炉格納容器内不活性化防止	可搬型格納容器窒素供給設備	可搬	※2	※2	※2
	-	-			-	-	-	-	-
原子炉格納容器内酸素濃度の排出ガス等による	格納容器圧力逃がし装置	新設	① ④ ⑤ ⑦	可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系再結合器プロロ	常設	30分	4名	自主対策とする理由は本文参照
	代替格納容器圧力逃がし装置	新設			可燃性ガス濃度制御系再結合装置	常設			
	耐圧強化ベント系(W/W)	既設 新設			可燃性ガス濃度制御系配管・弁	常設			
	可搬型窒素供給装置	新設			残留熱除去系	常設			
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	新設			-	-			
	フィルタ装置水素濃度	新設			-	-			
	燃料補給設備	既設 新設			-	-			
酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度(SA)	新設	① ⑤ ⑧	-	-	-	-	-	-
	格納容器内水素濃度	既設							
	格納容器内酸素濃度	既設							
要代替電源への給電	常設代替交流電源設備	新設	① ③ ⑤ ⑨	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	可搬型直流電源設備	新設							

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

※2：設備の設計の進捗にあわせて手順を整備した後，時間等を確認する。



※本単線結線図は、今後の
検討結果により変更となる
可能性がある

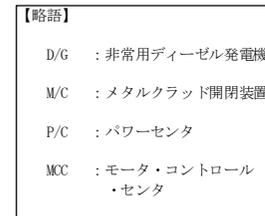
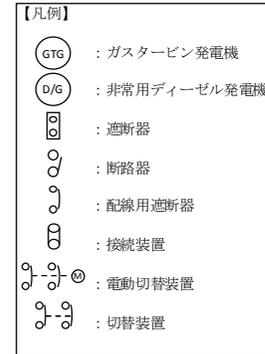


図1 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号及び7号炉 交流電源)

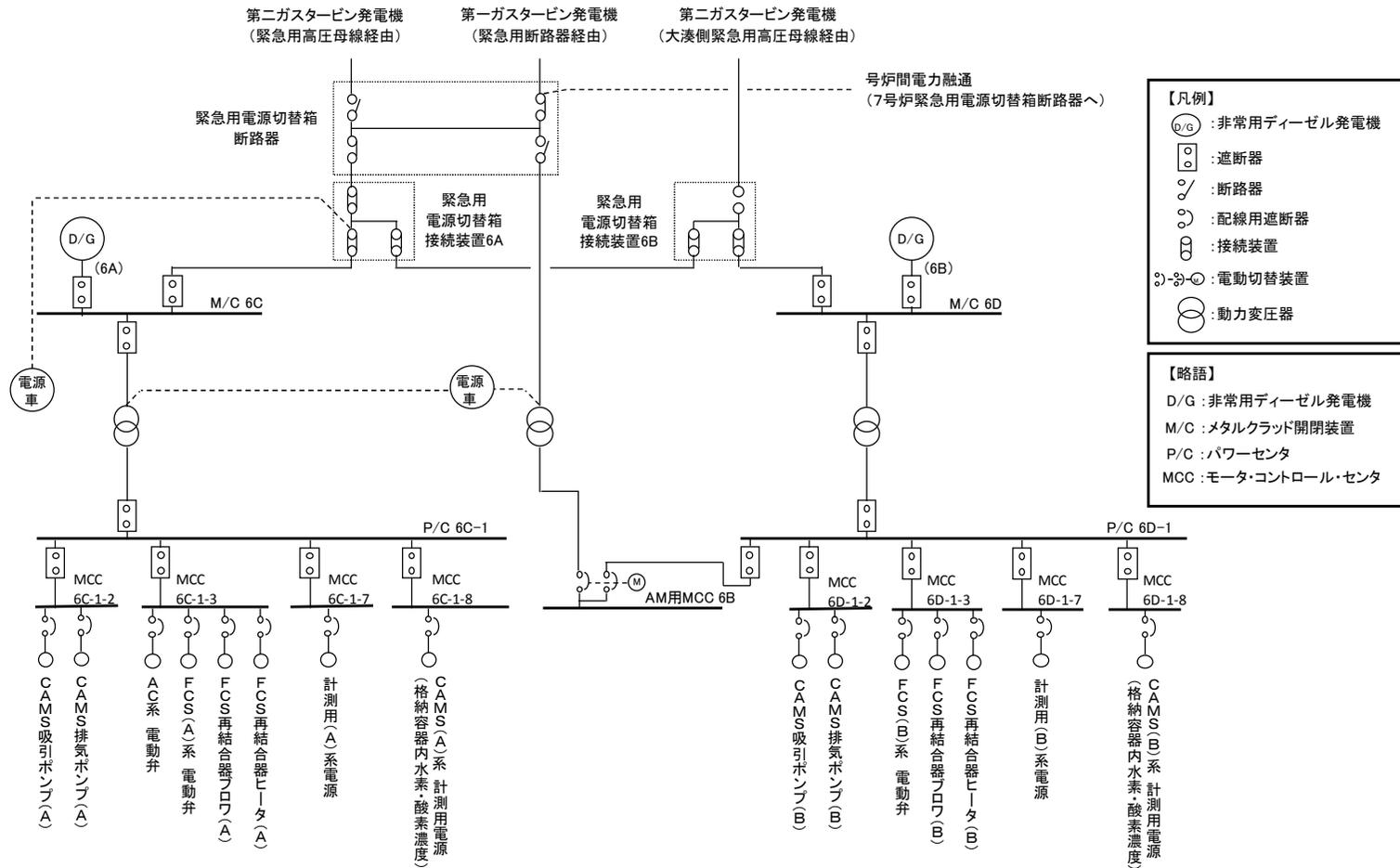


図2 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 交流電源)

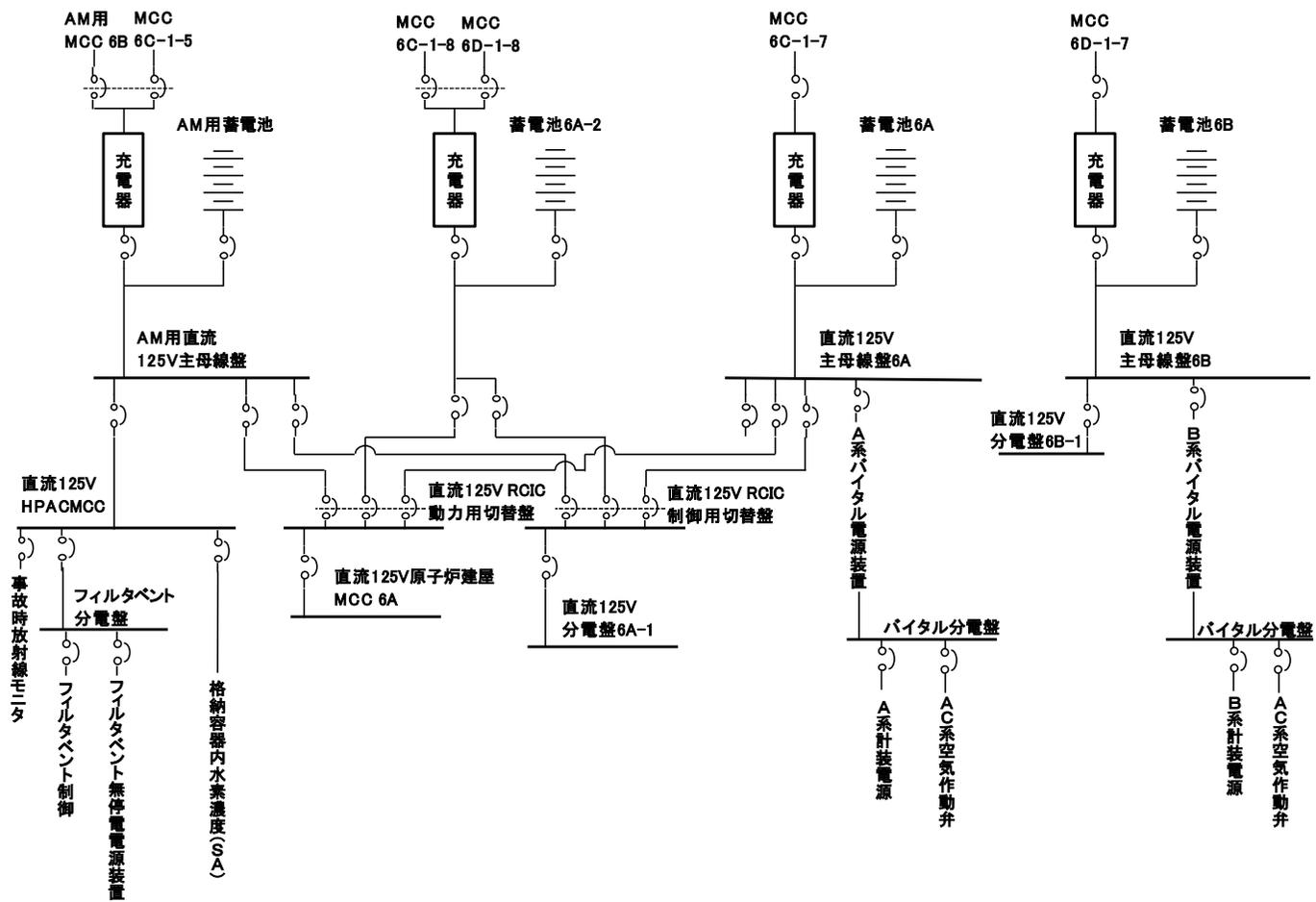


図3 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 直流電源)

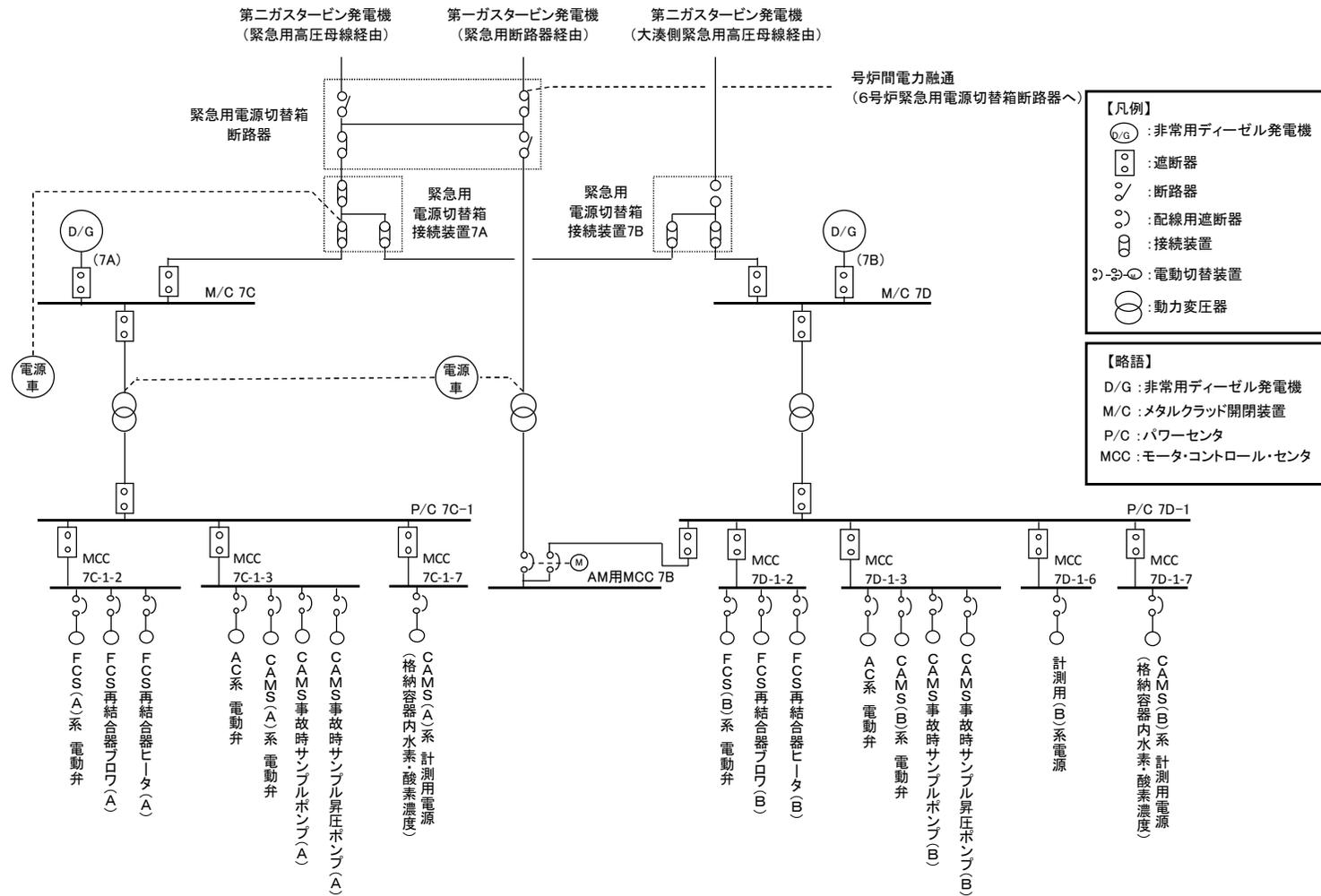


図4 対応手段として選定した設備の電源構成図(7号炉 交流電源)

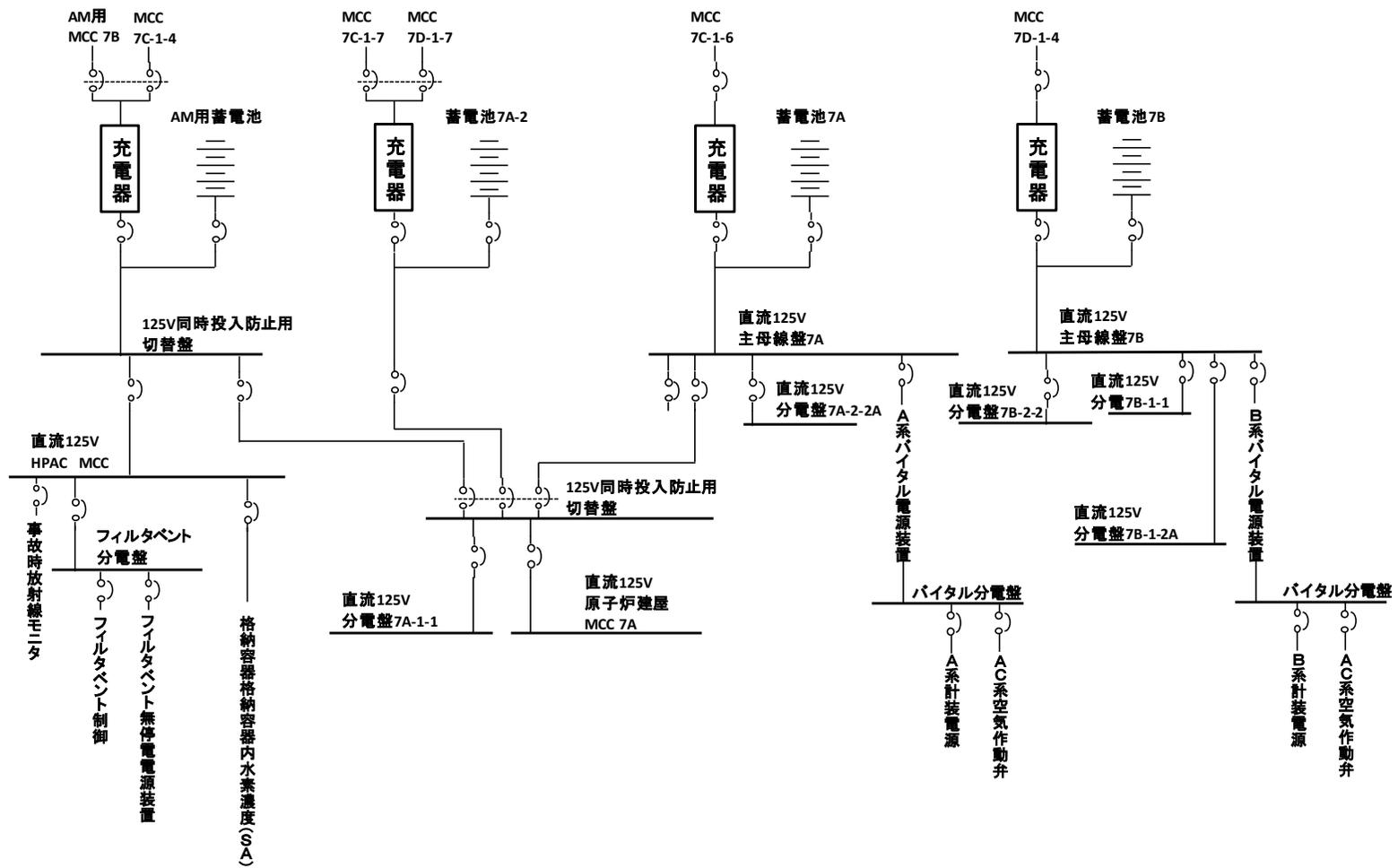


図5 対応手段として選定した設備の電源構成図(7号炉 直流電源)

重大事故対策の成立性

1. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

a. 操作概要

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出に必要な電動弁の電源確保及び現場での系統構成を行う。

b. 作業場所

電源確保	原子炉建屋	地下1階(非管理区域)
W/W ベント	原子炉建屋	地下1階(非管理区域)
D/W ベント	原子炉建屋	地上2階(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出に必要な要員数(4名)、所要時間(70分)のうち、電源確保及び空気作動弁の遠隔手動弁操作設備の操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員2名)

所要時間目安: 電源確保 30分(実績時間: 24分)

遠隔手動弁操作設備による原子炉格納容器ベント操作
40分

(実績時間: 不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁の全開操作を実施する場合 21分)

(実績時間: 不活性ガス系 D/W ベント用出口隔離弁の全開操作を実施する場合 17分)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。現場運転員の放射線防護を考慮し、遠隔手動弁操作設備エリアは、二次格納施設外に設置している。また、原子炉格納容器ベント操作後の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、

ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であり, 容易に実施可能である。

遠隔手動弁操作設備の操作についても, 操作に必要な工具はなく通常の手操作と同様であるため, 容易に実施可能である。

操作対象弁には, 暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認



原子炉格納容器ベント操作(遠隔手動弁操作設備)

2. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

a. 操作概要

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出操作に必要な電動弁の電源確保を行う。

b. 作業場所(設置場所未確定)

原子炉建屋(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出に必要な要員数(4名)、所要時間(25分)のうち、電源確保に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員2名)

所要時間目安: 15分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。

3. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

a. 操作概要

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出に必要な電動弁の電源確保及び現場での系統構成を手動操作にて行う

b. 作業場所

電源確保	原子炉建屋	地下 1 階(非管理区域)
系統構成	原子炉建屋	地上中 3 階, 地上 3 階(非管理区域)
W/W ベント	原子炉建屋	地下 1 階(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出に必要な要員数 (4 名), 所要時間 (95 分[※]) のうち, 電源確保及び現場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 (現場運転員 2 名)

所要時間目安: 電源確保 30 分(実績時間:24 分)

系統構成(二次格納容器施設外)25 分(実績時間:23 分)

遠隔手動弁操作設備による原子炉格納容器ベント操作
40 分

(実績時間:不活性ガス系 S/C ベント用出口隔離弁の全開 21 分)

※空気駆動弁の駆動源の確保ができない場合, 遠隔手動弁操作設備による操作を 80 分 (40 分/1 弁) とし所要時間が 175 分となる。

(耐圧強化系ベント系 PCV ベントラインフィルタベント容器側隔離弁の全閉実績時間: 設備設置工事中のため実績時間なし)

(耐圧強化系ベント系 PCV ベントライン排気筒側隔離弁の全開実績時間: 設備設置工事中のため実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における操作性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

現場運転員の放射線防護を考慮し, 遠隔手動弁操作設備エリア

は、二次格納施設外に設置している。また、原子炉格納容器ベント操作後の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、ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であり、容易に実施可能である。

遠隔手動弁操作設備の操作についても、操作に必要な工具はなく通常の手操作と同様であるため、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認



原子炉格納容器ベント操作(遠隔手動弁操作設備)

4. 可燃性ガス濃度制御系の電源確保

a. 操作概要

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の系統構成のために電源の受電操作を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下1階(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要な要員数(4名)、所要時間(30分)のうち系統構成のための電源確保に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員2名)

所要時間目安: 20分(実績時間: 18分)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内照明消灯時における操作性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出されることから、放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常受電操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認

5. 格納容器内雰囲気計装の電源確保

a. 操作概要

代替原子炉補機冷却系により冷却水が確保されていることの確認及び代替交流電源設備からの給電を確認後、格納容器内雰囲気計装電源の受電操作を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下1階(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視に必要な要員数運転員(4名)、所要時間(25分)のうち格納容器内雰囲気計装電源確保に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :2人(現場運転員2名)

所要時間目安:20分(実績時間:19分)

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出されることから、放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常の受電操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認

6. 耐圧強化ラインの N₂ パージ

a. 操作概要

炉心の著しい損傷の後に代替循環冷却系を使用した際、原子炉格納容器内で水の放射線分解により発生する水素ガス・酸素ガスを耐圧強化ベント系を用いて排出する場合、水素ガス・酸素ガス排出操作前に耐圧強化ベントライン主排気筒側の大気開放されたラインに対してあらかじめ N₂ パージを実施することにより、系統内の酸素濃度を可燃限界以下に保ち、水素爆発を防止する。

b. 作業場所

タービン建屋 西側大物搬入口前(屋外)
 タービン建屋 地上1階 原子炉建屋連絡通路南西側(管理区域)
 原子炉建屋 地上1階 非常用ガス処理系モニタ室通路(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

耐圧強化ラインの N₂ パージに必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 4 人(緊急時対策要員 4 名)

所要時間目安: 5 時間 40 分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、操作は原子炉格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフウェアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

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

操作性 : 送気ホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能であり、操作に必要な工具はない。また、取付操作を行う伸縮継手及び工具については、作業エリア近傍に配置す

る。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器,電力保安通信用電話設備,携帯型音声呼出電話設備)のうち,使用可能な設備により,中央制御室に連絡する。

解釈一覧
操作手順の解釈一覧

手順	操作手順記載内容	解釈	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	FCVS制御盤	H11-P659
		フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内	フィルタ装置水位指示値が1000～1500mm
		格納容器補助盤	H11-P657
		非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁	T22-M0-F004A/B
		非常用ガス処理系出口Uシール元弁	T22-M0-F511
		耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002
		不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020
		不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021
		非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
		換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
		耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-A0-F001
		不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070
		原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値	原子炉格納容器内の酸素濃度が
	不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022	
	不活性ガス系D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019	
	b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	制御盤	盤名称、番号未定
		フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内	フィルタ装置水位指示値が1000～1500mm
		D/W側第一隔離弁	弁名称、番号未定
		D/W側第二隔離弁	弁名称、番号未定
		S/C側第二隔離弁	弁名称、番号未定
S/C側第一隔離弁		弁名称、番号未定	
原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値		原子炉格納容器内の酸素濃度が	
c. 耐圧強化ベント系(W/W)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁	T22-M0-F004A/B	
	非常用ガス処理系出口Uシール元弁	T22-M0-F511	
	不活性ガス系非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020	
	不活性ガス系換気空調系側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021	
	非常用ガス処理系側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040	
	換気空調系側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050	
	PCVベントラインフィルタベント側隔離弁操作空気ボンベ出口弁	T61-F060	
	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-A0-F001	
	PCVベントラインフィルタベント側隔離弁操作空気排気側止め弁	T61-F068	
	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002	
	不活性ガス系PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070	
	原子炉格納容器内の圧力が規定圧力以下	原子炉格納容器内の圧力が	
	原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値	原子炉格納容器内の酸素濃度が	
不活性ガス系S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022		
ii. 耐圧強化ラインのN ₂ パージ	耐圧強化ベント系N ₂ パージ用元弁(二次格納施設側)	T22-F201	
	耐圧強化ベント系N ₂ パージ用元弁(タービン建屋側)	T22-F200	
d. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系室連絡弁	U41-M0-F105A/B	
	可燃性ガス濃度制御系の予熱運転が完了	再結合器内ガス温度指示値が	
	再結合器内ガス温度指示値が規定値	再結合器内ガス温度指示値が	

1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

< 目 次 >

1. 11. 1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

(a) 燃料プール代替注水

(b) 漏えい抑制

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プールのスプレイ

(b) 漏えい緩和

(c) 大気への拡散抑制

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

(b) 代替電源による給電

(c) 重大事故等対処設備

d. 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための対応手段及び設備

(a) 復旧

(b) 重大事故等対処設備

e. 手順等

1. 11. 2 重大事故等時の手順

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

(1) 燃料プール代替注水

a. 燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

b. 燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

c. 消火系による使用済燃料プールへの注水

- (2)漏えい抑制
 - a. サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制
- 1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順
 - (1)燃料プールのスプレイ
 - a. 燃料プール代替注水系（可搬型）による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）
 - b. 燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型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）
 - (2)漏えい緩和
 - a. 使用済燃料プール漏えい緩和
- 1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順
 - (1)使用済燃料プールの状態監視
 - a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動
 - b. 代替電源による給電
- 1. 11. 2. 4 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための対応手順
 - (1)復旧
 - a. 燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱
- 1. 11. 2. 5 その他の手順項目について考慮する手順
- 1. 11. 2. 6 重大事故等時の対応手段の選択

- 添付資料 1. 11. 1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1. 11. 2 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1. 11. 3 重大事故対策の成立性
 - 1. 消火系による使用済燃料プール注水
 - 2. 使用済燃料プール漏えい隔離
 - 3. 燃料プール代替注水系 (可搬型) による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ (淡水／海水)
 - 4. 燃料プール代替注水系 (可搬型) による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ (淡水／海水)
 - 5. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動
 - 6. 燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱
- 添付資料 1. 11. 4 解釈一覧
 - 1. 判断基準の解釈一覧
 - 2. 操作手順の解釈一覧

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。
- 2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
- 3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレー設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。

4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。

a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。

b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

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

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための対処設備を整備している。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1. 11. 1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

また、使用済燃料プールの注水機能を有する設備として、復水補給水系及びサプレッションプール浄化系（非常時補給モード）を設置している。

これらの冷却及び注水機能が故障等により喪失した場合、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合は、その機能を代替するために、各設計基準対象施設が有する機能、相互関係を明確にした（以下、「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（図 1. 11. 1）。

使用済燃料プールから大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定し、使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。なお、使用済燃料プール内の燃料体等をボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵することにより、臨界未満は維持される。

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

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{*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五十四条及び技術基準規則第六十九条（以下、「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，使用済燃料プールの冷却設備若しくは注水設備が故障等により機能喪失した場合，使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合，又は使用済燃料プールから大量の水が漏えいし，使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定する。

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

なお，機能喪失を想定する設計基準対象施設，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を表 1.11.1 に整理する。

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

(a) 燃料プール代替注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時に，使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する手段がある。

i. 燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水

常設スプレイヘッダを使用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。

- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-1級）
- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
- ・ 防火水槽
- ・ 淡水貯水池
- ・ ホース
- ・ SFP接続口
- ・ 燃料プール代替注水系配管・弁
- ・ 常設スプレイヘッダ
- ・ 使用済燃料プール
- ・ 燃料補給設備

なお、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、海水を使用する手段もある。

ii. 燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水

可搬型スプレイヘッドを使用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。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-1級）
- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
- ・防火水槽
- ・淡水貯水池
- ・ホース
- ・SFP接続口
- ・燃料プール代替注水系配管・弁
- ・可搬型スプレイヘッド
- ・使用済燃料プール
- ・燃料補給設備

なお、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、海水を使用する手段もある。

iii. 消火系による使用済燃料プールへの注水

消火系による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。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・消火系配管・弁
- ・復水補給水系配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁
- ・燃料プール冷却浄化系配管・弁
- ・使用済燃料プール
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(b) 漏えい抑制

使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に、使用済燃料プールのサイフォン防止機能を有するサイフオンブレイク孔によりサイフォン現象の継続を防止するとともに、現場手動弁の隔離操作により漏えいを停止する手段がある。漏えい抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・サイフォン防止機能

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プール代替注水で使用する設備のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース、SFP接続口、燃料プール代替注水系配管・弁、常設スプレイヘッダ、可搬型スプレイヘッダ、使用済燃料プール及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

漏えい抑制で使用する設備のうち、サイフォン防止機能は重大事故等対処設備として位置づける。また、重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

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

（添付資料1.11.1）

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

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

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効である。

b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時、使用済燃料プールへのスプレイにより燃料損傷を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する手段がある。

i. 燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-1級）
- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
- ・ 防火水槽
- ・ 淡水貯水池
- ・ ホース
- ・ SFP接続口
- ・ 燃料プール代替注水系配管・弁
- ・ 常設スプレイヘッド
- ・ 使用済燃料プール
- ・ 燃料補給設備

なお、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイは、防火水槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、海水を使用する手段もある。

ii. 燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-1級）
- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
- ・ 防火水槽
- ・ 淡水貯水池
- ・ ホース
- ・ SFP接続口
- ・ 燃料プール代替注水系配管・弁

- ・可搬型スプレイヘッド
- ・使用済燃料プール
- ・燃料補給設備

なお、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイは、防火水槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、海水を使用する手段もある。

(b) 漏えい緩和

使用済燃料プール内側から漏えいしている場合に、シール材を張り付けたステンレス鋼板を使用済燃料プール開口部付近までロープで吊り下ろし、漏えいするプール水の流れやプール水による水圧を利用して開口部を塞ぐことで漏えいを緩和する手段がある。

この手段では漏えいを緩和できない場合があること、重いステンレス鋼板を使用するため作業効率が悪いことから、今後得られた知見を参考に、より効果的な漏えい緩和策を取り入れていく。

漏えい緩和で使用する資機材は以下のとおり。

- ・シール材
- ・接着剤
- ・ステンレス鋼板
- ・吊り降ろしロープ

(c) 大気への拡散抑制

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

大気への拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
- ・ホース
- ・放水砲
- ・燃料補給設備

なお、大気への拡散抑制の操作手順については、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プールスプレイで使用する設備のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース、SFP接続口、燃料プール代替注水系配管・弁、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイヘッド、使用済燃料プール及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

大気への放射性物質拡散抑制で使用する設備のうち、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、ホース、放水砲及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料1.11.1）

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

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。

- ・シール材、接着剤、ステンレス鋼板、吊り降ろしロープ

漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があり、また、プラントの状況によって使用済燃料プールへのアクセスができない場合があるが、使用できれば漏えいを抑制する手段として有効である。

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

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

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）
- ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カ

メラ用空冷装置を含む)

(b) 代替電源による給電

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料プール監視計器へ給電する手段がある。

代替電源による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 所内蓄電式直流電源設備
- ・ 可搬型直流電源設備

(c) 重大事故等対処設備

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）のうち、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）は重大事故等対処設備として位置づける。

代替電源による給電で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.11.1)

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

d. 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための対応手段及び設備

(a) 復旧

設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失により起動できない場合には、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで燃料プール冷却浄化系を復旧し、使用済燃料プールを除熱する手段がある。

i. 燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱

燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プール冷却浄化系ポンプ
- ・使用済燃料プール
- ・燃料プール冷却浄化系熱交換器
- ・燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ
- ・原子炉補機冷却系
- ・代替原子炉補機冷却系
- ・常設代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備

燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱で使用する設備のうち、燃料プール冷却浄化系ポンプ、使用済燃料プール、燃料プール冷却浄化系熱交換器、燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ、代替原子炉補機冷却系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。また、原子炉補機冷却系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

(添付資料1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により、燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失により起動できない場合においても、燃料プール冷却浄化系を復旧し、使用済燃料プールを除熱することができる。

e. 手順等

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

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転

操作手順書（徴候ベース）（以下、「EOP」という。）、AM設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（表1.11.1）。

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（表1.11.2, 表1.11.3）。

（添付資料 1.11.2）

1. 11. 2 重大事故等時の手順

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

(1)燃料プール代替注水

a. 燃料プール代替注水系(可搬型)による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)

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，**防火水槽**又は**淡水貯水池**を水源として**可搬型代替注水ポンプ**により使用済燃料プールへ注水を行う。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台又は(A-2級)1台により，常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び(A-2級)で送水が可能となるよう準備を行うが，可搬型代替注水ポンプ(A-1級)の準備ができない場合には，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)で常設スプレイヘッド**を使用した**使用済燃料プールへの注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

以下の**いずれか**の状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

(b) 操作手順

手順の対応フローを図1. 11. 2に，概要図を図1. 11. 4に，タイムチャートを図1. 11. 5に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは，「1. 11. 2. 3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。
- ③当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水準備として可搬型代替注水ポンプ(A-1

級又はA-2級)の配備及びホース接続を依頼する。

- ④緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配備及びホース接続を行い、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水準備完了について緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。
- ⑤当直長は当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水開始を緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑥当直副長は、中央制御室運転員に燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水状況について、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度による確認を指示する。
- ⑦緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)起動後、使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁又は使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁のどちらかを開操作して送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度により確認し、当直副長に報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。
- ⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持するよう、可搬型代替注水ポンプの間欠運転又は現場での流量調整を緊急時対策本部へ依頼する。

(c) 操作の成立性

防火水槽を水源とし、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始まで80分以内で可能である。

また、淡水貯水池を水源とし、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから

使用済燃料プールへの注水開始まで110分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(添付資料1.11.3-3)

b. 燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型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)

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水を行う。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台又は(A-2級)1台により、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び(A-2級)で送水が可能となるよう準備を行うが、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)の準備ができない場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)で可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

(b) 操作手順

手順の対応フローを図1.11.2に、概要図を図1.11.8に、タイムチャートを図1.11.9に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了してい

ること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

- ③^aSFP接続口(原子炉建屋南側)使用の場合
当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水準備として可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配備及びホース接続を依頼する。
- ③^b原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合
可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配備、ホース接続及び原子炉建屋扉外側の防潮扉の開放を依頼する。
- ④^aSFP接続口(原子炉建屋南側)使用の場合
現場運転員C及びDは、燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水の系統構成として、原子炉建屋地上1階SFP接続口(原子炉建屋南側)から南東側階段を経由して原子炉建屋オペレーティングフロアまでホースを敷設し、原子炉建屋オペレーティングフロアにて可搬型スプレイヘッドを設置しホースと接続する。
- ④^b原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合
現場運転員C及びDは、原子炉建屋扉内側から北西側階段を経由して原子炉建屋オペレーティングフロアまでホースを敷設し、原子炉建屋オペレーティングフロアにて可搬型スプレイヘッドを設置しホースと接続する。
- ⑤^aSFP接続口(原子炉建屋南側)使用の場合
現場運転員C及びDは、燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水の系統構成として、SFP接続口内側隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑤^b原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合
現場運転員C及びDは、可搬型代替注水ポンプとのホース接続のために原子炉建屋扉の開放を実施する。
緊急時対策要員は、原子炉建屋扉外側の防潮扉を開放し、現場運転員による原子炉建屋扉の開放操作完了後、原子炉建屋内に敷設されたホースとの接続を実施する。
- ⑥緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配備及びホース接続を行い、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水準備完了について緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。

- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水開始を緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑧当直副長は、中央制御室運転員に燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水状況について使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度による確認を指示する。
- ⑨^aSFP接続口（原子炉建屋南側）使用の場合
緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）起動後、SFP接続口外側隔離弁を開操作して送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部を經由し、当直長へ報告する。
- ⑨^b原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合
緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）起動後、送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部を經由し、当直長へ報告する。
- ⑩中央制御室運転員Aは、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度により確認し、当直副長に報告する。
- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。
- ⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持するよう、可搬型代替注水ポンプの間欠運転又は現場での流量調整を緊急時対策本部へ依頼する。

(c) 操作の成立性

防火水槽を水源とし、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始までの所要時間は以下のとおり。

SFP 接続口（原子炉建屋南側）使用の場合：約 80 分

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合：約 90 分

また、淡水貯水池を水源とし、可搬型スプレイヘッドを使用した使用

済燃料プール注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始までの所要時間は以下のとおり。

SFP 接続口(原子炉建屋南側)使用の場合:約110分

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合:約110分

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(添付資料1.11.3-4)

c. 消火系による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、消火系による使用済燃料プールへの注水を行う。ろ過水タンクを水源とし、残留熱除去系洗浄水ラインにより残留熱除去系最大熱負荷ラインを経由して使用済燃料プールへの注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水ができず、消火系が使用可能な場合^{※1}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

※1:設備に異常がなく、燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合

(b) 操作手順

消火系による使用済燃料プールへの注水手順の概要は以下のとお

り。手順の対応フローを図1.11.2に、概要図を図1.11.12に、タイムチャートを図1.11.13に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系による使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に消火系による使用済燃料プールへの注水準備のためディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。
- ③現場運転員C及びDは、消火系による使用済燃料プールへの注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、消火系による使用済燃料プールへの注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは、消火系による使用済燃料プールへの注水の系統構成として、復水補給水系消火系第1, 第2連絡弁の全開操作及び残留熱除去系燃料プール側第一出口弁(B), 第二出口弁の全開操作を実施し、当直副長に消火系による使用済燃料プールへの注水準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、ディーゼル駆動消火ポンプの起動完了について緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による使用済燃料プールへの注水開始を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑨当直副長は、中央制御室運転員に消火系による使用済燃料プールへの注水開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。
- ⑪中央制御室運転員A及びBは、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラ、残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇、使用済燃料貯蔵プール水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告するとともに、使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。
- ⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による使用済燃料プールへの注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プールへの注水開始まで約30分で可能である。

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

(添付資料1.11.3-1)

(2) 漏えい抑制

a. サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制

サイフォン現象により使用済燃料プールディフューザ配管から使用済燃料プール水の漏えいが発生し、サイフォンブレイク孔位置まで使用済燃料プールの水位が低下した場合は、サイフォンブレイク孔からの空気の流入によりサイフォン現象の継続が停止し、使用済燃料プール水の流出が停止することを確認する。その後、現場の手動弁操作により破断箇所を系統から隔離する。

また、サイフォンブレイク孔の機能が喪失した場合は、サイフォン現象が継続することから、隔離により使用済燃料プール水の流出を停止させる。

(a) 手順着手の判断基準

燃料プール水位低警報が発生した場合。

(b) 操作手順

サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.11.2、図1.11.3に、概要図を図1.11.14に、タイムチャートを図1.11.15に示す。

有効性評価想定事故2 残留熱除去系(最大熱負荷モード)運転時における配管からの漏えい発生例。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に使用済燃料プール水位低下の要因の調査を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、使用済燃料プールの漏えいを示す警報(使用済燃料プールライナードレン漏えい大、使用済燃料プールゲート/RPV・PCV間漏えい大)の発生の有無を確認する。

- ③中央制御室運転員A及びBは、要因調査の結果から漏えいの発生している残留熱除去系(最大熱負荷モード)の運転を停止し、隔離可能な電動弁にて隔離操作を実施する。
- ④当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系(最大熱負荷モード)の運転の停止及び電動弁での隔離操作後、使用済燃料プール水位がサイフォンブレイク孔露出水位付近で安定することの確認を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、使用済燃料貯蔵プール水位・温度及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プール水位を監視し、サイフォンブレイク孔露出水位付近での水位低下状況を当直副長に報告する
- ⑥当直副長は、使用済燃料プール水位低下が継続している場合、サイフォン現象が継続していると判断し、現場運転員に現場での隔離操作を指示する。
- ⑦現場運転員C及びDは、破断箇所を系統から隔離するため、現場での手動操作による燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁の全閉操作を実施するとともに、隔離による漏えいの停止を確認する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、現場での隔離操作によってサイフォン現象が停止し、使用済燃料プール水位が安定したことを確認する。また、使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に注水し維持する。
(注水手段及び手順については、「1.11.2.1(1)a.燃料プール代替注水系(可搬型)による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)」,「1.11.2.1(1)b.燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型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)」及び「1.11.2.1(1)c.消火系による使用済燃料プールへの注水」の操作手順と同様である。)

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制まで90分以内で可能である。

なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。

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

(添付資料1.11.3-2)

1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1)燃料プールのスプレイ

a. 燃料プール代替注水系(可搬型)による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)

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により、常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水ポンプは(A-2級)2台を並列に連結し、更に(A-1級)1台を直列に連結して使用する。(接続方法を図1.11.6に示す。)

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TV モニタにて確認した場合。

(b) 操作手順

燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図 1.11.2 に、概要図を図 1.11.6 に、タイムチャートを図 1.11.7 に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料プール代替注水系(可搬型)による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準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に燃料

プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイの準備として可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)の配備及びホース接続を依頼する。

- ④緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)と(A-2級)を図1.11.6に示す接続方法となるよう配備及びホース接続を行い、可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)による送水準備完了について緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。
- ⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイの開始を緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑥当直副長は、中央制御室運転員に燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ状況について、使用済燃料貯蔵プール監視カメラによる確認を指示する。
- ⑦緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)起動後、使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁又は使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁のどちらかを開操作して送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより確認し当直副長に報告するとともに、使用済燃料プール内の燃料へ均等にスプレイされていること及び使用済燃料プールがオーバーフローしていないことを監視する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

防火水槽を水源とし、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイ操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレイ開始まで120分以内で可能である。

また、淡水貯水池を水源とし、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイ操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断して

から使用済燃料プールへのスプレイ開始まで95分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(添付資料1.11.3-3)

b. 燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位が維持できない場合に常設スプレイヘッドを優先して使用するが、外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)1台、又は(A-2級)2台により、可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水ポンプは(A-1級)1台及び(A-2級)1台を直列に連結、又は(A-2級)2台を直列に連結して使用する。(接続方法を図1.11.10に示す。)

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイができない場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TV モニタにて確認した場合。

(b) 操作手順

(可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)1台使用した場合)

燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.11.2に、概要図を図1.11.10に、タイムチャートを図

1. 11. 11に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイの準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、「1. 11. 2. 3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。
- ③^aSFP接続口(原子炉建屋南側)使用の場合
当直長は当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイ準備として可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)の配備及びホース接続を依頼する。
- ③^b原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合
可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)の配備、ホース接続及び原子炉建屋扉外側の防潮扉の開放を依頼する。
- ④^aSFP接続口(原子炉建屋南側)使用の場合
現場運転員C及びDは、燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成として、原子炉建屋地上1階SFP接続口(原子炉建屋南側)から南東側階段を經由して原子炉建屋オペレーティングフロアまでホースを敷設し、原子炉建屋オペレーティングフロアにて可搬型スプレイヘッドを設置しホースと接続する。
- ④^b原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合
現場運転員C及びDは、原子炉建屋扉内側から北西側階段を經由して原子炉建屋オペレーティングフロアまでホースを敷設し、原子炉建屋オペレーティングフロアにて可搬型スプレイヘッドを設置しホースと接続する。
- ⑤^aSFP接続口(原子炉建屋南側)使用の場合
現場運転員C及びDは、燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成として、SFP接続口内側隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑤^b原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合
現場運転員C及びDは、可搬型代替注水ポンプとのホース接続のために原子炉建屋扉の開放を実施する。
緊急時対策要員は、原子炉建屋扉外側の防潮扉を開放し、現場運転

員による原子炉建屋扉の開放操作完了後、原子炉建屋内に敷設されたホースとの接続を実施する。

- ⑥緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)と(A-2級)が直列となるよう配備及びホース接続を行い、可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)による送水準備完了について緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイの開始を緊急時対策本部へ依頼する。
- ⑧当直副長は、中央制御室運転員に燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ状況について、使用済燃料貯蔵プール監視カメラによる確認を指示する。
- ⑨^aSFP接続口(原子炉建屋南側)使用の場合
緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)起動後、SFP接続口外側隔離弁を開操作して送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。
- ⑨^b原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合
緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)起動後、送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。
- ⑩中央制御室運転員Aは、使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより確認し当直副長に報告するとともに、使用済燃料プール内の燃料へ均等にスプレイされていること及び使用済燃料プールがオーバーフローしていないことを監視する。
- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

防火水槽を水源とし、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイ操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレイ開始までの所要時間は以

下のとおり。

SFP 接続口(原子炉建屋南側)使用の場合:約 95 分

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合:約 105 分

また、淡水貯水池を水源とし、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイ操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレイ開始までの所要時間は以下のとおり。

SFP 接続口(原子炉建屋南側)使用の場合:約 120 分

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合:約 125 分

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるように、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(添付資料1.11.3-4)

(2)漏えい緩和

a. 使用済燃料プール漏えい緩和

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

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TV モニタにて確認した場合。

(b) 操作手順

使用済燃料プールからの漏えい緩和の手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを図 1.11.16 に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に資機材を用

- いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置の開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。
 - ③現場運転員E及びFは、ステンレス鋼板にシール材を接着させ、吊り降ろし用のロープを取り付けた後、貫通穴付近まで吊り下げ、手すり等に固縛・固定し、漏えい緩和措置が完了したことを当直副長に報告する。
 - ④中央制御室運転員Aは、使用済燃料プールからの漏えい量が減少したことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度にて確認し、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名により作業を実施する。作業開始を判断してから使用済燃料プールからの漏えい緩和操作完了まで約2時間で可能である。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

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

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時又は使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合、使用済燃料プール監視計器の環境条件は、使用済燃料プール水の沸騰による蒸散が継続し、高温(大気圧下のため100℃を超えることはない)、高湿度の環境が考えられるが、監視計器の構造及び位置により直接検出器の電気回路部等に接しないことから、監視計器を事故時環境下においても使用できる。

なお、使用済燃料貯蔵プール監視カメラについては、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。

使用済燃料プールの監視は、想定される重大事故等が発生した場合においては、これらの計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。また、各計器の計測範囲を把握した上で使用済燃料プールの水位、水温、上部空間線量率及び状態監視を行う。

また、使用済燃料プールの温度、水位及び上部の空間線量率の監視設備並び

に監視カメラは、非常用所内電源設備から給電され、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備から電源が給電される。これらの監視設備を用いた使用済燃料プールの監視は運転員が行う。

(1) 使用済燃料プールの状態監視

通常時の使用済燃料プールの状態監視は、使用済燃料プール水位警報検出器(フロート式)、使用済燃料プール温度及び燃料貯蔵プールエリア放射線モニタにより実施する。

重大事故等時においては、重大事故等対処設備である使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの水位、水温、上部空間線量率及び状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備による監視計器は、常設設備であり設置を必要としない。また、通常時から常時監視が可能な設備であり、継続的に監視を実施する。

燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価(使用済燃料配置変更ごと)に行う空間線量率評価)し把握した相関(減衰率)関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。

a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

(b) 操作手順

使用済燃料プールの状態監視に必要な監視カメラの空冷装置の起動手順の概要は以下のとおり。また、概要図を図 1. 11. 17 にタイムチャートを図 1. 11. 18 に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に使用済燃料貯蔵プール監視カメラの空冷装置の起動準備を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できること及び空冷装置起動に必要な電源が確保されていることを確認する。

③現場運転員C及びDは、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置空気供給弁の全開操作後、空冷装置を起動する。

④中央制御室運転員Aは、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの状態に異常がないことを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動まで約20分で可能である。

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

(添付資料 1.11.3-5)

b. 代替電源による給電

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

代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

(1) 復旧

a. 燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱

全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱機能の喪失が発生した場合、常設代替交流電源設備により燃料プール冷却浄化系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を実施する。なお、水源であるスキマサージタンクへの補給については、「1.11.2.1(1)a.燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)」、「1.11.2.1(1)b.燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)」又は「1.11.2.1(1)c.消火系による使用済燃料プールへの注水」と同様の手順にて実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線C系及びD系の受電が完了し、燃料プール冷却浄化系が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。

※1:設備に異常がなく、電源、水源(スキマサージタンク)及び原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系による補機冷却水が確保されている状態。

(b) 操作手順(A系のポンプ及び熱交換器を使用の例)

燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.11.2に、概要図を図1.11.19に、タイムチャートを図1.11.20に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱の準備開始を指示する。
- ②現場運転員E及びFは、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱に必要なポンプ、電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、燃料プール冷却浄化系の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示及びパラメータにて確認する。
- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、燃料プール冷却浄化系が使用可能か確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱の系統構成として、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁及び燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁を全閉操作、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)、(B)の全閉確認を実施する。
- ⑥現場運転員C及びDは、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱効率を上げるため、補機冷却水を通水していない熱交換器の燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁の全閉操作を実施する。
なお、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁の操作場所は二次格納施設内であり、事象の進展によりアクセス困難となった場合は、全閉操作は実施しない。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱の開始を緊急時対策本部へ報告する。

- ⑧当直副長は、中央制御室運転員に燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱の開始を指示する。
- ⑨中央制御室運転員A及びBは、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)を微開とし、燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)の起動操作を実施する。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)を調整開とし、FPCポンプ(A)吐出流量指示値の上昇及び使用済燃料貯蔵プール温度指示値の低下により使用済燃料プールの除熱が開始されたことを確認する。
- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(C) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員4名にて作業を実施し、作業開始を判断してから燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱開始まで約45分で可能である。

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

(添付資料1.6.3-6)

1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに可搬型代替注水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。

防火水槽及びろ過水タンクへの水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

放水設備による大気への拡散抑制手順については、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

燃料プール冷却浄化系への代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

1.11.2.6 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手順

の選択フローチャートを図 1.11.21 に示す。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール水位低又は温度高警報の発生により事象を把握するとともに、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて状態の監視を行う。

冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による使用済燃料プールへの注水又はスプレーが可能となるように準備し、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)を優先で使用する。

使用する水源は防火水槽を優先とし、防火水槽が使用不可能な場合は淡水貯水池を使用する。

可搬型代替注水ポンプの準備ができない場合は、消火系による使用済燃料プールへの注水を実施する。

なお、消火系による使用済燃料プールへの注水は、発電所構内(大湊側)における火災への対応や消火系を用いた原子炉冷却等の用途に用いられる可能性があることから、可搬型代替注水ポンプの使用を優先する。

また、使用済燃料プールへの注水又はスプレーの実施に当たっては、可搬型スプレーヘッドと比較して系統構成が容易であり、使用済燃料プール近傍へのアクセスが不要である常設スプレーヘッドの使用を優先する。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)又は(A-2 級)による使用済燃料プールへの注水によっても使用済燃料プール水位の維持ができない場合は、漏えい量が緩和できればその後の対応に余裕が生じることから、漏えい緩和を実施する。ただし、漏えい緩和には不確定要素が多いことから可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)及び(A-2 級)による使用済燃料プールへのスプレーを並行で実施する。

全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱機能の喪失が発生した場合は、常設代替交流電源設備により燃料プール冷却浄化系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水の確保及び燃料プール代替注水により水源であるスキマサージタンクへの補給を行うことで、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を実施する。

表 1.11.1 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順
対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時, 又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース SFP 接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレイヘッド 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L, T」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP 注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備	
		燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース SFP 接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッド 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L, T」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP 注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」
	防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5		自主対策設備		
	消火系による使用済燃料プールへの注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L, T」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる SFP 注水」	
	—	漏えい抑制	サイフォン防止機能 ※4	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L, T」

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

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段， 対処設備， 手順書一覧 (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース SFP 接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレイヘッド 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (淡水/海水)」
		燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース SFP 接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッド 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (淡水/海水)」
	—	漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策 多様なハザード対応手順 「SFP 漏えい緩和」
	—	大気への拡散抑制	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） ホース 放水砲 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 多様なハザード対応手順 「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」 ※3

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

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	—	使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	— 重大事故等 対処設備	
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	— ※2 重大事故等 対処設備	
重大事故等時における使用済燃料プールの除熱	全交流動力電源	燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ 使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系熱交換器 燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマ サージタンク・ディフューザ 代替原子炉補機冷却系 ※6 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「SF/L, T」 AM 設備別操作手順書 「FPC による SFP 除熱」
			原子炉補機冷却系 ※6	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

表 1.11.2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1/4)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L, T」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP 注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧
		水源の確保	防火水槽 淡水貯水池
	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ プロセス放射線モニタ 燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)
		水源の確保	防火水槽 淡水貯水池

監視計器一覧 (2/4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L, T」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる SFP 注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ プロセス放射線モニタ 燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)
		使用済燃料プールへの注水量	復水補給水流量(原子炉圧力容器) ・ 残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・ 残留熱除去系(B) 注入配管流量
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (3/4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L, T」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧
		水源の確保	防火水槽 淡水貯水池
	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ プロセス放射線モニタ 燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)
		水源の確保	防火水槽 淡水貯水池

監視計器一覧(4/4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1. 11. 2. 4 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための対応手順 (1) 復旧			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L, T」 AM 設備別操作手順書 「FPC による SFP 除熱」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ スキマサージタンク水位
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却系(A)系統流量 原子炉補機冷却系(B)系統流量
		操作	使用済燃料プールの監視

表 1.11.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	使用済燃料プール監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源 直流 125V A 系 直流 125V A-2 系 AM 用直流 125V MCC C 系 MCC D 系
	燃料プール冷却浄化系ポンプ	常設代替交流電源設備 MCC C 系 (6 号炉) MCC D 系 (6 号炉) P/C C 系 (7 号炉) P/C D 系 (7 号炉)
	燃料プール冷却浄化系弁	常設代替交流電源設備 MCC C 系 MCC D 系
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源

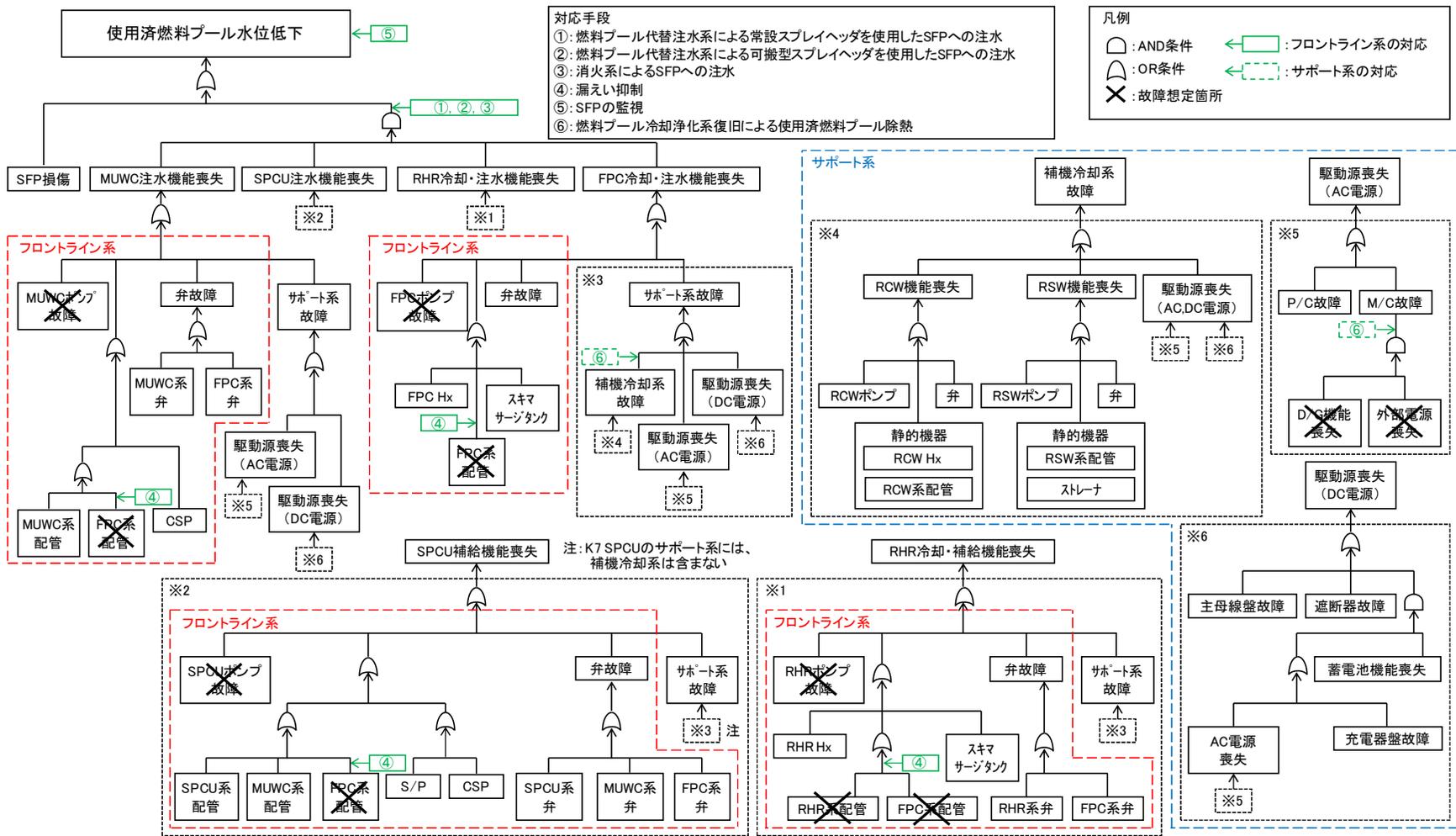


図 1.11.1 機能喪失原因対策分析(1/2)

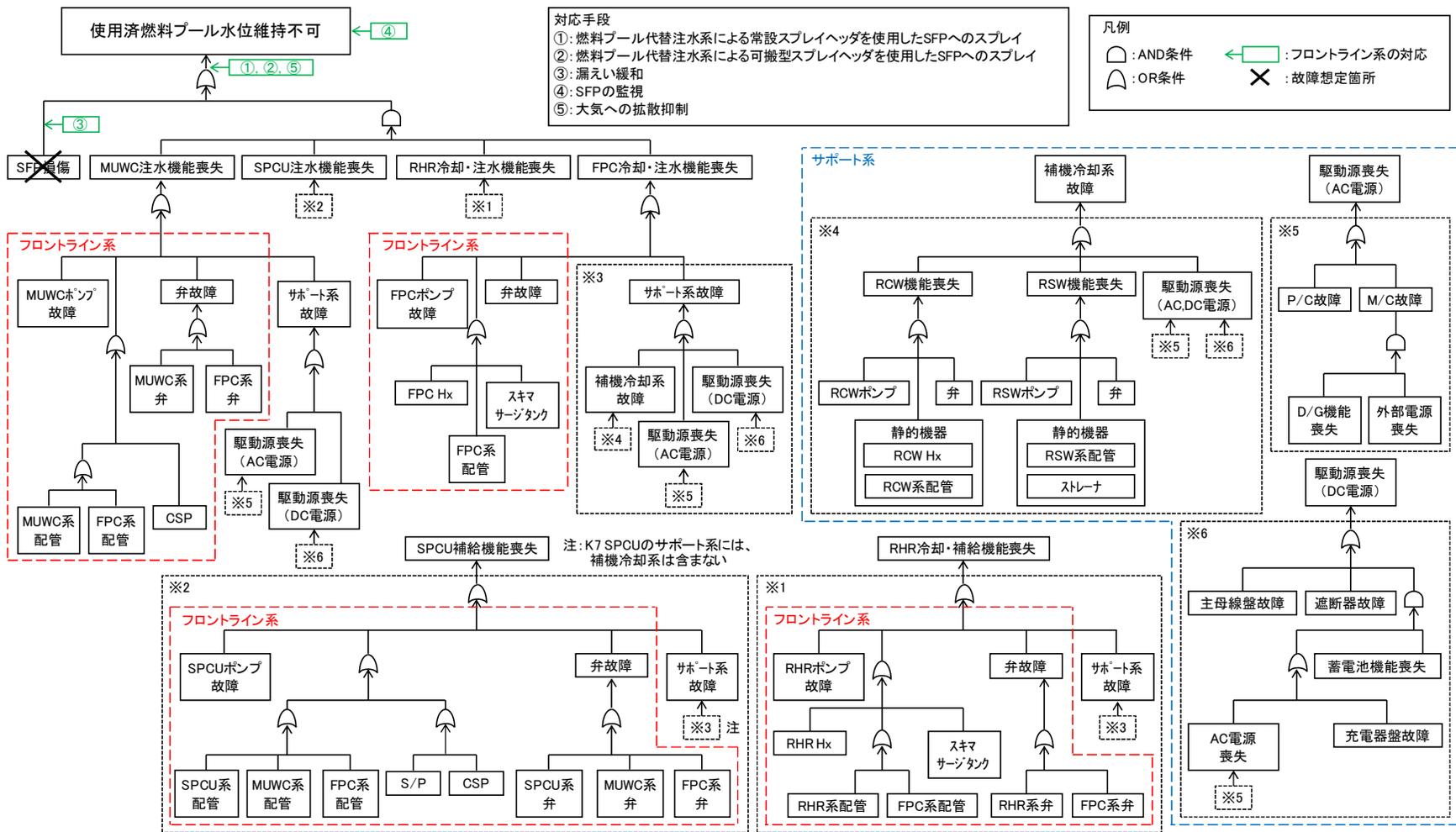


図 1.11.1 機能喪失原因対策分析 (2/2)

凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	
SFP水位低下	FPCによる冷却及び注水機能喪失	ポンプ故障							
		弁故障							
		静的機器故障	FPC Hx						
			配管						
			スキマサージタンク						
		補機冷却系故障	RCW機能喪失	RCWポンプ					
				弁					
				静的機器故障	RCW Hx				
			RSW機能喪失	RSWポンプ					
				弁					
			静的機器故障	配管					
		駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障						
			M/C故障	D/G機能喪失					
		駆動源喪失 (DC電源)	主母線盤故障						
			遮断器故障						
		駆動源喪失 (DC電源)	直流電源供給機能喪失	蓄電池機能喪失					
				充電器機能喪失	充電器盤故障				
			充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障				
							D/G機能喪失	外部電源喪失	
	RHRIによる冷却及び注水機能喪失	ポンプ故障							
		弁故障 (RHRI, FPC)							
		静的機器故障	RHRI Hx						
			配管 (RHRI, FPC)						
			スキマサージタンク						
		補機冷却系故障	RCW機能喪失	RCWポンプ					
				弁					
				静的機器故障	RCW Hx				
			RSW機能喪失	RSWポンプ					
				弁					
			静的機器故障	配管					
		駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障						
			M/C故障	D/G機能喪失					
		駆動源喪失 (DC電源)	主母線盤故障						
			遮断器故障						
		駆動源喪失 (DC電源)	直流電源供給機能喪失	蓄電池機能喪失					
				充電器機能喪失	充電器盤故障				
充電器機能喪失			AC電源喪失	P/C故障					
						D/G機能喪失	外部電源喪失		
MUWCによる注水機能喪失	ポンプ故障								
	弁故障 (MUWC, FPC)								
	静的機器故障	配管 (MUWC, FPC)							
		CSP							
	駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障							
		M/C故障	D/G機能喪失						
	駆動源喪失 (DC電源)	主母線盤故障							
		遮断器故障							
	駆動源喪失 (DC電源)	直流電源供給機能喪失	蓄電池機能喪失						
			充電器機能喪失	充電器盤故障					
		充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障					
							D/G機能喪失	外部電源喪失	
	SPCUによる注水機能喪失	ポンプ故障							
		弁故障 (SPCU, MUWC, FPC)							
		静的機器故障	配管 (SPCU, MUWC, FPC)						
			CSP, S/P						
		駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障						
			M/C故障	D/G機能喪失					
駆動源喪失 (DC電源)		主母線盤故障							
		遮断器故障							
駆動源喪失 (DC電源)		直流電源供給機能喪失	蓄電池機能喪失						
			充電器機能喪失	充電器盤故障					
		充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障					
							D/G機能喪失	外部電源喪失	
SFP水位維持不可		SFP機能							

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

図 1.11.1 機能喪失原因対策分析(補足)

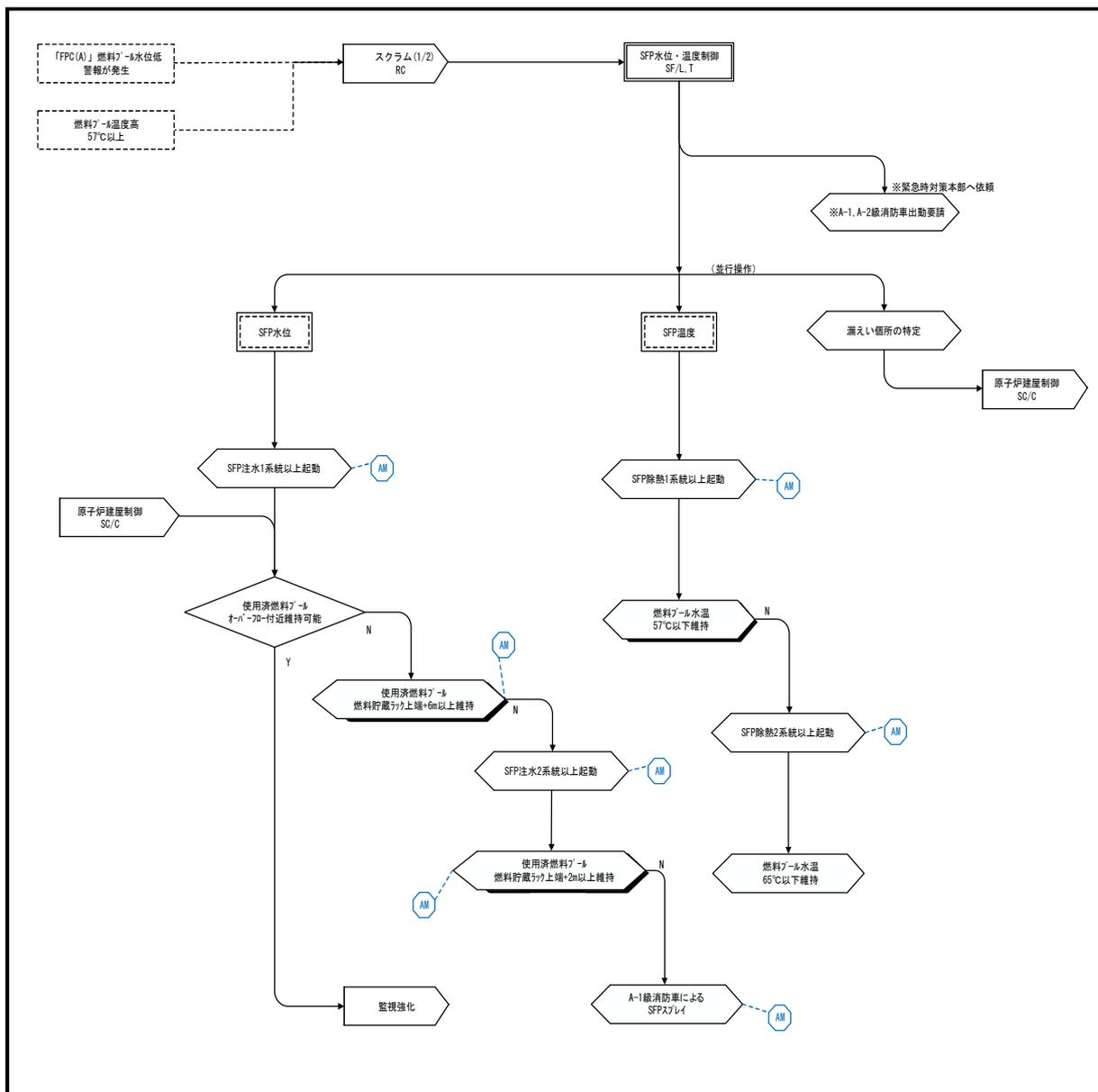


図 1.11.2 EOP 使用済燃料プール制御「SFP 水位・温度制御」における対応フロー

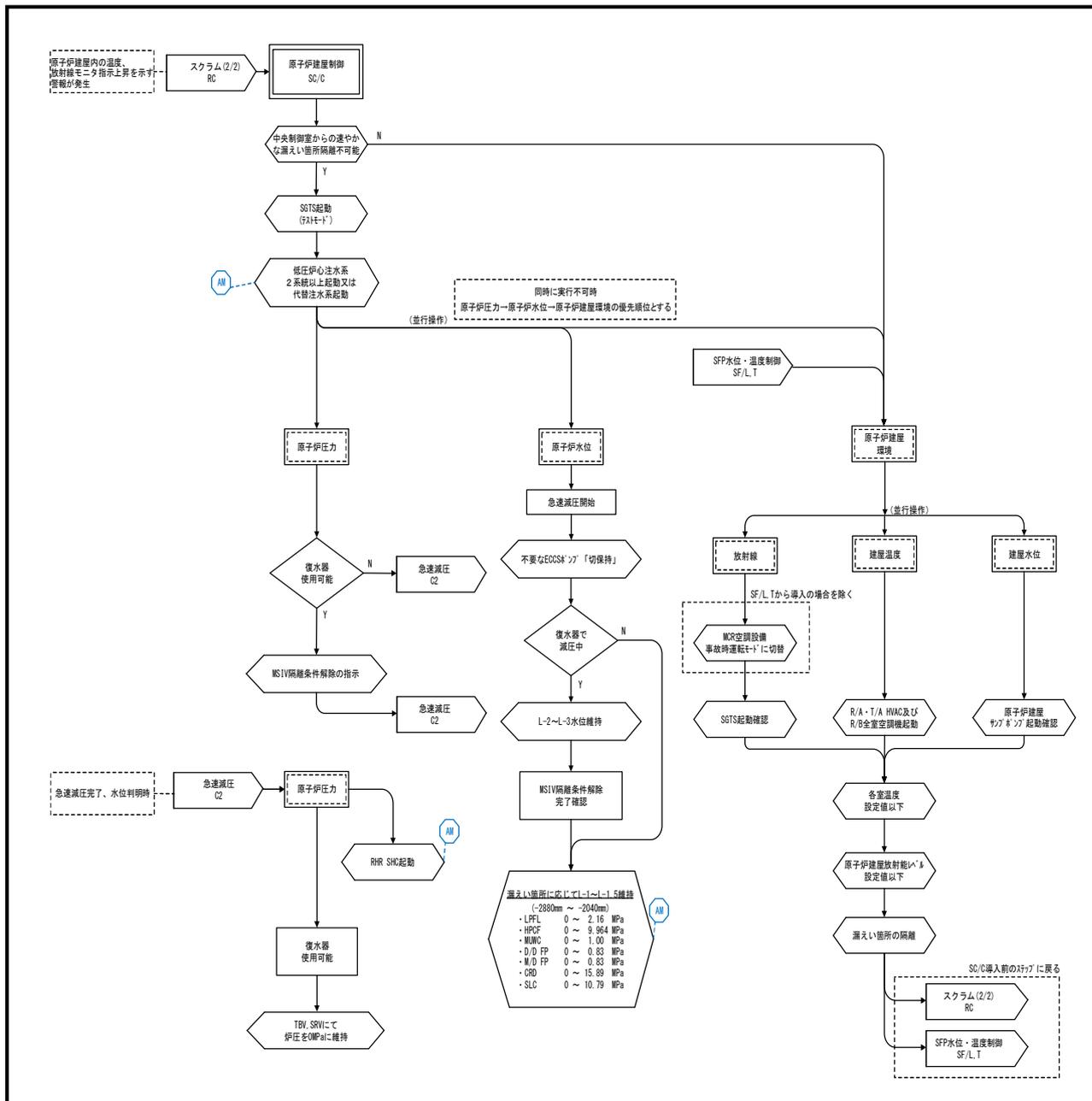
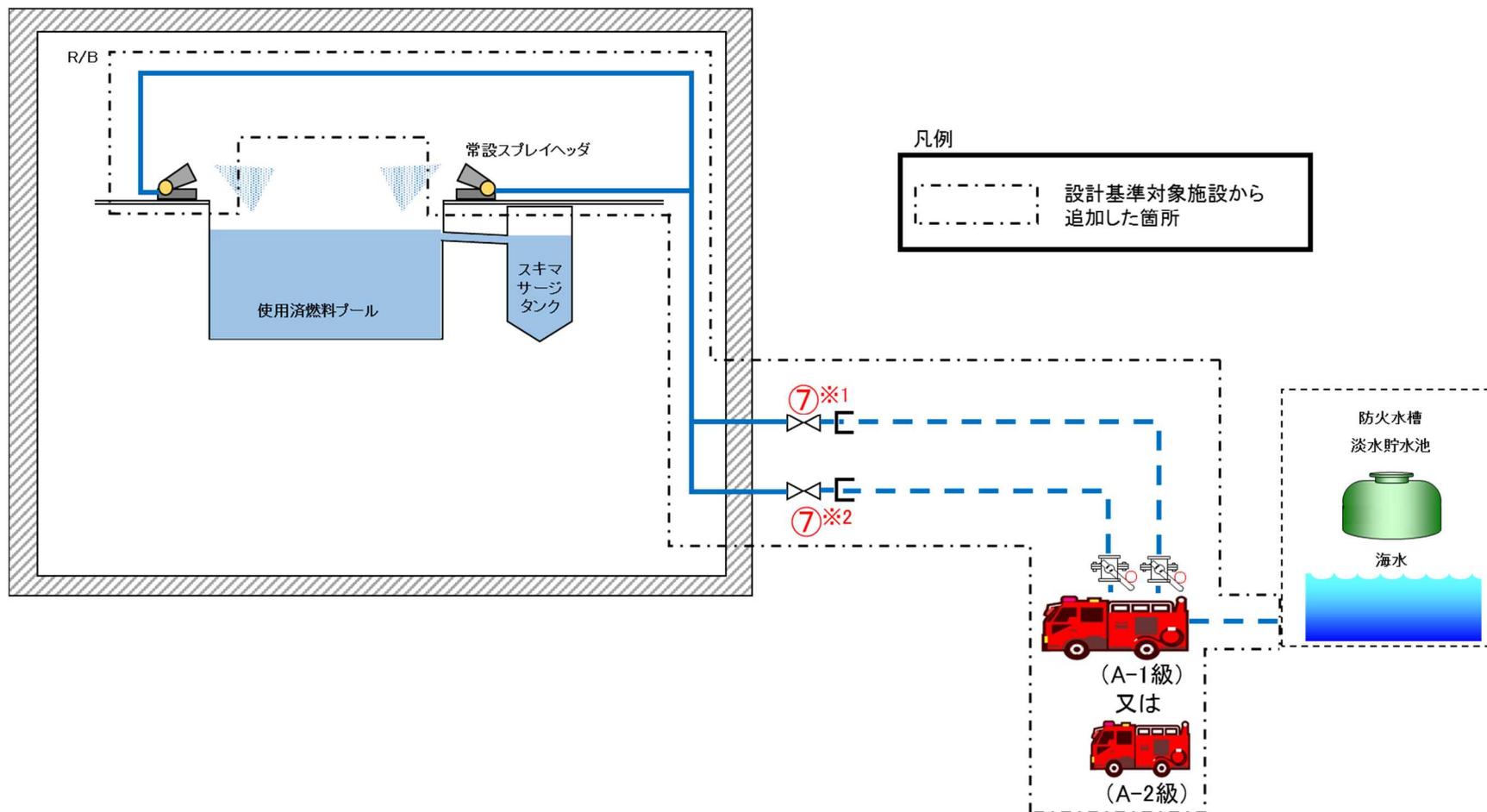


図 1.11.3 EOP 原子炉建屋制御「原子炉建屋制御」における対応フロー



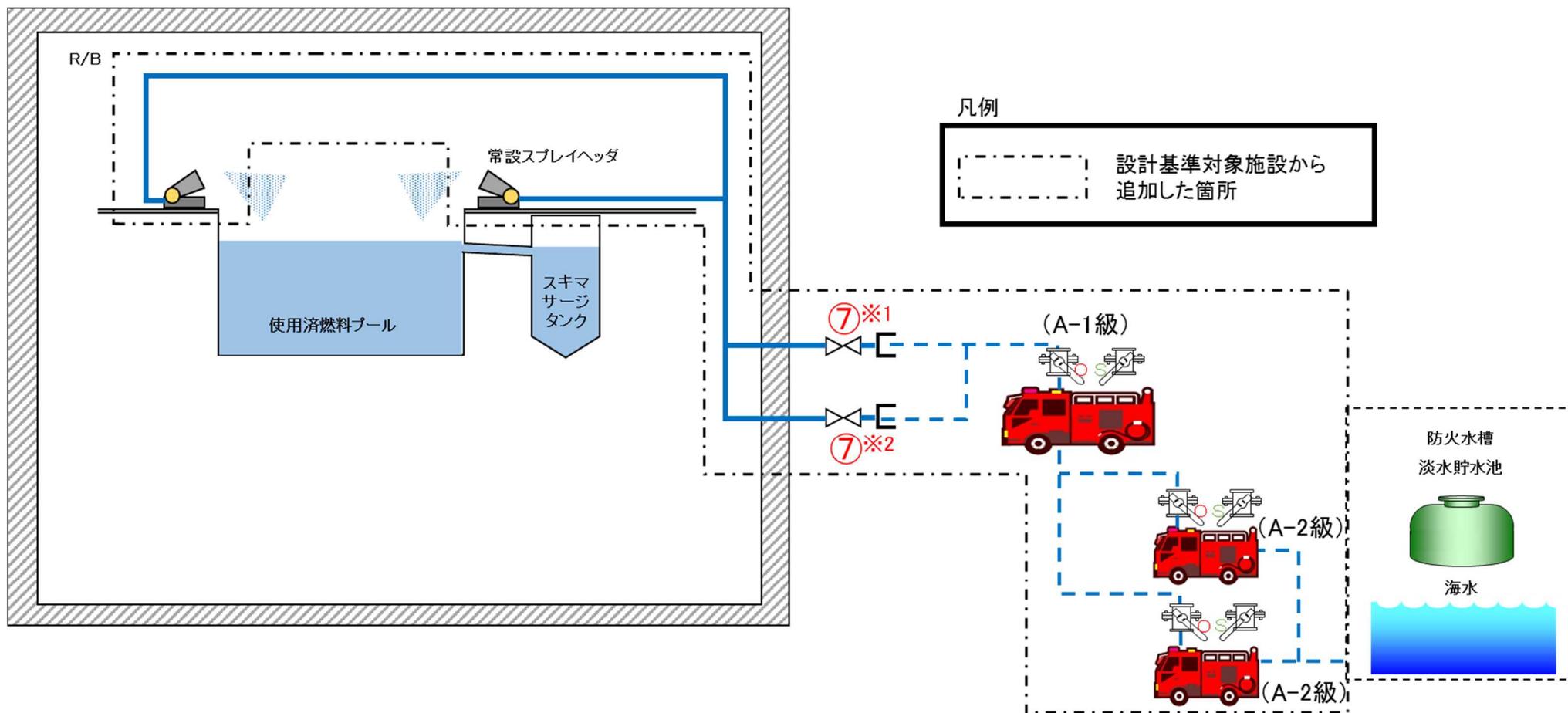
操作手順	弁名称
⑦※1	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁
⑦※2	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁

図1.11.4 燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水) 概要図

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)												備考
				10	20	30	40	50	60	70	80	90	100			
				燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プール注水 80分												
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プール注水 (常設スプレイヘッド) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A	1	使用済燃料プール監視カメラ 状態確認													
															送水確認	
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所~大湊高台移動 ※													
			可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台の健全性確認													
			可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台移動~配置													
			送水準備(淡水又は海水)													
												送水				
												▶				
																※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する。

※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)又は(A-2級)を使用する場合は、約70分で可能である。

図 1.11.5 燃料プール代替注水系(可搬型)による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) タイムチャート(1/2)



操作手順	弁名称
⑦※1	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁
⑦※2	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁

図1.11.6 燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水) 概要図

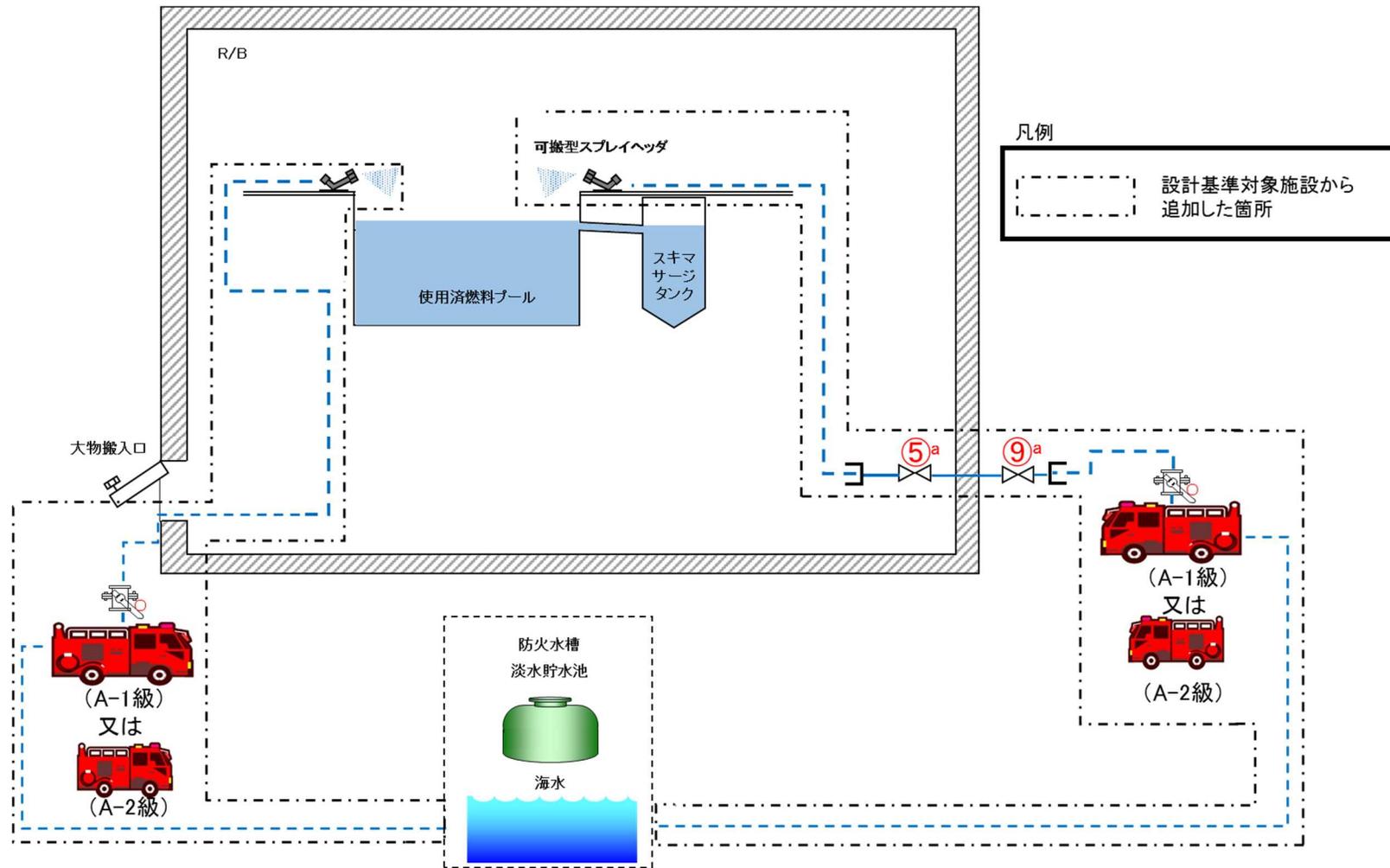
		経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
手順の項目	要員(数)	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールのスプレイ 95分											
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールのスプレイ (常設スプレイヘッド) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A	1	使用済燃料プール監視カメラ 状態確認										
	緊急時対策要員	3	緊急時対策所～大湊高台移動 ※										
			可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)3台の健全性確認										
			可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)3台移動～配置										
			送水準備(淡水又は海水)										
										送水			
											送水確認		
											→		
											※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する。		

※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び(A-2級)を使用する場合は、約85分で可能である。

図 1.11.7 燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した
使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水) タイムチャート(1/2)

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)												備考	
				10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
				燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールのスプレー 120分 ▽													
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールのスプレー (常設スプレーヘッド) [淡水貯水池を水源とした場合]	中央制御室運転員 A	1	使用済燃料プール監視カメラ状態確認										送水確認				
			緊急時対策所～淡水貯水池移動														
	緊急時対策要員	2	貯水池出口弁「開」														
			淡水貯水池～大浜高台移動移動														
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台配置。送水ライン水張り及び健全性確認										送水				
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～大浜高台移動 ※														
			可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)3台の健全性確認														
			可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)2台移動～配置												送水準備		
													送水				
															送水		
															送水		
														送水			
														送水			
														送水			
														送水			
														送水			

図 1.11.7 燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレーヘッドを使用した
使用済燃料プールのスプレー(淡水/海水) タイムチャート(2/2)



操作手順	弁名称
⑤ ^a	SFP接続口内側隔離弁
⑨ ^a	SFP接続口外側隔離弁

図 1. 11. 8 燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型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) 概要図

			経過時間(分)												備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100			
手順の項目	要員(数)	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プール注水 80分 ▽													
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プール注水 (可搬型スプレイヘッド) (SFP接続口(原子炉建屋南側)使用) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A	1	通信手段確保、使用済燃料プール監視カメラ状態確認										送水確認		
	現場運転員 C, D	2	移動、ホース展開、ノズル設置												
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～大湊高台移動 ※												
			可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台の健全性確認												
										可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台移動～配置					
										送水準備(淡水又は海水)					
										→ 送水					
													※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する。		

※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)又は(A-2級)を使用する場合は、約70分で可能である。

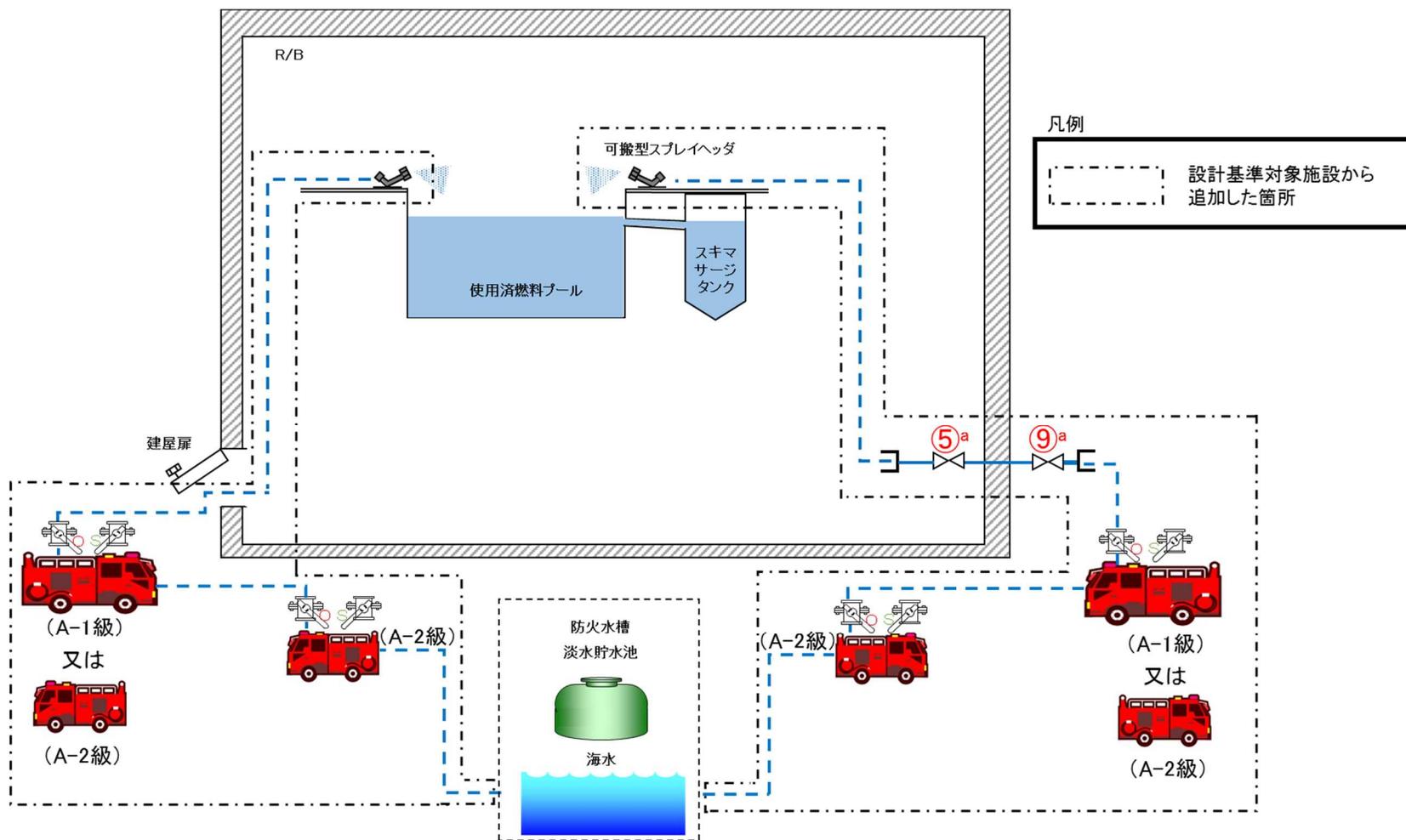
			経過時間(分)												備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		
手順の項目	要員(数)	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プール注水90分 ▽													
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プール注水 (可搬型スプレイヘッド) (原子炉建屋大物搬入口からの接続) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A	1	通信手段確保、使用済燃料プール監視カメラ状態確認										送水確認		
	現場運転員 C, D	2	移動、ホース展開、ノズル設置												
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～大湊高台移動 ※												
			可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台の健全性確認												
										可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台移動～配置					
										原子炉建屋外側より防潮扉開放					
										送水準備(淡水又は海水)					
										→ 送水					
													※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する。		

※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)又は(A-2級)を使用する場合は、約80分で可能である。

図 1.11.9 燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型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) タイムチャート(1/2)



図 1.11.9 燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型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) タイムチャート(2/2)



操作手順	弁名称
⑤ ^a	SFP接続口内側隔離弁
⑨ ^a	SFP接続口外側隔離弁

図 1. 11. 10 燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水) 概要図

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)												備考
				10	20	30	40	50	60	70	80	90	100			
				燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールのスプレイ 95分												
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールのスプレイ (可搬型スプレイヘッド) (SFP接続口(原子炉建屋南側)使用) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A	1	通信手段確保、使用済燃料プール監視カメラ状態確認													
	現場運転員 C, D	2	移動、ホース展開、ノズル設置													
	緊急時対策要員	3	緊急時対策所～大湊高台移動 ※													
				可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)2台の健全性確認												
				可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)2台移動～配置												
				送水準備(淡水又は海水)												
				→ 送水												
				※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する。												

※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び(A-2級)を使用する場合は、約85分で可能である。

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)												備考
				10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		
				燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールのスプレイ 105分												
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールのスプレイ (可搬型スプレイヘッド) (原子炉建屋大物搬入口からの接続) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A	1	通信手段確保、使用済燃料プール監視カメラ状態確認													
	現場運転員 C, D	2	移動、ホース展開、ノズル設置													
	緊急時対策要員	3	緊急時対策所～大湊高台移動 ※													
				可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)2台の健全性確認												
				可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)2台移動～配置												
				原子炉建屋外側より防潮扉開放												
				送水準備(淡水又は海水)												
				→ 送水												
				※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する。												

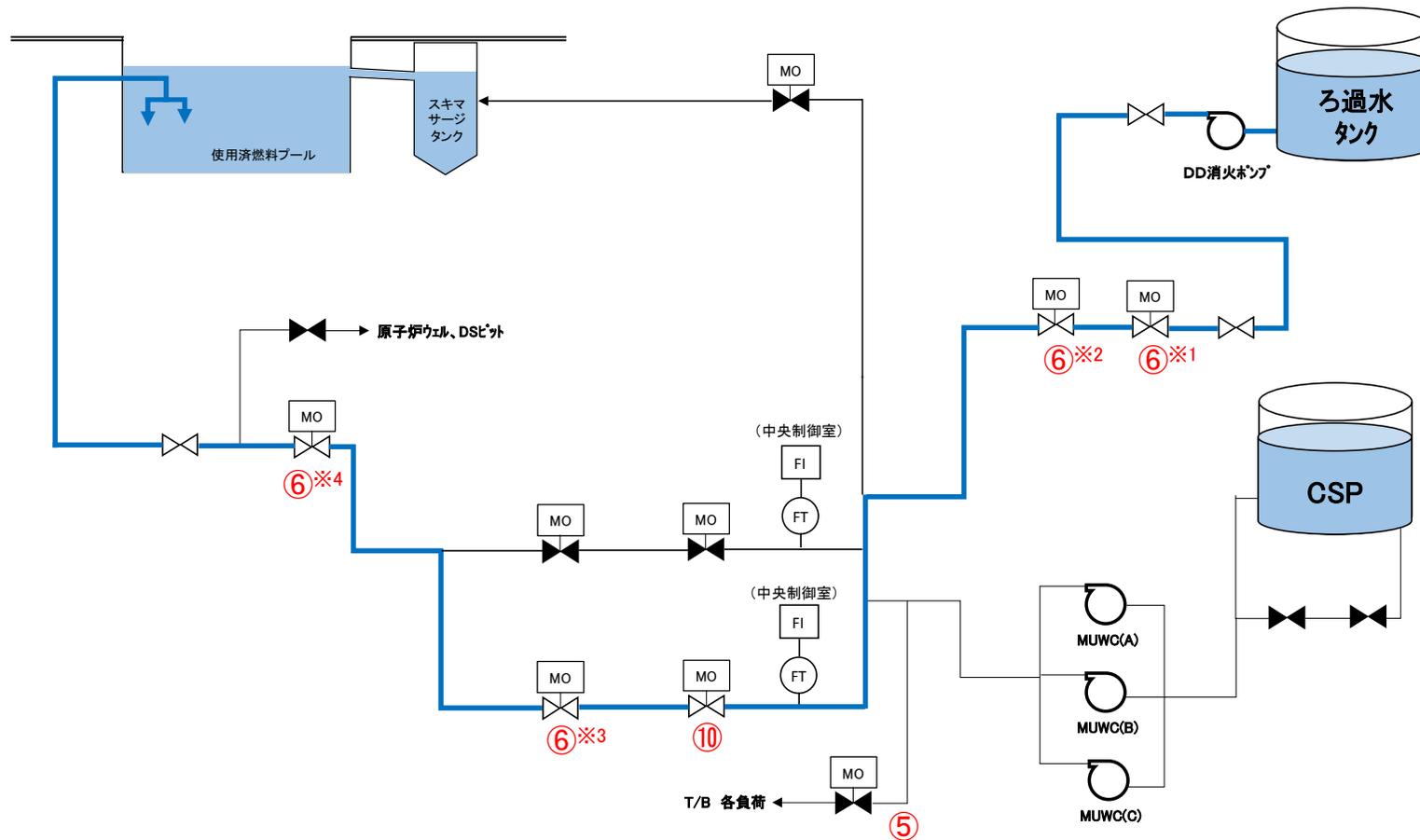
※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び(A-2級)を使用する場合は、95分以内で可能である。

図 1.11.11 燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水) タイムチャート(1/2)

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120			
手順の項目	要員(数)	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールのスプレイ 120分 ▽														
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールのスプレイ (可搬型スプレイヘッド) (SFP接続口(原子炉建屋南側)使用) [淡水貯水池を水源とした場合]	中央制御室運転員 A	1	通信手段確保、使用済燃料プール監視カメラ状態確認										送水確認			
	現場運転員 C, D	2	移動、ホース展開、ノズル設置													
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～淡水貯水池移動		貯水池出口弁「開」										送水ライン水張り、健全性確認、送水ホース及び消防ホース接続継手接続	
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～大浜高台移動 ※		可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)2台の健全性確認						可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)2台移動～配置				送水準備	送水

		経過時間(分)													備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130		
手順の項目	要員(数)	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールのスプレイ 125分 ▽														
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールのスプレイ (可搬型スプレイヘッド) (原子炉建屋大物搬入口からの接続) [淡水貯水池を水源とした場合]	中央制御室運転員 A	1	通信手段確保、使用済燃料プール監視カメラ状態確認										送水確認			
	現場運転員 C, D	2	移動、ホース展開、ノズル設置													
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～淡水貯水池移動		貯水池出口弁「開」										送水ライン水張り、健全性確認、送水ホース及び消防ホース接続継手接続	
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～大浜高台移動 ※		可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)2台の健全性確認						可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)2台移動～配置				送水準備	送水

図 1.11.11 燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水) タイムチャート(2/2)

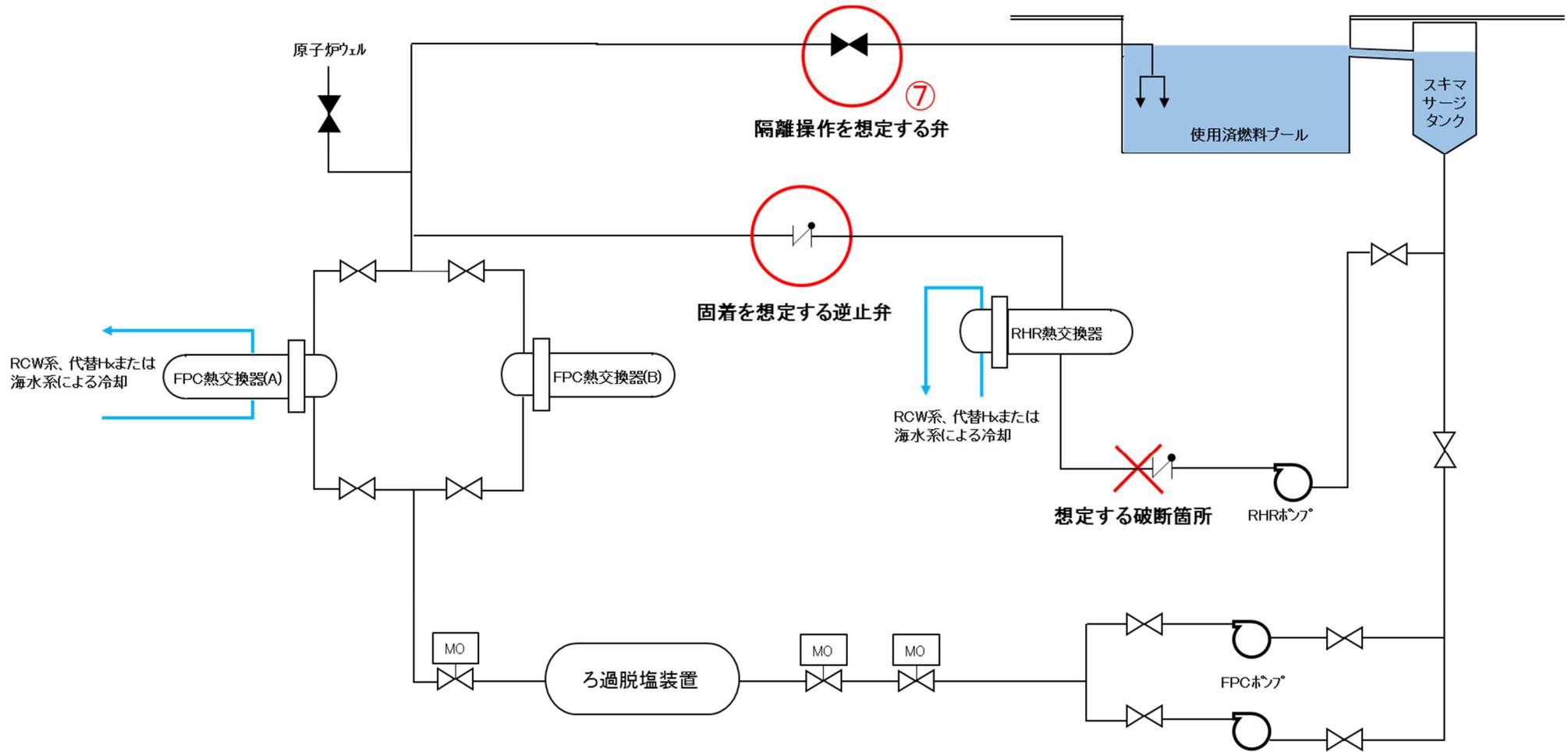


操作手順	弁名称
⑤	タービン建屋負荷遮断弁
⑥※1	復水補給水系 消火系第1連絡弁
⑥※2	復水補給水系 消火系第2連絡弁
⑥※3	残留熱除去系 燃料プール側第一出口弁(B)
⑥※4	残留熱除去系 燃料プール第二出口弁
⑩	残留熱除去系洗浄水弁(B)

図 1. 11. 12 消火系による使用済燃料プール注水 概要図

		経過時間(分)														備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80								
手順の項目	要員(数)	30分 消火系による使用済燃料プール注水															
消火系による使用済燃料プール注水	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保、電源確認														
			系統構成														
		注水開始															
		▶															
	現場運転員 C, D	2	移動、電源確保														
	緊急時対策要員	2	消火ポンプ起動														

図 1.11.13 消火系による使用済燃料プール注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑦	燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁

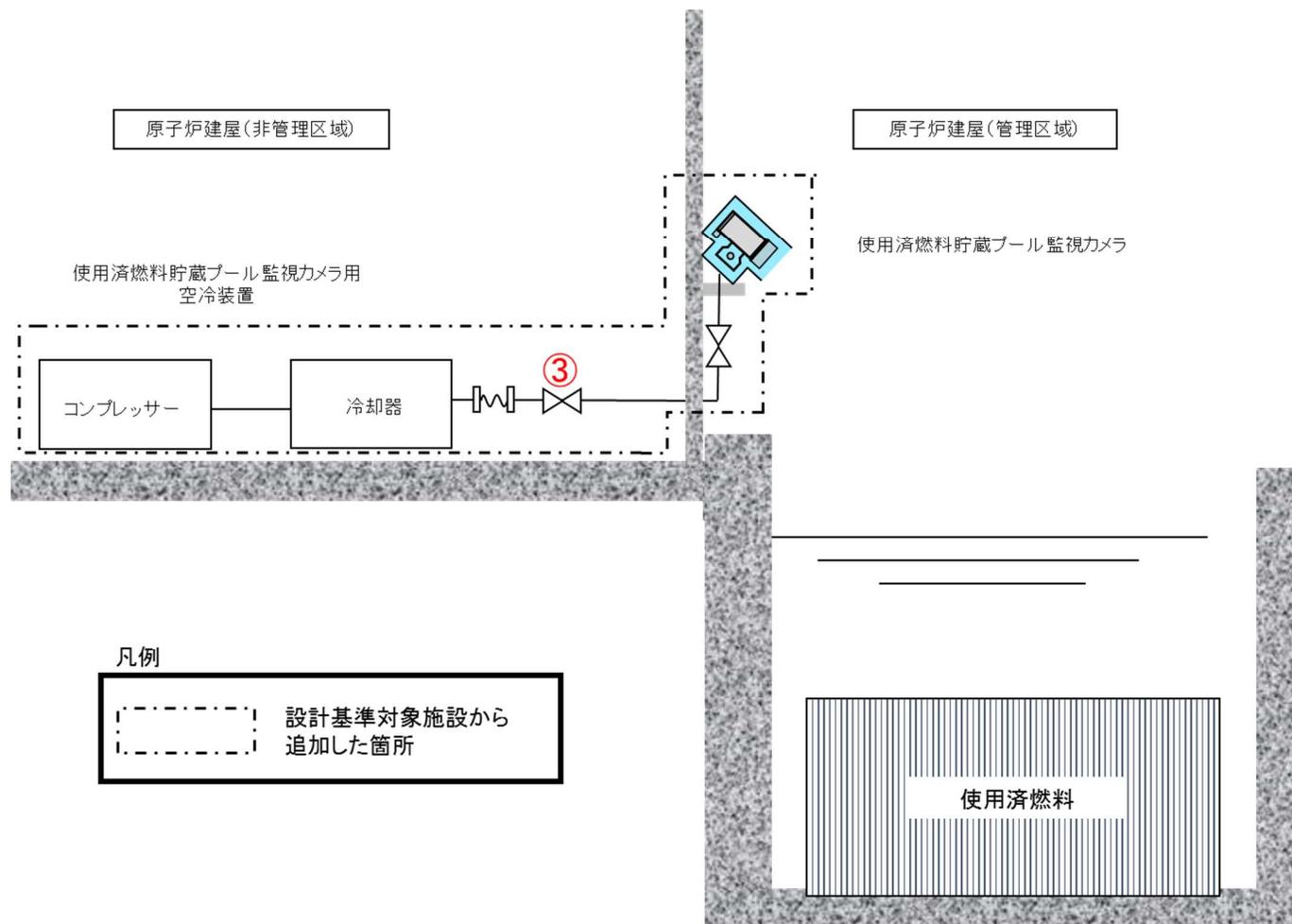
図 1.11.14 サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制 概要図

			経過時間(分)												備考	
			20	40	60	80	100	120	140	160						
手順の項目	要員(数)		使用済燃料プール漏えい隔離 90分													
サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制	中央制御室運転員 A, B	2	水位低下要因調査, 通信手段確保													
							系統停止操作, 電動弁隔離									
	現場運転員 C, D	2	移動, 水位低下要因調査													
							手動弁隔離									

図 1.11.15 サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制 タイムチャート

			経過時間(時間)												備考
			0.5	1.0	1.5	2.0	2.5	3.0	3.5						
手順の項目	要員(数)		使用済燃料プールからの漏えい緩和 2時間												
使用済燃料プールからの漏えい緩和	中央制御室運転員 A	1	使用済燃料プール監視カメラ状態確認												
	現場運転員 E, F	2					移動, 使用済燃料プールからの漏えい緩和								

図 1.11.16 使用済燃料プールからの漏えい緩和 タイムチャート

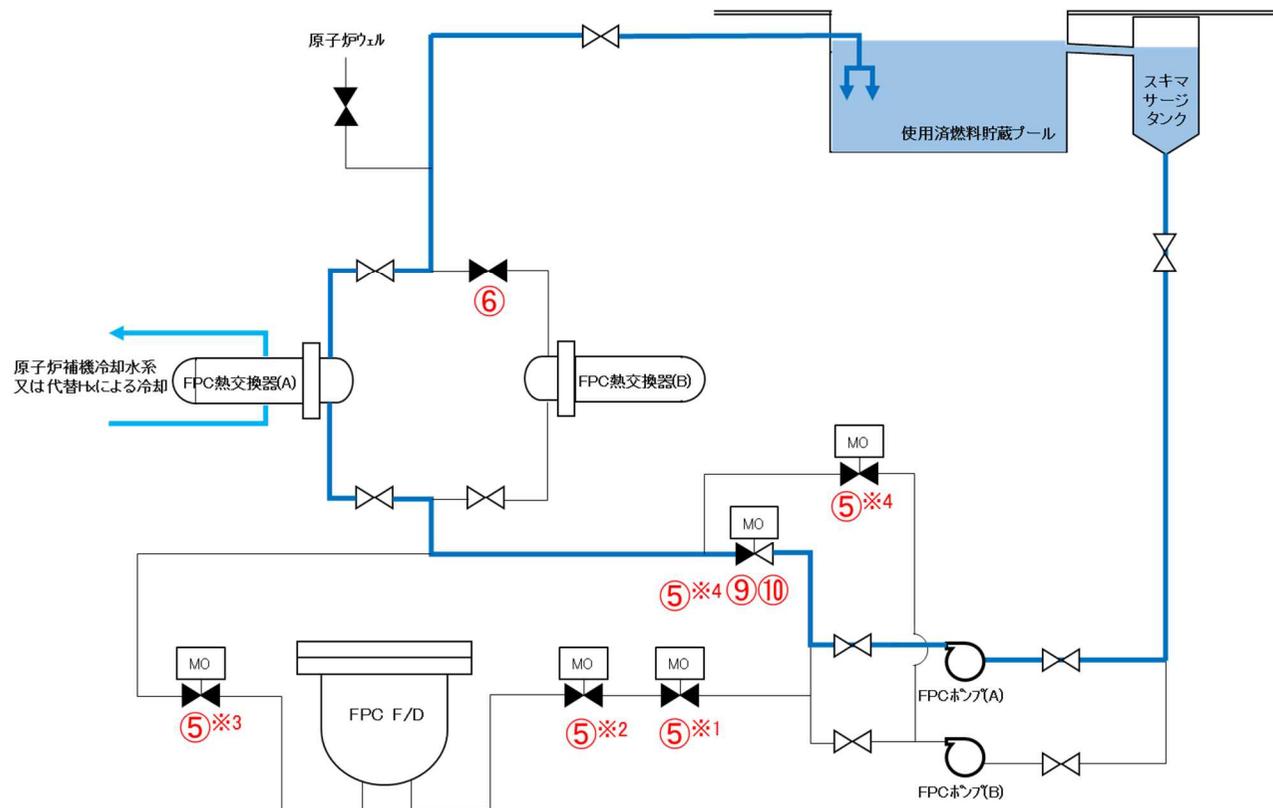


操作手順	弁名称
③	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置空気供給弁

図 1.11.17 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動 概要図

		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80						
手順の項目	要員(数)	20分 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動													
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置起動	中央制御室運転員 A	1	通信手段確保, 電源確認	カメラ状態確認											
	現場運転員 C, D	2	移動, 空冷装置起動												

図 1.11.18 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤※1	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁
⑤※2	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁
⑤※3	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁
⑤※4	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A), (B)
⑥	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁
⑨⑩	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)

図 1. 11. 19 燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱 概要図

		経過時間(分)														備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80								
手順の項目	要員(数)	使用済燃料プール除熱開始 45分 ▽															
燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保・電源確認				系統構成										
							→ 除熱開始										
	現場運転員 C, D	2	移動・系統構成														
	現場運転員 E, F	2	移動・電源確保														

図 1.11.20 燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱 タイムチャート

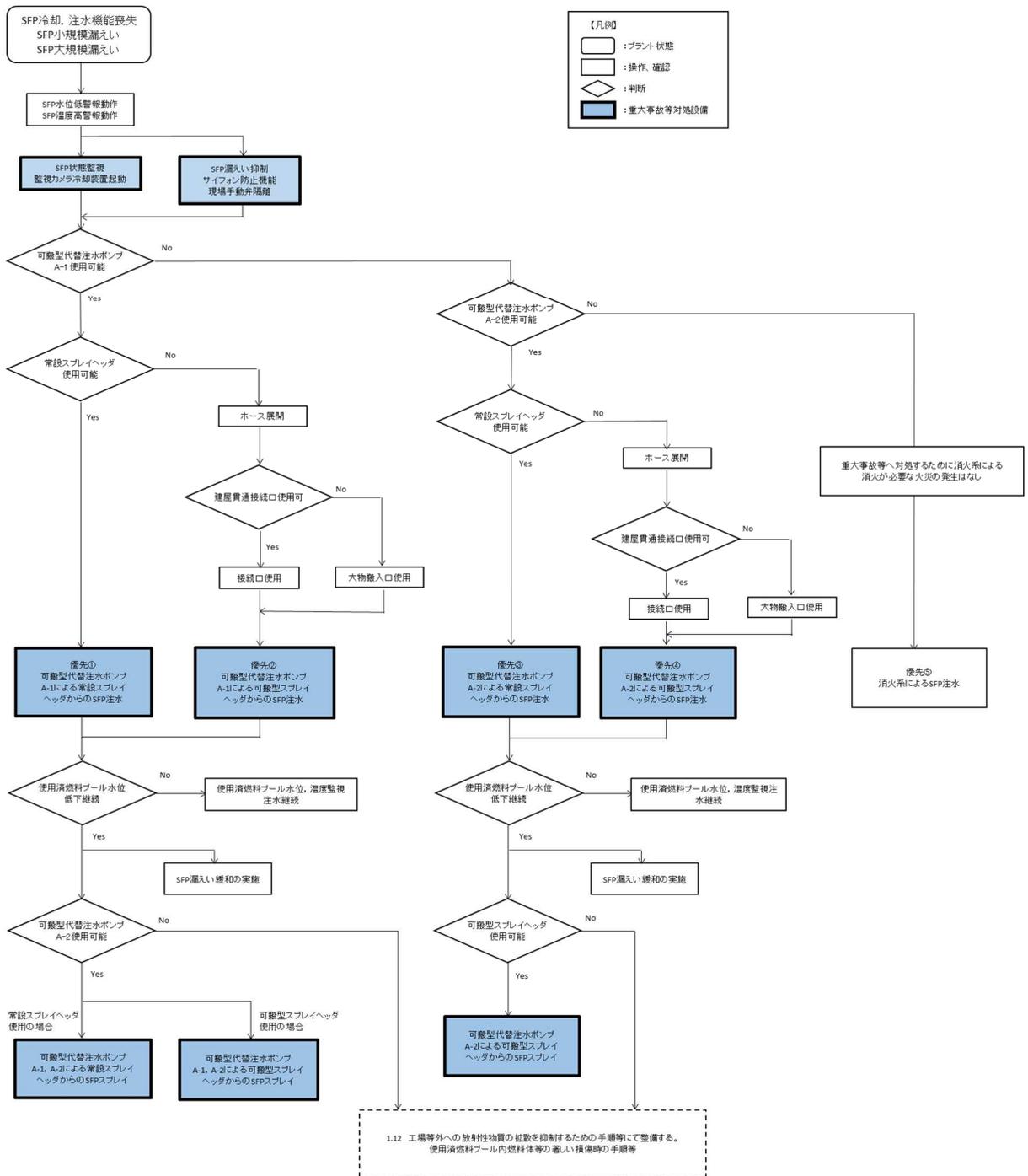


図 1.11.21 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

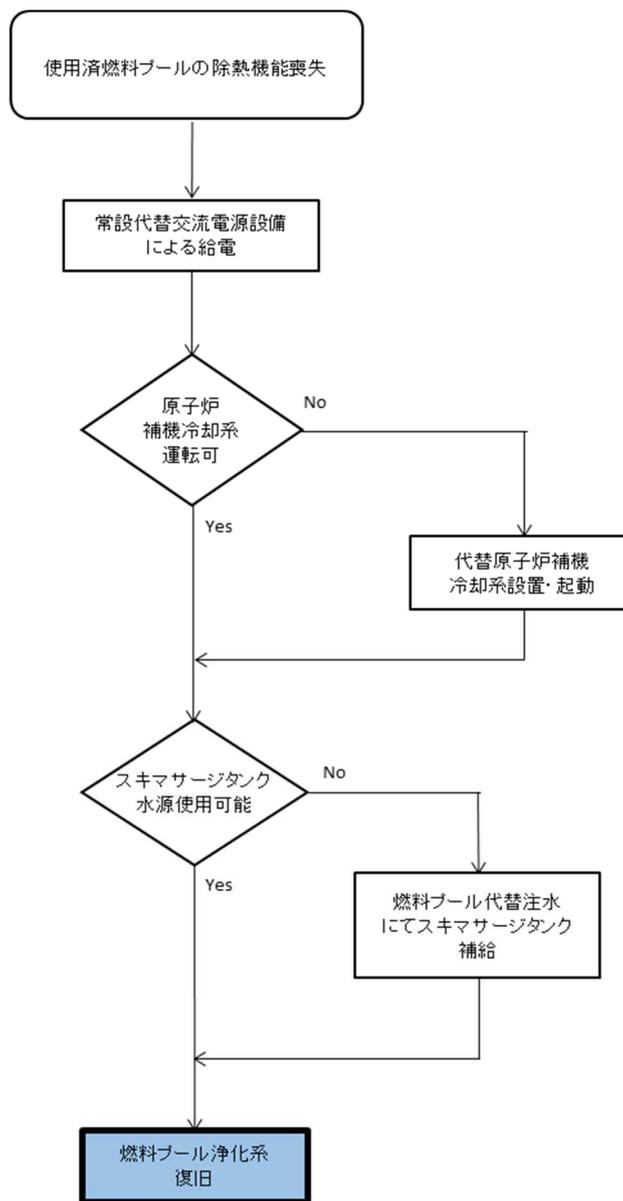


図 1. 11. 21 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/3)

技術的能力審査基準 (1.11)	番号	設置許可基準規則 (54条)	技術基準規則 (69条)	番号
<p>【本文】 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。 2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な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、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、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。 a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	—
<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」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) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。 b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p>	<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。 b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p>	⑧
<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。 b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p>	③	<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	⑩
<p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。 b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	④	<p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。 c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p>	<p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。 c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p>	⑪
<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。 b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。 c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	⑤	<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。 b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。 c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。 b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。 c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	⑫
<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。 b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。 c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	⑥	<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。 b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。 c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。 b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。 c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	⑬
		<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑭
		<p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	<p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	⑮

※1: 重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※2: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/3)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策										
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考					
燃料 常設 プール 使用 済 燃料 プールの 注水 による	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設	① ② ⑦ ⑨	消 火 系 に よ る 使 用 済 燃 料 プ ール へ の 注 水	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	30分	6名	自主対策とする理由は本文参照					
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設			ろ過水タンク	常設								
	防火水槽 ※2	新設			消火系配管・弁	常設								
	淡水貯水池 ※2	新設			復水補給水系配管・弁	常設								
	ホース	新設			残留熱除去系配管・弁	常設								
	SFP接続口	新設			燃料プール冷却浄化系配管・弁	常設								
	燃料プール代替注水系配管・弁	新設			使用済燃料プール	常設								
	常設スプレィヘッド	新設			常設代替交流電源設備	常設								
	使用済燃料プール	既設			可搬型代替交流電源設備	可搬								
	燃料補給設備	既設 新設			燃料補給設備	常設 可搬								
	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設			① ② ⑦ ⑧ ⑨	-				-	-	-	-	-
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設												
	防火水槽 ※2	新設												
淡水貯水池 ※2	新設													
ホース	新設													
SFP接続口	新設													
燃料プール代替注水系配管・弁	新設													
可搬型スプレィヘッド	新設													
使用済燃料プール	既設													
燃料補給設備	既設 新設													
漏 え い 抑 制	サイフォン防止機能 ※1	新設	① ⑦	-	-	-	-	-	-					
燃料 常設 プール 使用 済 燃料 プールの 注水 による	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設	① ③ ④ ⑦ ⑪ ⑫	-	-	-	-	-	-					
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設												
	防火水槽 ※2	新設												
	淡水貯水池 ※2	新設												
	ホース	新設												
	SFP接続口	新設												
	燃料プール代替注水系配管・弁	新設												
	常設スプレィヘッド	新設												
	使用済燃料プール	既設												
燃料補給設備	既設 新設													

※1: 重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※2: 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/3)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

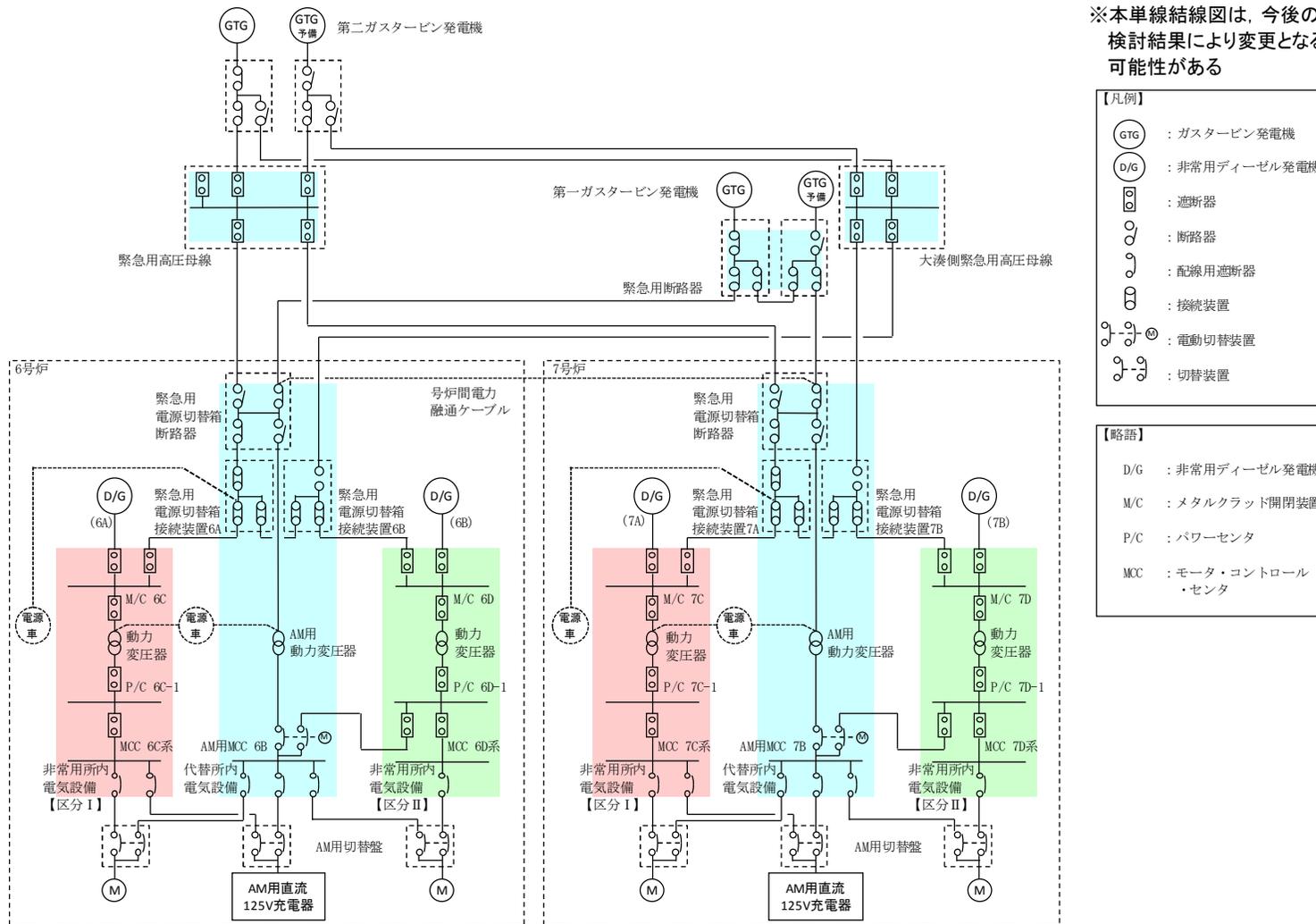
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
燃料プール代替注水系(可搬型)による 使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設	① ③ ④ ⑦ ⑩ ⑪ ⑫	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設							
	防火水槽 ※2	新設							
	淡水貯水池 ※2	新設							
	ホース	新設							
	SFP接続口	新設							
	燃料プール代替注水系配管・弁	新設							
	可搬型スプレイヘッド	新設							
	使用済燃料プール	既設							
燃料補給設備	既設 新設								
-	-	-	-	漏えい緩和	シーリング材	可搬	2時間	2名	自主対策とする理由は本文参照
					接着剤	可搬			
					ステンレス鋼板	可搬			
					吊り降ろしロープ	可搬			
拡散抑制への	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	新設	① ④ ⑦ ⑫	-	-	-	-	-	-
	ホース	新設							
	放水砲	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	新設	① ⑤ ⑦ ⑬ ⑮	-	-	-	-	-	-
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	新設							
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	新設							
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	新設							
代替電源による給電	常設代替交流電源設備	新設	① ⑥ ⑦ ⑭	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	所内蓄電式直流電源設備	既設 新設							
	可搬型直流電源設備	新設							
燃料プール冷却浄化系復旧による	燃料プール冷却浄化系ポンプ	既設	① ⑦	-	-	-	-	-	-
	使用済燃料プール	既設							
	燃料プール冷却浄化系熱交換器	既設							
	燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・デフューザ	既設							
	原子炉補機冷却系	既設							
	代替原子炉補機冷却系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							

※1: 重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※2: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

添付資料 1.11.2

※本単線結線図は、今後の
検討結果により変更となる
可能性がある



- 【凡例】
- GTG : ガスタービン発電機
 - D/G : 非常用ディーゼル発電機
 - : 遮断器
 - : 断路器
 - : 配線用遮断器
 - : 接続装置
 - : 電動切替装置
 - : 切替装置

- 【略語】
- D/G : 非常用ディーゼル発電機
 - M/C : メタルクラッド開閉装置
 - P/C : パワーセンタ
 - MCC : モータ・コントロールセンタ

図1 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号及び7号炉 交流電源)

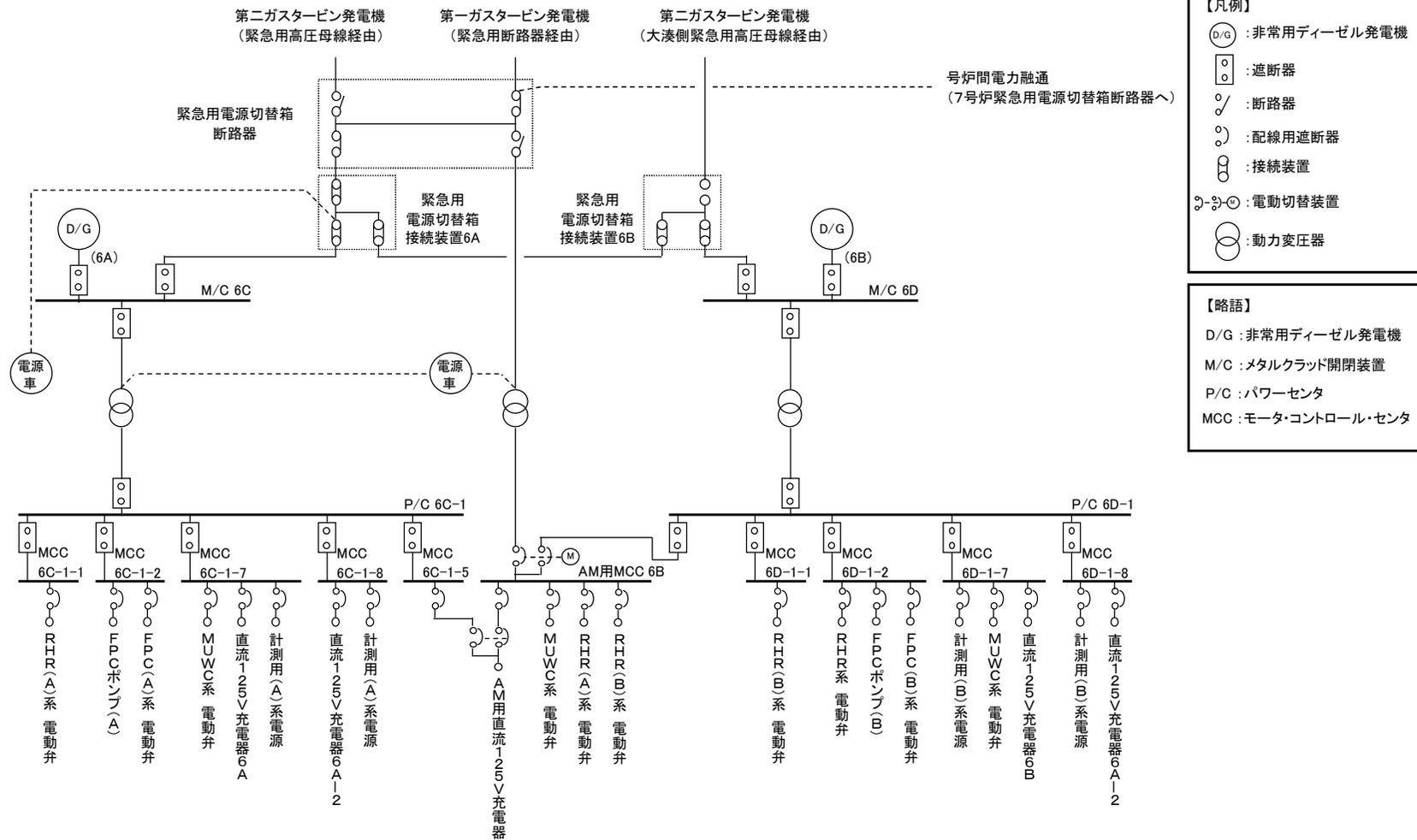


図2 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 交流電源)

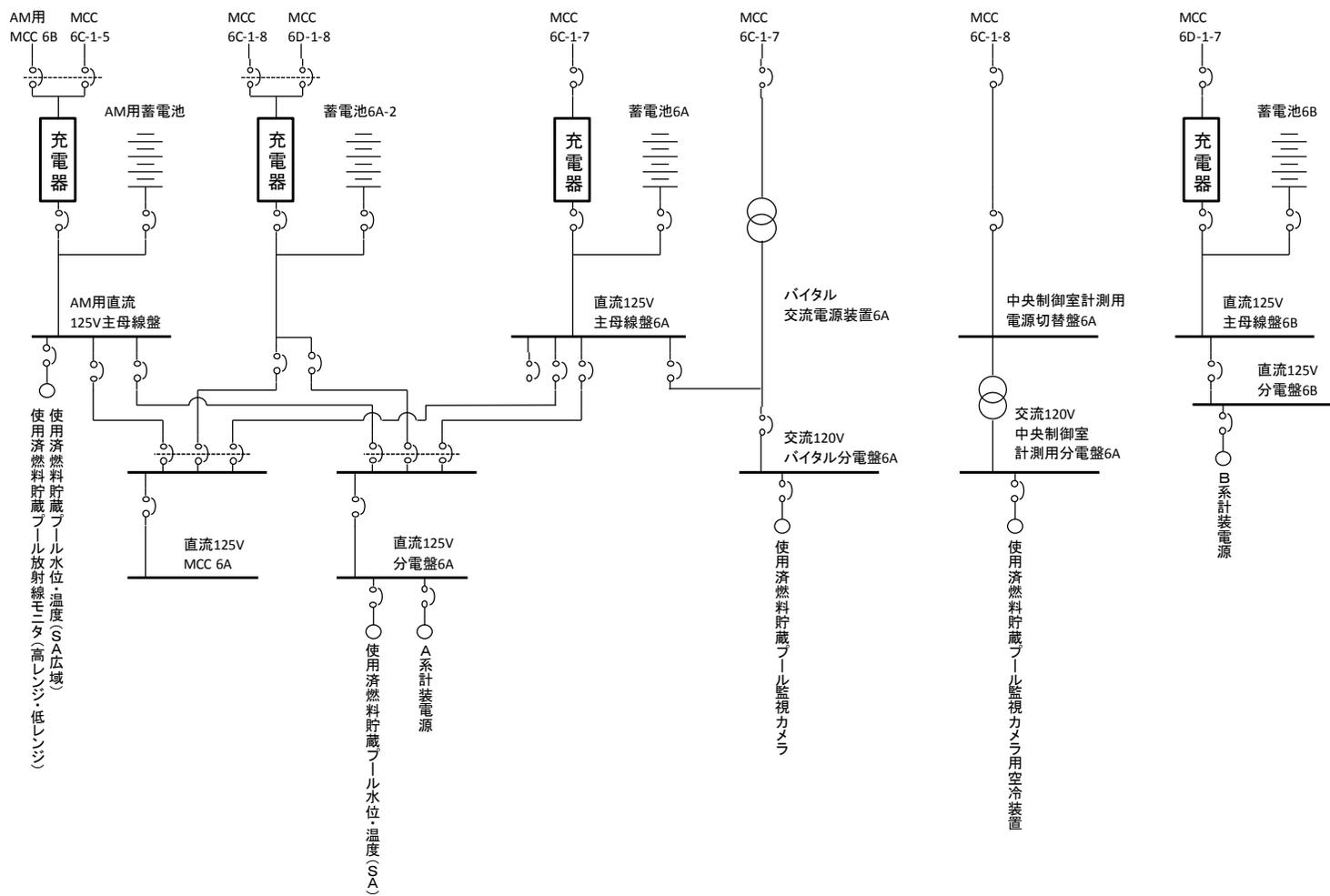


図3 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 直流電源)

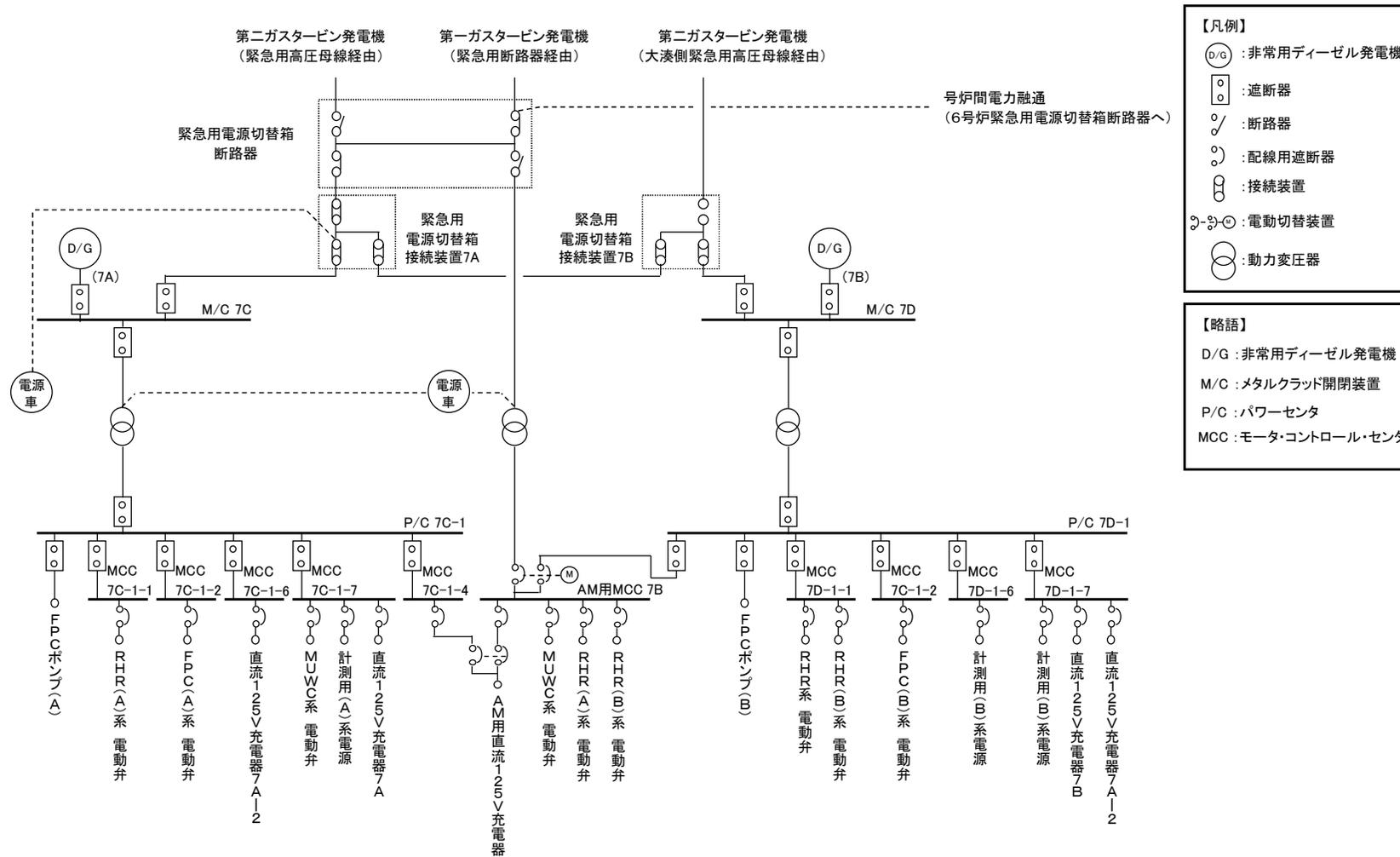


図4 対応手段と選定した設備の電源構成図(7号炉 交流電源)

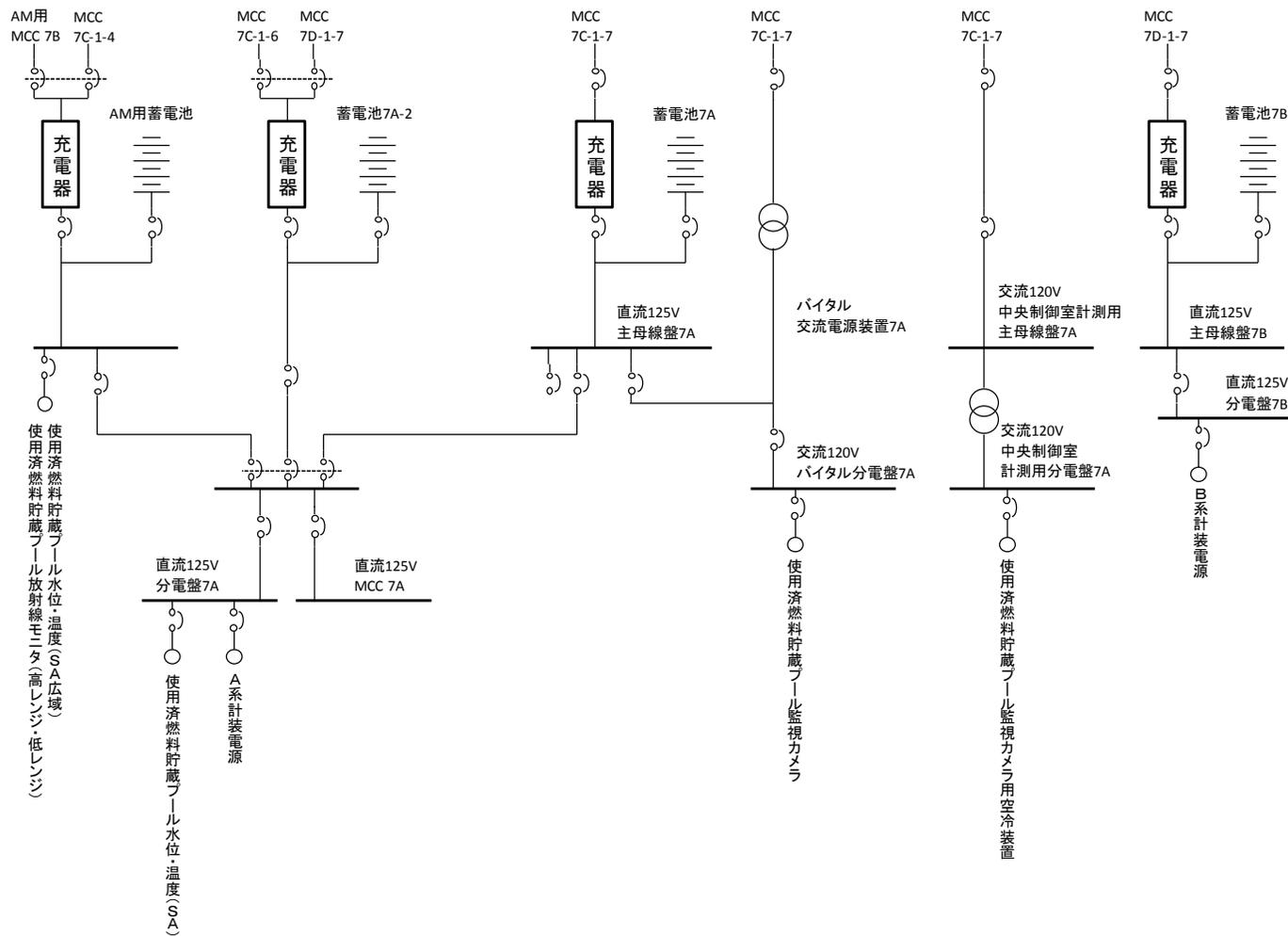


図5 対応手段と選定した設備の電源構成図(7号炉 直流電源)

重大事故対策の成立性

1. 消火系による使用済燃料プール注水

a. 操作概要

消火系による使用済燃料プール注水系統構成のための電源確保を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下1階(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

消火系による使用済燃料プール注水に必要な要員数(6名)、所要時間(30分)のうち、系統構成のための電源確保に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員2名)

所要時間目安: 20分(実績時間: 18分)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内照明消灯時における操作性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常受電操作であり、容易に**実施**可能である。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認

2. 使用済燃料プール漏えい隔離

サイフォン現象による使用済燃料プール水流出時の手動隔離

a. 操作概要

使用済燃料プール接続配管からの漏えい、及び使用済燃料プール注水配管の逆止弁の機能喪失により発生したサイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を現場にて手動で隔離する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 4 階, 地上 2 階(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

使用済燃料プール漏えい隔離に必要な要員数(4名), 所要時間(90分)のうち, 現場での隔離操作に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員 2名)

所要時間目安: 30分(実績時間: 原子炉建屋地上 2 階での隔離の場合 15分

原子炉建屋地上 4 階での隔離の場合 25分)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内照明消灯時における操作性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。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, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり, 容易に実施可能である。

操作対象弁には, 暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



現場での隔離操作

3. 燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ(淡水/海水)

(1) 可搬型代替注水ポンプによる送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、可搬型代替注水ポンプによる使用済燃料プールへの注水、スプレイが必要な状況において、接続口及び水源を選定し、送水ルートを決める。

現場では、指示された送水ルートを確認した上で、可搬型代替注水ポンプによる常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水、スプレイを実施する。

b. 作業場所

屋外(原子炉建屋周辺, 防火水槽周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

(a) 注水の場合

燃料プール代替注水系(可搬型)による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)に必要な要員数(防火水槽を水源とした場合3名, 淡水貯水池を水源とした場合5名), 所要時間(防火水槽を水源とした場合80分, 淡水貯水池を水源とした場合110分)のうち, 水源から燃料プール代替注水系外部接続口までの送水ルート確保並びに使用済燃料プールへの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 : 「防火水槽を水源とした場合」2名(緊急時対策要員2名)
 「淡水貯水池を水源とした場合」4名(緊急時対策要員4名)

所要時間目安: 「防火水槽を水源とした場合」80分(実績時間なし)
 「淡水貯水池を水源とした場合」110分(実績時間なし)

(b) スプレイの場合

燃料プール代替注水系(可搬型)による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)に必要な要員数(防火水槽を水源とした場合4名, 淡水貯水池を水源とした場合5名), 所要時間(防火水槽を水源とした場合95分, 淡水貯水池を水源とした場合120分)のうち, 水源から燃料プール代替注水系外部接続口までの送水ルート確保並びに使用済燃料プールへの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 : 「防火水槽を水源とした場合」3名(緊急時対策要員3名)
 「淡水貯水池を水源とした場合」4名(緊急時対策要員4名)

所要時間目安:「防火水槽を水源とした場合」95分(実績時間なし)
「淡水貯水池を水源とした場合」120分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトの他,ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能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 :可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は,汎用の結合金具(オス・メス)であり,容易に実施可能である。
作業エリア周辺には,支障となる設備はなく,十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器,電力保安通信用電話設備,衛星電話設備,無線連絡設備)のうち,使用可能な設備により,緊急時対策本部に連絡する。



[防火水槽を水源とした場合]
防火水槽への吸管投入



[淡水貯水池を水源とした場合]
送水ホースと可搬型代替注水ポンプ
吸管との接続



ホースを建屋接続口まで敷設

4. 燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プール注水及びスプレー(淡水/海水)

(1) 可搬型代替注水ポンプによる送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、可搬型代替注水ポンプによる使用済燃料プールへの注水、スプレーが必要な状況において、接続口及び水源を選定し、送水ルートを決する。

現場では、指示された送水ルートを確認した上で、可搬型代替注水ポンプによる可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水、スプレーを実施する。

b. 作業場所

屋外(原子炉建屋周辺, 防火水槽周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

(a) 注水の場合

燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)に必要な要員数(防火水槽を水源とした場合5名, 淡水貯水池を水源とした場合7名), 所要時間(防火水槽を水源とし, SFP接続口(原子炉建屋南側)使用の場合80分, 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合90分, 淡水貯水池を水源とした場合、SFP接続口(原子炉建屋南側)使用, 原子炉建屋大物搬入口からの接続いずれも110分)のうち, 水源から接続口までの送水ルート確保, 原子炉建屋扉外側の防潮扉開放及び使用済燃料プールへの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 : 「防火水槽を水源とした場合」

2名(緊急時対策要員2名)

「淡水貯水池を水源とした場合」

4名(緊急時対策要員4名)

所要時間目安: 「防火水槽を水源とした場合」

SFP 接続口(原子炉建屋南側)使用の場合 80分(実績時間なし)

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 90分(実績時間なし)

「淡水貯水池を水源とした場合」

SFP 接続口(原子炉建屋南側)使用の場合 110分(実績

時間なし)

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 110 分(実績時間なし)

(b) スプレイの場合

燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型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)に必要な要員数(防火水槽を水源とした場合6名, 淡水貯水池を水源とした場合7名), 所要時間(防火水槽を水源とし, SFP接続口(原子炉建屋南側)使用の場合:95分, 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合:105分, 淡水貯水池を水源とし, SFP接続口(原子炉建屋南側)使用の場合120分, 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合125分)のうち, 水源から接続口までの送水ルート確保, 原子炉建屋扉外側の防潮扉開放及び使用済燃料プールへの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 :「防火水槽を水源とした場合」

3 名(緊急時対策要員 3 名)

「淡水貯水池を水源とした場合」

4 名(緊急時対策要員 4 名)

所要時間目安:「防火水槽水源とした場合」

SFP 接続口(原子炉建屋南側)使用の場合 95 分(実績時間なし)

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 105 分(実績時間なし)

「淡水貯水池を水源とした場合」

SFP 接続口(原子炉建屋南側)使用の場合 120 分(実績時間なし)

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 125 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより, 夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから, 操作は放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備してお

り近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 可搬型代替注水ポンプからの送水ホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能である。

作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。



[防火水槽を水源とした場合]
防火水槽への吸管投入



[淡水貯水池を水源とした場合]
送水ホースと可搬型代替注水ポンプ
吸管との接続



ホースを建屋接続口まで敷設

(2) 可搬型スプレイヘッドの設置及びホース接続

a. 操作概要

燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ(淡水/海水)を実施するため、現場にて原子炉建屋地上1階 SFP 接続口(原子炉建屋南側)から原子炉建屋オペレーティングフロアまでホースを敷設し、原子炉建屋オペレーティングフロアにて可搬型スプレイヘッドを設置し接続する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上1階～地上4階(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

(a) 注水の場合

燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型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)に必要な要員数(5名)、所要時間(SFP接続口(原子炉建屋南側)使用の場合:80分、原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合:90分)のうち、可搬型スプレイヘッドの設置、原子炉建屋内でのホースの敷設、接続及び原子炉建屋扉開放(原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合のみ)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(現場運転員2名)

所要時間目安:SFP 接続口(原子炉建屋南側)使用の場合 50分(実績時間:45分)

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 65分(実績時間:55分)

(b) スプレイの場合

燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型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)に必要な要員数(6名)、所要時間(SFP接続口(原子炉建屋南側)使用の場合:95分、原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合:105分)のうち、可搬型スプレイヘッドの設置、原子炉建屋内でのホースの敷設、接続及び原子炉建屋扉開放(原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合のみ)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(現場運転員2名)

所要時間目安: SFP 接続口(原子炉建屋南側)使用の場合 50 分(実績時間:45 分)

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 65 分(実績時間:55 分)

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内照明消灯時における操作性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。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, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :可搬型スプレイヘッド及びホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に**実施**可能である。また、可搬型スプレイヘッドは、設置後の操作は不要である。

作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



ホース敷設



ホース接続



ホース接続



系統構成

5. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動

a. 操作概要

使用済燃料プールの状態監視のため、現場にて使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の起動を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 4 階(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動に必要な要員数(3名)、所要時間(20分)のうち、現場にて冷却装置起動に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名(現場運転員 2 名)

所要時間目安: 20 分(実績時間: 当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内照明消灯時における操作性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。

6. 燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱

a. 操作概要

燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱操作に必要なポンプ、電動弁の電源確保及び現場での系統構成を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下 1 階(非管理区域)

原子炉建屋 地上 2 階(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

燃料プール浄化系ポンプによる使用済燃料プール除熱に必要な要員数(6名)、所要時間(45分)のうち、電源確保及び現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 4名(現場運転員 4名)

所要時間目安: 電源確保 30分(実績時間: 24分)

系統構成 25分(実績時間: 23分)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内照明消灯時における操作性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であり、容易に実施可能である。

通常の変操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認



系統構成

解釈一覧
判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容		解釈
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1)燃料プール代替注水	a.燃料プール代替注水系(可搬型)による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)	燃料プール水位低警報 燃料プール温度高警報	燃料ラック上端+6750mm以下 燃料プール温度が57℃以上
		b.燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型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)	燃料プール水位低警報 燃料プール温度高警報	燃料ラック上端+6750mm以下 燃料プール温度が57℃以上
		c.消火系による使用済燃料プールへの注水	燃料プール水位低警報 燃料プール温度高警報	燃料ラック上端+6750mm以下 燃料プール温度が57℃以上
	(2)漏えい抑制	a.サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制	燃料プール水位低警報	燃料ラック上端+6750mm以下
	1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順	(1)燃料プールのスプレイ	a.燃料プール代替注水系(可搬型)による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)	使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下
b.燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型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)			使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下	使用済燃料プールの水位が燃料ラック上端+6750mmまで低下
(2)漏えい緩和		a.使用済燃料プール漏えい緩和	使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下	使用済燃料プールの水位が燃料ラック上端+6750mmまで低下
1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順	(1)使用済燃料プールの状態監視	a.使用済燃料貯蔵プールの監視カメラ用空冷装置起動	燃料プール水位低警報 燃料プール温度高警報	燃料ラック上端+6750mm以下 燃料プール温度が57℃以上

操作手順の解釈一覧(1/2)

手順	操作手順記載内容	解釈	
1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1)燃料プール代替注水	a. 燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁 G41-F201
		使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁 G41-F204	
		送水流量を規定流量に調整し 送水流量を45 m ³ /hに調整し	
		使用済燃料プール水位低レベル 燃料ラック上端+6750mm	
		b. 燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)	SFP接続口内側隔離弁 P13-F128
		SFP接続口外側隔離弁 P13-F126	
		送水流量を規定流量に調整し 送水流量を45 m ³ /hに調整し	
		使用済燃料プール水位低レベル 燃料ラック上端+6750mm	
		c. 消火系による使用済燃料プールへの注水	タービン建屋負荷遮断弁 P13-M0-F029
		復水補給水系消火系第1，第2連絡弁 (第1連絡弁) P13-M0-F090 (第2連絡弁) P13-M0-F091	
残留熱除去系燃料プール側第一出口弁(B)，第二出口弁 (第一出口弁(B)) E11-M0-F014B (第二出口弁) E11-M0-F015			
残留熱除去系洗浄水弁(B) E11-M0-F032B			
残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇 残留熱除去系(B)注入配管流量指示値が110m ³ /h程度まで上昇			
使用済燃料プール水位低レベル 燃料ラック上端+6750mm			
(2)漏えい抑制	a. サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制	燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁 G41-F017	
使用済燃料プール水位低レベル 燃料ラック上端+6750mm			
1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順	(1)燃料プールのスプレイ	a. 燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水)	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁 G41-F201
		使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁 G41-F204	
		送水流量を規定流量に調整し 送水流量を132～147 m ³ /hに調整し	
		b. 燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水)	SFP接続口内側隔離弁 P13-F128
		SFP接続口外側隔離弁 P13-F126	
		送水流量を規定流量に調整し 送水流量を46 m ³ /h以上に調整し	
1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順	(1)使用済燃料プールの状態監視	a. 使用済燃料貯蔵プールの監視カメラ用空冷装置起動	使用済燃料貯蔵プールの監視カメラ用空冷装置空気供給弁 U51-F001

操作手順の解釈一覧(2/2)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための対応手順	(1)復旧	a. 燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁	G41-M0-F005A
			燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁	G41-M0-F005B
			燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁	G41-M0-F013
			燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A), (B)	G41-M0-F021(A), (B)
			燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	G41-F015B
			FPCポンプ(A)吐出流量指示値の上昇	FPCポンプ(A)吐出流量指示値が250m ³ /h程度まで上昇

1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

< 目 次 >

- 1. 12. 1 対応手段と設備の選定
 - (1) 対応手段と設備の選定の考え方
 - (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備
 - b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備
 - c. 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - d. 手順等
- 1. 12. 2 重大事故等発生時の手順
 - 1. 12. 2. 1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等
 - (1) 大気への放射性物質の拡散抑制
 - a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制
 - (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制
 - a. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制
 - b. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制
 - (3) 重大事故等発生時の対応手段の選択
 - 1. 12. 2. 2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順
 - (1) 初期対応における延焼防止処置
 - a. 化学消防自動車単独又は高所放水車等による泡消火
 - (2) 航空機燃料火災への対応
 - a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火
 - (3) 重大事故等発生時の対応手段の選択
 - 1. 12. 2. 3 その他の手順項目にて考慮する手順
- 添付資料 1. 12. 1 審査基準、基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1. 12. 2 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

- 添付資料 1.12.3 放射性物質拡散抑制手順の作業時間について
- 添付資料 1.12.4 放水砲の設置場所及び使用方法等について
- 添付資料 1.12.5 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制
- 添付資料 1.12.6 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制
- 添付資料 1.12.7 初期対応における延焼防止処置
- 添付資料 1.12.8 航空機燃料火災への泡消火

1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、工場等外（以下「**発電所外**」という。）への放射性物質の拡散を抑制するための設備を整備しており、ここでは、この設備を活用した手順等について説明する。

1.12.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、**発電所外**へ放射性物質が拡散するおそれがある。**発電所外**へ放射性物質の拡散を抑制するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、消火対応するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

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

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下、「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十五条及び技術基準規則第七十条（以下、「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備、設計基準事故対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を表 1.12.1 に整理する。

a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備

炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は、大気への放射性物質の拡散抑制、放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、海洋への放射性物質の拡散抑制を図る。

(a) 大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合は，放水設備により，大気への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。

大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
- ・ ホース
- ・ 放水砲
- ・ 燃料補給設備

(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，原子炉建屋への放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合は，海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。

海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 放射性物質吸着材
- ・ 汚濁防止膜
- ・ 小型船舶（汚濁防止膜設置用）

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

(添付資料 1.12.1)

b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合，初期対応における延焼防止処置により，火災に対応する手段がある。

初期対応における延焼防止処置に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 化学消防自動車
- ・ 水槽付消防ポンプ自動車
- ・ 高所放水車
- ・ 泡原液備蓄車

航空機燃料火災への泡消火に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
- ・ ホース
- ・ 放水砲
- ・ 泡原液搬送車
- ・ 泡原液混合装置
- ・ 燃料補給設備

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

(添付資料 1.12.1)

c. 重大事故等対処設備と自主対策設備

(a) 大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制

審査基準及び基準規則に要求される、大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（原子炉建屋放水設備）のうち、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、ホース、放水砲及び燃料補給設備は、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（海洋拡散抑制設備）のうち、放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は重大事故等対処設備と位置づける。

以上の重大事故等対処設備により発電所外への放射性物質の拡散抑制が可能である。

(b) 航空機燃料火災への泡消火

基準規則に要求される、航空機燃料火災への泡消火に使用する設備のうち、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、ホース、放水砲、泡原液搬送車、泡原液混合装置及び燃料補給設備は、重大事故等対処設備と位置づける。

以上の重大事故等対処設備により航空機燃料火災への泡消火が可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 化学消防自動車
- ・ 水槽付消防ポンプ自動車
- ・ 高所放水車

- ・泡原液備蓄車

これらの設備については、航空機燃料火災への対応手段として放水量が少ないため、同等の放水効果は得られにくいですが、早期に消火活動が可能であり、航空機燃料の飛散によるアクセルルート及び建屋への延焼拡大防止の手段として有効である。

d. 手順等

上記の a ., b . 及び c . 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、緊急時対策要員の対応として、多様なハザード対応[手順](#)に定める（表 1. 12. 1）。

1.12.2 重大事故等発生時の手順

1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等

(1) 大気への放射性物質の拡散抑制

a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱や格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置、及び代替循環冷却による原子炉格納容器の減圧及び除熱させる手段がある。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備で注水しても水位が維持出来ない場合は、燃料プールスプレイにより燃料損傷を緩和する手段がある。

しかし、これらの機能が喪失し、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合とする。

- ・炉心損傷を判断した場合^{※1}において、あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合
- ・使用済燃料プール水位が低下した場合において、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合
- ・大型航空機の衝突等、原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。手順の概略図を図

1.12.1に、タイムチャートを図1.12.2に、ホース設置ルート及び放水砲の設置位置を図1.12.3に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備を緊急時対策本部に依頼する。
- ② 緊急時対策本部は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備開始を緊急時対策要員（復旧班員）に指示する。
- ③ 緊急時対策要員（復旧班員）は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を海水取水箇所周辺に設置する。
- ④ 緊急時対策要員（復旧班員）は、ホースを取水ポンプに接続後、取水ポンプを取水箇所へ設置し、大容量送水車吸込口にホースを接続する。
- ⑤ 緊急時対策要員（復旧班員）は、放水砲を設置し、ホースの運搬、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）から放水砲までのホース設置を行い、放水砲にホースを接続する。
- ⑥ 緊急時対策要員（復旧班員）は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）取水ポンプを起動し、水張りを行う。
- ⑦ 緊急時対策要員（復旧班員）は、放水砲噴射ノズルを原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所に向けて調整し、準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧ 当直副長は、手順着手判断の状況が継続しており、以下の状況であると判断した場合は、当直長を経由して、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制実施を緊急時対策本部に依頼する。
 - ・ 原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合
 - ・ 原子炉格納容器の異常漏えいにより、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの、原子炉建屋内天井付近の水素濃度が3.5%を超えたことにより原子炉建屋トップベントを開放する場合
 - ・ 燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールスプレイが出来ない場合
 - ・ プラントの異常により、モニタリング・ポストの指示がオーダ

ーレベルで上昇した場合

- ⑨ 緊急時対策本部は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制実施を緊急時対策要員（復旧班員）に指示する。
- ⑩ 緊急時対策要員（復旧班員）は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）送水ポンプを起動し、放水砲により原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所へ海水の放水を開始し、緊急時対策本部に報告する。
- ⑪ 緊急時対策本部は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始について当直長を経由して当直副長に報告する。
- ⑫ 緊急時対策要員（復旧班員）は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は約2時間の運転が可能）

（c）操作の成立性

上記の現場対応は準備段階では緊急時対策要員（復旧班員）8名（水張り5名）にて実施し、所要時間は、複数あるホース設置ルートのうち、設置距離が短くなる7号炉南側からのルートを優先的に選択することで、手順着手から約120分（7号炉の場合、6号炉の場合は約150分）で大気への放射性物質の拡散抑制準備を完了することとしている。（ホース設置距離が長くなる5号炉北側からのルートでホースを設置した場合は、約180分で大気への放射性物質の拡散抑制準備を完了することとしている。）

円滑に作業できるようにアクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

緊急時対策本部からの指示を受けて、大気への放射性物質の拡散抑制を開始する。緊急時対策要員（復旧班員）5名にて実施し、手順着手から約120分以降（7号炉の場合、6号炉の場合は約150分以降）放水することが可能である。

放水砲は可搬型設備のため、任意に設置場所を設定することが可能であり、風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所に向けて放水を実施する。

放水砲による放水については噴射ノズルを調整することで、放水形状

を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると、直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから、なるべく噴霧状を使用する。

また、直線状で放射する場合も到達点では、噴霧状になっているため放射性物質の抑制効果がある。

なお、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの設置時間等を考慮し、複数あるホース設置ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。

（添付資料 1.12.2, 1.12.3, 1.12.4）

(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

a. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合は、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するが、放水することで放射性物質を含む汚染水が発生する。

防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置（6号及び7号炉に放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水柵2箇所を優先的に設置し、最終的に合計6箇所）することにより汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合。

(b) 操作手順

放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。また、放射性物質吸着材の設置位置図を図1.12.4に、タイムチャートを図1.12.5に示す。

- ① 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員（復旧班員）へ放射性物質吸着材の設置開始を指示する。
- ② 緊急時対策要員（復旧班員）は、放射性物質吸着材を、設置位置近傍まで運搬する。
- ③ 緊急時対策要員（復旧班員）は、放射性物質吸着材を設置する。

(6号及び7号炉に放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝2箇所を優先的に設置する。)

(c) 操作の成立性

放射性物質吸着材の設置は、**緊急時対策要員(復旧班員)**4名の体制である。

設置作業は、緊急時対策本部の指示に従い対応することとしており、放射性物質吸着材を放射性物質拡散抑制の手順着手から**約**170分で設置することとしている。(6号及び7号炉に放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝2箇所へ放射性物質吸着材を**約**90分で設置することとしている。)

作業に伴い、運搬経路及び作業エリアの確保、可搬型照明、通信設備を整備する。

(添付資料 1.12.5)

b. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大容量送水車(**原子炉建屋放水設備用**)、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するが、放水することで放射性物質を含む汚染水が発生する。

放射性物質を含む汚染水は構内排水路を通過して北放水口から海へ流れ込むため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

汚濁防止膜は、小型船舶(汚濁防止膜設置用)を用い、放水によって放射性物質を取り込んだ汚染水が海洋に流れ込むルートである北放水口1箇所を優先的に、その後、取水口3箇所にも設置し、計4箇所に設置する。

(a) 手順着手の判断基準

大容量送水車、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順着手の判断をした場合において、汚濁防止膜の設置が可能な状況(大津波警報、津波警報が出ていない又は解除された)である場合。

(b) 操作手順

汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要

は以下のとおり。また、汚濁防止膜の設置位置図を図 1.12.6 に、タイムチャートを図 1.12.7 に示す。

- ① 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員（復旧班員）へ汚濁防止膜の設置開始を指示する。
- ② 緊急時対策要員（復旧班員）は、汚濁防止膜と付属資機材及び海上作業に必要な小型船舶（汚濁防止膜設置用）を設置位置背面に運搬する。
- ③ 緊急時対策要員（復旧班員）は、汚濁防止膜をシャックル及び、接続ロープ等で必要本数を連結させる。
- ④ 緊急時対策要員（復旧班員）は、汚濁防止膜の両端部に固定用ロープを取り付け、連結させた汚濁防止膜を順次、護岸から海面に投入し、片方の固定用ロープを護岸沿いに引き、汚濁防止膜を所定の位置に配置する。
- ⑤ その際、緊急時対策要員（復旧班員）は、小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用し、汚濁防止膜が水面上で支障物等に絡まないよう調整する。
- ⑥ 緊急時対策要員（復旧班員）は、汚濁防止膜配置後、両端部の固定用ロープを護岸の所定の箇所へ固定する。
- ⑦ 緊急時対策要員（復旧班員）は、小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用し、カーテン部を結束していたロープを切断し、カーテン部を開放する。
- ⑧ 緊急時対策要員（復旧班員）は、同作業完了後、引き続き、同様の手順により2重目の汚濁防止膜を設置する。

(c) 操作の成立性

汚濁防止膜の設置は、北放水口への汚濁防止膜（1重目）の設置を緊急時対策要員（復旧班員）4名で実施する。

その後の汚濁防止膜の設置については、積込み・運搬を緊急時対策要員（復旧班員）4名、設置を緊急時対策要員（復旧班員）9名、合計13名で実施する。

汚濁防止膜の設置作業は、北放水口（1箇所）の設置を約180分、その後の取水口（3箇所）への設置を約24時間で行うこととしている。それぞれ1重目の設置完了後、緊急時対策本部の指示により、2重目を設置する。

作業に伴い、運搬経路及び作業エリアの確保、可搬型照明、通信設備

を整備する。

さらに、積み込み、運搬等にユニック車を使用することで重量物である汚濁防止膜を効率的に運搬でき、また、海上作業では小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用することで汚濁防止膜の展開作業が容易となり、作業安全を確保するとともに作業時間の短縮を図る。

（添付資料 1.12.6）

(3) 重大事故等発生時の対応手段の選択

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水することで放射性物質を含む汚染水が発生するため、放射性物質吸着材の設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。

海洋への放射性物質の拡散抑制の手順の流れについて図 1.12.8 に示す。

放射性物質吸着材は、6号及び7号炉に放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝2箇所を優先的に設置し、最終的に合計6箇所設置することで、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

その後、汚濁防止膜を設置するが、汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報、津波警報が出ている状況）である場合、大津波警報、津波警報が解除された後に汚濁防止膜の設置を開始する。

また、放射性物質吸着材の設置作業と汚濁防止膜の設置作業を異なる要員で対応できる場合は、並行して作業を実施することが可能である。

1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1) 初期対応における延焼防止処置

a. 化学消防自動車単独又は高所放水車等による泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、化学消防自動車単独、又は、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び高所放水車により初期対応における泡消火を行う手順を整備する。使用可能な淡水源がある場合は、防火水槽や消火栓（淡水タンク）、使用可能な淡水がなければ海水を使用する。

(a) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

(b) 操作手順

化学消防自動車単独又は高所放水車等による泡消火を行う手順の概要は以下のとおり。また、[航空機燃料火災への対応](#)の概要図を図 1. 12. 9 に、タイムチャートを図 1. 12. 10 に、水利の配置図を図 1. 12. 11 示す。

- ① 消防隊長は、発電所敷地内において航空機衝突による火災を確認した場合、現場の火災状況及び安全距離を確保した後、初期消火に必要な設備の準備を開始する。

※安全距離を確保でき、消防隊長が対応可能と判断した場合。

- ② 自衛消防隊は、現場火災状況を緊急時対策本部へ報告する。

※化学消防自動車単独による泡消火又は高所放水車による泡消火の実施判断は、現場火災状況を基に消防隊長が自衛消防隊へ指示する。

※放射線管理要員によるサーベイを実施する。

※けが人の有無を確認する。

※消火の水源に、防火水槽や消火栓（淡水タンク）を使用する場合は、水量が確保され使用できることをあわせて確認する。

- ③ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員（復旧班員）に高所放水車、大容量送水車（[原子炉建屋放水設備用](#)）による泡消火の開始及び必要により淡水貯水池から防火水槽への送水を指示する。
- ④ 緊急時対策要員（復旧班員）は、自衛消防隊が使用する高所放水車及び泡原液搬送車を現場まで運転する。
- ⑤ 自衛消防隊は、緊急時対策要員（復旧班員）より高所放水車及び泡原液搬送車を引き取る。

<化学消防自動車単独での泡消火を選択した場合>

- ⑥ 自衛消防隊は、水源近傍に化学消防自動車を設置し、吸管を水利に投入し、吸水する。
- ⑦ 自衛消防隊は、初期消火活動場所へホースを敷設、接続及び準備作業を行う。
- ⑧ 自衛消防隊は、消火用水と泡消火薬剤を混合させて、化学消防自動車による泡消火を開始する。
- ⑨ 自衛消防隊は、適宜、泡原液備蓄車を接続し、泡原液の補給を実施する。

<高所放水車等による泡消火を選択した場合>

- ⑩ 自衛消防隊は、水源近傍に化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を設置し、吸管を水利に投入し、吸水する。

- ⑪ 自衛消防隊は、初期消火活動場所へホースを設置するとともに高所放水車の中継口へホースを接続する。
- ⑫ 自衛消防隊は、化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車より取水し、高所放水車へ送水を開始する。
- ⑬ 自衛消防隊は、高所放水車による泡消火を実施する。現場状況により化学消防自動車からも泡消火又は延焼防止を実施する。
※必要に応じて、緊急時対策要員を活用する。
- ⑭ 自衛消防隊は、適宜、泡原液備蓄車を接続し、泡原液の補給を実施する。（泡原液搬送車を接続することも可能である。）

(添付資料 1.12.7)

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は、自衛消防隊 6 名及び緊急時対策要員（復旧班員）2 名の合計 8 名で対応する。初期消火開始まで手順着手から約 45 分で対応することとしている。（緊急時対策要員（復旧班員）2 名は、高所放水車、泡原液搬送車を運転し、自衛消防隊への引き渡し後、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火に向けた準備にとりかかる。）

なお、高所放水車のテーブルは 360° 旋回することが可能なため、火災現場の状況に応じて、最も効果的な方角から泡消火を実施する。

また、円滑に作業できるように移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。

(2) 航空機燃料火災への対応

- a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、海水を水源として大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

(b) 操作手順

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及

び泡原液混合装置による泡消火手順の概要は以下のとおり。概略系統図を図 1. 12. 9 に、タイムチャートを図 1. 12. 10 に、水利の配置及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による泡消火に関するホース設置ルート of 例を図 1. 12. 11 に示す。

- ① 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員（復旧班員）へ大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置の設置開始を指示する。
- ② 緊急時対策要員（復旧班員）は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を取水箇所周辺に設置する。
- ③ 緊急時対策要員（復旧班員）は、ホースを取水ポンプに接続後、取水ポンプを取水箇所へ設置し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）吸込口にホースを接続する。
- ④ 緊急時対策要員（復旧班員）は、放水砲を設置し、ホースの運搬、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、泡原液搬送車、泡原液混合装置から放水砲までのホース設置を行い、放水砲にホースを接続する。
- ⑤ 緊急時対策要員（復旧班員）は、放水砲にホースを接続後、放水砲噴射ノズルを火災発生箇所に向けて調整する。
- ⑥ 緊急時対策要員（復旧班員）は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）送水ポンプを起動し、放水砲による消火を開始する。
- ⑦ 緊急時対策要員（復旧班員）は、泡原液搬送車の弁操作を行い、泡消火を開始する。
- ⑧ 緊急時対策要員（復旧班員）は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油（燃料を給油しない場合、大容量送水車は約2時間の運転が可能）を実施する。

（c）操作の成立性

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による泡消火は、準備段階では現場にて8名で実施する。手順着手から約120分（7号炉の場合、6号炉の場合は約150分）で準備を完了することとしている。（ホース設置距離が長くなる5号炉北側からのルートでホースを設置した場合は、約180分に対応することとしている。）

放水段階では緊急時対策要員（復旧班員）5名にて実施する。1%濃縮用泡消火剤を4,000L配備し、放水開始から約25分の泡消火が可能である。

泡消火剤は、放水流量（15,000L/min）の1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業できるように移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

（添付資料 1.12.8）

(3) 重大事故等発生時の対応手段の選択

航空機燃料火災への対応は、各消火手段に対して異なる要員で対応することから、準備完了したものから泡消火を開始する。

化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡原液備蓄車又は高所放水車及び泡原液搬送車は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、泡原液搬送車、泡原液混合装置及び放水砲による泡消火を開始するまでのアクセスルートを確認するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための広範囲の泡消火を行う。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、泡原液搬送車、泡原液混合装置及び放水砲による泡消火は、航空機燃料火災を約900m³/hの流量で消火する。

初期対応において、アクセスルートを確認するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための消火活動については、高所放水車より車両の移動が容易で、機動性が高い化学消防自動車を優先する。

建屋等高所への消火活動を行える場合、高所放水車による泡消火を行う。

使用する水源について、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車又は高所放水車は、防火水槽、消火栓（淡水タンク）のうち、準備時間が短く、大容量である防火水槽を優先する。防火水槽、消火栓（淡水タンク）が使用できなければ海水を使用する。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、泡原液搬送車、泡原液混合装置及び放水砲による泡消火の水源は、大流量の放水であるため海水を使用する。

1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順

原子炉建屋トップベントに関する手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

大容量送水車等の車両への燃料補給に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 1.12.1 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

	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	手順書
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷	—	大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） ホース 放水砲 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備 多様なハザード対応手順 「大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」
		海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材 汚濁防止膜 小型船舶（汚濁防止膜設置用）	重大事故等対処設備 多様なハザード対応手順 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」 「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	—	航空機燃料火災への対応	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） ホース 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備 多様なハザード対応手順 「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への対応」
		初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 高所放水車 泡原液備蓄車	自主対策設備

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

表 1. 12. 2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
多様なハザード対応手順 「大容量送水車 (原子炉建屋放水設備) 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	格納容器内の線量当量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (A) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) S/C
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 原子炉水位 (SA)
	原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 残留熱除去系 (A) 注入配管流量 残留熱除去系 (B) 注入配管流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 制御棒駆動系系統流量 残留熱除去系 (A) 系統流量 残留熱除去系 (B) 系統流量 残留熱除去系 (C) 系統流量 高压炉心注水系 (B) 系統流量 高压炉心注水系 (C) 系統流量
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度
	屋外の放射線量率	屋外放射線監視端末

判断基準

表 1.12.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.12】 工場等外への放射性物質の拡散 を抑制するための手順等</p>	中操監視計器類	代替交流電源設備 緊急用 M/C AM 用直流 125V 充電器 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源
	使用済燃料プール監視計器類	代替交流電源設備 緊急用 M/C AM 用直流 125V 充電器 交流 120V 中央制御室計装用電源 交流 120V バイタル電源 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源
	屋外放射線監視計器類	モニタリング・ポスト用 CVCF モニタリング・ポスト用発電機

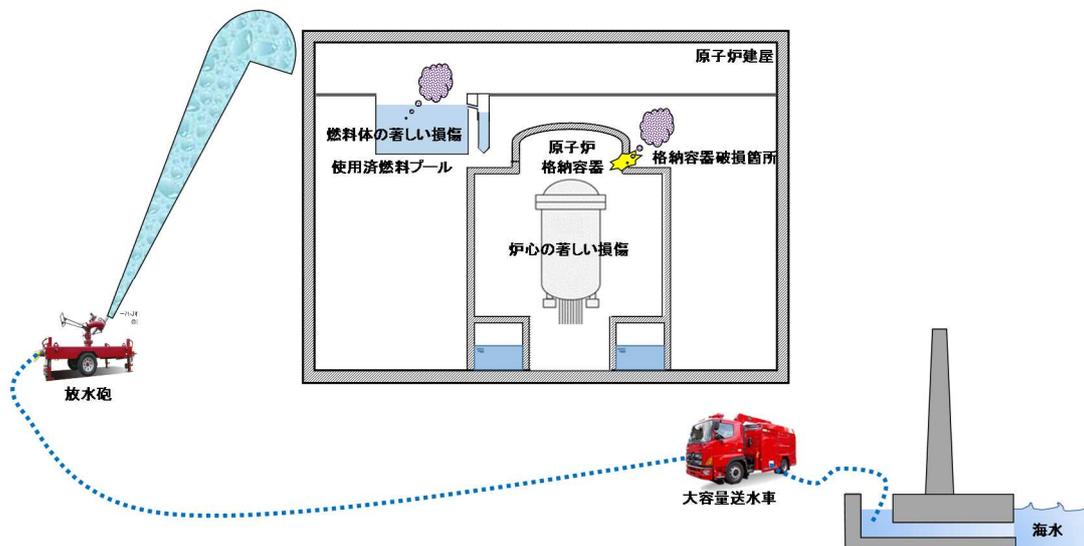


図 1.12.1 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)						備考	
		20	40	60	80	100	120		
		大気への放射性物質の拡散抑制							
		120分							
大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員(復旧班員)	6	移動 (緊急時対策所から大浜側高台保管場所までの移動)						※ 荒浜高台保管場所への移動は、10分と想定する。 ※ ホース設置距離により作業時間が異なる。 350m以内(南ルート~7号炉) ホース設置25分 スプレー開始120分
			高台保管場所から現場への車両運搬						
			ホース設置 (大容量送水車~放水砲へのホース設置)						
			取水ポンプ設置						
			大容量送水準備付随作業						
			資機材積み込み, 高台保管場所から現場への車両運搬, 放水砲の配置, エルボ・ブリッジ運搬配置他						
	5	水張り						1,050m以内(北ルート~6号及び7号炉) ホース設置75分 スプレー開始180分	
		送水ポンプ起動・スプレー開始 (要員8名のうち5名で拡散抑制実施)							

図 1.12.2 大気への放射性物質の拡散抑制 タイムチャート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

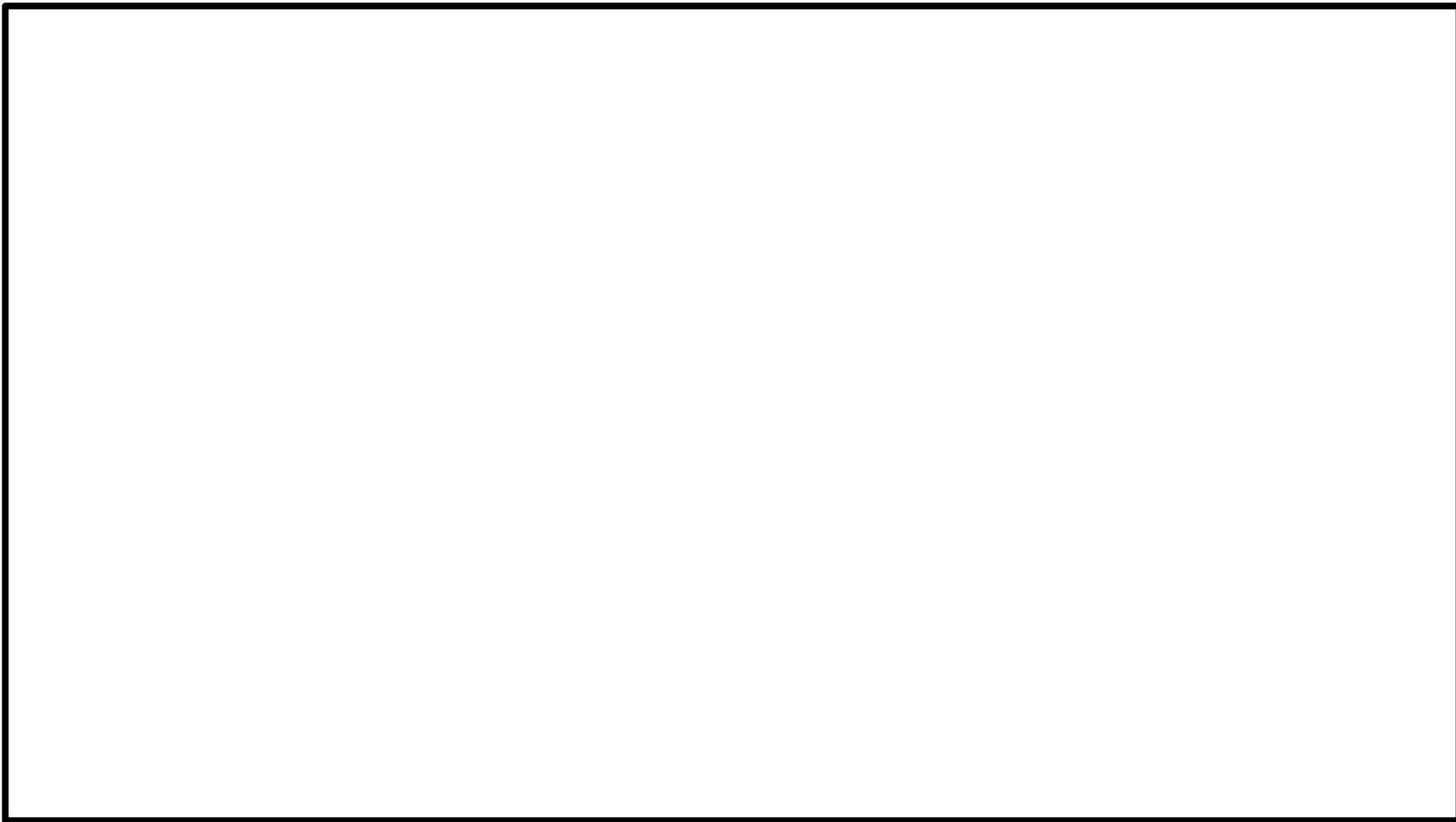


図 1.12.3 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制 ホース設置ルート図
（例）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

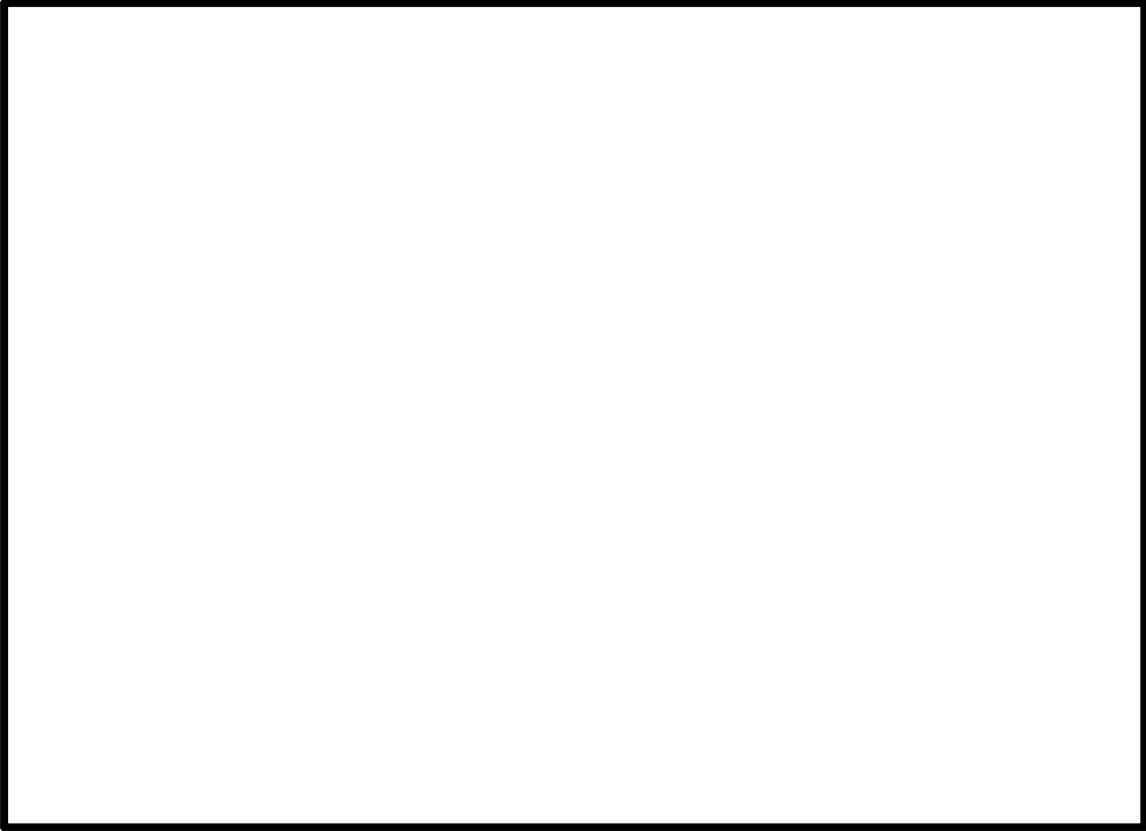


図 1.12.4 放射性物質吸着材の設置位置図

		経過時間(分)															備考		
		20	40	60	80	100	120	140	160	180									
手順の項目	要員(数)	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 (全体)約170分 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 (優先設置2箇所)約90分																	
放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員(復旧班員) 4	移動			移動														※ 荒浜高台保管場所への移動は、10分と想定する。
			吸着材積込			据付(6号)											据付(5号)		
							据付(7号)												
										据付(フラップゲート3か所)									

図 1.12.5 海洋への放射性物質の拡散抑制 (放射性物質吸着材) タイムチャート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

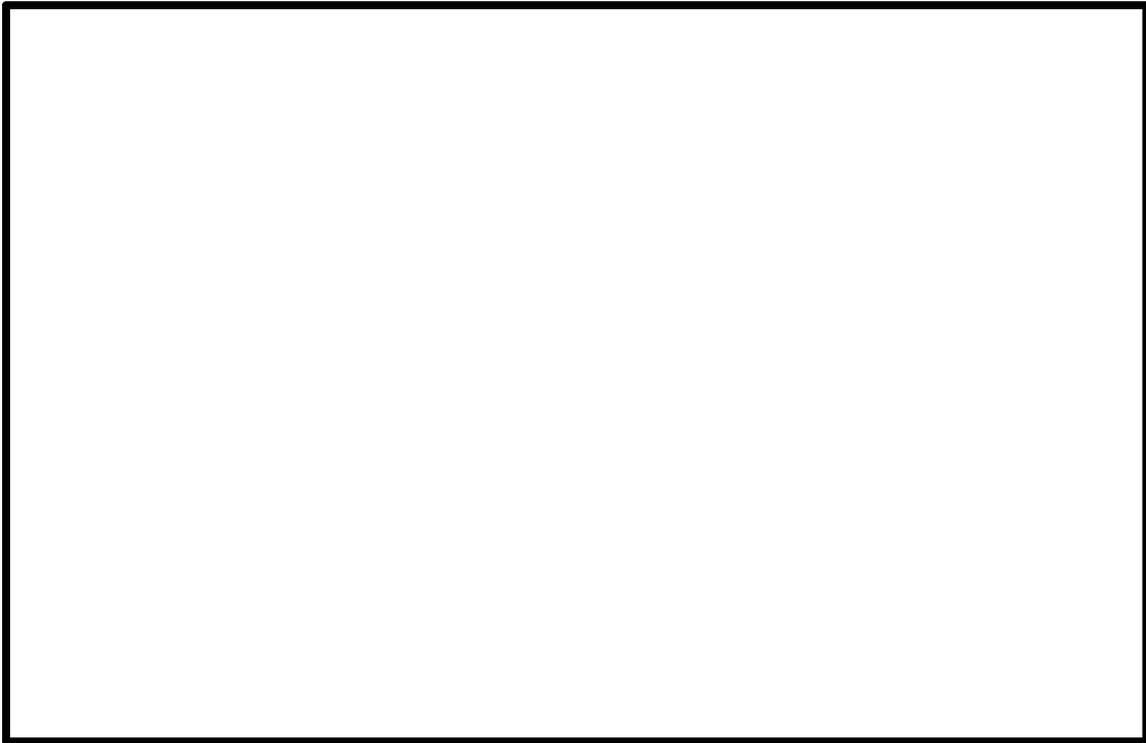
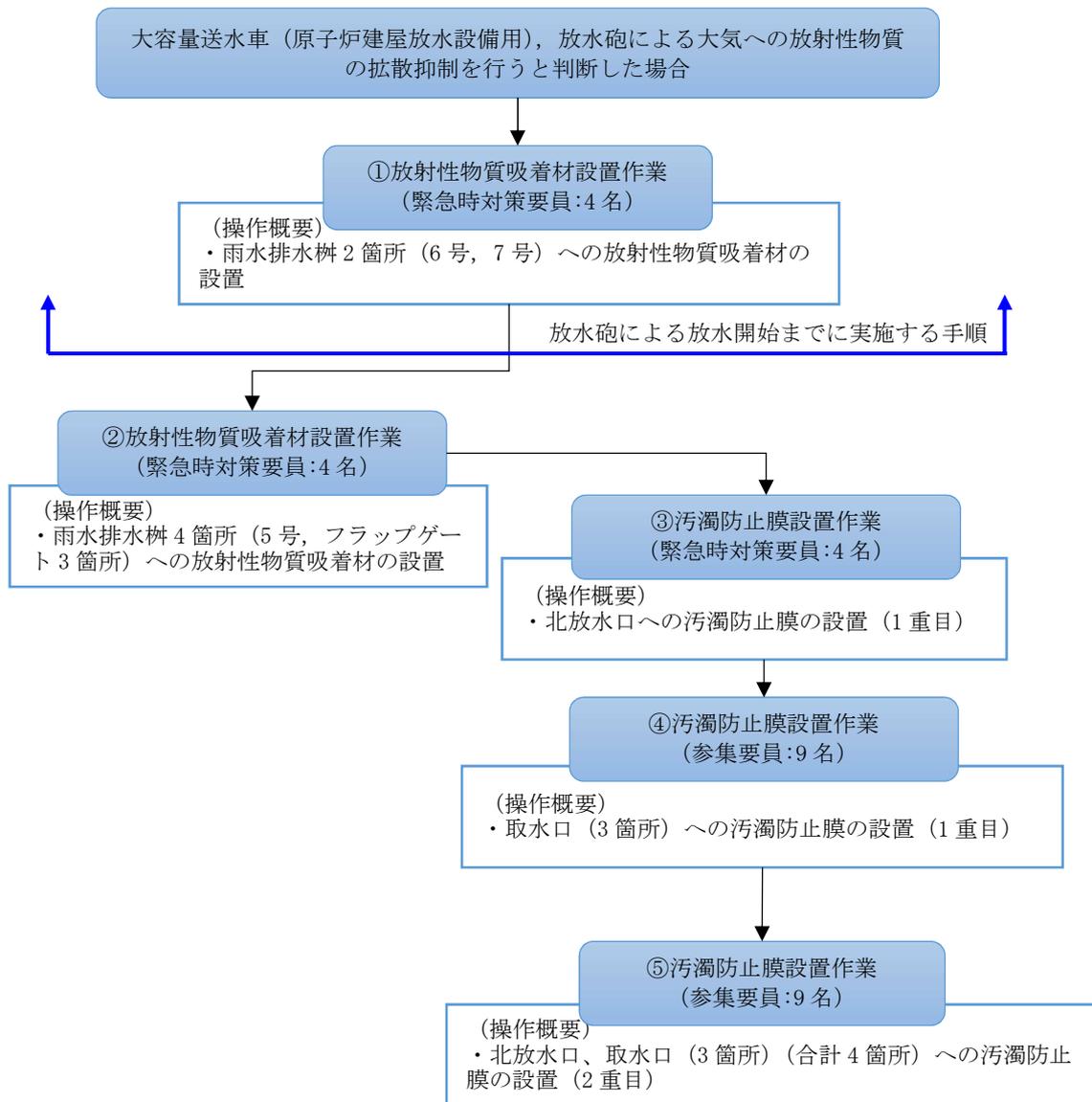


図 1.12.6 汚濁防止膜の設置位置図

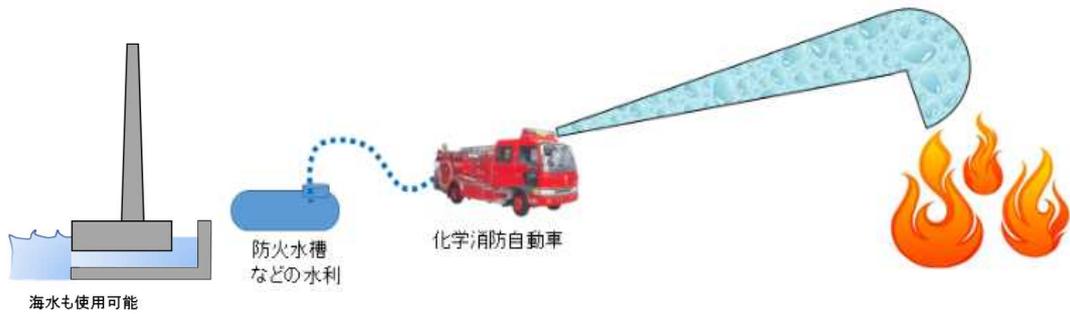
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																		経過時間(時間)						備考					
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	12	14	16	18	20	22	24														
		北放水口への汚濁防止膜(1重目)設置																		取水口(3か所)への汚濁防止膜(1重目)設置											
																				24時間											
汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員 (復旧班員)	4	移動																											※ 荒浜高台保管場所への移動は、10分と想定する。	
			積込・運搬																												
			設置																												
	9																														

図 1.12.7 海洋への放射性物質の拡散抑制（汚濁防止膜）タイムチャート



②、③の作業は、異なる要員で対応できる場合は、並行して実施することが可能。

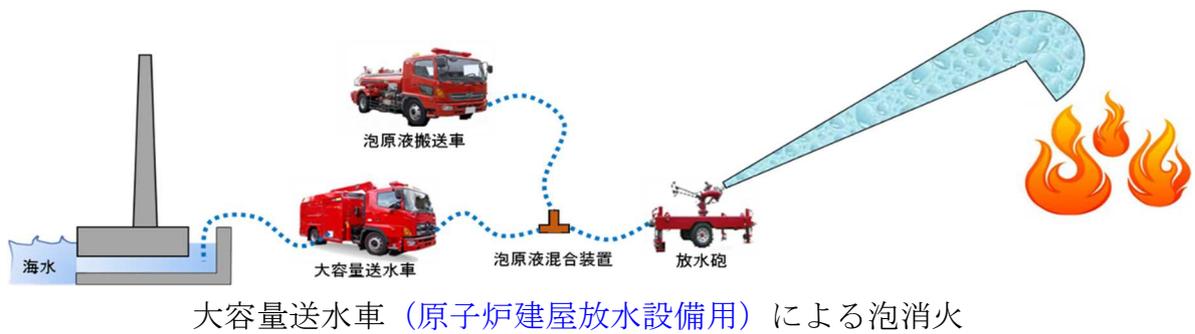
図 1.12.8 海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ



化学消防自動車による泡消火の例



高所放水車による泡消火の例



大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）による泡消火

図 1.12.9 航空機燃料火災への対応の概要図

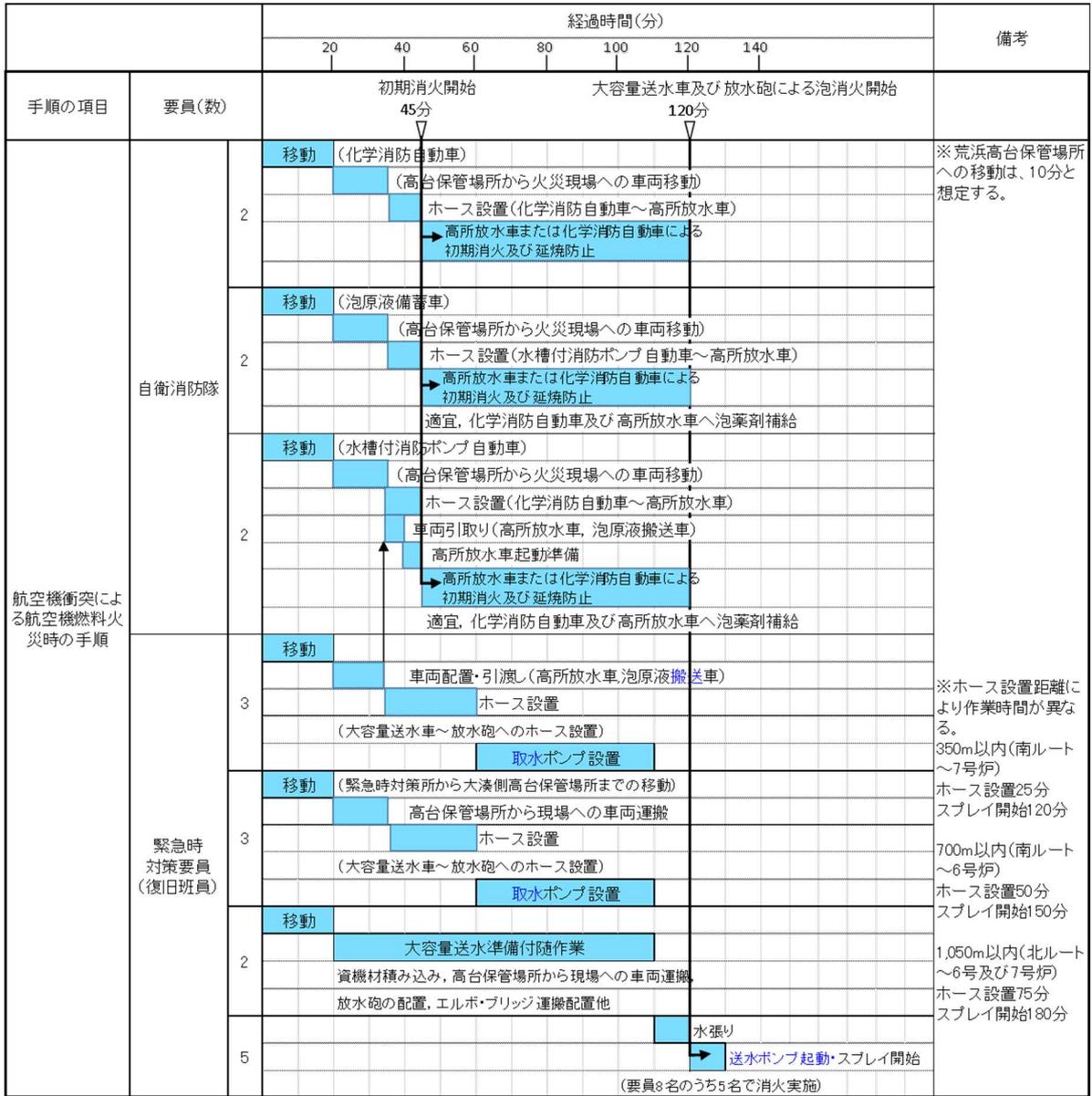


図 1.12.10 航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 タイムチャート

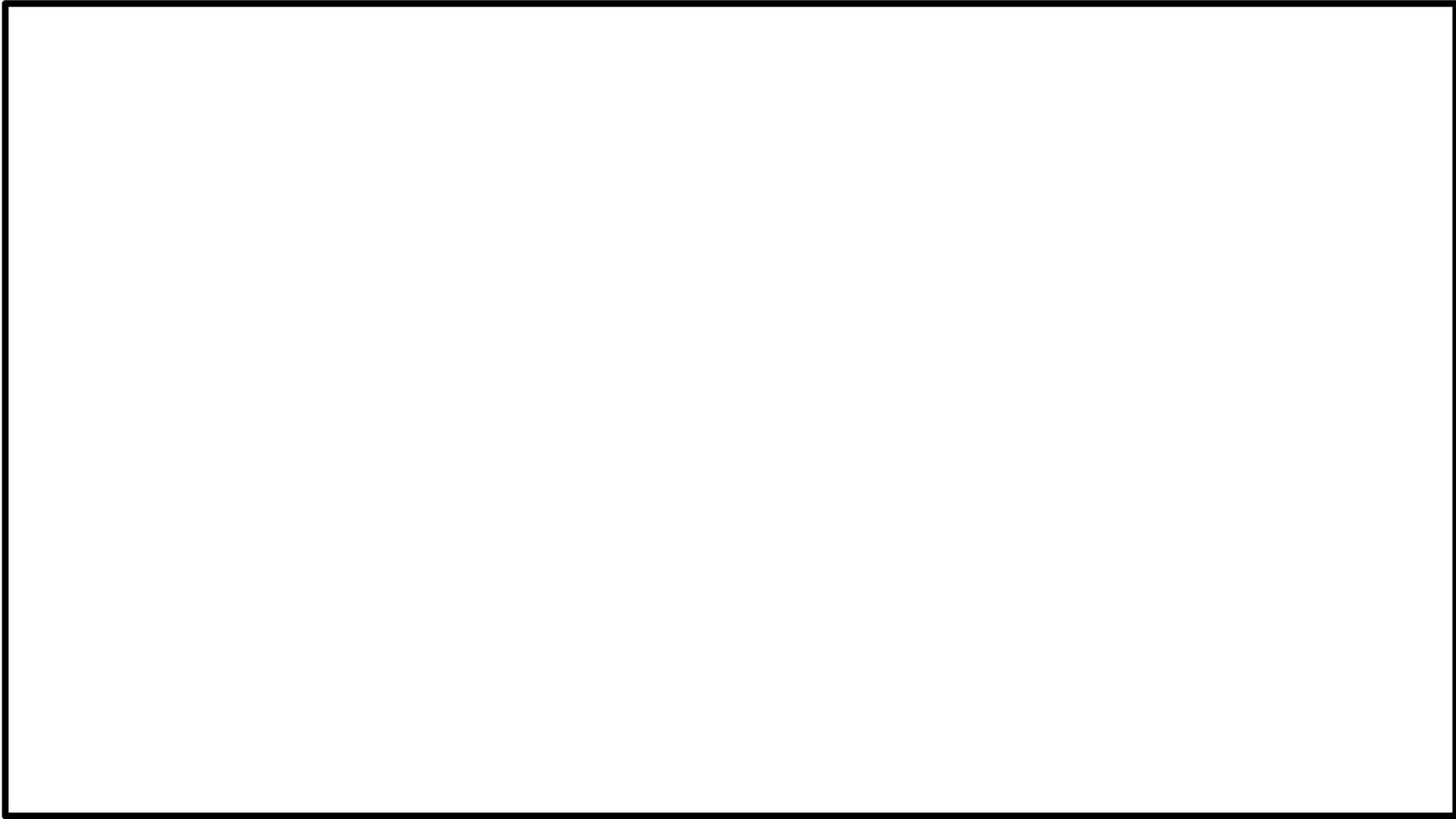


図 1.12.11 水利の配置及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による泡消火 ホース設置ルート図（例）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

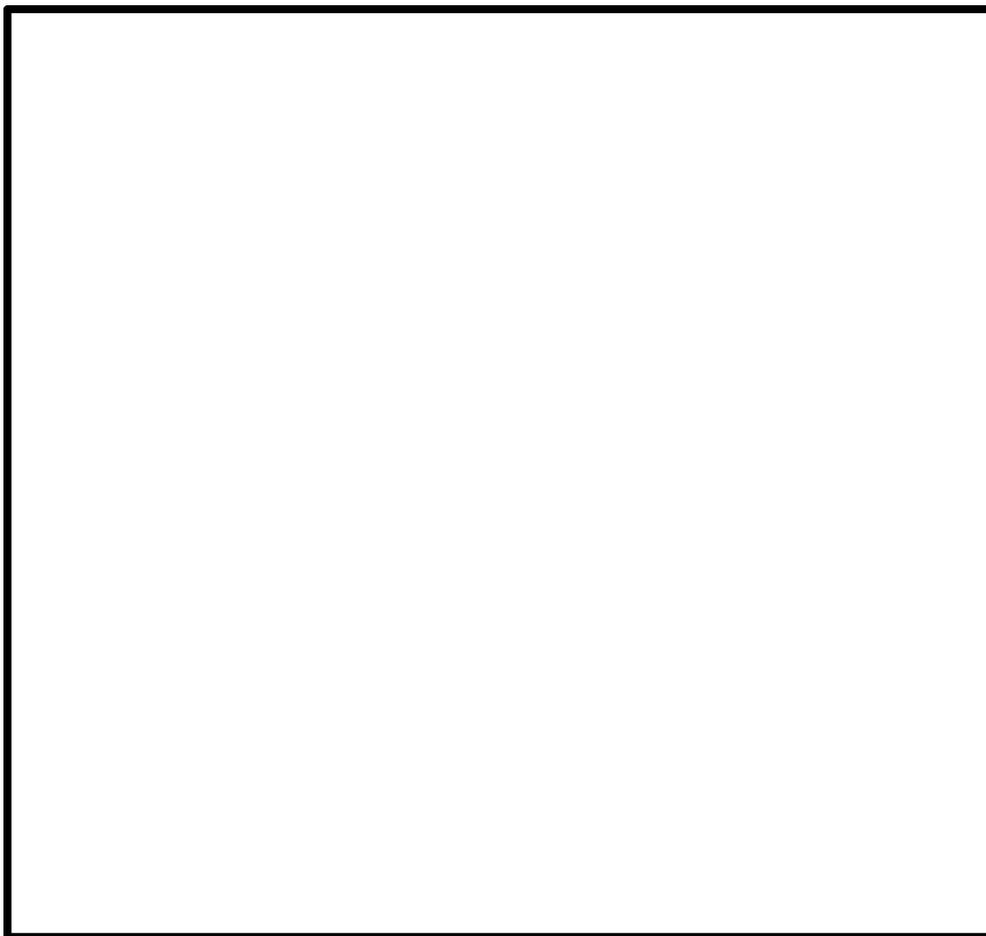


図 1.12.12 使用済燃料プール水位計設置位置概要図 (7号炉の例)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/2）

技術的能力審査基準（1.12）	番号	設置許可基準規則（55条）	技術基準規則（70条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】 1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第70条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p>	<p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p>	⑤
<p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p>	<p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p>	⑥
		<p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p>	<p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p>	⑦
		<p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p>	<p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p>	⑧
		<p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>	<p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>	⑨

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/2)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
大気への放射性物質の 拡散抑制	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	新設	① ② ④ ⑤ ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	ホース	新設							
	放水砲	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
海洋への放射性物質 の拡散抑制	放射性物質吸着材	新設	① ③ ④ ⑨	-	-	-	-	-	-
	汚濁防止膜	新設							
	小型船舶 (汚濁防止膜設置用)	新設							
-	-	-	-	初期対応における 延焼防止処置	化学消防自動車	可搬	45分	6名	自主対策とする理由は 本文参照
				水槽付消防ポンプ 自動車	可搬				
				高所放水車	可搬				
				泡原液備蓄車	可搬				
航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	新設	① ④ ⑥	-	-	-	-	-	-
	ホース	新設							
	放水砲	新設							
	泡原液搬送車	新設							
	泡原液混合装置	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

1. 操作概要

放射性物質放出箇所（原子炉建屋の破損口）付近に放水砲を配置するとともに、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を海水の取水箇所周辺に配備し、取水ポンプにホースを取り付け海水取水箇所へ設置する。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）から放水砲まで送水するためのホース等を設置、接続の上、ホースの水張りを行う。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）送水ポンプを起動し、放水砲操作により放射性物質放出箇所へ海水をスプレーする。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺、取水箇所（護岸、海水取水ピット）周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 準備 8 名，拡散抑制時 5 名（緊急時対策要員）

有効性評価で想定する時間 : 要求はない。

所要時間目安 : 約 120 分（ホース 350m を設置した場合の時間であり，設置長さにより変わる）

（実績時間：約 110 分，ただし緊急取水口蓋の開放時間は含まない）

4. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライト・作業用照明の他，懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業性：大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）からのホースの接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

作業エリア周辺には，作業に支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

取水ポンプの設置は，ユニック車により吊り下ろすため容易に設置可能である。

連絡手段: 通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備) により, 緊急時対策本部と連絡可能である。



大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)



6号炉 緊急海水取水口 (北側)



7号炉 緊急海水取水口



大容量送水車取水ポンプ



大容量送水車取水ポンプ用ホース



ホース設置の状況



取水ポンプ設置の状況



放水砲による放水の状況



放水砲運搬車両



配管エルボ



ホースブリッジ

放射性物質拡散抑制手順の作業時間について

はじめに

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順のうち、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については、ホース設置時間により、短いケースで約 120 分、長いケースで約 180 分での対応を想定している。この想定は、設備の配備や訓練の実績を踏まえた時間であるが、以下にその詳細を説明する。

(1) 全体の作業時間について

図 1 に大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制のタイムチャートを示す。

		経過時間(分)												備考	
		20	40	60	80	100	120								
手順の項目	要員(数)	大気への放射性物質の拡散抑制 120分													
大容量送水車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	6	①移動 (緊急時対策所から大浜側高台保管場所までの移動)													※ 荒浜高台保管場所への移動は、10分と想定する。 ※ ホース設置距離により作業時間が異なる。 350m以内(南ルート~7号炉) ホース設置25分 スプレー開始120分 700m以内(南ルート~6号炉) ホース設置50分 スプレー開始150分 1,050m以内(北ルート~6号及び7号炉) ホース設置75分 スプレー開始180分
		② 高台保管場所から現場への車両運搬													
		③ ホース設置 (大容量送水車~放水砲へのホース設置)													
		④取水ポンプ設置													
	2	①移動													
		⑤大容量送水準備付随作業													
		資機材積み込み、高台保管場所から現場への車両運搬、放水砲の配置、エルボ・ブリッジ運搬配置他													
	5	⑥ 水張り													
		→ 送水ポンプ起動・スプレー開始 (要員8名のうち5名で拡散抑制実施)													

図 1 大気への放射性物質の拡散抑制 タイムチャート (120 分ケース)

図 1 に示した作業について、作業実績と実績を踏まえた想定時間は表 1 のとおりである。

表 1 個別作業の概要及び訓練の実績と実績を踏まえた想定時間
(ホース設置時間を3セットとした場合)

	作業名	実績値 (単一訓練)	実績を踏 まえた想 定	備考
①	緊急時対策所から大湊側高台保管場所までの移動	約 20 分	約 20 分	他の手順と同じ設定としている。 (荒浜側高台保管場所までの移動は約 10 分)
②	高台保管場所から現場への車両運搬	約 15 分	約 15 分	運搬する必要がある車両は 6 台 ・大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) : 1 台 ・ホース運搬用車両 : 3 台 ・放水砲運搬用車両 : 1 台 ・ユニック車 : 1 台 (⑤大容量送水車付随作業で使用)
③	海水取水場所 (防潮堤内側) から放水砲設置場所までのホース敷設	約 25 分 (6 名) [1 セット分]	約 25 分 (6 名) [1 セット分]	6 名の内訳 ・ホース運搬用車両運転 : 1 台 ・ホース設置 (車両上) : 2 名 ・ホース設置 (道路上) : 2 名 [ホースの設置状況 (ねじれないこと等) の確認] ・指揮者 : 1 名 ※ホース 1 セットは 350m であり, 想定する最長距離 (約 950m) を敷設する場合, 3 セット分必要となることから想定時間は約 75 分となる。
④	取水ポンプの設置	約 40 分 (6 名)	約 50 分 (6 名)	6 名の内訳 ・取水ポンプ用ホース (4 本) 設置 : 2 名 [取水ポンプとホースの接続] [クレーンによる取水ポンプの設置] ・油圧ケーブルリール設置 : 2 名 [取水ポンプと車体をつなぐ油圧ケーブル引き出し] [油圧ケーブルの巻き取り] ・ユニック操作 : 1 名 ・指揮者 : 1 名 ※訓練実績値 (約 40 分) には含まれていない, 緊急取水口蓋の開放時間 (約 10 分) を考慮し約 50 分と想定。
⑤	大容量送水準備付随作業	設置の 個別訓練 実施 (2 名)	約 90 分 (2 名)	・配管エルボ部 (ホースを直角に曲げる必要がある場合の対応) の必要数量の確認, 運搬, 配備・設置 (時間に余裕があればホースブリッジ等の設置) 等の付随作業 (設置の個別訓練は行っているが, いずれも重量物であり作業時間を要すると想定) ・資機材の積み込み, 車両による運搬 ・大容量送水ラインの周辺環境整備 ・給油作業 ・放水砲の配置 等
⑥	水張り	約 10 分 (5 名)	約 10 分 (5 名)	・ホース水張り ・放水砲バラスト水張り

訓練実績を踏まえ, 作業時間を想定しているが, 表 1 に示したとおり, 6 名で作業を行う①~④の作業の合計約 110 分と想定している。これらの訓練実績は, 以下のような作業時間短縮の工夫をした上での実績値である。

<主な工夫>

- ・ 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）のホース設置が迅速に行えるよう、あらかじめ運搬車両に積載すること。
- ・ 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）のホースや取水ポンプの設置方法等について、効率的な設置ができるようメーカーの指導に従い要員を配置。
- ・ 必要最少限の人員による効率的な役割分担を手順書化し各車両に配備。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については、設置するホースの長さにより作業時間が約120分～約180分となる。

この点について以下に説明する。

ホースは運搬車両1台につき、350m分（50m×7セット）積載することが出来、350mの設置に約25分の作業時間を想定している。

防潮堤内の海水取水箇所から6号又は7号炉の原子炉建屋周辺の放水砲設置箇所までのホース設置距離は、北廻り、南廻りのそれぞれ2ルートを設定すると約250～950mであり、ホース設置に要する時間はホース敷設ルートにより1セット必要な場合（350m以内）から3セット必要な場合（700m以上）がある。（図2）

ホース設置ルートは、その時の現場の状況で設置に支障がない場合は、設置時間が短くなるルートを選択する（南側ルートを選択）こととしており、実際に要する時間としては約120分（7号炉への設置の場合）若しくは約150分（6号炉への設置の場合）が基本ケースとなる。



図2 海水取水場所と放水砲設置箇所間のホース設置ルート

具体的には、ホース設置距離が長い場合（700mより長くなる場合）、全体の作業時間は約180分となる。（図3）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180			
		大気への放射性物質の拡散抑制 180分											
大容量送水車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員 (復旧班員)	①	移動(緊急時対策所から大湊側高台保管場所までの移動)										※ 荒浜高台保管場所への移動は、10分と想定する。
		②	高台保管場所から現場への車両運搬										
		③	ホース設置 (大容量送水車～放水砲へのホース設置)										
		④	水中ポンプ設置										
		①	移動(緊急時対策所から大湊側高台保管場所までの移動)										
		⑤	大容量送水準備付随作業										
	5	資機材積み込み, 高台保管場所から現場への車両運搬, 放水砲の配置, エルボ・ブリッジ運搬配置他											
		水張り											
		送水ポンプ起動・スプレー開始 →											
		(要員8名のうち5名で拡散抑制実施)											

図3 タイムチャート（ホース設置距離が700mより長くなるケース）

(2) 今後の作業時間短縮に向けた取り組みについて

現在は本作業にかかる時間を約 120 分（7 号炉への設置の場合）若しくは約 150 分（6 号炉への設置の場合）としているが、今後も

- ・ 訓練の習熟による作業時間の短縮。
- ・ 取水ポンプの現場での実証。（淡水貯水池での訓練を繰り返しているが、淡水貯水池の周辺は斜面になっており、設置に当たりクレーンの操作が難しい。難しい環境での訓練実績から訓練想定時間を設定しており、実際の海水取水ポイントへの取水ポンプ設置作業では、クレーンによる取水ポンプの吊降し等の作業において若干の時間短縮が期待できる。）
- ・ 海水取水箇所を設置された蓋の開放作業（約 10 分を想定）の工具使用による短縮。
- ・ 関連付随作業における必要資機材の運搬方法の改善（ユニック車による運搬から専用治具の使用による迅速性の確保）

など、訓練や運用の改善を今後も行うことで作業時間全体の短縮に向けた取り組みを行っていく。

(3) 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による拡散抑制の作業時間と成立性について

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散を抑制する手順は、有効性評価で想定する作業がないことから有効性評価への影響はない。

また、技術的能力 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の準備手順着手の判断基準として、「炉心損傷開始を判断した場合*において、あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合。」としていることから、放射性物質拡散抑制開始に余裕をもって準備に着手する手順としている。

*格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で 300℃以上を確認した場合。

放水砲の設置場所及び使用方法等について

1. 放水砲による具体的なプラント事故対応

(1) 放水砲による放射性物質の拡散抑制，[航空機燃料火災](#)の消火活動の具体的な対応例

① 放水砲の使用の判断

次のいずれかに該当する場合又はそのおそれがある場合は、放水砲を使用する。

- ・原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合
- ・原子炉格納容器の異常漏えいにより、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの、原子炉建屋天井付近に設置されている原子炉建屋水素濃度計で、水素濃度が 3.5%を超えたことにより原子炉建屋トップベントを開放する場合
- ・燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールスプレイが出来ない場合
- ・プラントの異常により、モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合
- ・[航空機燃料火災](#)が発生した場合。

② 放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として、放射性物質の拡散抑制の場合は[あらかじめ](#)設置位置候補を複数想定しているが、現場からの情報（風向き、損傷位置（高さ、方位））等を勘案し、適切な位置からの放水を緊急時対策要員へ指示する。

また、消火活動の場合は、火災の状況（アクセスルート含む）等を勘案し、設置位置を確保した[上で](#)、適切な位置から放水する。

③ 放水砲の設置位置と原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）への放水可能性

前述のとおり、放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建屋から約 86m の範囲内に放水砲を仰角 50° 以上（泡消火放水の場合は、原子炉建屋から約 73m の範囲内に放水砲を仰角 55° 以上）で設置すれば、原子炉建屋トップ（屋根トラス）まで放水することができることから、原子炉格納容器又は使

用済燃料プールへの放水は十分に可能である。

また、海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに、ホースの敷設ルートについても、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のアクセスルートを確保し、複数のアクセスルートを想定した手順及び設備構成とする。

なお、放射性物質の拡散抑制の場合は、放射性物質を含む汚染水が雨水排水の流路等を通して海へ流れることを想定し、[放射性物質吸着材及び汚濁防止膜](#)を設置することにより汚染水の海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

2. 放水砲の設置位置について

(1) 海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合

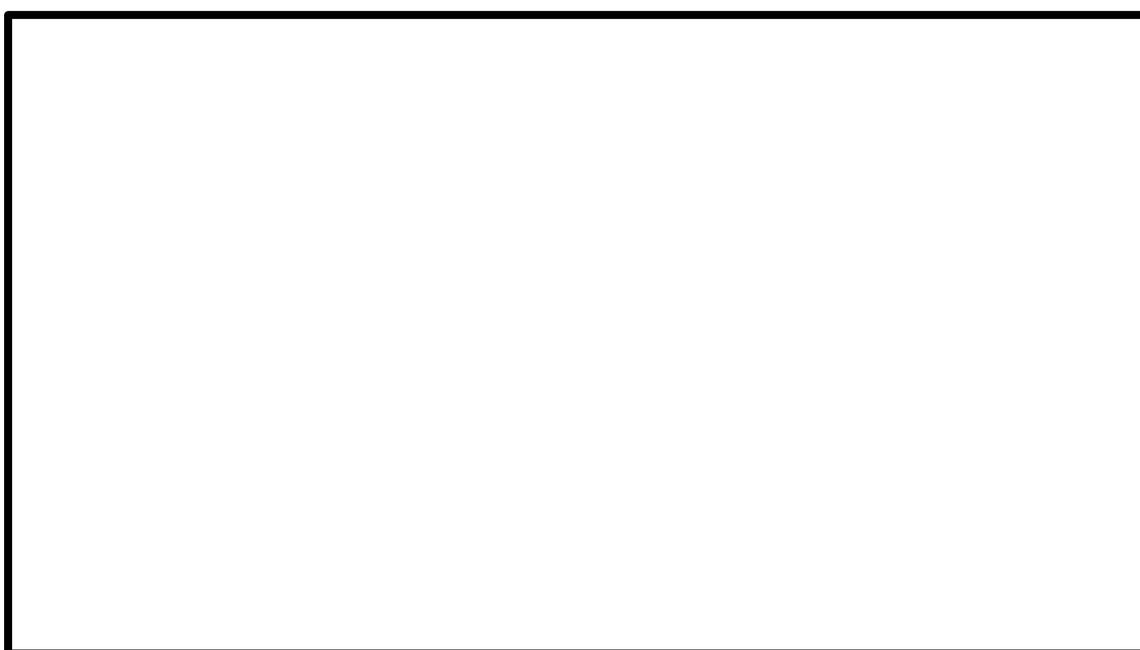


図1 射程と射高の関係（海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合）



(2) 泡消火放水（大規模火災）の場合

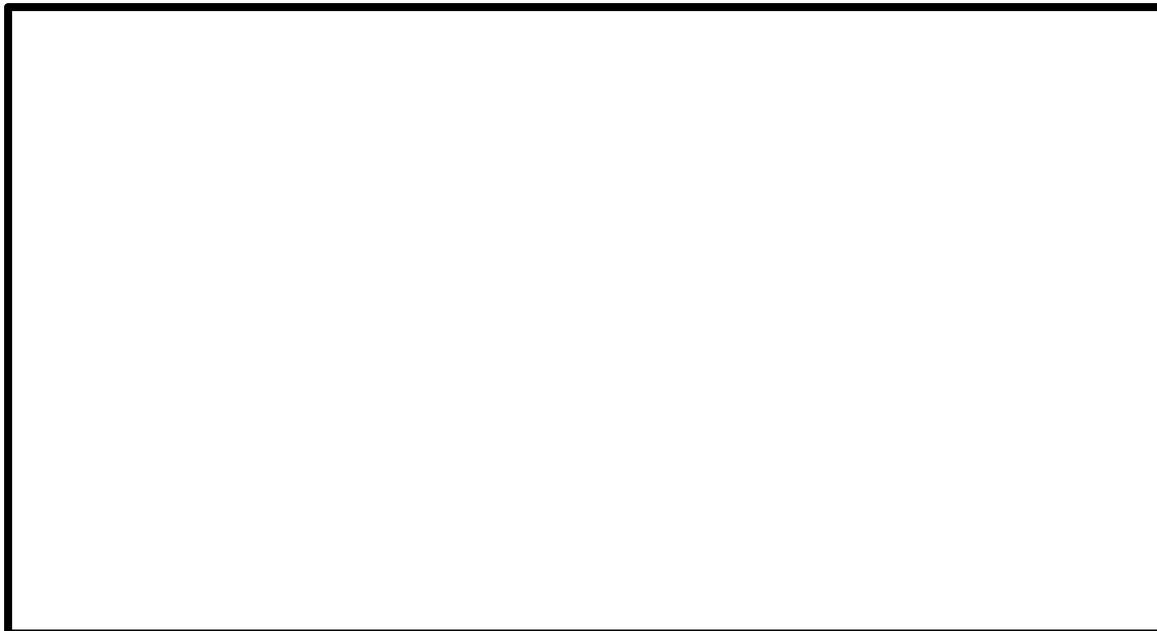


図 2 射程と射高の関係（泡消火放水（大規模火災）の場合）



1. 12-45



图 2 放水砲設置位置

3. 放水砲の放射方法について

放水砲の放射方法としては、直状放射から噴霧放射への切り替えが可能であり、噴霧放射は直状放射に比べ射程距離が短くなるものの、より細かい水滴径が期待できる。

放射性プルーム放出時には、放水砲により放水した水により、放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質が除去されることが期待できるが、微粒子状の放射性物質の粒子径は、 $0.1\sim 0.5\mu\text{m}$ と考えられ、この粒子径の微粒子の水滴による除去機構は、水滴と微粒子の慣性衝突作用（水滴径 $0.3\text{mm}\phi$ 前後で最も衝突作用が大きくなる）によるものであり、噴霧放射を活用することで、その衝突作用に期待できる。また、水滴と微粒子の相対速度を大きくし、水の流量を大きくすることで、除去効果の増大が期待できる。

したがって、プルーム放出時の放水砲の放射方法としては、以下のとおりとする。

原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の損壊箇所が確認できる場合

- ・原子炉建屋損壊部に向けて放水し、噴射ノズルを調整することにより噴霧放射で損壊箇所を最大限覆うことができるように放射する。

原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が不明な場合

- ・原子炉建屋の中央に向けて放水する。

なお、直状放射でしか届かない場合においても、到達点では霧状になっていることから（図3参照）、放射性物質の除去に期待できる。



図3 直状放射による放水

放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

【放射性物質吸着材の運搬，設置】

1. 操作概要

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，大気への放射性物質の拡散抑制を行う際，防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置する。放射性物質吸着材は，放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水柵2箇所を優先的に設置し，最終的に合計6箇所設置する。

2. 作業場所

屋外（放射性物質吸着材保管場所及び設置箇所（6箇所））

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 4名（緊急時対策要員）
所要時間目安 : 約170分

4. 操作の成立性について

作業環境：保管場所，運搬ルート，作業エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はない。また，作業が夜間となった場合でも作業員はヘッドライトを装着しており，更に可搬型の照明設備を準備しているため運搬作業や展開作業に支障を与えることはない。

移動経路：事故環境下において，放射性物質吸着材保管場所から運搬する際，設置箇所までのアクセスルート上に作業に支障となる事象の有無を緊急時対策本部に確認し，最短の移動経路で運搬作業を行う。また設置作業において夜間でもヘッドライト，可搬型照明設備を準備しており，作業に支障はない。

作業性：放射性物質吸着材の積み込み，運搬，積み降ろし作業にはユニック車を使用することで重量物である放射性物質吸着材を効率的に運搬できる。

放射性物質吸着材の設置は，ユニック車により集水柵に吊り下ろすため容易に設置可能である。

連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部との連絡は可能である。

汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制【汚濁防止膜の運搬，設置】

1. 作業概要

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散抑制を行う際、放射性物質を含む汚染水が流れ込む北放水口及び取水口（3箇所）に汚濁防止膜を設置する。引き続き、同箇所に2重目の汚濁防止膜を設置する。

2. 作業場所

屋外（北放水口，取水口，汚濁防止膜保管場所）

3. 必要要員数及び操作時間

(1) 北放水口への設置

必要要員数 : 4名（緊急時対策要員）
所要時間目安 : 約180分（北放水口1重目のみ）

(2) 取水口への設置

必要要員数 : 13名（緊急時対策要員及び参集要員）
所要時間目安 : 約24時間（取水口（3箇所）1重目のみ）

4. 操作の成立性について

作業環境：保管場所，運搬ルート，作業エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はない。また，作業が夜間となった場合でも作業員はヘッドライトを装着しており，更に可搬型の照明設備を準備しているため運搬作業や展開作業に支障を与えることはない。

移動経路：事故環境下において，汚濁防止膜保管場所から運搬する際，設置箇所までのアクセスルート上に作業に支障となる事象の有無を緊急時対策本部に確認し，最短の移動経路で運搬作業を行う。また設置作業において夜間でもヘッドライト，可搬型照明設備を準備しており，作業に支障はない。

作業性：汚濁防止膜の積み込み，運搬，積み降ろし作業にはユニック車を使用することで重量物である汚濁防止膜を効率的に運搬できる。

汚濁防止膜の組み立ては，接続金具及び紐を使用する作業であり，容易に連結することが可能である。また，汚濁防止膜設置も

陸上から人力による牽引が可能であり，展開についても小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用し展開する容易な作業である。

連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部との連絡は可能である。



積み込み状況（訓練）



連結状況（訓練）



送り出し状況（訓練）

初期対応における延焼防止処置

【高所放水車の配置，泡消火】

1. 作業概要

航空機燃料火災状況を確認し，安全距離を確保した場所に高所放水車を配置するとともに，消防車により外部水源（防火水槽又は海）から高所放水車に送水する。続いて高所放水車ポンプを起動し，泡消火による初期対応（延焼防止）を実施する。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，取水箇所（護岸，海水取水ピット，防火水槽）周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数：8名（自衛消防隊6名，緊急時対策要員2名）

（緊急時対策要員2名は，高所放水車，泡原液搬送車を運転し，自衛消防隊への引き渡し後，大容量送水車（原子炉建屋放水設備），放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火に向けた準備にとりかかる。）

所要時間目安：約45分

4. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯を携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業性：消防車からのホースの接続は，汎用の結合金具（オス・メス）であり，容易に操作可能である。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部と連絡をとる。



高所放水車



化学消防自動車と高所放水車の
ホース接続状況



高所放水車遠隔操作状況



高所放水車による放水状況

航空機燃料火災への泡消火【大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による泡消火】

1. 作業概要

原子炉建屋の破損口等，航空機燃料火災に対する泡消火を行える場所に放水砲を配置するとともに，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を海水の取水箇所周辺に配備し，取水ポンプにホースを取り付け海水取水箇所へ設置する。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），泡原液搬送車，泡原液混合装置から放水砲まで送水するためのホース等を設置，接続の上，ホースの水張りを行う。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）送水ポンプを起動し，放水砲操作により火災発生箇所へ向けて消火を開始する。さらに泡原液搬送車の弁操作を行い，泡消火を開始する。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，海水取水箇所（護岸，海水取水ピット）周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数	: 準備 8 名，泡消火時 5 名（緊急時対策要員）
所要時間目安	: 約 120 分（ホース 350m を設置した場合の時間であり，設置長さにより変わる） （実績時間約 105 分，ただし実績のない緊急取水口蓋の開放時間は含まない）

4. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライト・作業用照明の他，懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業性：大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）からのホースの接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

作業エリア周辺には，作業に支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部と連絡可能である。

1.19 通信連絡に関する手順等

< 目 次 >

1.19.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備
 - b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備
 - c. 手順等

1.19.2 重大事故等時の手順等

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

- (1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
 - a. 手順着手の判断基準
 - b. 操作手順
 - c. 操作の成立性
 - d. 優先順位
- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等
 - a. 手順着手の判断基準
 - b. 操作手順
 - c. 操作の成立性
 - d. 優先順位

1.19.2.2 発電所外との通信連絡

- (1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
 - a. 手順着手の判断基準
 - b. 操作手順
 - c. 操作の成立性
 - d. 優先順位
- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手順等
 - a. 手順着手の判断基準

- b. 操作手順
- c. 操作の成立性
- d. 優先順位

1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等

- 添付資料 1.19.1 重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備
- 添付資料 1.19.2 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.19.3 重大事故等対処設備における点検頻度
- 添付資料 1.19.4 通信連絡設備の一覧
- 添付資料 1.19.5 通信連絡設備の概要
- 添付資料 1.19.6 機能ごとに必要な通信連絡設備の優先順位及び設備種別
- 添付資料 1.19.7 手順のリンク先について

1.19 通信連絡に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。
 - b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、必要な対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.19.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

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

※1 自主対策設備：技術基準上全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況で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（設計基準対象施設を含む）

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第六十二条及び技術基準規則第七十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.19.1～1.19.7）

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備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自主対策設備及び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表 1.19.1、表 1.19.2 に示す。

a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

発電所内で、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手段がある。

発電所内の通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・ 衛星電話設備（常設）
- ・ 衛星電話設備（可搬型）
- ・ 無線連絡設備（常設）
- ・ 無線連絡設備（可搬型）
- ・ 携帯型音声呼出電話設備
- ・ 必要な情報を把握できる設備
（安全パラメータ表示システム（SPDS））※1
- ・ 無線連絡設備（屋外アンテナ）
- ・ 衛星電話設備（屋外アンテナ）
- ・ 無線通信装置
- ・ 有線（建屋内）
- ・ 送受話器（ページング）
- ・ 電力保安通信用電話設備

※1 必要な情報を把握できる設備とは、主にデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置から構成される安全パラメータ表示システムを示す。

発電所内の通信連絡を行うために必要な設備は、代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

なお、給電が必要となる設備について表 1. 19. 3 に示す。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型交流電源設備
- ・ 燃料補給設備
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
- ・ 交流分電盤
- ・ 負荷変圧器
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機－電源車切替断

- 路器
- ・ 電源車

また、重大事故等時に使用する重大事故等対処設備（設計基準拡張）としては、非常用ディーゼル発電機がある。

(b) 重大事故等対処設備及び自主対策設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所内の通信連絡を行うための設備のうち衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））、無線連絡設備（屋外アンテナ）、衛星電話設備（屋外アンテナ）、無線通信装置、有線（建屋内）、常設代替交流電源設備、燃料補給設備、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、交流分電盤、負荷変圧器、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機－電源車切替断路器及び電源車は、重大事故等対処設備と位置づける。

設計基準事故対処設備である、非常用ディーゼル発電機は重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づける。

以上の重大事故等対処設備において、発電所内の通信連絡を行うことが可能であることから、以下の設備は自主対策設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 送受信器（ページング）
- ・ 電力保安通信用電話設備

上記の設備は、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、基準地震が発生した場合においても設備が健全である場合は、発電所内の通信連絡を行うための手段として有効である。

b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

国の緊急時対策支援システム (ERSS) 等へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手段がある。

発電所外との通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・ 衛星電話設備 (常設)
- ・ 衛星電話設備 (可搬型)
- ・ 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
- ・ データ伝送設備^{※2}
- ・ 衛星電話設備 (屋外アンテナ)
- ・ 衛星無線通信装置
- ・ 有線 (建屋内)
- ・ 局線加入電話設備
- ・ 電力保安通信用電話設備
- ・ テレビ会議システム (社内向)
- ・ 専用電話設備 (ホットライン)
- ・ 衛星電話設備 (社内向) ^{※3}

※2 データ伝送設備とは、必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS)) のうち、緊急時対策支援システム伝送装置を示す。

※3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ

発電所外との通信連絡を行うために必要な設備は、代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

なお、給電が必要となる設備について表 1.19.3 に示す。

- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
- ・ 交流分電盤
- ・ 負荷変圧器
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

プ

- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機－電源車切替断路器
- ・ 燃料補給設備
- ・ 電源車

また、重大事故等時に使用する重大事故等対処設備（設計基準拡張）としては、非常用ディーゼル発電機がある。

(b) 重大事故等対処設備及び自主対策設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所外との通信連絡を行うための設備のうち衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、データ伝送設備、衛星電話設備（屋外アンテナ）、衛星無線通信装置、有線（建屋内）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、交流分電盤、負荷変圧器、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機－電源車切替断路器、燃料補給設備及び電源車は、重大事故等対処設備と位置づける。

設計基準事故対処設備である、非常用ディーゼル発電機は重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づける。

以上の重大事故等対処設備において、発電所外との通信連絡を行うことが可能であることから、以下の設備は自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 局線加入電話設備
- ・ 電力保安通信用電話設備
- ・ テレビ会議システム（社内向）
- ・ 専用電話設備（ホットライン）
- ・ 衛星電話設備（社内向）※³

※³ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ

上記の設備は、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、基準地震が発生した場合においても設備が健全である場合は、

発電所外の通信連絡を行うための手段として有効である。

c. 手順等

上記「a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」及び「b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員^{※4}の対応として緊急時対策本部運営要領等に定める。

また、給電が必要となる設備についても整備する。

※4 緊急時対策要員：重大事故等時において発電所にて原子力災害対策活動を行う要員。

1. 19. 2 重大事故等時の手順等

1. 19. 2. 1 発電所内の通信連絡

(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において、運転員及び緊急時対策要員が、中央制御室、建屋内外の作業場所、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備、送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備を使用する手順を整備する。

また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡を行うための設備により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

b. 操作手順

(a) 衛星電話設備

中央制御室の運転員及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、衛星電話設備（常設）を使用する。

屋外の緊急時対策要員は、衛星電話設備（可搬型）を使用する。これらの衛星電話設備を用いて相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。切替え手順のタイムチャートを図 1.19.1 に示す。

i. 衛星電話設備（常設）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。
- ② 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で使用する場合は、緊急時対策要員は、切替スイッチにより免震重要棟内緊急時対策所 2 階の衛星電話設備（常設）から免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の衛星電話設備（常設）へ切替えを行う。

ii. 衛星電話設備（可搬型）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、屋外で電波の受信状態を確認する。
- ② 充電式電池の残量が少ない場合、他の端末若しくは予備の充電式電池と交換する。
- ③ 一般の携帯型電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。
- ④ 使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、他の端末若しくは予備の充電式電池を使用する。
- ⑤ 使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(b) 無線連絡設備

中央制御室の運転員及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、無線連絡設備（常設）を使用する。屋外の緊急時対策要員は、無線連絡設備（可搬型）を使用する。

これらの無線連絡設備を用いて相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。切替え手順のタイムチャートを図 1.19.1 に示す。

i. 無線連絡設備（常設）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源スイッチを「入」にし、通話チャンネルの設定が適切であることを確認した上で通話ボタンを押し、連絡する。
- ② 中央制御室待避室で使用する場合は、運転員は、切替スイッチにより無線連絡設備（常設）から無線連絡設備（常設）（待避室）へ切替

えを行う。免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で使用する場合は、緊急時対策要員は、切替スイッチにより免震重要棟内緊急時対策所 2 階の無線連絡設備（常設）から免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の無線連絡設備（常設）へ切替えを行う。

ii. 無線連絡設備（可搬型）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、屋外で電波の受信状態を確認する。
- ② 充電式電池の残量が少ない場合、他の端末若しくは予備の充電式電池と交換する。
- ③ 通話チャンネルの設定が適切であることを確認した上で、通話ボタンを押し、連絡する。
- ④ 使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、他の端末若しくは予備の充電式電池を使用する。
- ⑤ 使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(c) 携帯型音声呼出電話設備

中央制御室及び建屋内の運転員は、携帯型音声呼出電話設備を使用し、相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i. 携帯型音声呼出電話機

- ① 中央制御室の壁面に設置されている専用接続箱より接続ケーブルを引出し、携帯型音声呼出電話機へ接続する。
- ② 現場（建屋内）の壁面に設置されている専用接続箱より接続ケーブルを引出し、携帯型音声呼出電話機へ接続する。通信連絡を必要とする場所が専用接続箱と遠い場合は、必要に応じて中継用ケーブルドラムを使用する。
- ③ 携帯型音声呼出電話機を受話器を持ち上げ、本体又は受話器の呼出ボタンを押しながら音声にて相手先を呼び出し、連絡する。
- ④ 使用中に乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。
- ⑤ 使用する携帯型音声呼出電話機とともに予備の乾電池を携行する。

(d) 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPD

S))により、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び免震重要棟緊急時対策所のSPDS表示装置へ、必要なデータの伝送を行うため、以下の手順がある。

- i. 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））
必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））のうち、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置については常時伝送を行うため、通常操作は必要ない。

なお、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））のうち、SPDS表示装置の操作手順については、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

(e) 送受話器（ページング）

中央制御室の運転員、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員及び屋内外の緊急時対策要員は、ハンドセットを使用し、相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。

- i. ハンドセット
 - ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、受話器を持ち上げ、使用チャンネルを選択し、連絡する。

(f) 電力保安通信用電話設備

中央制御室の運転員、5号炉原子炉建屋内時緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員及び屋内外の緊急時対策要員は、固定電話機、PHS 端末及びFAXを使用し、相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。

- i. 固定電話機、PHS 端末及びFAX
 - ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機、携帯型電話機又はFAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。
 - ② PHS 端末の充電式電池の残量がなくなった場合は、他の端末若しくは予備の充電式電池を使用する。

c. 操作の成立性

衛星電話設備，無線連絡設備，送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備は，特別な技量を要することなく，容易に操作が可能であるとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。また，衛星電話設備を免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で使用する場合及び無線連絡設備を中央制御室待避室，免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で使用する場合，切替スイッチにより容易に切り替えることが可能であり，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。切替えは，切替スイッチ操作のみであることから，中央制御室待避室で使用する場合は運転員 1 名，免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で使用する場合は緊急時対策要員 1 名で行い，所要時間は 5 分程度で可能である。

携帯型音声呼出電話設備は，使用場所において携帯型音声呼出電話機と専用接続箱を容易かつ確実に接続可能とするとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d. 優先順位

中央制御室の運転員，建屋内外の緊急時対策要員は，操作，作業等の通信連絡を行う場合，建屋内外で使用が可能であり，通常時から使用する設計基準対象施設の送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備の使用を優先する。設計基準対象施設が使用できない場合は，衛星電話設備，無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備を使用する。

また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は，重大事故等に対処するために必要なパラメータを共有する場合，必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））を使用する。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

直流電源喪失時等，可搬型の計測器にて，炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール周辺線量率，発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し，その結果を通信連絡設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合，現場（屋内）と中央制御室との連絡には携帯型音声呼出電話設備を使用し，

現場（屋外）又は中央制御室と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所との連絡には衛星電話設備，無線連絡設備を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を発電所内の通信連絡を行うための設備により，発電所内の必要な場所で共有する場合。

b. 操作手順

操作手順については，「1. 19. 2. 1 (1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は，「1. 15 事故時の計装に関する手順等」及び「1. 17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c. 操作の成立性

発電所内の通信連絡を行うための設備により，特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所での共有を可能とする。

d. 優先順位

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を発電所内の通信連絡を行うための設備により発電所内の必要な場所で共有する場合，建屋内外で使用が可能であり，通常時から使用する設計基準対象施設の送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備の使用を優先する。設計基準対象施設が使用できない場合は，衛星電話設備，無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備を使用する。

1. 19. 2. 2 発電所外との通信連絡

(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において，緊急時対策要員が，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所と本社，国，自治体，その他関係機関等との間で通信連絡を行うために，衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備（ホットライン）及び衛星電話設備（社内向）を使用する手順を整備する。

また，国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ，必要なデータを伝送し，パラメータを共有するために，データ伝送設備を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、発電所外との通信連絡を行うための設備により、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

b. 操作手順

(a) 衛星電話設備

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、衛星電話設備（常設）を使用し、本社、国、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。切替え手順のタイムチャートを図1.19.1に示す。

所外関係箇所の緊急時対策要員は、衛星電話設備（可搬型）を使用し5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i. 衛星電話設備（常設）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。
- ② 免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）で使用する場合、緊急時対策要員は、切替スイッチにより免震重要棟内緊急時対策所2階の衛星電話設備（常設）から免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）の衛星電話設備（常設）へ切替えを行う。

ii. 衛星電話設備（可搬型）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、屋外で電波の受信状態を確認する。
- ② 充電式電池の残量が少ない場合、他の端末若しくは予備の充電式電池と交換する。
- ③ 一般の携帯型電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。
- ④ 使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、他の端末若しくは予備の充電式電池を使用する。
- ⑤ 使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(b) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、統合原子力防災ネットワークを用いたテレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAXを使用し、本社、国及び自治体へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。切替え手順のタイムチャートを図1.19.1に示す。

i. テレビ会議システム

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。
- ② 操作端末により、通信先と接続する。社外関係機関と通信を行う場合は、通信先からの呼び出し後、リモコン操作により通信先と接続する。
- ③ 使用後は、テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

ii. IP-電話機

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

iii. IP-FAX

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般のFAXと同様の操作により、通信先の電話番号等をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

iv. 待避室側への切替え

- ① 免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）で使用する場合、緊急時対策要員は、切替スイッチにより免震重要棟内緊急時対策所2階の統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備から免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）の統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備へ切替えを行う。

(c) データ伝送設備

データ伝送設備により、緊急時対策支援システム（ERSS）等へ、必要なデータの伝送を行うため、以下の手順がある。

i. 緊急時対策支援システム伝送装置

緊急時対策支援システム（ERSS）等への必要なデータの伝送について

は、免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の両方から同じパラメータを常時伝送しており、通常操作並びに発電所立地地域で震度6弱以上の地震発生に伴い免震重要棟内緊急時対策所の使用ができないと判断した場合における切替え操作は必要ない。

(d) 局線加入電話設備

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、加入電話機、加入FAXを使用し、本社、国、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i. 加入電話機、加入FAX

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機、FAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

(e) 電力保安通信用電話設備

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、固定電話機、PHS端末、FAXを使用し、本社等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i. 固定電話機、PHS端末、FAX

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機、携帯型電話機又はFAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。
- ② PHS端末の充電式電池の残量がなくなった場合は、他の端末若しくは予備の充電式電池を使用する。

(f) テレビ会議システム（社内向）

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、テレビ会議システム（社内向）により、本社等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i. テレビ会議システム（社内向）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。

- ② 操作端末により、通信先と接続する。
- ③ 使用後は、テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

(g) 専用電話設備（ホットライン）

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、専用電話設備（ホットライン）により、本社、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i 専用電話設備（ホットライン）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電話機横のハンドルを回すことにより通話先電話機のベルを鳴らし、連絡する。

(h) 衛星電話設備（社内向）

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員は、衛星電話設備（社内向）により、本社へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i. 衛星社内電話機

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii. テレビ会議システム（社内向）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。
- ② 操作端末により、通信先と接続する。
- ③ 使用後は、テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

iii. F A X（社内向）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般のF A Xと同様の操作により、通信先の電話番号等をダイヤルし、連絡する。

c. 操作の成立性

衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（ホットライン）及び衛星電話設備（社内向）は、特別な技量

を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）で使用する場合、切替スイッチにより容易に切り替えることが可能であり、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。切替えは、切替スイッチ操作のみであることから、緊急時対策要員1名で行い、所要時間は5分程度で可能である。

d. 優先順位

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員が、本社、国、自治体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備並びに設計基準対象施設の電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（ホットライン）又は自主対策設備の衛星電話設備（社内向）の使用を優先する。設計基準対象施設及び自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。

なお、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の立ち上げ時から使用する。テレビ会議システム（社内向）は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所と本社等との通信連絡用として使用する。

また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合、データ伝送設備を使用する。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手順等

直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、使用済燃料プール水位、使用済燃料プール周辺線量率、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信連絡設備（発電所外）により発電所外の必要な場所で共有する場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所と本社、国、自治体、その他関係機関等との連絡には衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を発電所外との通信連絡を行うための設備により、発電所外の必要な場所で共有する場合。

b. 操作手順

操作手順については、「1. 19. 2. 2(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1. 15 事故時の計装に関する手順等」及び「1. 17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c. 操作の成立性

発電所外との通信連絡を行うための設備により、特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所での共有を可能とする。

d. 優先順位

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を発電所外との通信連絡を行うための設備により発電所外の必要な場所で共有する場合、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備並びに設計基準対象施設の電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム(社内向)及び専用電話設備(ホットライン)又は自主対策設備の衛星電話設備(社内向)の使用を優先する。設計基準対象施設及び自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。

1. 19. 2. 3 代替電源設備から給電する手順等

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星電話設備、無線連絡設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、必要な情報を把握できる設備(安全パラメータ表示システム(SPDS))、データ伝送設備へ給電する。

給電の手順は「1. 14 電源の確保に関する手順等」及び「1. 18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

衛星電話設備のうち衛星電話設備(可搬型)、無線連絡設備のうち無線連絡設備(可搬型)及び携帯型音声呼出電話設備は、充電式電池又は乾電池を使用する。

充電式電池を用いるものについては、他の端末若しくは予備の充電式電

池と交換することにより継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、中央制御室又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の電源から充電する。

乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とする。

表 1.19.1 機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対処設備と整備する手順

(発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡)

機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
送受信器 (ページング) 電力保安通信用電話設備	発電所内の通信連絡	衛星電話設備 (常設) ※1	重大事故等対処設備
		衛星電話設備 (可搬型)	
無線連絡設備 (常設) ※1			
無線連絡設備 (可搬型)			
携帯型音声呼出電話設備 (携帯型音声呼出電話機)			
必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS)) ※1			
無線連絡設備 (屋外アンテナ)		-	
衛星電話設備 (屋外アンテナ)			
無線通信装置			
有線 (建屋内)			
全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備※3	重大事故等対処設備
		交流分電盤※3	
		負荷変圧器※3	
		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機※3	
		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ※3	
		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤※3	
		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機-電源車切替断路器※3	
		電源車※3	
		常設代替交流電源設備※2及び※3	
		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク※3	
		燃料補給設備※3	
		可搬型代替交流電源設備※3	
		緊急時対策本部運営要領	
		緊急時対策本部運営要領	
		事故時運転操作手順書 (事象ベース)	
		多様なハザード対応要領	
		多様なハザード対応要領	

※1：代替電源設備から給電する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

表 1.19.2 機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対処設備と整備する手順

(発電所外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡)

機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書	
電力保安通信用電話設備 局線加入電話設備 テレビ会議システム(社内向) 専用電話設備(ホットライン)	発電所外の通信連絡	衛星電話設備(常設)※ ¹	重大事故等対処設備	緊急時対策本部運営要領	
		衛星電話設備(可搬型)			
		統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備※ ¹			
		データ伝送設備※ ¹			
		衛星電話設備(社内向)※ ⁴	策自主対	緊急時対策本部運営要領	
—		衛星電話設備(屋外アンテナ)	重大事故等対処設備	—	
		衛星無線通信装置			
		有線(建屋内)			
全交流動力電源		代替電源設備からの給電の確保	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備※ ³	重大事故等対処設備	緊急時対策本部運営要領
			交流分電盤※ ³		
	負荷変圧器※ ³				
	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機※ ³				
	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ※ ³				
	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤※ ³				
	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機-電源車切替断路器※ ³				
	電源車※ ³				
	燃料補給設備※ ³		多様なハザード対応要領		
免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク※ ³					

※¹: 代替電源設備から給電する。

※³: 手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

※⁴: 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ

表 1.19.3 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

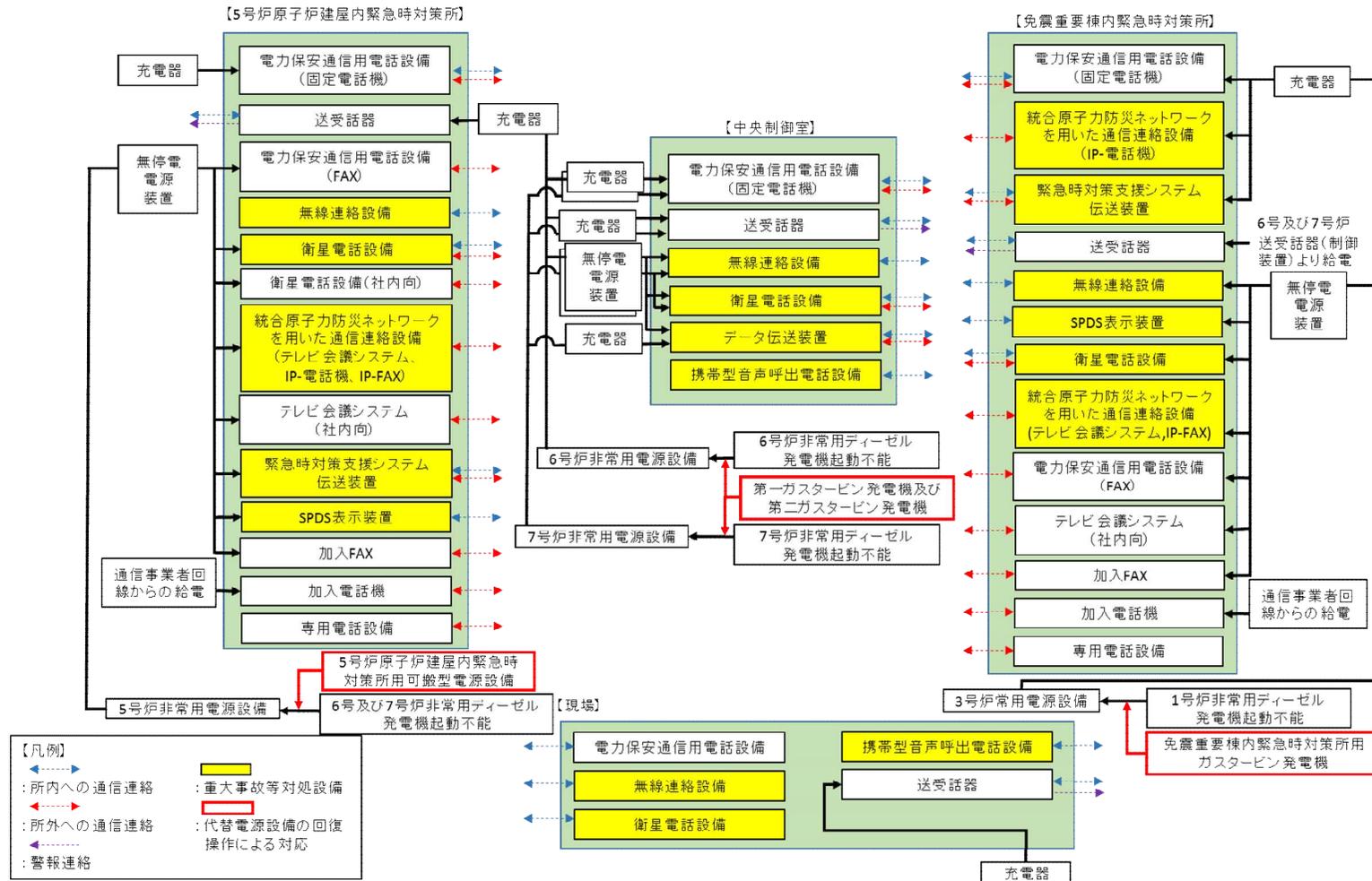
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.19】 通信連絡に関する手順等	衛星電話設備（常設）	6号炉：非常用C系母線 7号炉：非常用C系母線 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所： 6号炉非常用E系母線 7号炉非常用C系母線 免震重要棟内緊急時対策所： 3号及び1号炉常用母線 ^{※1} 1号炉非常用D系母線 ^{※2}
	無線連絡設備（常設）	6号炉：非常用C系母線 7号炉：非常用C系母線 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所： 6号炉非常用E系母線 7号炉非常用系母線 免震重要棟内緊急時対策所： 3号及び1号炉常用母線 ^{※1} 1号炉非常用D系母線 ^{※2}
	統合原子力防災ネットワークを用いた 通信連絡設備	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所： 6号炉非常用E系母線 7号炉非常用C系母線 免震重要棟内緊急時対策所： 3号及び1号炉常用母線 ^{※1} 1号炉非常用D系母線 ^{※2}
	データ伝送装置	6号炉：非常用C系母線 7号炉：非常用C系母線
	緊急時対策支援システム伝送装置	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所： 6号炉非常用E系母線 7号炉非常用C系母線 免震重要棟内緊急時対策所： 3号及び1号炉常用母線 ^{※1} 1号炉非常用D系母線 ^{※2}
	SPDS表示装置	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所： 6号炉非常用E系母線 7号炉非常用C系母線 免震重要棟内緊急時対策所： 3号及び1号炉常用母線 ^{※1} 1号炉非常用D系母線 ^{※2}

※1 通常時、ガスタービン発電機及び電源車使用時

※2 非常用ディーゼル発電機使用時

		経過時間 (分)						
		0	5	10	15	20	25	30
手順の項目	要員	▽待避室へ移動指示						
無線連絡設備 (常設) (待避室) への切替え手順	運転員	1名	切替スイッチによる切り替え	中央制御室待避室へ移動				
衛星電話設備 (常設), 無線連絡設備 (常設) 及び 統合原子力防災ネットワークを用いた 通信連絡設備の待避室側への切替え 手順	緊急時対策要員	1名	切替スイッチによる切り替え	免震重要棟内緊急時対策所1階 (待避室) へ移動				

図 1.19.1 衛星電話設備 (常設), 無線連絡設備 (常設) 及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の待避室側への切替えタイムチャート



重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/2）

技術的能力審査基準（1.19）	番号	設置許可基準規則（62条）	技術基準規則（77条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を施設しなければならない。</p>	①
<p>【解釈】 1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第77条に規定する「当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	②	<p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	<p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	②
<p>b) 計測等を行った特に重要なパラメータを必要な場所と共有する手順等を整備すること。</p>	③			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/2)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段			自主対策設備						
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
通信 連絡 設備	衛星電話設備 (常設)	新設	① ③	通信 連絡 設備	衛星電話設備 (社内向) ※1	常設	-	-	耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、通信連絡を行うための手段として使用する。
	衛星電話設備 (可搬型)	新設			送受話器 (ページング)	常設	-	-	
	無線連絡設備 (常設)	新設			電力保安通信用電話設備	常設	-	-	
	無線連絡設備 (可搬型)	新設			局線加入電話設備	常設	-	-	
	携帯型音声呼出電話設備	新設			専用電話設備 (ホットライン)	常設	-	-	
	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	新設			テレビ会議システム (社内向)	常設	-	-	
	必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))	既設/ 新設			テレビ会議システム (社内向)	常設	-	-	
	無線連絡設備 (屋外アンテナ)	新設			-	-	-	-	-
	衛星電話設備 (屋外アンテナ)	新設			-	-	-	-	-
	無線通信装置	新設			-	-	-	-	-
	衛星無線通信装置	新設			-	-	-	-	-
	有線 (建屋内)	既設/ 新設			-	-	-	-	-
	データ伝送設備	既設/ 新設			-	-	-	-	-
	代替 電源 からの 給電 の 確保	常設代替交流電源設備			新設	① ②	-	-	-
可搬型交流電源設備		新設							
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備		新設							
交流分電盤		新設							
負荷変圧器		新設							
免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機		既設							
燃料補給設備		新設							
免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク		既設							
免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		既設							
免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤		既設							
免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機-電源車切替断路器		新設							
電源車		新設							
非常用ディーゼル発電機		既設							

※1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ

重大事故等対処設備における点検頻度

重大事故等対処設備		点検項目	点検頻度
衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
	衛星電話設備（可搬型）	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
無線連絡設備	無線連絡設備（常設）	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
	無線連絡設備（可搬型）	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
携帯型音声呼出電話設備		外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	TV 会議システム	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
	IP-電話機	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
	IP-FAX	外観点検 通信確認	1回／6ヶ月
必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））		外観点検 機能確認	1回／年

通信連絡設備（発電所内）の一覧（1/3）

主要設備		台数・保管場所 ^{※1}	電源設備（連続利用時間）
送受信器 （ページング）	ハンドセット	合計 約 347 台 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：2台 ・ 免震重要棟内緊急時対策所：1台 ・ 6号及び7号炉中央制御室：各 11台 ・ 6号及び7号炉原子炉建屋他：約 300台 屋外：約 23台	・ 6号炉非常用所内電源設備 ・ 第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機 ・ 充電器（連続約 4時間使用可能）
	スピーカ	合計 約 1,082 台 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：2台 ・ 免震重要棟内緊急時対策所：1台 ・ 中央制御室：21台（6号炉），18台（7号炉） ・ 6号及び7号炉原子炉建屋他：約 1,000台 屋外：約 40台	・ 6号炉非常用所内電源設備 ・ 第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・ 充電器（連続約 4時間使用可能）
電力保安通信 用電話設備	固定電話機	合計 約 747 台 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：15台 ・ 免震重要棟内緊急時対策所：18台 ・ 6号及び7号炉中央制御室：14台（共用） ・ 事務建屋・原子炉建屋他：約 700台	・ 6号，7号及び5号炉非常用所内電源設備 ・ 第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・ 充電器 ^{※2}
	PHS 端末	合計 約 1,177 台 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：30台 ・ 免震重要棟内緊急時対策所：30台 ・ 6号及び7号炉中央制御室：17台（共用） ・ 発電所員他配備分：約 1,100台	・ 充電式電池（連続約 8.5時間使用可能） ※他の端末若しくは予備の充電式電池と交換することで7日間以上継続しての通話が可能
	F A X	合計 約 84 台 ・ 免震重要棟内緊急時対策所：1台 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：1台 ・ 6号及び7号炉中央制御室：各 1台 ・ 事務建屋・原子炉建屋他：約 80台	・ 6号，7号及び5号炉非常用所内電源設備 ・ 第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・ 無停電電源装置 ^{※3}

※1 台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は連続約 15時間使用可能。免震重要棟内緊急時対策所は連続約 7時間使用可能。

※3 免震重要棟内緊急時対策所は連続約 1時間使用可能。

通信連絡設備（発電所内）の一覧（2/3）

主要設備		台数・保管場所※ ¹	電源設備（連続利用時間）
携帯型音声呼出 電話設備	携帯型音声呼出 電話機	合計 20 台 ・6号及び7号炉中央制御室：各 10 台	・単二乾電池 4 本（連続約 4 日間使用可能） ※予備の乾電池を保有することで 7 日間以上継続 しての通話が可能
	中継用ケーブル ドラム	合計 10 台 ・6号及び7号炉中央制御室：各 5 台	
衛星電話設備	衛星電話設備 （常設）	合計 23 台 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：9 台 ・免震重要棟内緊急時対策所：12 台 ・6号及び7号炉中央制御室：各 1 台 （待避室用を含む）	・6号、7号及び5号炉非常用所内電源設備 ・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン 発電機 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型 電源設備 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン 発電機 ・無停電電源装置※ ³
	衛星電話設備 （可搬型）	合計 63 台 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：19 台 ・免震重要棟内緊急時対策所：20 台 ・参集地点（刈羽寮、柏崎エネルギーホール）：24台	・充電式電池（連続約 4 時間使用可能） ※他の端末若しくは予備の充電式電池と交換する ことで 7 日間以上継続しての通話が可能
無線連絡設備	無線連絡設備 （常設）	合計 15 台 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：4 台 ・免震重要棟内緊急時対策所：9 台 ・6号及び7号炉中央制御室：各 1 台 （待避室用を含む）	・6号、7号及び5号炉非常用所内電源設備 ・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン 発電機 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型 電源設備 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン 発電機 ・無停電電源装置※ ³
	無線連絡設備 （可搬型）	合計 180 台 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：80 台 ・免震重要棟内緊急時対策所：100 台	・充電式電池（連続約 12 時間使用可能） ※他の端末若しくは予備の充電式電池と交換する ことで 7 日間以上継続しての通話が可能

※¹ 台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※³ 免震重要棟内緊急時対策所は連続約 1 時間使用可能。

通信連絡設備（発電所内）の一覧（3/3）

主要設備		台数・保管場所 ^{※1}	電源設備（連続利用時間）
必要な情報を把握できる設備 （安全パラメータ表示システム（SPDS））	データ伝送装置	1式 ・6号炉 コントロール建屋 プロセス計算機室 ・7号炉 コントロール建屋 プロセス計算機室	・6号, 7号炉非常用所内電源設備 ・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機
	緊急時対策支援システム伝送装置	1式 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ・免震重要棟内緊急時対策所	・3号炉非常用所内電源設備 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
	SPDS表示装置	1式 ^{※4} ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ・免震重要棟内緊急時対策所	・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・無停電電源装置 ^{※3} ・充電器 ^{※2}

※1 台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※2 免震重要棟内緊急時対策所は連続約7時間使用可能。

※3 免震重要棟内緊急時対策所は連続約1時間使用可能。

※4 保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に1式を保管する。

通信連絡設備（発電所外）の一覧（1/3）

主要設備		台数・保管場所 ^{※1}	電源設備（連続利用時間）
局線加入電話設備	加入電話機	合計 4台（2台） ^{※5} ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：1台（1台） ^{※5} ・免震重要棟内緊急時対策所：2台（1台） ^{※5} ・6号及び7号炉中央制御室：1台（共用）	・通信事業者回線からの給電
	加入FAX	合計 4台（4台） ^{※5} ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：1台（1台） ^{※5} ・免震重要棟内緊急時対策所：3台（3台） ^{※5}	・通信事業者回線からの給電 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・無停電電源装置 ^{※3}
	電力保安通信用電話設備接続	合計 79回線（48回線） ^{※6} ・免震重要棟内緊急時対策所：79回線（48回線） ^{※6}	—
テレビ会議システム	テレビ会議システム（社内向）	1式 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ・免震重要棟内緊急時対策所	・5号炉非常用所内電源設備 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・無停電電源装置 ^{※3}
専用電話設備（ホットライン）	専用電話設備（自治体他向）	合計 14台 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：7台 ・免震重要棟内緊急時対策所：7台	・乾電池1個（連続約10日間使用可能） ※手動発電又は予備の乾電池と交換することで通話時間を延長可能。
衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	発電所内と同様	

※1 台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※3 免震重要棟内緊急時対策所は連続約1時間使用可能。

※5 () は災害時優先契約あり電話の台数。

※6 () は災害時優先契約あり電話の回線数。

通信連絡設備（発電所外）の一覧（2/3）

主要設備		台数・保管場所 ^{※1}	電源設備（連続利用時間）
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	IP-電話機	合計 12 台（有線系：8 台，衛星系 4 台） ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：4 台（有線系）， 2 台（衛星系） ・ 免震重要棟内緊急時対策所：4 台（有線系）， 2 台（衛星系）	・ 5 号炉非常用所内電源設備 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・ 無停電電源装置 ^{※3} ・ 充電器 ^{※2}
	IP-FAX	合計 6 台（有線系：4 台，衛星系 2 台） ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：1 台（有線系）， 1 台（衛星系） ・ 免震重要棟内緊急時対策所：3 台（有線系）， 1 台（衛星系）	・ 5 号炉非常用所内電源設備 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・ 無停電電源装置 ^{※3}
	テレビ会議システム	1 式（有線系・衛星系 共用） ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ・ 免震重要棟内緊急時対策所	・ 無停電電源装置 ^{※3}
衛星電話設備（社内向）	衛星社内電話機	合計 2 台 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：2 台	・ 5 号炉非常用所内電源設備 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・ 無停電電源装置 ^{※3}
	F A X（社内向）	1 台 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：1 台	
	テレビ会議システム（社内向）	1 式 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	
データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	1 式 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ・ 免震重要棟内緊急時対策所	・ 5 号炉非常用所内電源設備 ・ 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・ 無停電電源装置 ^{※3}

※1 台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※2 連続約 7 時間使用可能（免震重要棟内緊急時対策所のみ）。

※3 免震重要棟内緊急時対策所は連続約 1 時間使用可能。

通信連絡設備（発電所外）の一覧（3/3）

主要設備		台数・保管場所 ^{※1}	電源設備（連続利用時間）
電力保安通信用 電話設備	固定電話機 PHS 端末 FAX	発電所内と同様	

※1 台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

通信連絡設備の概要

1. 通信連絡設備の概要

発電所内及び発電所外との通信連絡設備として、以下の通信連絡設備を設置する設計とする。通信連絡設備の概要を図1に示す。

(1) 通信連絡設備（発電所内）

中央制御室、緊急時対策所等から建屋内外各所の者に対し、相互に必要な操作、作業、退避の指示及び連絡を行う。

(2) 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））

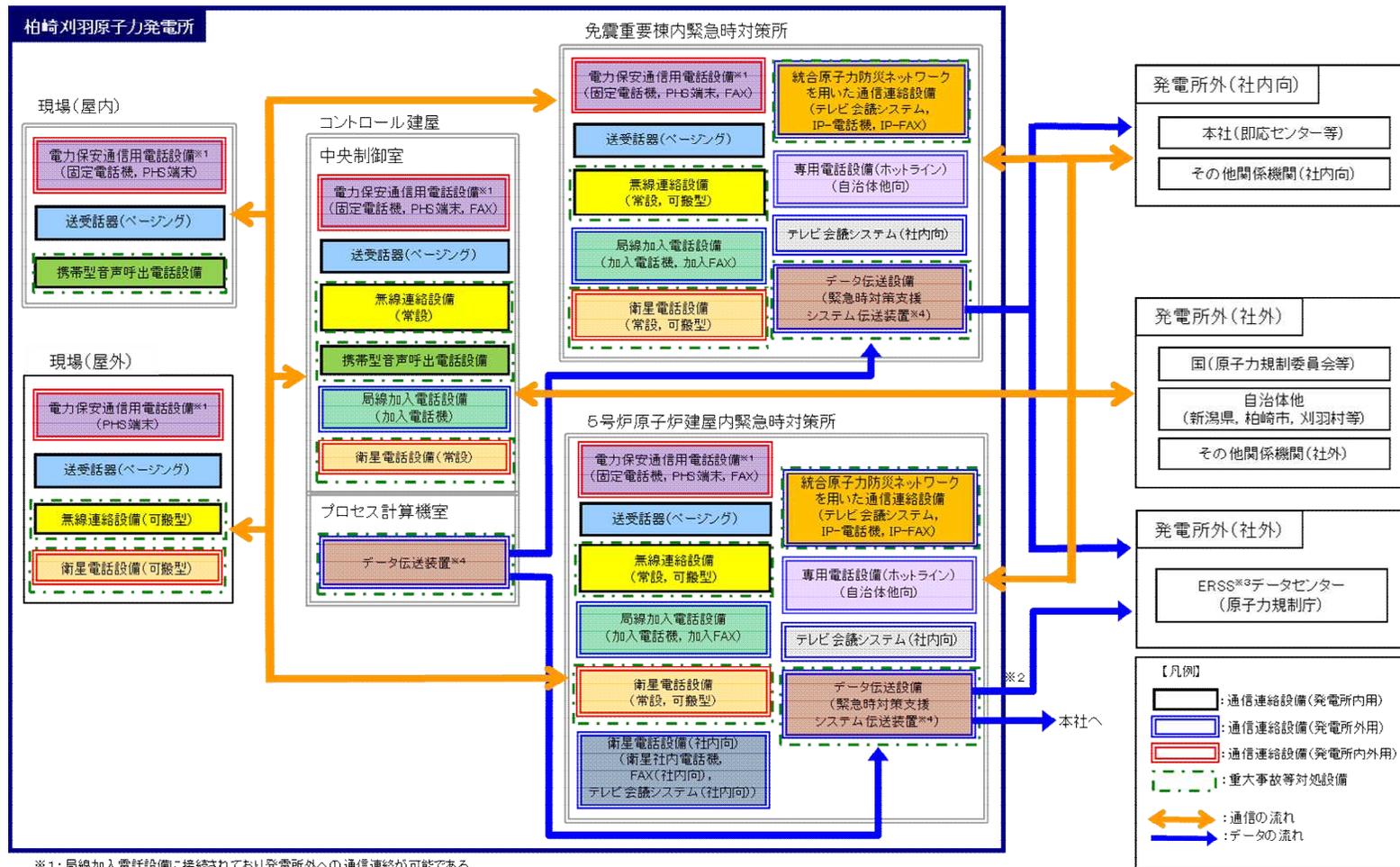
重大事故等時に対処するために必要な情報（プラントパラメータ）を把握するために、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び免震重要棟内緊急時対策所へデータを伝送する。

(3) 通信連絡設備（発電所外）

発電所外の必要箇所と事故の発生等に係る連絡を行う。

(4) データ伝送設備

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送する。



※1: 局線加入電話設備に接続されており発電所外への通信連絡が可能である。
 ※2: 免震重要棟の緊急時対策支援システム伝送装置から本社経由で第二データセンターへ、5号炉原子炉建屋の緊急時対策支援システム伝送装置から第一データセンターへ伝送する。
 ※3: 国の緊急時対策支援システム。
 ※4: 必要な情報を把握できる設備(安全パラメータ表示システム(SPCS)を含む)。

図1 通信連絡設備の概要

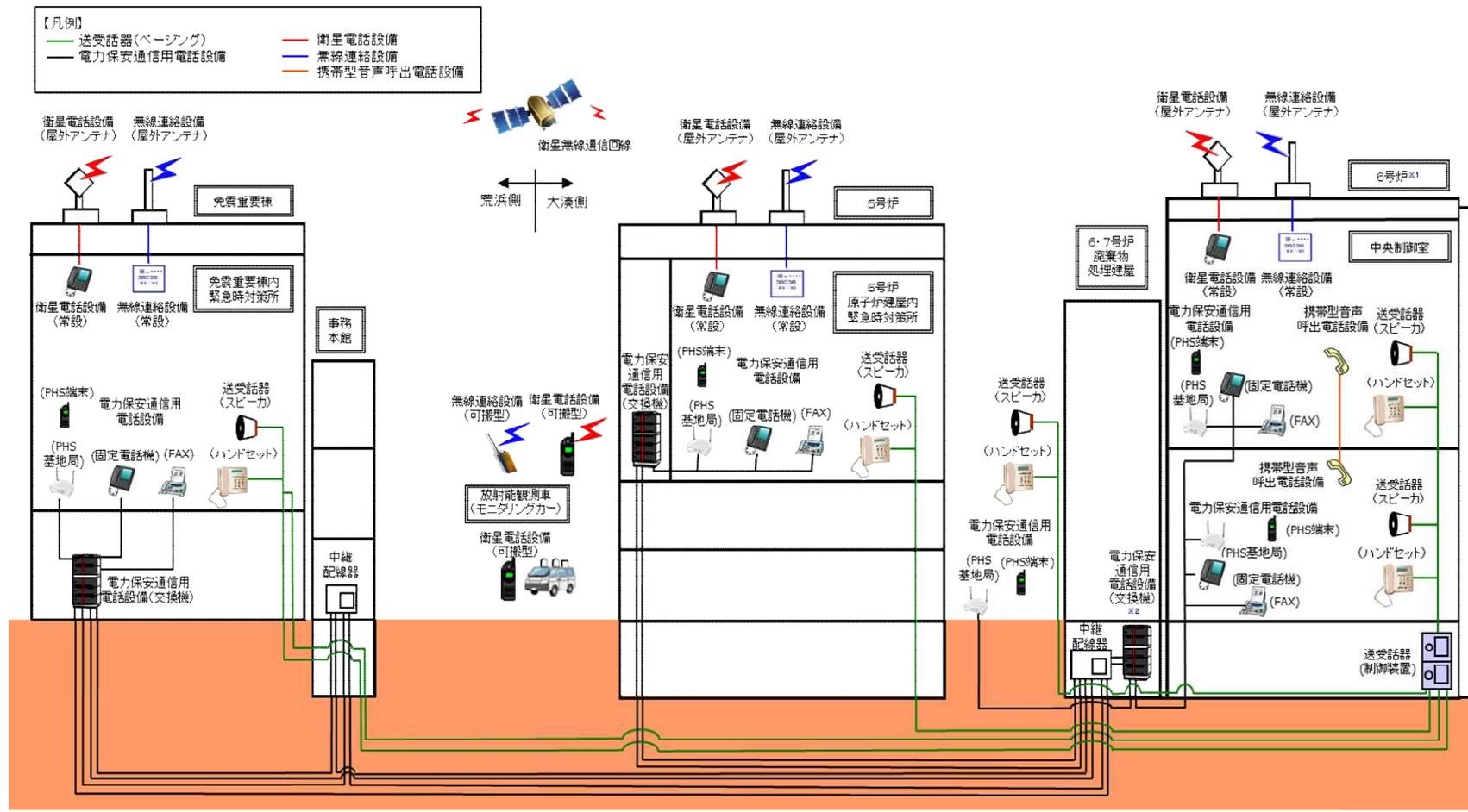
1. 1 通信連絡設備（発電所内）の概要

中央制御室，緊急時対策所等から人が立ち入る可能性のある建屋内外各所の者に対し，相互に必要な操作，作業，退避の指示及び連絡を行うことができるよう，送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備を設置し，重大事故等時においても使用し，多様性を確保する設計とする。概要を図2に示す。

また，通信連絡設備（発電所内）のうち，**重大事故等対処設備**である衛星電話設備，無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備は，重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

電力保安通信用電話設備における建屋間の有線系回線の構成は，免震重要棟を中心としたスター形とし，免震重要棟と5号炉間，免震重要棟と6号及び7号炉間の有線系回線は2回線化する設計とする。

万一，1回線に損傷が発生した場合，電力保安通信用電話設備の機能は維持されるが，有線系回線が集中する免震重要棟が損傷し，電力保安通信用電話設備の機能が喪失した場合，発電所建屋外は無線連絡設備又は衛星電話設備，発電所建屋内は携帯型音声呼出電話設備により，発電所内の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。



※1: 7号炉も同様
 ※2: 6号炉用は地下1階、7号炉用は地上1階に設置

図 2 発電所内の通信連絡設備の概要

1. 2 通信連絡設備（発電所外）の概要

発電所外の必要箇所と事故の発生等に係る連絡を行うため、以下の通信連絡設備を設置し、多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。概要を図3, 4, 5に示す。

また、通信連絡設備（発電所外）のうち、**重大事故等対処設備**である統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び衛星電話設備は、重大事故等時においても使用し、重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

(1) 電力保安通信用電話設備

専用の電力保安通信用回線（有線系及び無線系）に接続している固定電話機、PHS端末、FAX

(2) テレビ会議システム（社内向）

専用の電力保安通信用回線（有線系及び無線系）に接続しているテレビ会議システム

(3) 局線加入電話設備

通信事業者が提供する災害時優先加入契約された通信事業者回線（有線系）に接続している加入電話機及び加入FAX

(4) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）を用いたIP-電話機、IP-FAX、テレビ会議システム

(5) 専用電話設備（ホットライン）

通信事業者が提供する専用通信回線（有線系）に接続する専用電話設備

(6) 衛星電話設備

通信事業者が提供する衛星無線通信回線（衛星系）に接続している衛星電話設備（常設）、衛星電話設備（可搬型）

(7) 衛星電話設備（社内向）

通信事業者が提供する専用の衛星無線通信回線（衛星系）に接続している衛星社内電話機、FAX（社内向）、テレビ会議システム（社内向）

なお、専用の電力保安通信用回線は、送電鉄塔に配備する有線系回線及び無線鉄塔に配備する無線系回線によって構成し、多様性を確保する設計とする。さらに、有線系回線及び無線系回線は、発電所外の必要箇所と通信連絡する経路を、それぞれ2回線化する設計とする。

万一、電力保安通信用回線による通信連絡の機能が喪失した場合、統合

原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等の衛星系回線により、発電所外の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

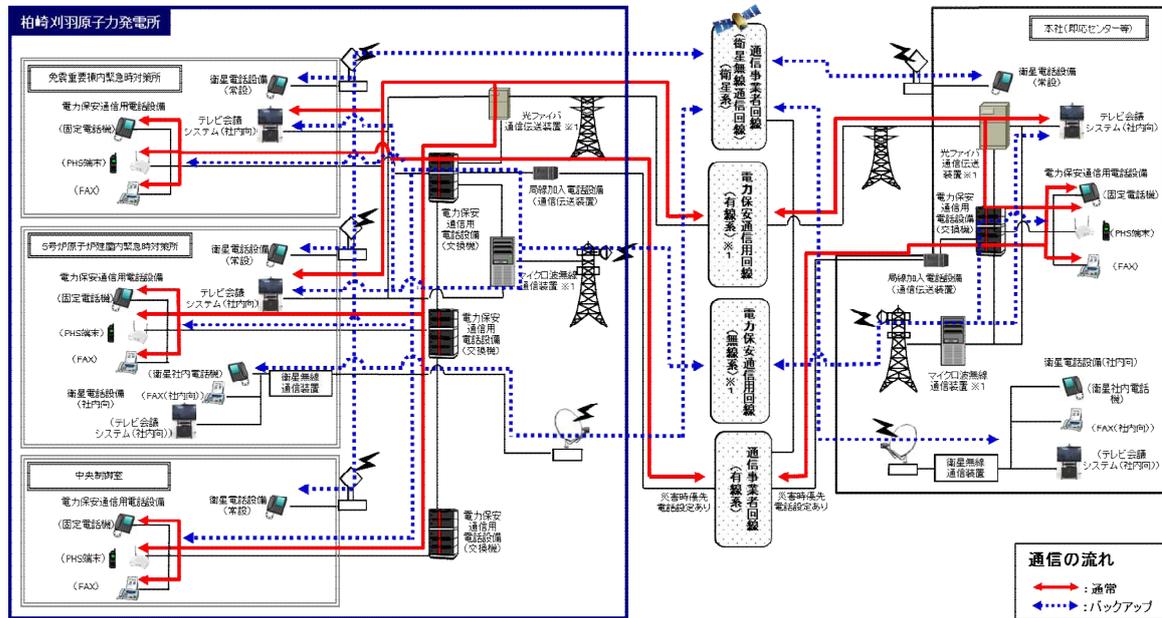


図3 通信連絡設備（発電所外〔社内関係箇所〕）の概要

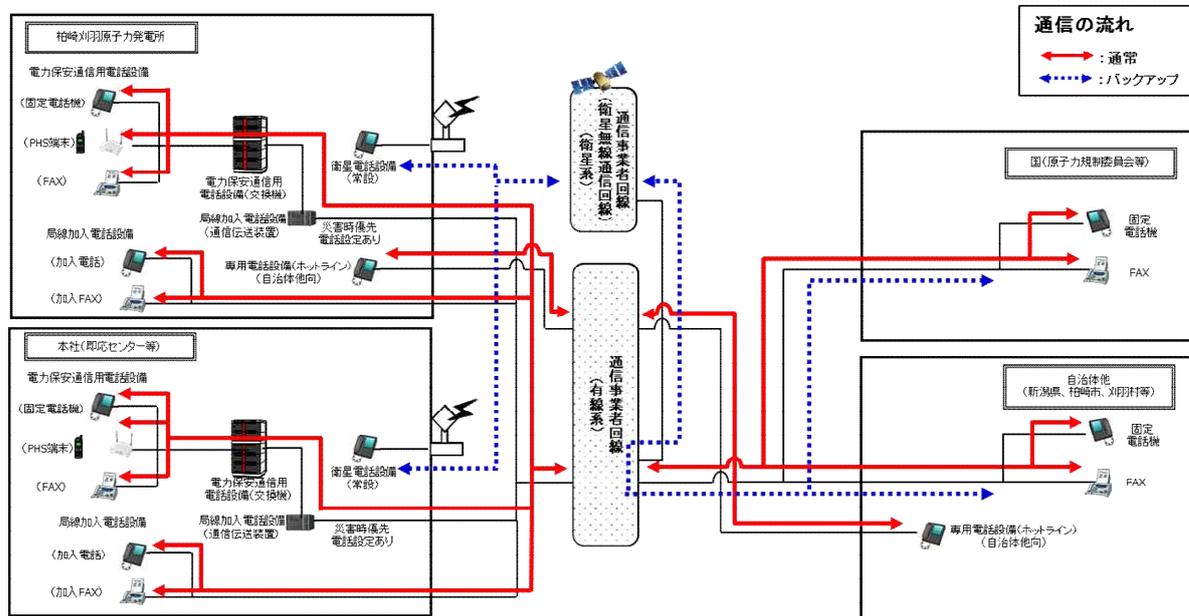
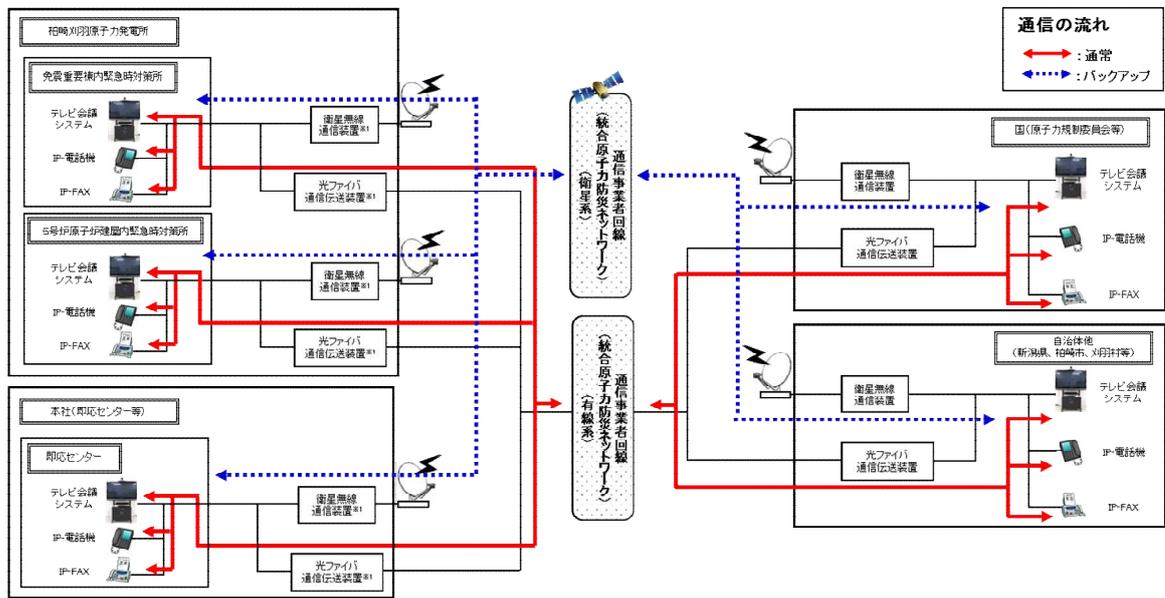


図4 通信連絡設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その1）



※1:通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国、自治体他所掌の通信連絡設備となる。

図5 通信連絡設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その2）

1. 3 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の概要

免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ、重大事故等時に対処するために必要なデータを伝送できる設備として、主にデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置から構成される必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））を構築する設計とする。

免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、データ伝送設備として、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送可能な設計とする。

また、データ伝送設備は、常時使用できるよう、通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続し多様性を確保するとともに、専用の電力保安通信用回線（有線系及び無線系）及び通信事業者が提供する専用の衛星無線通信回線にも接続し多様性を確保する設計とする。概要を図6に示す。

なお、必要な情報を把握するための設備及びデータ伝送設備のうち、**重大事故等対処設備**であるデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は、重大事故等時においても使用し、重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））における発電所内建屋間の有線系回線の構成は、免震重要棟を中心としたスター形とし、6号及び7号炉と免震重要棟間、6号及び7号炉と5号炉間の有線系回線は2回線化する設計とする。

万一、1回線に損傷が発生した場合、有線系回線によるデータ伝送は継続されるが、有線系回線が集中する免震重要棟が損傷し、有線系回線によるデータ伝送の機能が喪失した場合、無線通信装置により、発電所内建屋間のデータ伝送が継続可能な設計とする。

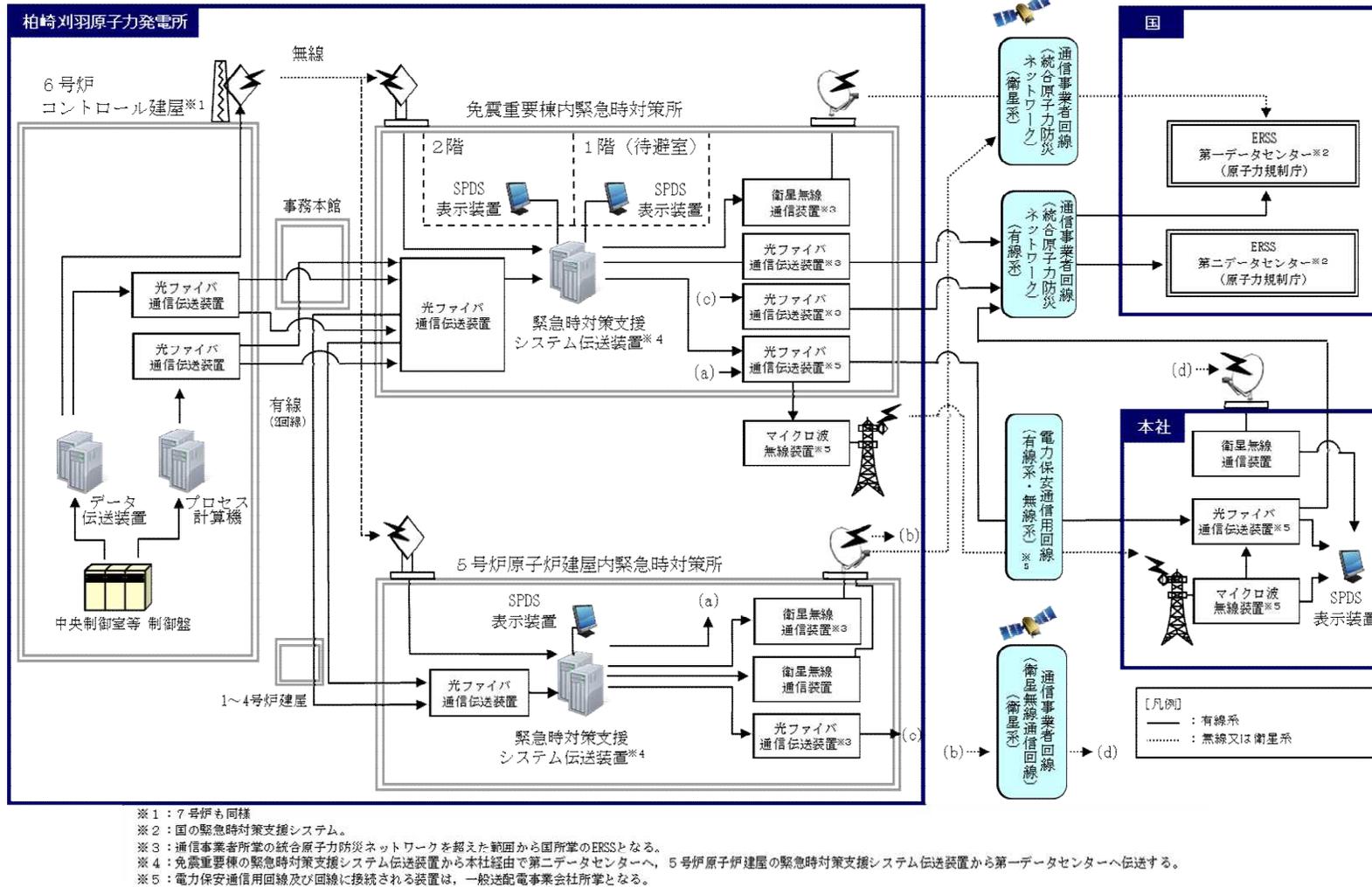


図6 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））及びデータ伝送設備の概要

2. 多様性を確保した専用通信回線

発電所外との通信連絡設備及びデータ伝送設備については、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線により多様性を確保した通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。主要設備ごとに接続する通信回線種別について表1に記載するとともに、概要を図7に示す。

表1 接続する通信回線種別一覧

通信回線種別		主要設備		機能	専用	通信の制限※2
電力保安 通信用回線 ※3	有線系回線 (光ファイバ)	電力保安通信用 電話設備※1	固定電話機, PHS 端末	電話	○	◎
			FAX	FAX	○	◎
		テレビ会議 システム (社内向)	テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議	○	◎
		データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	○	◎
	無線系回線 (マイクロ波 無線)	電力保安通信用 電話設備※1	固定電話機, PHS 端末	電話	○	◎
			FAX	FAX	○	◎
テレビ会議 システム (社内向)		テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議	○	◎	
	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	○	◎	
通信事業者 回線	有線系回線 (災害時優先 契約あり)	局線加入電話設備	加入電話機	電話	—	○
			加入FAX	FAX	—	○
	有線系回線 (災害時優先 契約なし)		加入電話機	電話	—	×
			加入FAX	FAX	—	×
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話設備 (常設), 衛星電話設備 (可搬 型)	電話	—	○
	衛星系回線	衛星電話設備 (社内向)	衛星社内電話機	電話	○	◎
			FAX (社内向)	FAX	○	◎
		テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議	○	◎	
衛星系回線	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	○	◎	
有線系回線 (ホットライン) (自治体他向)	専用電話設備 (ホットライン) (自治体他向)	専用電話設備	電話	○	◎	
通信事業者 回線 (統合原子力 防災ネット ワーク)	有線系回線 (光ファイバ)	統合原子力防災 ネットワークを用い た通信連絡設備	IP-電話機	電話	○	◎
			IP-FAX	FAX	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
	衛星系回線		IP-電話機	電話	○	◎
			IP-FAX	FAX	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
有線系回線 (光ファイバ)	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	○	◎	
衛星系回線						

※1：局線加入電話設備に接続されており、発電所外への連絡も可能

※2：通信の制限とは、輻輳の他、災害発生時の通信事業者による通信規制を想定

※3：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は、一般送配電事業会社所掌となる。

【凡例】・専用 ○：専用回線 —：非専用回線
・輻輳 ◎：制限なし ○：制限のおそれが少ない ×：制限のおそれがある

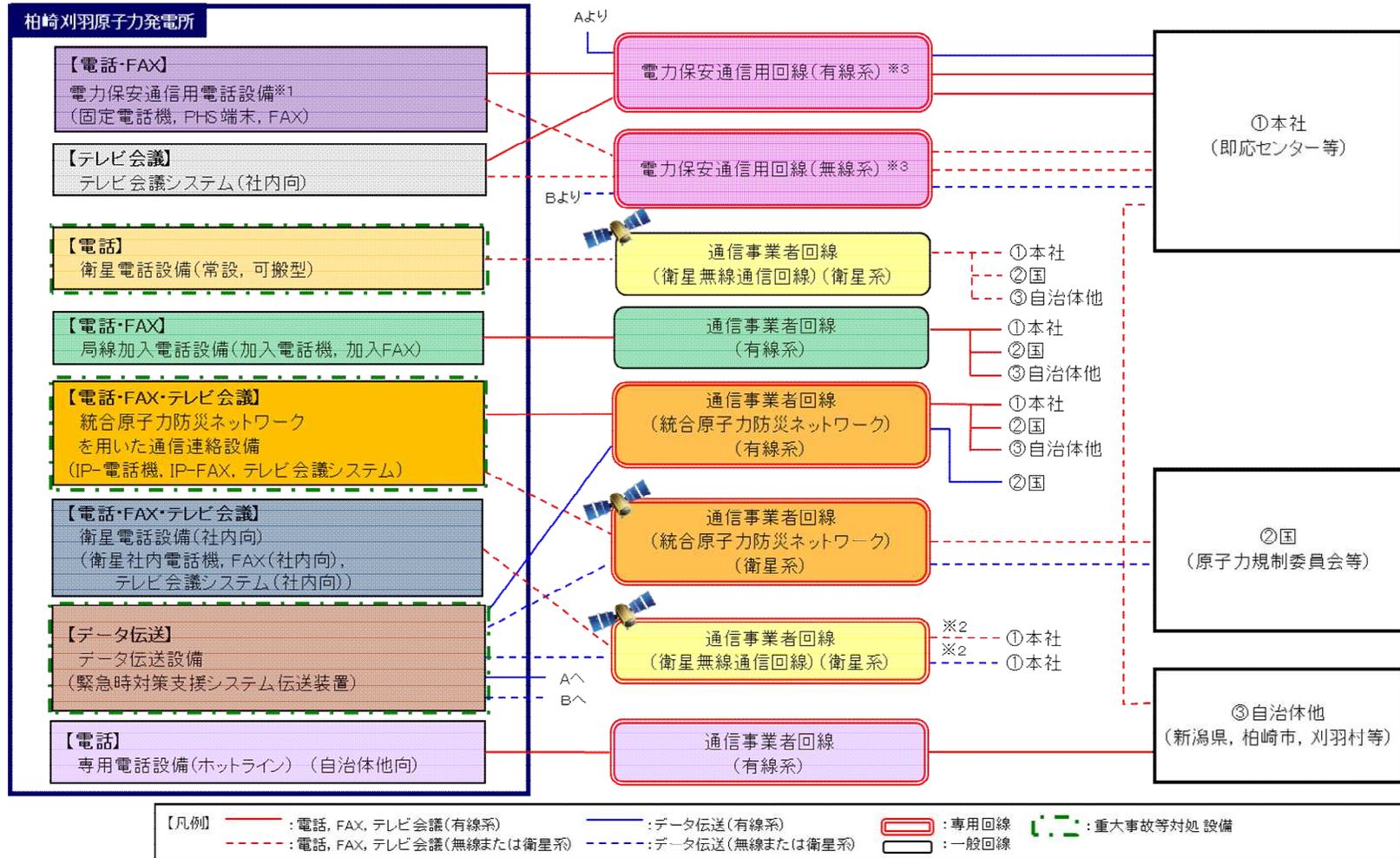


図 7 多様性を確保した通信回線の概要

3. 通信連絡設備の電源及び代替電源設備

通信連絡設備及び緊急時対策支援システム (ERSS) 等へ必要なデータを伝送できる設備は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置又は代替電源設備 (電池等の予備電源設備を含む) から給電可能としている。単線結線図を図 8~11 に示し、接続電源の一覧を表 2, 3, 4 に記載する。

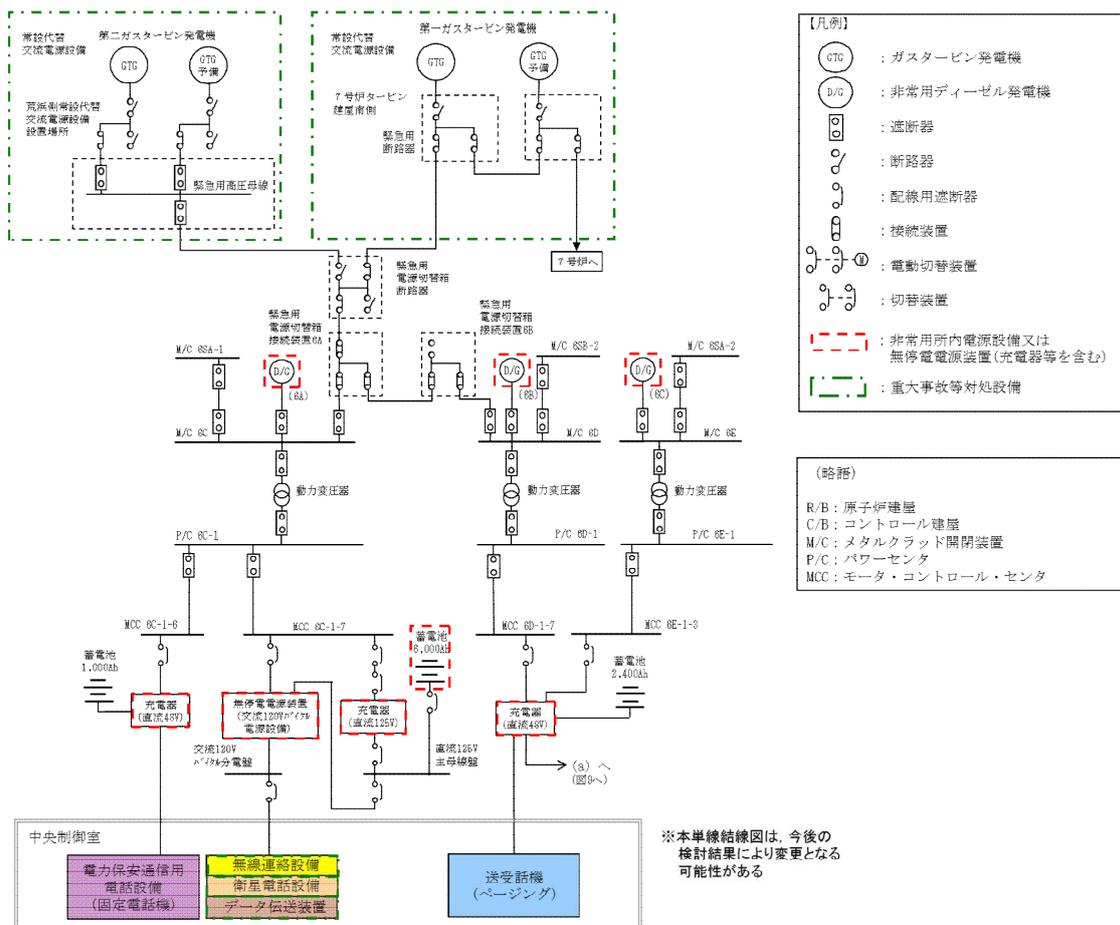


図 8 中央制御室における通信連絡設備の単線結線図 (6号炉)

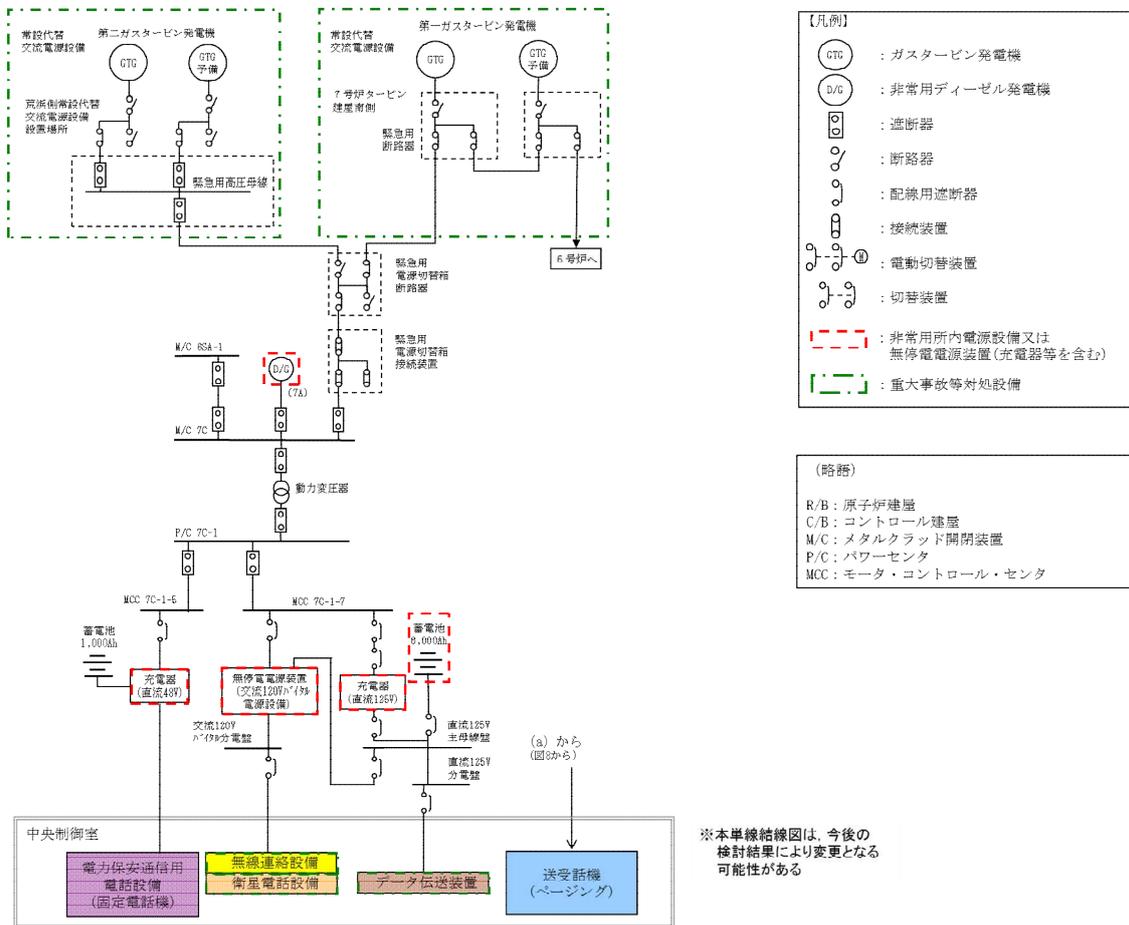


図9 中央制御室における通信連絡設備の単線結線図 (7号炉)

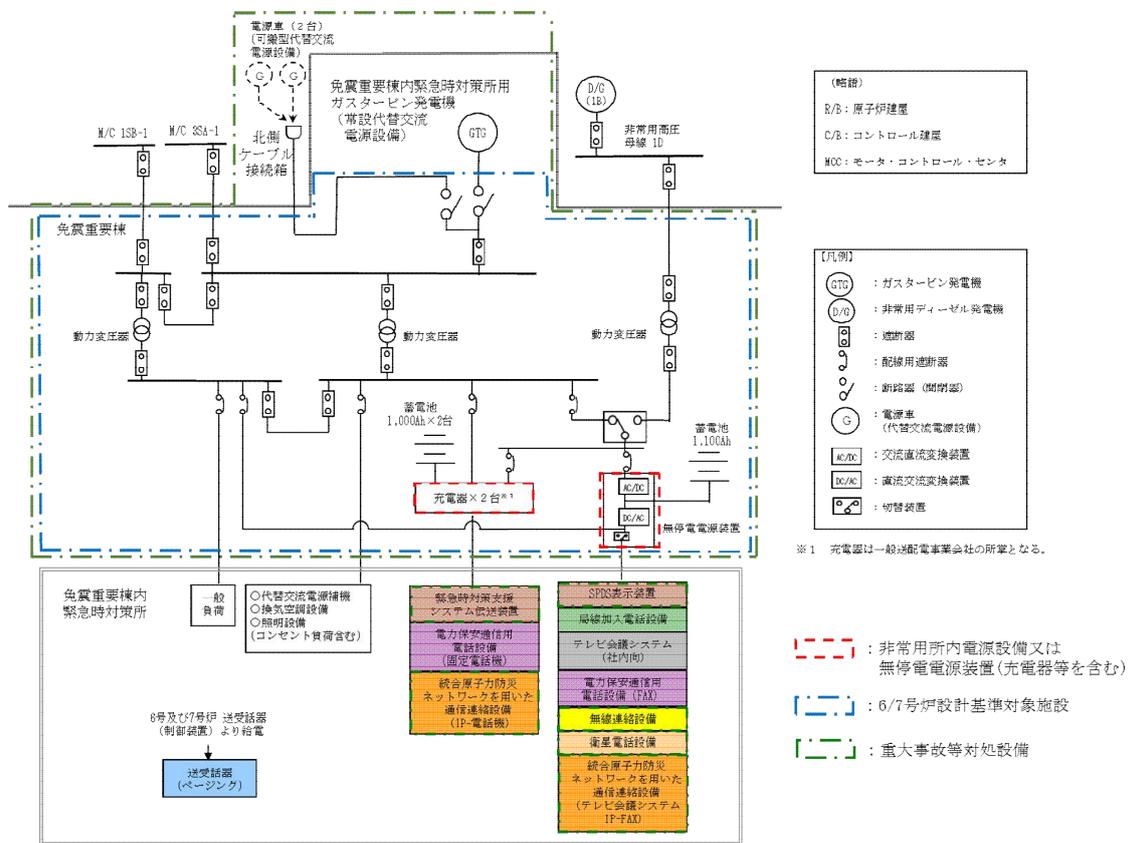


図 10 免震重要棟内緊急時対策所における通信連絡設備の単線結線図

表 2 通信連絡設備（発電所内）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所内	携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機	6号及び7号炉 中央制御室	乾電池 ^{※1}	(乾電池)
	送受信器 (警報装置を含む。)	ハンドセット, スピーカ	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電器 (蓄電池)	第一GTG ^{※2} 及び第二GTG ^{※2} (常設代替交流電源設備)
			免震重要棟内緊急時対策所		
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		
	無線連絡設備	無線連絡設備 (常設)	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	第一GTG ^{※2} 及び第二GTG ^{※2} (常設代替交流電源設備)
			免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※2} (常設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※3} (代替交流電源設備)
		無線連絡設備 (可搬型)	免震重要棟内緊急時対策所	充電式電池 (本体内蔵) ^{※4}	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※2} (常設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		

1.19-51

※1 乾電池により約4日間の連続通話が可能。また、必要な予備の乾電池を保有し、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能。

※2 GTG: ガスタービン発電機

※3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

※4 充電式電池により約12時間の連続通話が可能。また、他の端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

: 重大事故等対処設備

表3 通信連絡設備（発電所内及び発電所外）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	代替電源設備	
発電所内外	電力保安通信用 電話設備	固定電話機	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電器（蓄電池）	第一GTG ^{※2} 及び第二GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所	充電器（蓄電池）	免震重要棟内緊急時対策所用GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		—
		PHS 端末	6号及び7号炉 中央制御室	充電式電池（本体内蔵） ^{※1}	第一GTG ^{※2} 及び第二GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所		免震重要棟内緊急時対策所用GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		可搬型電源設備 ^{※3} （代替交流電源設備）
	FAX	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機	第一GTG ^{※2} 及び第二GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）	
		免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）	
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※3} （代替交流電源設備）	
	衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	第一GTG ^{※2} 及び第二GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※3} （代替交流電源設備）
衛星電話設備（可搬型）		免震重要棟内緊急時対策所	充電式電池（本体内蔵） ^{※4}	免震重要棟内緊急時対策所用GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）	
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		可搬型電源設備 ^{※3} （代替交流電源設備）	

※1 充電式電池により約8.5時間の通話が可能。また、他の端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

※2 GTG：ガスタービン発電機

※3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

※4 充電式電池により約4時間の通話が可能。また、他の端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

：重大事故等対処設備

表3 通信連絡設備（発電所内及び発電所外）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源設備 又は無停電電源装置	代替電源設備	
発電所内外	必要な情報を把握 できる設備 (安全パラメータ表示シ ステム(SPDS))	データ伝送装置	6号炉 プロセス計算機室	第一GTG ^{※1} 及び第二GTG ^{※1} (常設代替交流電源設備)	
			7号炉 プロセス計算機室		
	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	免震重要棟内緊急時対策所	充電器(蓄電池)	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※1} (常設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※2} (常設代替交流電源設備)
		SPDS表示装置	免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※1} (常設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※2} (常設代替交流電源設備)

※1 GTG: ガスタービン発電機。

※2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備。

: 重大事故等対処設備

表4 通信連絡設備（発電所外）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	代替電源設備	
発電所外	統合原子力防災 ネットワークを用いた 通信連絡設備	テレビ会議システム (有線系, 衛星系 共用)	免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用GTG ^{※2} (常設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※3} (代替交流電源設備)
		IP-電話機 (有線系, 衛星系)	免震重要棟内緊急時対策所	充電器(蓄電池)	免震重要棟内緊急時対策所用GTG ^{※2} (常設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※3} (代替交流電源設備)
		IP-FAX (有線系, 衛星系)	免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用GTG ^{※2} (常設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※3} (代替交流電源設備)
	局線加入電話設備	加入電話機	免震重要棟内緊急時対策所 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	通信事業者回線からの給電	—(通信事業者回線からの給電)
		加入FAX	免震重要棟内緊急時対策所	通信事業者回線からの給電 無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用GTG ^{※2} (常設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	通信事業者回線からの給電 非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※3} (代替交流電源設備)
	専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン) (自治体他向)	免震重要棟内緊急時対策所 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	乾電池 ^{※1}	手動発電, 乾電池(予備)
	テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用GTG ^{※2} (常設代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※3} (代替交流電源設備)
	衛星電話設備(社内向) ^{※5}	衛星社内電話機	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※3} (代替交流電源設備)
		テレビ会議システム (社内向)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		
		FAX(社内向)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		

1.19-54

※1 乾電池により10日間以上の連続通話が可能。また、手動発電又は予備の乾電池と交換することにより通話時間を延長可能。

※2 GTG: ガスタービン発電機。

※3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備。

※5 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ

 : 重大事故等対処設備

4. 緊急時対策所に設置する通信連絡設備及び重大事故等に対処するために必要な情報を把握する設備に係る耐震設計

(1) 免震重要棟内緊急時対策所

免震重要棟内緊急時対策所では、免震構造の採用により、上部構造の加速度応答及び収納設備に生じる慣性力を低減させること、並びに通信連絡設備の転倒防止の措置を施すことで免震重要棟の設計地震動による機器設置床面の応答加速度に対して機能を喪失しない設計とする。

(2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における通信連絡設備及びデータ伝送設備については、転倒防止措置等を施すことで、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における通信連絡設備及びデータ伝送設備に関わる耐震措置の概要図 12, 13 に示す。(SPDS 表示装置については、「第 34 条 緊急時対策所」にて整理する。)

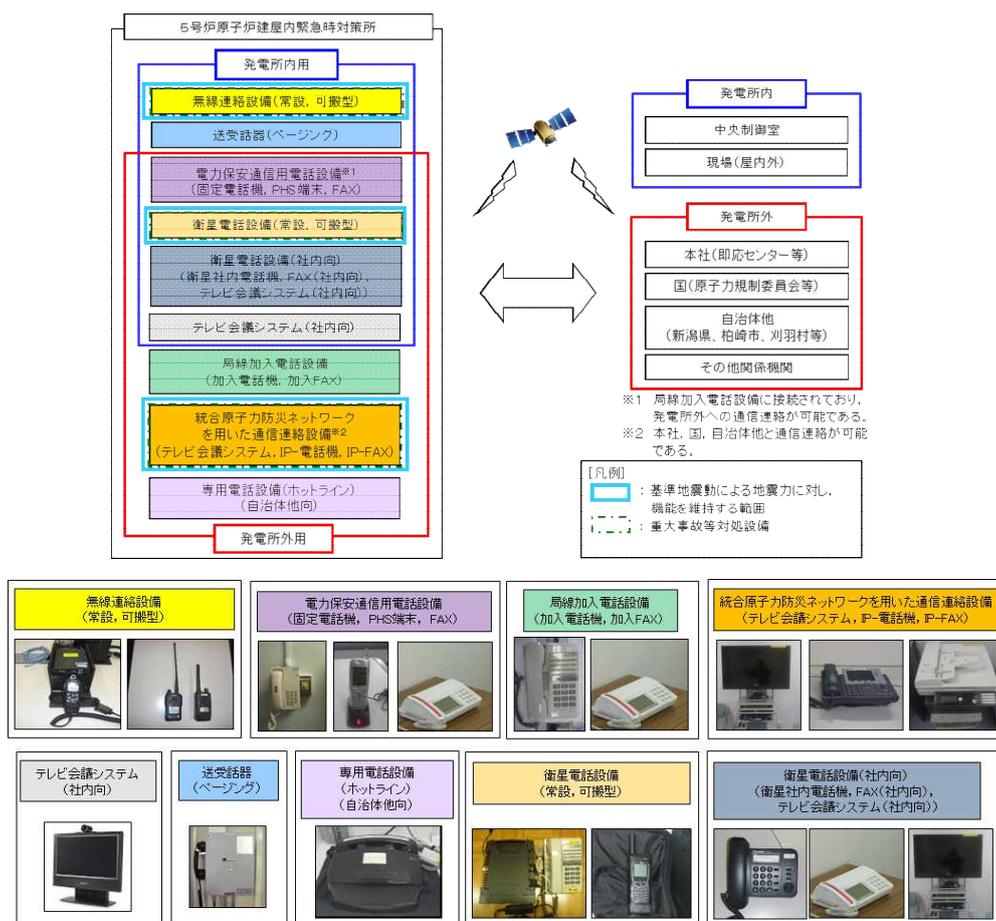


図 12 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の
通信連絡設備に関わる耐震措置の概要

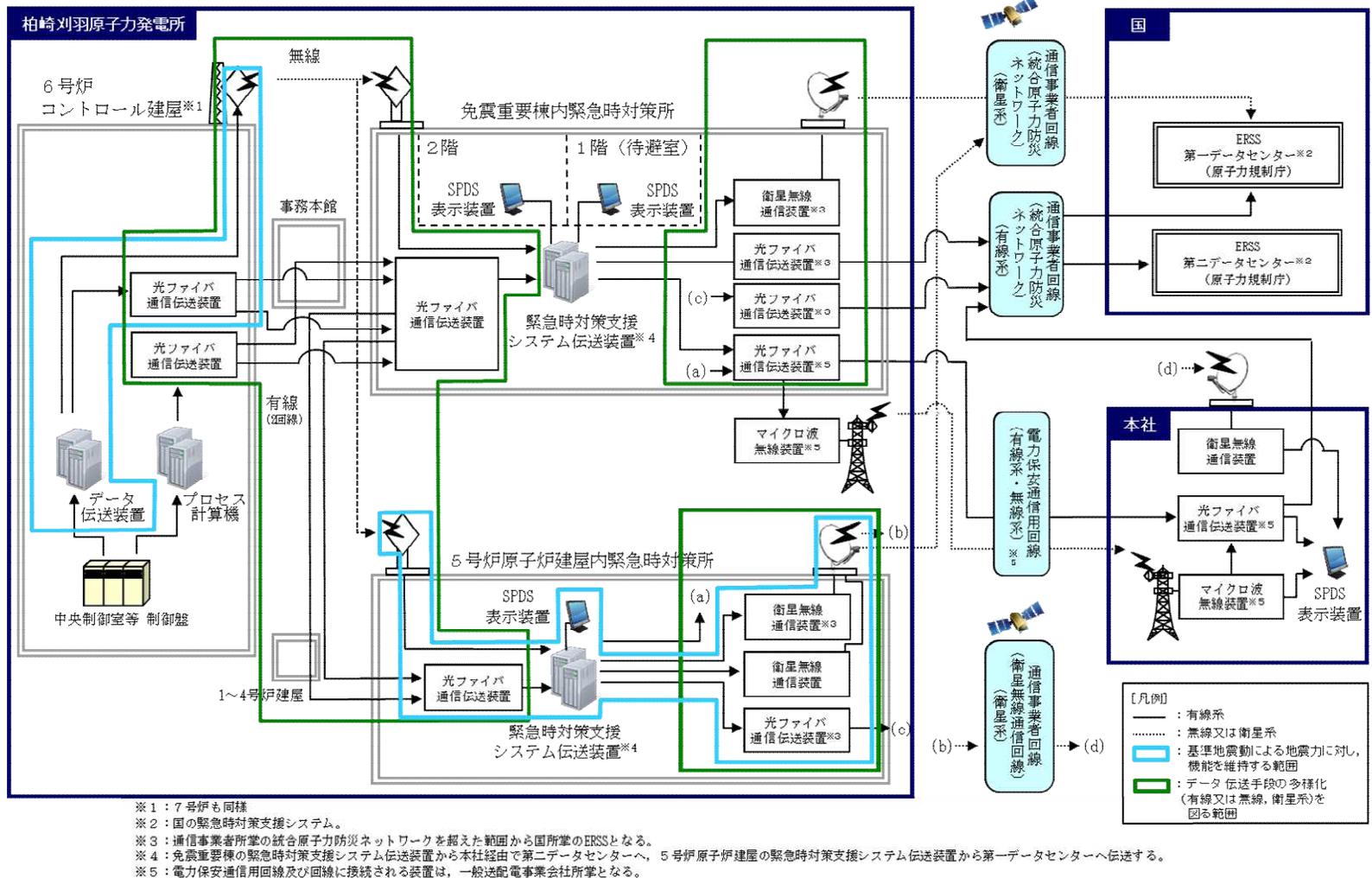
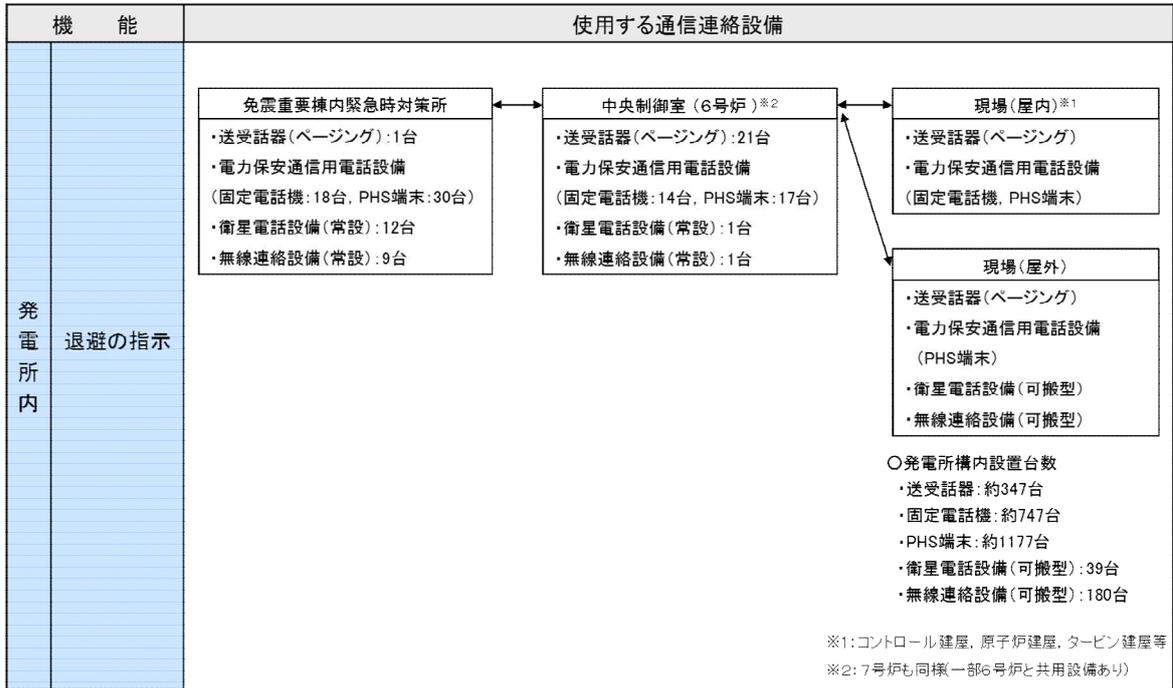


図13 必要な情報を把握できる設備(安全パラメータ表示システム(SPDS))及びデータ伝送設備に関わる耐震装置の概要

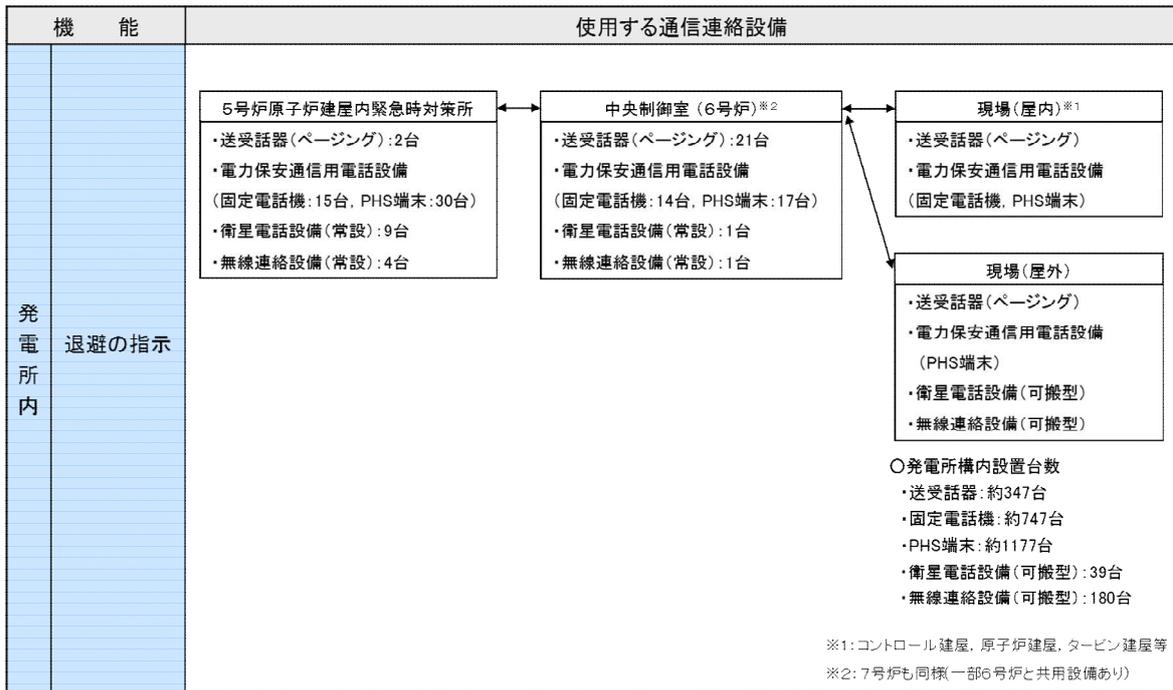
5. 機能ごとに必要な通信連絡設備

発電所内での「避難の指示」や「操作，作業の連絡」，発電所外への「通報，連絡等」に必要な通信連絡設備の種類，台数等について，通信連絡が必要な場所ごとに整理した通信連絡の指揮系統を図14～18に示す。

通信連絡設備は，使用する要員，連絡先（自治体その他関係機関）に，より速やかに連絡が実施できるよう必要な台数を整備する。また，予備品の台数は，これまでの使用実績や新規購入時の納期の実績等を踏まえ，設備が故障した場合も速やかに代替機器を準備できる台数を整備する。

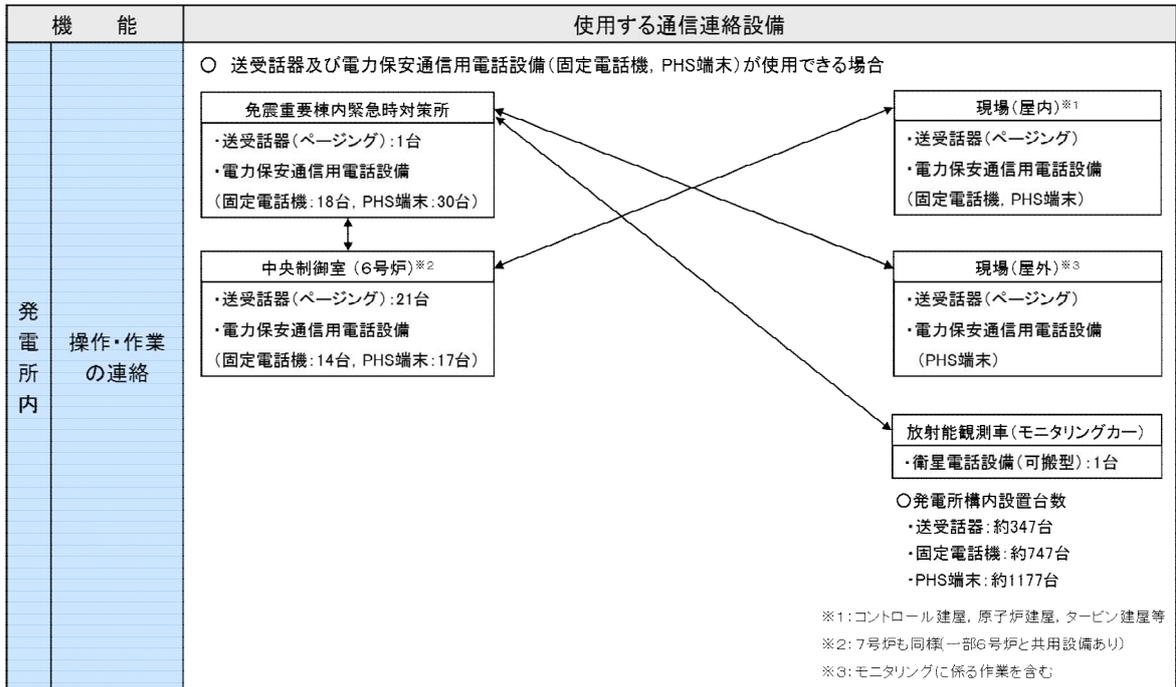


・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

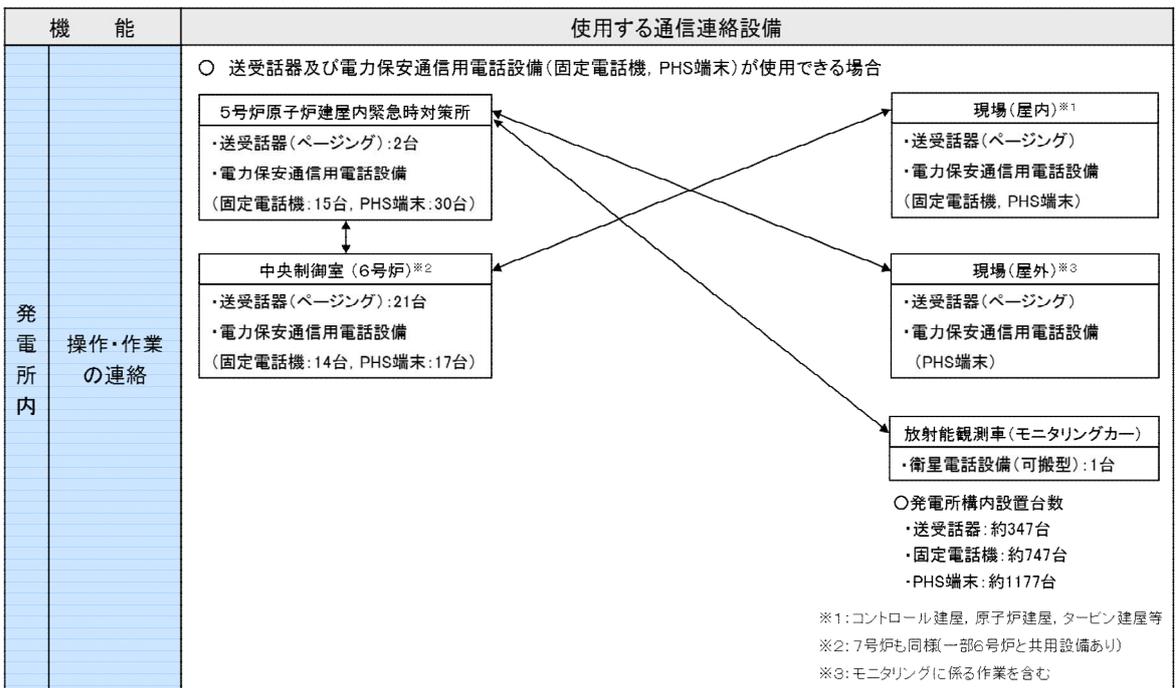


・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 14 「待避の指示」における指揮系統図

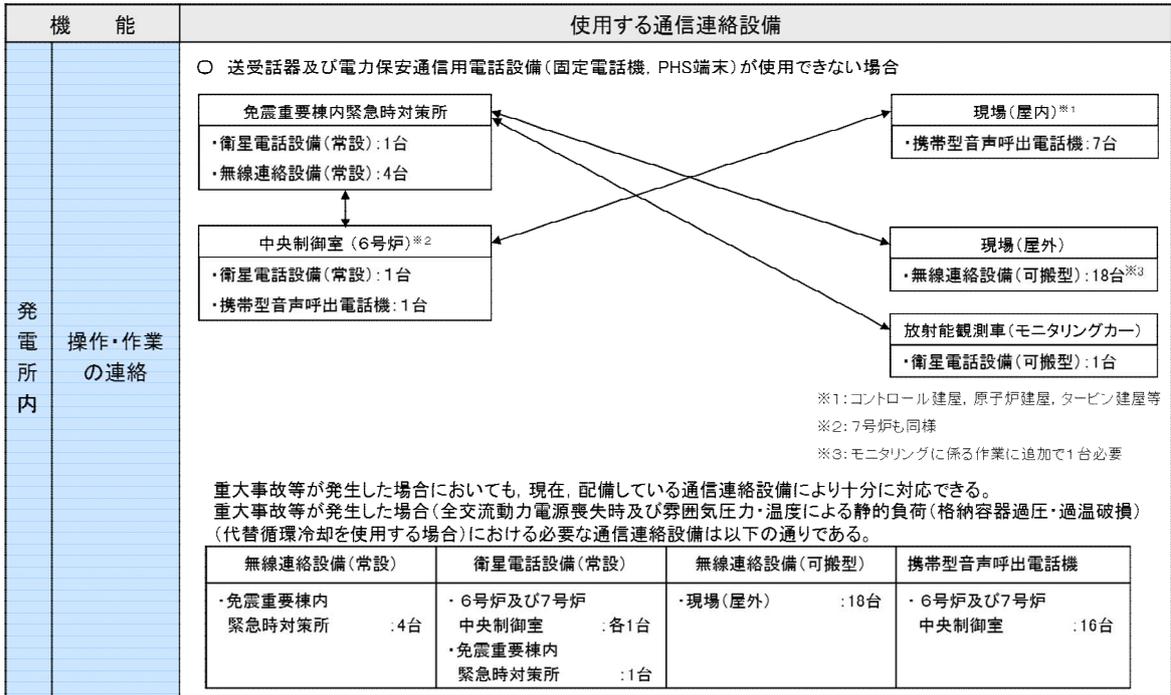


・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

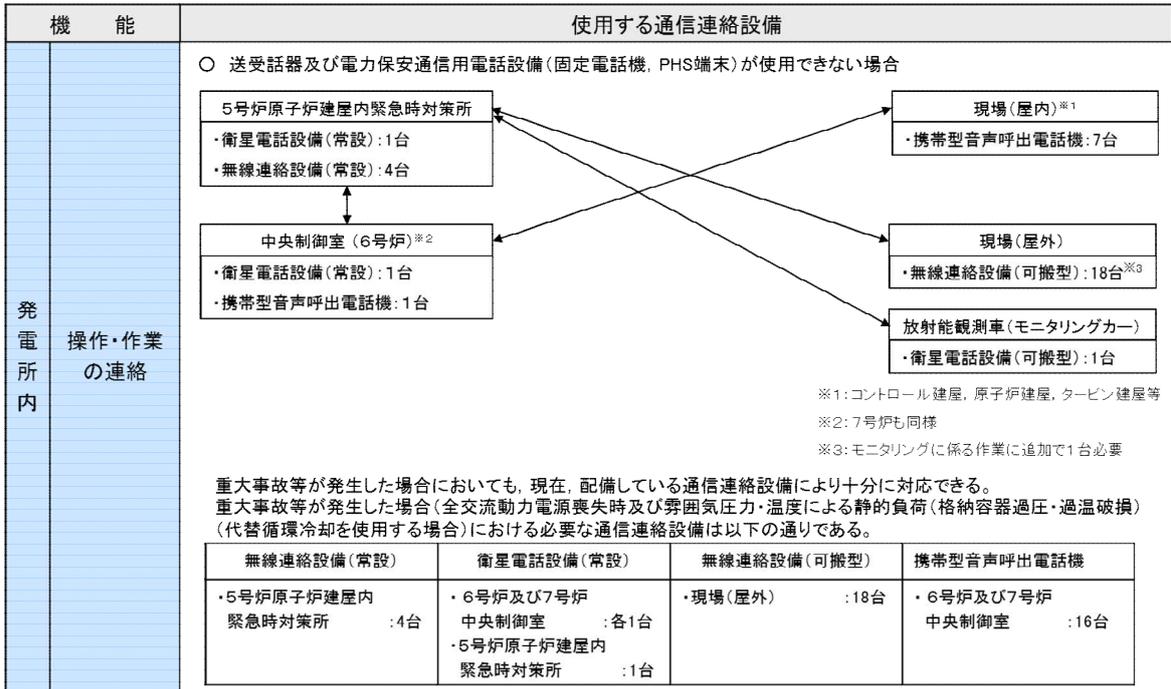


・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 15 「操作・作業の連絡」における指揮系統図
(送受信器(ページング)及び電力保安通信用電話設備が使用できる場合)



・台数については, 今後, 訓練等を通して見直しを行う。



・台数については, 今後, 訓練等を通して見直しを行う。

図 16 「操作・作業の連絡」における指揮系統図
(送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備が使用できない場合)

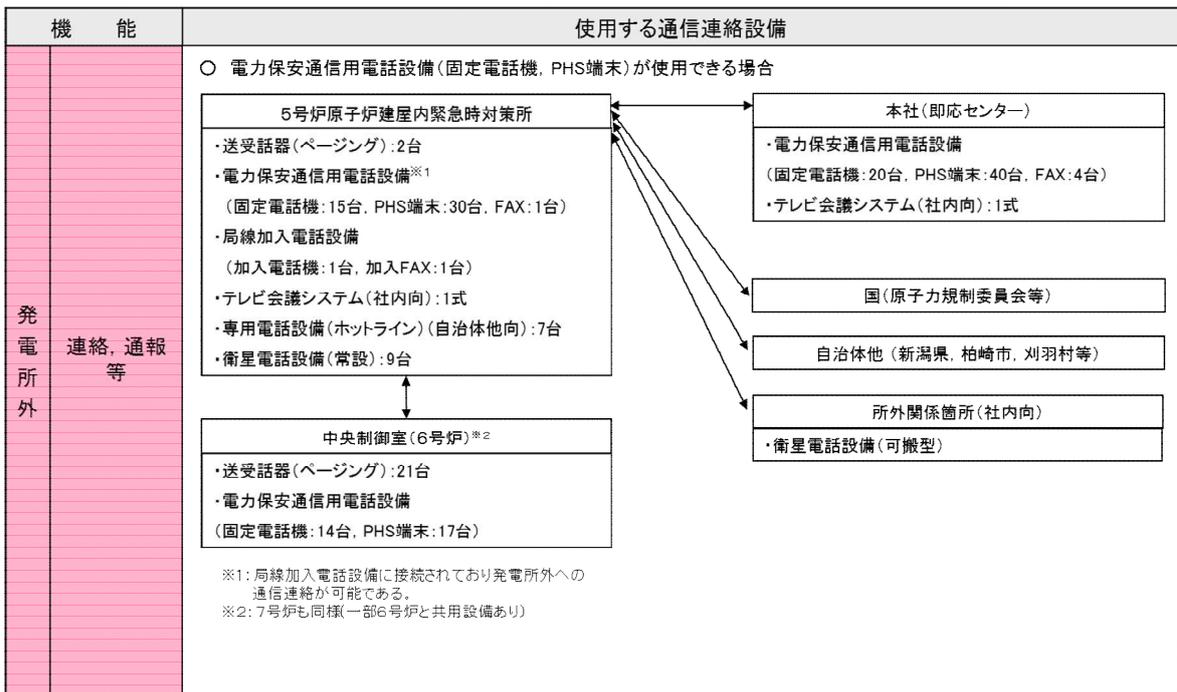
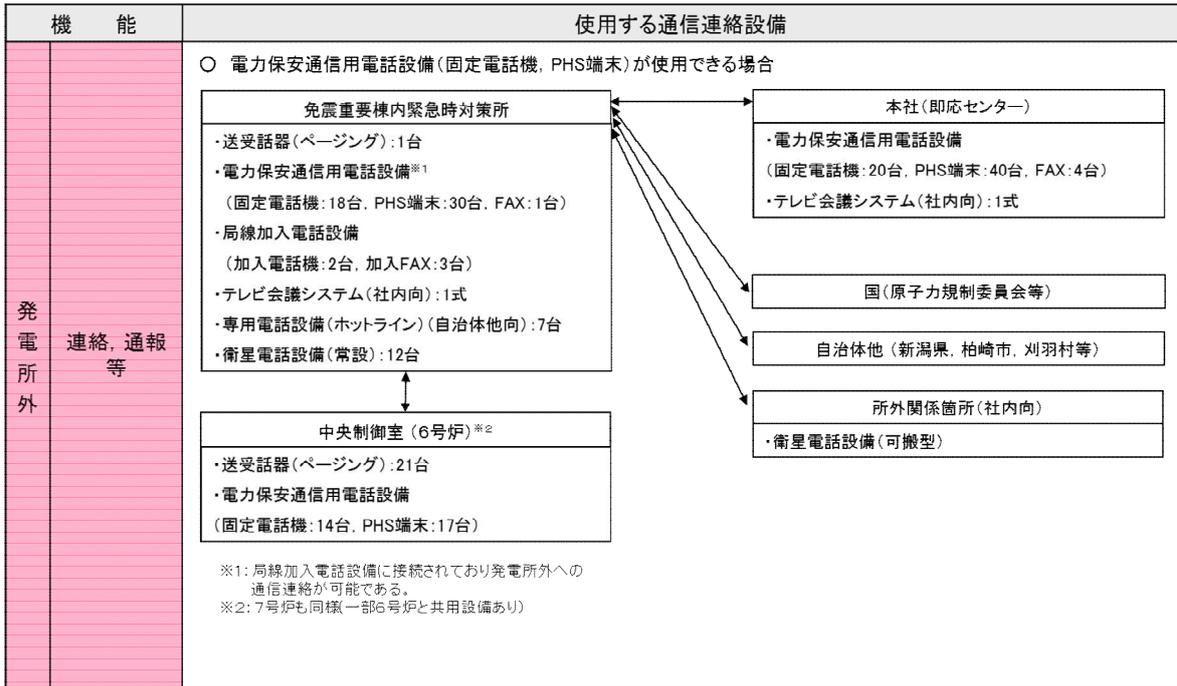
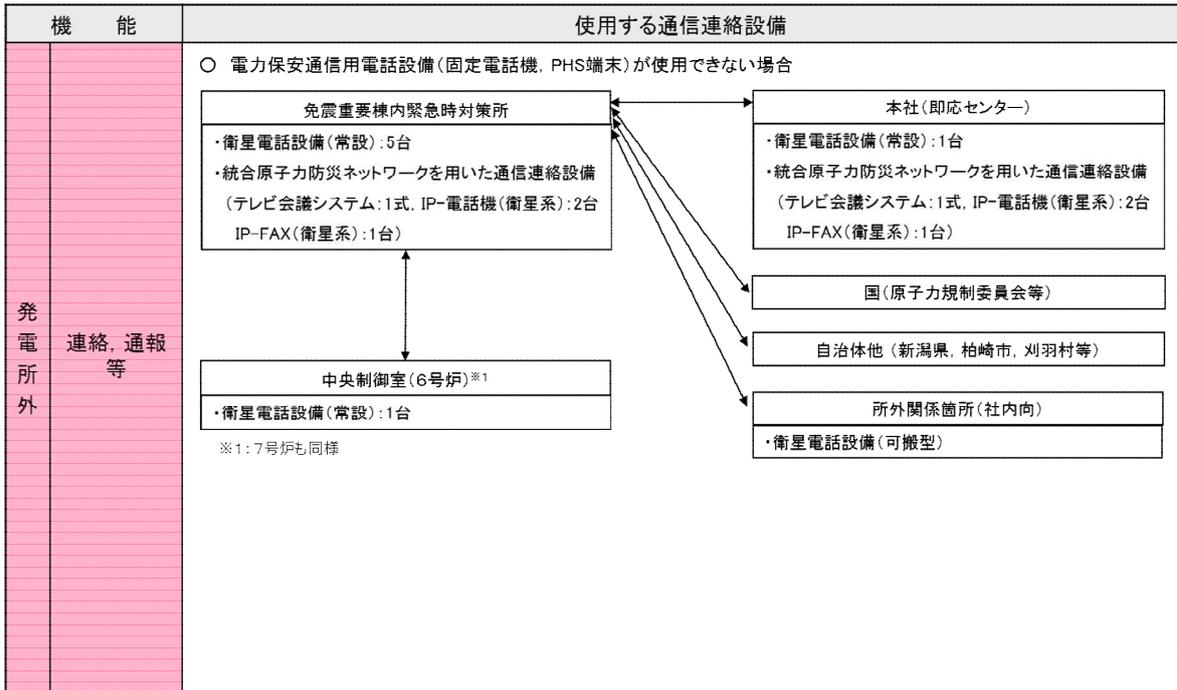
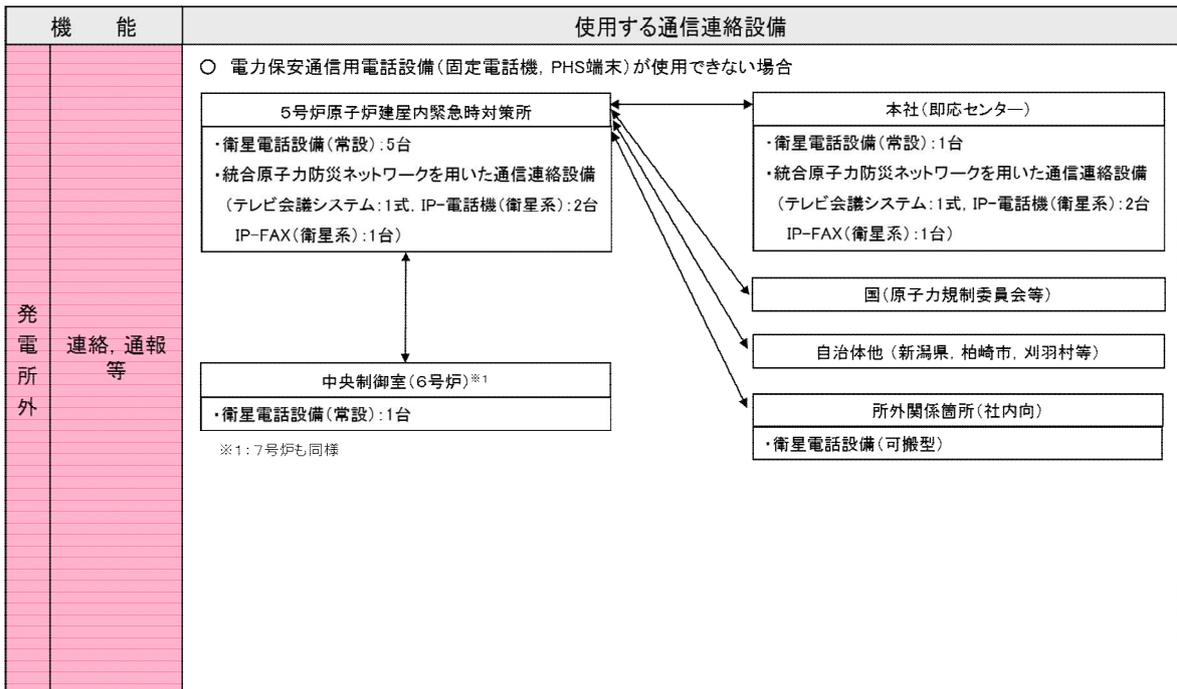


図 17 「連絡、通報等」における指揮系統図
(送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備が使用できる場合)



・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。



・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 18 「連絡、通報等」における指揮系統図
(送受信器(ページング)及び電力保安通信用電話設備が使用できない場合)

6. 携帯型音声呼出電話設備等の使用方法及び使用場所について

携帯型音声呼出電話設備は、通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において、6号及び7号炉中央制御室と各現場間に布設している専用通信線を用い、携帯型音声呼出電話機を専用接続箱に接続するとともに、必要時に中継用ケーブルを布設することにより必要な通信連絡を行う。

なお、専用接続箱については、地震起因による溢水の影響を受けない箇所に設置しており、溢水時においても使用できる。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各重要事故シーケンスで使用する台数とする。

携帯型音声呼出電話機を用いた中央制御室と現場との通信連絡の概要について、図 19 に示す。また、各重要事故シーケンスで使用する携帯型音声呼出電話機を使用する通話場所の例を表 5、各重要事故シーケンスで使用する携帯型音声呼出電話設備及び無線連絡設備等の台数を表 6、7 に示す。

表5 携帯型音声呼出電話機を使用する通話場所の例
 (重要事故シーケンス 全交流動力電源喪失時 (7号炉) の例)

作業・操作内容	作業・操作場所	
蓄電池切替	コントロール建屋 地下1階	計測制御電源盤室
受電操作	原子炉建屋地下1階	非常用電気品室
MUWC弁操作	廃棄物処理建屋地下3階	MUWCポンプ室
MUWCポンプ起動確認	原子炉建屋 地下2階	通路
代替原子炉冷却系 系統構成	原子炉建屋 1階	通路, 非常用D/G室
	原子炉建屋 2階	FPC熱交換器室近傍
	コントロール建屋 地下2階	HECW室
	タービン建屋 地下1階	RCW熱交換器室
原子炉格納容器 ベント操作(S/C側)	原子炉建屋 中3階	非常用D/G(B)排風機室
	原子炉建屋 3階	通路
	原子炉建屋 地下1階	通路
RCIC起動確認	原子炉建屋地下3階	RCICポンプ室
RHRポンプ(A)起動確認	原子炉建屋地下3階	RHRポンプ(A)室

1.19-64



携帯型音声
呼出電話機



専用接続箱
(設置例)



中継用ケーブル
ドラム (100m)

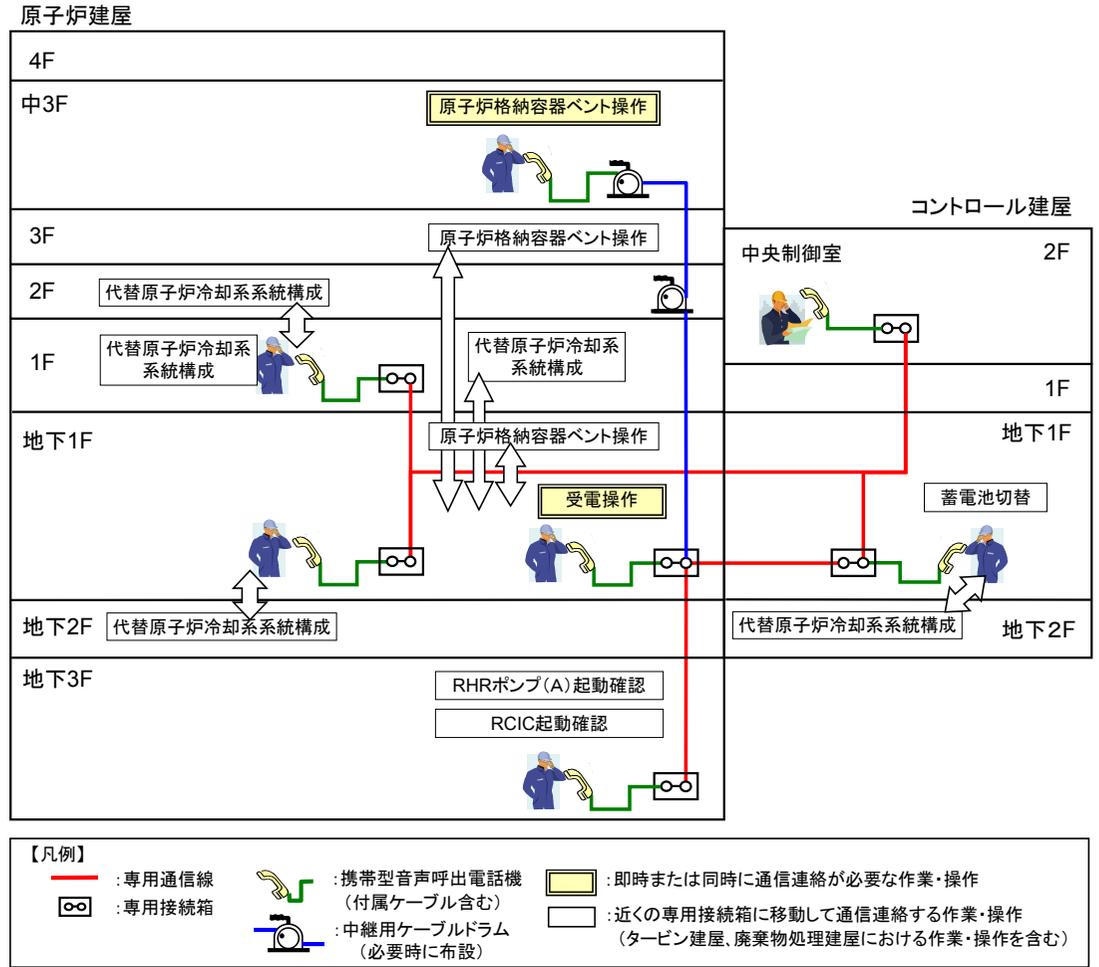


図19 携帯型音声呼出電話機を用いた通信連絡の概要
 (重要事故シーケンス 全交流動力電源喪失時 (7号炉) の例)

表6 各重要事故シーケンスで使用する携帯型音声呼出電話設備の台数

各重要事故シーケンス	使用場所	号炉	コントロール建屋				廃棄物 処理建屋		タービン 建屋		原子炉 建屋		計
			中央制御室		6号	7号	6号	7号	6号	7号	6号	7号	
			6号	7号									
運転中の原子炉における 重大事故に至る恐れ がある事故 (炉心損傷防止)	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	1	10
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	1	10
	①-3-1	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)	1※1	1	1※1	1	-	-	-	-	6※1	6	16
	①-3-2	全交流動力電源喪失 ((外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗)	1※1	1	1※1	1	-	-	-	-	6※1	6	16
	①-3-3	全交流動力電源喪失 ((外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失)	1※1	1	1※1	1	-	-	-	-	6※1	6	16
	①-3-4	全交流電源喪失 ((外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)	1※1	1	1※1	1	-	-	-	-	6※1	6	16
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	3	12
	①-4-2	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	1※1	1	1※1	1	-	-	-	-	6※1	5	15
	①-5	原子炉停止機能喪失	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	2	11
	①-6	LOCA 時注水機能喪失	1※1	-	1※1	-	-	-	-	-	6※1	2	10
①-7	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	1※1	-	1※1	-	-	-	-	-	6※1	-	8	
重大事故 (格納容器破損防止)	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却を使用する場合	1※1	1	1※1	1	-	-	-	-	6※1	2	12
	②-1-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 代替循環冷却を使用しない場合	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	2	11
	②-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	1※1	-	1※1	-	-	-	-	-	6※1	-	8
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	1	10
	②-4	水素燃焼	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	4	13
	②-5	格納容器直接接触 (シェルアタック)	1※1	-	1※1	-	-	-	-	-	6※1	-	8
②-6	溶融炉心・コンクリート相互作用	1※1	-	1※1	-	-	-	-	-	6※1	1	9	
使用済燃料プールにお ける重大事故に至る恐 れがある事故 (SFP破損防止)	③-1	想定事故1 (使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失)	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	1	10
	③-2	想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失)	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	2	11
運転停止中の原子炉に おける重大事故に至る おそれがある事故 (停止中原子炉の 燃料損傷防止)	④-1	崩壊熱除去機能喪失 (RHR 故障による停止時冷却機能喪失)	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	2	11
	④-2	全交流動力電源喪失	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	4	13
	④-3	原子炉冷却材の流出	1※1	1	1※1	-	-	-	-	-	6※1	2	11
	④-4	反応度の誤投入	1※1	-	1※1	-	-	-	-	-	6※1	-	8

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

・6号及び7号炉の中央制御室に計20台配備している。

※1:7号炉において事故が発生した場合の6号炉の台数を示す。6号炉においては必要台数の多い運転中に全交流動力電源喪失事故が発生した場合の台数を示す。

表7 各重要事故シーケンスで使用する無線連絡設備等の台数

各重要事故シーケンス		使用場所 設備	屋内 (緊急時対策所及び 中央制御室(6号及び7号炉))	屋外
			無線連絡設備等(常設)	無線連絡設備(可搬型)
運転中の原子炉における 重大事故に至る恐れ がある事故 (炉心損傷防止)	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	7	7
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	3	-
	①-3-1	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)	7	14
	①-3-2	全交流動力電源喪失((外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗)	7	14
	①-3-3	全交流動力電源喪失((外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失)	7	14
	①-3-4	全交流電源喪失((外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗)	7	14
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	7	7
	①-4-2	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	7	14
	①-5	原子炉停止機能喪失	3	-
	①-6	LOCA時注水機能喪失	7	7
①-7	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	3	-	
重大事故 (格納容器破損防止)	②-1-1	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) 代替循環冷却を使用する場合	7	18
	②-1-2	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) 代替循環冷却を使用しない場合	7	8
	②-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	3	-
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	3	-
	②-4	水素燃焼	7	14
	②-5	格納容器直接接触(シェルアタック)	-	-
使用済燃料プールにお ける重大事故に至る恐 れがある事故 (SFP破損防止)	③-1	想定事故1 (使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失)	7	11
	③-2	想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失)	7	11
運転停止中の原子炉に おける重大事故に至る おそれがある事故 (停止中原子炉の 燃料損傷防止)	④-1	崩壊熱除去機能喪失(RHR故障による停止時冷却機能喪失)	7	9
	④-2	全交流動力電源喪失	7	12
	④-3	原子炉冷却材の流出	7	9
	④-4	反応度の誤投入	-	-

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

・無線連絡設備の他、衛星電話設備も使用可能であり、衛星電話設備も使用する。

機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所内）の優先順位及び設備種別

機能	通信実施場所			
	場所	使用する通信連絡設備 (発電所内)	場所	使用する通信連絡設備 (発電所内)
操作, 作業の 連絡	中央制御室	①電力保安通信用電話設備 (固定電話機)	現場 (屋内)	①電力保安通信用電話設備 (固定電話機)
		①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)		①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)
		①送受話器 (ページング)		①送受話器 (ページング)
		②携帯型音声呼出電話設備		②携帯型音声呼出電話設備
	中央制御室	①電力保安通信用電話設備 (固定電話機)	緊急時対策所※1	①電力保安通信用電話設備 (固定電話機)
		①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)		①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)
		①送受話器 (ページング)		①送受話器 (ページング)
		②衛星電話設備 (常設)		②衛星電話設備 (常設)
	現場 (屋内)	①電力保安通信用電話設備 (固定電話機)	現場 (屋内)	①電力保安通信用電話設備 (固定電話機)
		①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)		①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)
	①送受話器 (ページング)		①送受話器 (ページング)	
	②携帯型音声呼出電話設備		②携帯型音声呼出電話設備	
現場 (屋外)	①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)	現場 (屋外)	①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)	
	①送受話器 (ページング)		①送受話器 (ページング)	
	②無線連絡設備 (可搬型)		②無線連絡設備 (可搬型)	
緊急時対策所※1	①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)	現場 (屋外)	①電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)	
	①送受話器 (ページング)		①送受話器 (ページング)	
	②無線連絡設備 (常設)		②無線連絡設備 (可搬型)	
緊急時対策所※1	①衛星電話設備 (常設)	モニタリング (放射能観測車)	①衛星電話設備 (可搬型)	

※1：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所

凡例

丸数字：優先順位

■：重大事故等対処設備

■：自主対策設備

機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所外）の優先順位及び設備種別（1/2）

機能	通信実施場所					
	場所	使用する通信連絡設備 (発電所外)		場所	使用する通信連絡設備 (発電所外)	
通報, 連絡等	緊急時対策所※1	TV 会議	① テレビ会議システム (社内向)	本社	TV 会議	① テレビ会議システム (社内向)
			② TV 会議システム※2			② TV 会議システム※2
		電話	① 電力保安通信用電話 設備 (固定電話機)		電話	① 電力保安通信用電話 設備 (PHS 端末)
			① 電力保安通信用電話 設備 (PHS 端末)			① 電力保安通信用電話 設備 (PHS 端末)
			② 局線加入電話設備			② 局線加入電話設備 (社内向) ※3
			② 衛星電話設備 (社内 向) ※3			② 衛星電話設備 (社内向)
		③ 衛星電話設備 (常設)	③ 衛星電話設備 (常設)			
		④ IP-電話機※2	④ IP-電話機※2			
	FAX	① 電力保安通信用電話 設備 (FAX)	FAX	① 電力保安通信用電話 設備 (FAX)		
		② 局線加入電話設備 (加入 FAX)		② 局線加入電話設備 (FAX)		
		② 衛星電話設備 (社内 向) ※3		② 衛星電話設備 (社内 向) (FAX)		
		③ IP-FAX※2		③ IP-FAX※2		
緊急時対策所※1	TV 会議	① TV 会議システム※2	国	TV 会議	—	
	電話	① IP-電話機※2		電話		
		① 電力保安通信用電話 設備 (固定電話機)				
		① 電力保安通信用電話 設備 (PHS 端末)				
		② 局線加入電話設備				
	③ 衛星電話設備 (常設)					
	FAX	① IP-FAX※2		FAX		
		① 電力保安通信用電話 設備 (FAX)				
② 局線加入電話設備 (加入 FAX)						

※1 : 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所

※2 : 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

※3 : 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ

凡例

丸数字 : 優先順位

■ : 重大事故等対処設備

■ : 自主対策設備

機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所外）の優先順位及び設備種別（2/2）

機能	通信実施場所					
	場所	使用する通信連絡設備 (発電所外)		場所	使用する通信連絡設備 (発電所外)	
通報, 連絡等	緊急時対策所 ^{※1}	電話	① IP-電話機 ^{※2}	自治体, その他関係機関等	電話	—
			① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機)			
① 電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)						
② 局線加入電話設備						
② 専用電話設備 (ホットライン)						
③ 衛星電話設備 (常設)						
FAX	緊急時対策所 ^{※1}	FAX	① IP-FAX ^{※2}	FAX	FAX	—
			① 電力保安通信用電話設備 (FAX)			
			② 局線加入電話設備 (加入 FAX)			
			① 衛星電話設備 (常設)	所外関係箇所		① 衛星電話設備 (可搬型)

※1 : 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所

※2 : 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

凡例

丸数字 : 優先順位

■ : 重大事故等対処設備

■ : 自主対策設備

手順のリンク先について

通信連絡に関する手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.19.2.1(1)(d) 安全パラメータ表示システム (SPDS)
＜リンク先＞ 1.18.2.2(1) 緊急時対策所データ伝送設備によるプラントパラメータ等の監視手順

2. 1.19.2.1(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等
＜リンク先＞ 1.15.2.1 監視機能喪失
1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

3. 1.19.2.2(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手順等
＜リンク先＞ 1.15.2.1 監視機能喪失
1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

4. 1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等
＜リンク先＞ 1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順
1.18.2.4(1) 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による給電
1.18.2.4(2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の
衝突その他のテロリズムへの対応について

平成29年1月

東京電力ホールディングス株式会社

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のテロリズムへの対応

< 目 次 >

2.1 可搬型設備等による対応.....	3
2.1.1 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のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方.....	4
2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備.....	4
2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備.....	6
2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備.....	8
2.1.2 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のテロリズムへの対応における事項.....	9
2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備.....	10
2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備.....	125
2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備.....	141
2.1.3 まとめ.....	144

- 添付資料2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象・人為事象の抽出プロセスについて
- 添付資料2.1.2 設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.3 設計基準を超える低温事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.4 設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.5 設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.6 設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.7 設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.8 設計基準を超える降水事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.9 設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.10 PRAで選定しなかった事故シーケンス等への対応について
- 添付資料2.1.11 大規模損壊発生時の対応
- 添付資料2.1.12 個別戦略フローにおける対応手順書及び設備一覧について
- 添付資料2.1.13 使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について
- 添付資料2.1.14 放水砲の設置場所及び使用方法等について
- 添付資料2.1.15 大規模損壊に特化した設備と手順の整備について
- 添付資料2.1.16 米国ガイド(NEI-06-12及びNEI-12-06)で参考とした事項について
- 添付資料2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について
- 添付資料2.1.18 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について
- 添付資料2.1.19 設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊での対応状況
- 添付資料2.1.20 大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について
- 添付資料2.1.21 緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて
- 添付資料2.1.22 緊急時対策要員の確保に関する基本的な考え方について
- 添付資料2.1.23 運転員及び緊急時対策要員に対する教育及び訓練内容について

別冊

非公開資料

- I. 具体的対応の共通事項
- II. 大規模な自然災害の想定 of 具体的対応
- III. 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの想定脅威の具体的対応

2.1 可搬型設備等による対応

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のテロリズムによる発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、次の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書にしたがって活動を行うための体制及び資機材を整備する。ここでは、原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても、当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

2.1.1 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のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方

2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし、特定の自然災害や人為事象の発生や検知がなくても、緊急時対応手順の延長で対応可能なよう配慮する。

また、原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備する。

自然災害又は人為事象が発生した場合は、当直副長の指揮の下で事故時運転操作手順書（事象ベース、徴候ベース及びシビアアクシデント）に基づいて対応操作することを基本とする。このことは、自然災害や人為事象が大規模な場合であっても同様であるが、常設の設備では事故収束が行えない場合は、緊急時対策本部の支援を受け、可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順（以下、「多様なハザード対応手順」という）等を使用した対応操作を行う。

また、大規模損壊では、重大事故等に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され、**あらかじめ**シナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから、緊急時対策本部における情報収集、運転員が実施するプラント操作に対する支援が重要となる。このため、プラントの状態の把握並びに対策及びその優先順位の決定に用いる緊急時対策本部で使用する対応フロー及びチェックシートを整備する。対応フローは、事故時運転操作手順書、多様なハザード対応手順及び緊急時対策本部の各機能班の対応ガイド等の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツールとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり、具体的な対応操作の手順は個別の手順書等に記載する。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一、中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要がある場合**等**、当直副長の指揮下で対応できない場合には、緊急時対策本部長は当該号炉の運転員又は号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各機能班の責任者（統括又は班長）は、その時点における他号炉の状況、リソースや対応の優先順位付け**等**を判断し、必要な支援や対応

を行う。

また、緊急時対策本部は、プラントの影響予測を行い、その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総合的な責任を負う。

大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質放出の防止、抑制を最大の目的とし、次に示す各項目を優先実施事項とする。

<炉心の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と原子炉への注水

<原子炉格納容器の破損を緩和するための対策>

- ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と格納容器破損回避

<使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

<放射性物質の放出を低減するための対策>

- ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制

<大規模な火災が発生した場合における消火活動>

- ・消火活動

<その他の対策>

- ・要員（運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊をいう。以下同じ。）の安全確保
- ・対応に必要なアクセスルートの確保
- ・電源及び水源の確保並びに燃料補給
- ・人命救助

なお、これら優先実施事項の考え方は、事故時運転操作手順書と同様である。

2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊に至る可能性のある事象は、基準地震動及び基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模の自然災害並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。重大事故等時に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものとなる。そのため、発電所施設の被害状況から残存する資源等を活用し事故対応を行う。被害を受けた機器の復旧可能性の把握、判断も事故対応の方向性を決める判断要素の一つとする。残存する資源の把握、活用、復旧判断等の活動は、通常時の実務経験を踏まえた技術的能力 1.0 で示す重大事故等時の対応体制で引き続き対応する。

ただし、中央制御室の機能喪失、要員の被災及び重大事故等対処で期待する重大事故等対処設備が使用できない等の状況を想定した場合に対処できるよう、該当する部分の体制の整備、充実を図る。

福島第一原子力発電所事故の対応の際には、複数の原子炉施設での同時被災を想定した備えが十分でなく、発電所対策本部の情報共有と指揮命令が混乱し、迅速・的確な意思決定ができなかったことから、大規模損壊の発生に備えた発電所対策本部及び本社対策本部の体制は、重大事故等対処のための体制と同様、指揮命令系統、及び各機能班・スタッフの役割を明確にすることを基本としつつ、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊に対する教育及び訓練を付加して実施する。

(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練

大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊への教育及び訓練については、技術的能力 1.0 で実施する教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また、原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常時の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。さらに、運転員及び緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育の充実を図る。

必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し、事故時対応の知識及び技能について、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより各要員の力量の維持・向上を図る。

(2) 大規模損壊発生時の体制

技術的能力 1.0 で整備する発電所対策本部体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

発電所対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また、複数号炉の同時被災の場合においても、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器破損等に対応できる体制とする。6号及び7号炉の原子炉主任技術者は、号炉ごとに独立性を確保して配置する。

また、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員 50 名、運転員 39 名、自衛消防隊 10 名を常時 99 名確保し、大規模損壊発生時は本部長代行が初動の指揮を執る体制を整備する。

さらに、大規模な自然災害が発生した場合には、上述 99 名の中に被災者が発生する可能性があることに加え、社員寮、社宅等からの交替要員参集に時間を要する可能性があるが、その場合であっても、運転員及び自衛消防隊を含む発電所構内に常駐する要員により優先する対応手順を必要とする要員数未滿で対応することで交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。

(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している緊急時対策要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。

(4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 本社緊急時対策本部体制の確立

原子力災害発生時における本社緊急時対策本部（以下「本社対策本部」

という。)の設置による発電所への支援体制は、技術的能力 1.0 で整備する。

b. 外部支援体制の確立

原子力災害発生時における外部支援体制は、技術的能力 1.0 で整備する。

2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を次に示す基本的な考え方にに基づき配備する。なお、大規模損壊発生時の対応のために必要となる設備及び資機材については、技術的能力 1.0 で整備するもので対応可能である。

(1) 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のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、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のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散しかつ十分離して配備する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋及びコントロール建屋から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。

2.1.2 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のテロリズムへの対応における事項

<要求事項>

発電用原子炉設置者において、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のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊(以下「大規模損壊」という。)が発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書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。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材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。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

【解釈】

- 1 発電用原子炉設置者において、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のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第1号から第5号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。
- 2 第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。
- 3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1. 重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。
 - 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するため

の手順等

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

1.14 電源の確保に関する手順等

4 発電用原子炉設置者は、上記3の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。

2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で、整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、**多数**の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。

(1) 大規模損壊のケーススタディで扱う自然現象・人為事象の選定について
大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象・人為事象を網羅的に抽出するため、柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺での発生実績に関わらず、国内で一般に発生し**得る**事象に加え、国内外の基準で示されている外部事象を抽出した。

各事象（重畳を含む）について、設計基準を超えるような苛酷な状況を想定した場合のプラントへの影響度を評価し、特にプラントの安全性に影響

を与える可能性のある自然現象・人為事象を選定し、さらに大規模損壊のケーススタディとして扱う事象をその中から選定した。

検討プロセスをフローで表したものを図2.1.1に示す。また検討内容について以下に示す。

a. 自然現象・人為事象の網羅的な抽出

国内外の基準を参考に、網羅的に自然現象・人為事象を抽出・整理し、自然現象44事象、人為事象20事象（合計64事象）を抽出した。（添付資料2.1.1参照）

b. 特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象・人為事象の選定

各自然現象・人為事象について、設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合にプラント安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得るプラント状態（起因事象）を特定した。

プラント状態を特定するに当たっては、イベントツリーによる事象進展評価又は定性的な評価を実施した。

主要な事象（検討した結果、特にプラントの安全性に影響を与える可能性があるとして整理された事象）の影響を整理した結果を表2.1.1（自然現象）、表2.1.2（重畳）、表2.1.3（人為事象）及び図2.1.2（イベントツリーによる整理）にそれぞれ示す。その他の事象を含む全事象に対する検討内容については添付資料2.1.1に示す。検討した結果、特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象・人為事象としては以下が選定された。

【自然現象】

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・洪水
- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・凍結
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・地滑り
- ・火山

- ・隕石
- 【人為事象】
- ・航空機落下（偶発）
- ・火災，爆発
- ・有毒ガス
- ・内部溢水
- ・航空機衝突（意図的）

c. ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された自然現象・人為事象について，それぞれで特定した起因事象・シナリオを基に，大規模損壊のケーススタディとして想定することが適切な事象を選定する。

上記b.での整理から，プラントの最終状態は次の3項目に類型化することができ，表2.1.4に事象ごとに整理した結果を示す。

- ・大規模損壊（重大事故を上回る状態）
- ・重大事故又は重大事故に至るおそれがある事故
- ・設計基準事故等

表2.1.4に示すとおり，原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は，地震，津波，地震と津波の重畳，降水，積雪，落雷，火山及び隕石の8事象，人為事象は，航空機落下（偶発），内部溢水，航空機衝突（意図的）の3事象となる。

また，大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象及び人為事象のうち，以下の事象については，次に示す通り他の事象のシナリオに代表させることができる。

・降水

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測・制御系機能喪失＋直流電源喪失となる。津波のシナリオに代表させる事象として整理した。

・積雪

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測・制御系機能喪失＋注水機能喪失となる。積雪については航空機衝突（意図的）と異なり事象進展がある程度遅いことから，事前に除雪等の対応が可能となる。非常に苛酷な状況を考慮した場合にも，除雪の対象を限定し最小限必要な設備（原子炉建屋やアクセスルート等）について健全性を維持させるといった対応により損傷範囲を抑制することが可

能であることから、航空機衝突（意図的）や津波のシナリオに代表させる事象として整理した。

- ・落雷

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋直流電源喪失＋注水機能喪失＋計測・制御系喪失となるが、地震と津波の重畳のシナリオ又は航空機衝突（意図的）に代表させることができる。

- ・火山

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測・制御系機能喪失＋注水機能喪失となるが、大型航空機の原子炉建屋東側とコントロール建屋への衝突のシナリオに代表させることができる。また、大量の降灰がある場合には、積雪時と同様、灰を除去することで、影響範囲を抑制することが可能である。

- ・隕石

隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷及び発電所敷地への隕石落下に伴う衝撃波の発生については、航空機衝突（意図的）のシナリオに代表させることができる。

また、隕石の発電所近海への落下に伴う津波については、津波のシナリオに代表させることができる。

- ・航空機落下（偶発）

航空機衝突（意図的）のシナリオに代表させることができる。

- ・内部溢水

津波のシナリオにおいて、建屋地下階が浸水するシナリオを想定していることから、津波のシナリオに代表させることができる。

以上より、自然現象及び人為事象として、地震、津波、地震と津波の重畳、及び航空機衝突（意図的）の4事象をケーススタディとして選定する。

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (1/11)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
①地震	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送変電設備の碍子等の損傷により、外部電源喪失の可能性がある。 ・原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性ある。また、これにより、非常用ディーゼル発電機の冷却水が喪失することで、非常用ディーゼル発電機が停止し、外部電源喪失と相まって全交流動力電源喪失の重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し、原子炉冷却材喪失の可能性ある。大口径配管の破断や破損個所が多い場合、原子炉の圧力は急速に減圧し、全交流動力電源喪失時においては、原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。 ・非常に大きな長周期成分を含む一部の基準地震動に対しては機能維持が確認できていないため、免震重要棟内緊急時対策所が使用できない可能性がある。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生可能性がある。 ・斜面の崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 	<p>【基準地震動又はそれに準じた基準を超える地震を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内配管 ・残留熱除去系の配管サポート及び弁駆動部 ・残留熱除去系ポンプ（停止時冷却モード）隔離弁 ・主蒸気系の配管サポート ・原子炉補機冷却系熱交換器の耐震強化サポート ・原子炉補機冷却系配管 ・外部電源設備全般の碍子 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク基礎ボルト ・復水貯蔵槽周りの配管サポート ・高圧炉心注水系弁駆動部 ・高圧窒素ガス供給系の配管サポート ・免震重要棟内緊急時対策所 ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 ・計測・制御系喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (2/11)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 免震重要棟内緊急時対策所が使用できない場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用する。 ・ モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・ 化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・ 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		
②津波	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所近海での震源による地震を考え、地震発生後、10分程度で津波が襲来すると想定する。 ・ 基準津波を超える規模として、防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 屋外の低起動変圧器が津波により冠水し、外部電源が喪失する可能性がある。 ・ 原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性はある。 ・ コントロール建屋内への津波による溢水により、直流125V主母線盤が冠水し、直流電源が喪失する可能性がある。 ・ 原子炉建屋内への津波による溢水により、原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し、制御不能に至る可能性がある。 (運転状態であった場合は、その状態のまま継続) また、非常用高圧母線の冠水により、外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・ 廃棄物処理建屋内への津波による溢水により、復水補給 	<p>【防潮堤を超える高さの津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低起動変圧器 ・ 125V直流電源 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 非常用高圧母線 ・ 復水補給水系 ・ 原子炉補機冷却系 ・ 軽油タンク ・ 免震重要棟内緊急時対策所 ・ モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 直流電源喪失 ・ 高圧炉心冷却機能喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (3/11)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
	<p>水系ポンプが冠水し，復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービン建屋内への津波による溢水により，原子炉補機冷却系ポンプが冠水し，原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。 ・免震重要棟内への津波による溢水により，免震重要棟内緊急時対策所が使用できない可能性がある。 ・モニタリング・ポストの津波による冠水により，監視機能が喪失する可能性がある。 ・瓦礫等によりアクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。 ・免震重要棟内緊急時対策所が使用できない場合は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用する。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。 		

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (4/11)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
③風(台風含む)	<p>【影響評価に当たったの考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して対策（飛散防止措置の確認等）を実施する。 ・ 基準風速40.1m/s(地上高10m, 10分間平均)を超える強風を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 風荷重によりタービン建屋が損傷し、タービン及び発電機に影響が及んでタービントリップに至る可能性がある。 ・ 風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク等が損傷し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで全交流動力電源が喪失する可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・ 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<p>【設計基準又はそれに準じた基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン建屋 ・ 送変電設備 ・ 軽油タンク 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失 ・ 全交流動力電源喪失
④竜巻	<p>【影響評価に当たったの考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 竜巻注意情報が発表された場合は、屋外でのクレーン転倒防止等の最低限の対応を行った上で作業を中断し、屋内の安全な場所に退避する。 ・ 発電所敷地内又は周辺で著しく大きな竜巻が目撃された場合あるいはその情報を入手した場合は、対応可能であれば襲来前にプラント停止の措置を取る。 	<p>【設計基準又はそれに準じた基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン建屋 ・ 送変電設備 ・ 軽油タンク 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (5/11)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
	<ul style="list-style-type: none"> ・設計竜巻を超える規模の竜巻を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・風荷重によりタービン建屋が損傷し、タービン及び発電機に影響が及んでタービントリップに至る可能性がある。 ・風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク等が損傷し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋ブローアウトパネルが建屋内外差圧により開放する可能性がある。また、気圧差荷重により、非常用電気品区域換気空調設備のダクト、ファン及びダンパ等の損傷が考えられるが、それらの設備の損傷により、非常用ディーゼル発電機室の換気が困難になり、室温上昇により非常用ディーゼル発電機の機能喪失、全交流動力電源喪失の可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> ・電気品室換気空調系 	

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (6/11)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
⑤ 低温 (凍結)	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、事前に保温、電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策を実施することができる。 ・ 低温における基準温度-15.2℃を超える規模の低温を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 送電線や碍子に着氷することによって相间短絡を起し外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク等内の軽油が凍結することで非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇し、全交流動力電源が喪失する可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事前の凍結防止対策（連続ブロー、循環運転等）を行う。 ・ 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準又はそれに準じた基準を超える低温を想定した場合に喪失する可能性のある機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 送変電設備 ・ 軽油タンク 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失 ・ 全交流動力電源喪失
⑥ 降水	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 基準降水量159.2mm/hを超える規模の降水を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋の天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 ・ タービン建屋の天井が崩落した場合にタービンや発電機に影響が及びタービントリップに至る可能性がある。 ・ タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 	<p>【設計基準又はそれに準じた基準を超える降水を想定した場合に喪失する可能性のある機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却系 ・ タービン及び発電機 ・ 中央制御室 ・ 直流電源 ・ 送変電設備 ・ 非常用ディーゼル発電設備 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 直流電源喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (7/11)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
	<ul style="list-style-type: none"> ・タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 ・コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が溢水により機能喪失に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、再循環ポンプM/Gセットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至る可能性がある。 ・降水の影響により屋外の送変電設備が機能喪失し外部電源喪失が発生している状態で、燃料移送ポンプが没水により機能喪失し、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緩和設備を用いて対応する。 		
⑦積雪	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を実施することができる。 ・基準積雪量167cmを超える規模の積雪を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物 	<p>【設計基準又はそれに準じた基準を超える積雪量を想定した場合に喪失する可能性のある機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却系 ・タービン及び発電機 ・中央制御室 ・直流電源 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計測・制御系機能喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (8/11)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
	<p>理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至る可能性がある。 コントロール建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は雪融け水により機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至る可能性がある。さらに、中央制御室下階に位置している直流電源設備へ溢水が伝搬し、機能喪失に至る可能性がある。 送電線や碼子に雪が着氷することによって相间短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合、軽油タンク機能が喪失し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで、全交流動力電源が喪失する可能性がある。 非常用電気品区域換気空調設備の給気口閉塞により、非常用ディーゼル発電機の機能喪失に至った場合、全交流動力電源喪失の可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を行う。 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 送変電設備 軽油タンク 	

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (9/11)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
⑧落雷	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雷注意報が発表された場合は、状況に応じて屋外での作業を中断し、屋内に退避する。 ・ プラントへの事前対応については実質的に困難であるため想定しない。 ・ 基準電流値200kAを超える雷サージの影響を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至る可能性がある。 ・ 屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失及びその他過渡事象に至る可能性がある。さらに、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージにより、非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・ 建屋内外への雷による誘導電流の影響により、原子炉補機冷却系、直流電源又は計測制御系の機能喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準又はそれに準じた基準を超える雷サージを想定した場合に喪失する可能性のある機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源 ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 原子炉補機冷却系 ・ 直流電源 ・ 計測制御系 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 直流電源喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (10/11)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
⑨火山	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を実施することができる。 ・ 降下火砕物（火山灰）の堆積厚さの基準である35cmを超える規模の堆積厚さを想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 ・ タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至る可能性がある。 ・ コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至る可能性がある。 ・ 送電網や変圧器に火山灰が付着することによって相间短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク天井が火山灰堆積荷重により崩落した場合、軽油タンク機能が喪失し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで、全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・ 非常用電気品区域換気空調設備のフィルタ閉塞により、非常用ディーゼル発電機の機能喪失に至った場合、全交流動力電源喪失の可能性がある。 	<p>【設計基準又はそれに準じた基準を超える火山灰堆積厚さを想定した場合に喪失する可能性のある機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却系 ・ タービン及び発電機 ・ 中央制御室 ・ 送変電設備 ・ 軽油タンク 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (11/11)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
	<p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を行う。 ・ 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。 ・ 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。 		
⑩隕石	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事前の予測については，行えないものと想定する。 <p>【影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋又は屋外設備に隕石が衝突した場合は，当該建屋又は設備が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・ 発電所敷地に隕石が落下した場合は，衝撃波により安全機能が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・ 発電所近海に隕石が落下した場合は，津波により安全機能が冠水し，機能喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋に隕石が衝突し，建屋が損傷した場合は，航空機衝突（意図的）と同様に対応する。 ・ 発電所敷地に隕石が衝突し，衝撃波が発生した場合は，地震発生時と同様に対応する。 ・ 発電所近海に隕石が衝突し，津波が発生した場合は，津波発生時と同様に対応する。 ・ 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 具体的な喪失する機能は特定しない 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 具体的な喪失する機能は特定しない

表 2.1.2 自然現象の重畳が原子炉施設へ与える影響評価 (1/2)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
①地震と津波の重畳	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく地震が発生する。 ・地震発生後、10分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準地震動又はそれに準じた基準を超える地震を想定する。 ・基準津波を超える規模として、防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。(地震による液状化により、荒浜側防潮堤は損傷しているものとする。) <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送変電設備の碍子等の損傷及び低起動変圧器の冠水により、外部電源喪失の可能性がある。 ・原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性がある。 ・コントロール建屋内への津波による溢水により、直流125V主母線盤が冠水し、直流電源が喪失する可能性がある。 ・地震の揺れにより、原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性がある。 ・原子炉建屋内への津波による溢水により、原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し、制御不能に至る可能性がある。(運転状態であった場合は、その状態のまま継続) また、非常用高圧母線の冠水により、外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し、原子炉冷却材喪失の可能性がある。大口径配管の破断や破損箇所 	<p>【地震と津波の重畳により喪失する可能性のある機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源設備全般 ・125V直流電源 ・非常用高圧母線 ・原子炉格納容器内配管 ・残留熱除去系 ・主蒸気系配管 ・原子炉補機冷却系 ・原子炉隔離時冷却系 ・復水補給水系 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク ・復水貯蔵槽周りの配管 ・高圧炉心注水系弁駆動部 ・高圧窒素ガス供給系配管 ・免震重要棟内緊急時対策所 ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 ・計測・制御系喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.2 自然現象の重畳が原子炉施設へ与える影響評価 (2/2)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
	<p>が多い場合、原子炉の圧力は急速に減圧し、全交流動力電源喪失時においては、原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物処理建屋内への津波による溢水により、復水補給水系ポンプが冠水し、復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。 ・ タービン建屋内への津波による溢水により、原子炉補機冷却系ポンプが冠水し、原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。 ・ 長周期による地震の揺れ又は免震重要棟内への津波による溢水により、免震重要棟内緊急時対策所が使用できない可能性がある。 ・ モニタリング・ポストの地震の揺れ又は津波による冠水により、監視機能が喪失する可能性がある。 ・ 保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・ 斜面の崩壊、地盤の陥没、瓦礫等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・ 免震重要棟内緊急時対策所が使用できない場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用する。 ・ モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・ 化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・ 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		

表 2.1.3 人為事象が原子炉施設へ与える影響評価 (1/2)

人為事象	設計基準を超える人為事象がプラントに与える影響評価	人為事象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
①航空機落下 (偶発)	<p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・コントロール建屋へ衝突した場合は制御機能が喪失する可能性がある。 ・タービン建屋へ衝突した場合は最終ヒートシンクが喪失する可能性がある。 ・変圧器、軽油タンクが破損した場合は、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 	<p>【航空機落下 (偶発) により喪失する可能性のある主な機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却系 ・タービン及び発電機 ・中央制御室 ・送変電設備 ・軽油タンク 	<p>【次のプラント状態等が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計測・制御系機能喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失
②火災・爆発	<p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電設備の軽油タンクで火災が発生した場合であっても原子炉建屋の温度が許容値以上に上昇しないことを確認。 ・非常用ディーゼル発電設備の軽油タンク全数が焼損した場合は、ディタンクの枯渇により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るが、外部電源と同時に機能喪失することはないため、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。 	<p>【火災・爆発により喪失する可能性のある主な機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・軽油タンク 	<p>【次のプラント状態等が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・特になし
③有毒ガス	<p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所周辺には有毒ガスの発生源となる危険物を貯蔵している石油コンビナートはない。発電所構内で貯蔵している物質 (塩素、窒素) が漏えいした場合であっても、中央制御室の空調系を再循環モード運転へ移行することにより、有毒ガスの影響を遮断できるため、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 	<p>【有毒ガスにより喪失する可能性のある主な機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・特になし。 	<p>【次のプラント状態等が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・特になし

表 2.1.3 人為事象が原子炉施設へ与える影響評価 (2/2)

人為事象	設計基準を超える人為事象がプラントに与える影響評価	人為事象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
④内部溢水	<p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失, 非隔離事象, 隔離事象, 全給水喪失, RPS誤動作, 原子炉補機冷却系故障, 手動停止等に至る。これらが多数重畳した場合には大規模損壊に至る可能性がある。 	<p>【内部溢水により喪失する可能性のある主な機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系 タービン及び発電機 	<p>【次のプラント状態等が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 計測・制御系機能喪失 外部電源喪失 最終ヒートシンク喪失 全交流動力電源喪失
⑤航空機衝突 (意図的)	<p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 施設の広範囲にわたる損壊, 多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生する可能性がある。 	<p>【航空機衝突 (意図的) により喪失する可能性のある主な機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系 タービン及び発電機 中央制御室 送変電設備 軽油タンク 	<p>【次のプラント状態等が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 計測・制御系機能喪失 外部電源喪失 最終ヒートシンク喪失 全交流動力電源喪失

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象 (1/5)

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
①地震	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失+LOCA時注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+LOCA+最終ヒートシンク喪失 ・計測・制御系喪失 (確率が相対的に小さい) ・格納容器バイパス (航空機衝突 (意図的) シナリオで考慮) ・原子炉格納容器・圧力容器損傷 (確率が相対的に小さい) ・原子炉建屋損傷 (確率が相対的に小さい) ・Excessive LOCA (確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失 (TB) ・全交流動力電源喪失+初期注水失敗 (TBU) ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・直流電源喪失 (確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等)
②津波	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失 ・ (外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗) ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 (初期注水成功) ・全交流動力電源喪失+RCIC機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等) ・外部電源喪失
③地震と津波の 重畳	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+LOCA+計測・制御系喪失 ・格納容器バイパス (航空機衝突 (意図的) シナリオで考慮) ・原子炉格納容器・圧力容器損傷 (確率が相対的に小さい) ・原子炉建屋損傷 (確率が相対的に小さい) ・Excessive LOCA (確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失+初期注水失敗 ・直流電源喪失 (確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等)

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象 (2/5)

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
④風 (台風含む)	—	・全交流動力電源喪失	・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失
⑤竜巻	—	・全交流動力電源喪失	・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失
⑥低温 (凍結)	—	・全交流動力電源喪失	・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失
⑦降水	・計測・制御系機能喪失 ・直流電源喪失+計測・制御系喪失	・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失	・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失
⑧積雪	・ 高圧・ 低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・ 減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧・ 低圧注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧注水・ 減圧機能喪失 ・ 計測・ 制御系機能喪失 ・ 計測・ 制御系機能喪失+注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・ 制御系機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・ 制御系機能喪失+注水機能喪失	・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・ 減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失	・ (通常/緊急停止等) ・ 高圧注水機能喪失 ・ 外部電源喪失
⑨落雷	・ 全交流動力電源喪失+直流電源喪失 ・ 全交流動力電源喪失+直流電源喪失+注水機能喪失 ・ 計測・ 制御系機能喪失	・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 直流電源喪失 ・ 直流電源喪失+注水機能喪失	・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象 (3/5)

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
⑩火山	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等) ・ 高圧注水機能喪失 ・ 外部電源喪失
⑪隕石	<p>(衝突による荷重の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 <p>(発電所近海への落下による津波の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失 	<p>(衝突による荷重の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 <p>(発電所近海への落下による津波の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ (外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗) ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 	<p>(衝突による荷重の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失 ・ 高圧注水機能喪失 <p>(発電所近海への落下による津波の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象 (4/5)

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
		<ul style="list-style-type: none"> ク喪失(初期注水成功) ・全交流動力電源喪失+RCIC機能喪失 	
⑫ 航空機落下 (偶発)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・ 格納容器バイパス ・ 格納容器バイパス+崩壊熱除去機能喪失 ・ 格納容器バイパス+注水機能喪失 ・ 格納容器バイパス+注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+格納容器バイパス+注水機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失 ・ 高圧注水機能喪失
⑬ 内部溢水	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ (外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗) ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失+RCIC機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象 (5/5)

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
⑭ 航空機衝突 (意図的)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・ 格納容器バイパス ・ 格納容器バイパス+崩壊熱除去機能喪失 ・ 格納容器バイパス+注水機能喪失 ・ 格納容器バイパス+注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+格納容器バイパス+注水機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失 ・ 高圧注水機能喪失

① 外部事象の収集

プラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため、国内外の基準等で示されている外部事象を参考に64事象を収集。



② 個別の事象に対するプラント安全性への影響度評価（起因事象の特定）

収集した各自然現象・各人為事象について、設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合にプラントの安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得るプラント状態（起因事象）を特定。



③ 特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象・人為事象の選定

②の影響度評価により、そもそも柏崎刈羽原子力発電所において発生する可能性があるか、非常に苛酷な状況を想定した場合、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で、特にプラントの安全性に影響を与える可能性がある事象を下記のとおり選定。

【自然現象】

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・風（台風含む）
- ・竜巻
- ・低温（凍結）
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・火山
- ・隕石

【人為事象】

- ・航空機落下
- ・火災，爆発
- ・有毒ガス
- ・内部溢水
- ・航空機衝突（意図的）

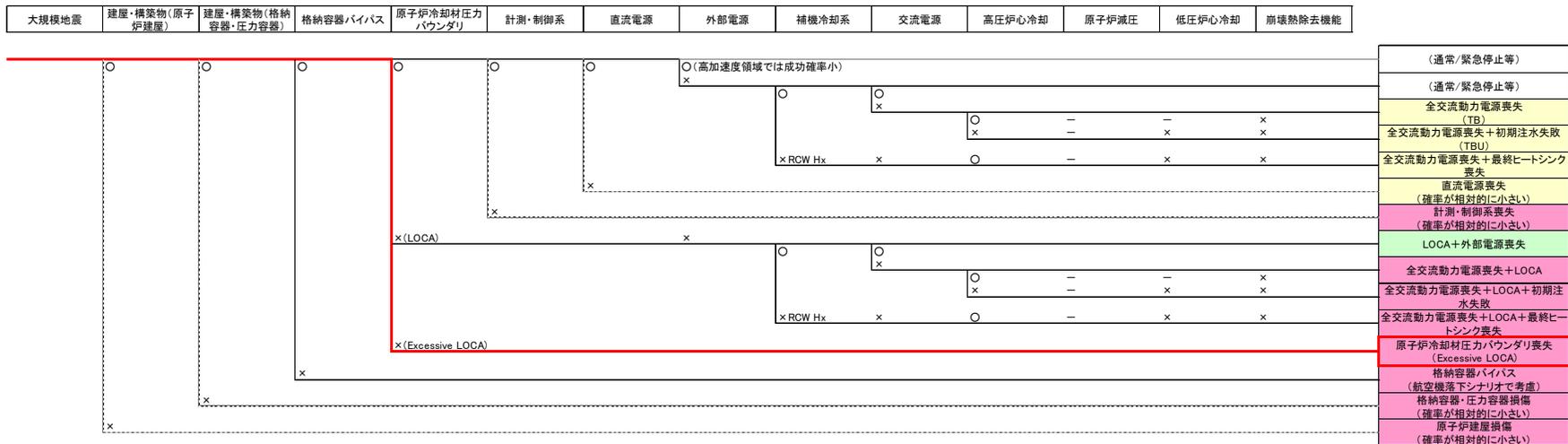


④ ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された事象のプラントへの影響について、重大事故対策で想定している事故シーケンスに包絡されないものを抽出し、さらに他事象での想定シナリオによる代表性を考慮して、大規模損壊のケーススタディの対象とするシナリオを選定。

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・航空機衝突（意図的）

図2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある
自然現象・人為事象の検討プロセスの概要



2.1-35

<凡例>
 : 大規模損傷
 : 重大事故に至る恐れがある事故又は重大事故
 : 設計基準事故
 : 異常な過渡事象
 : ケーススタディで想定するシナリオ

図 2.1.2 大規模な自然災害 (①地震) により生じ得るプラントの状況 (1/3)

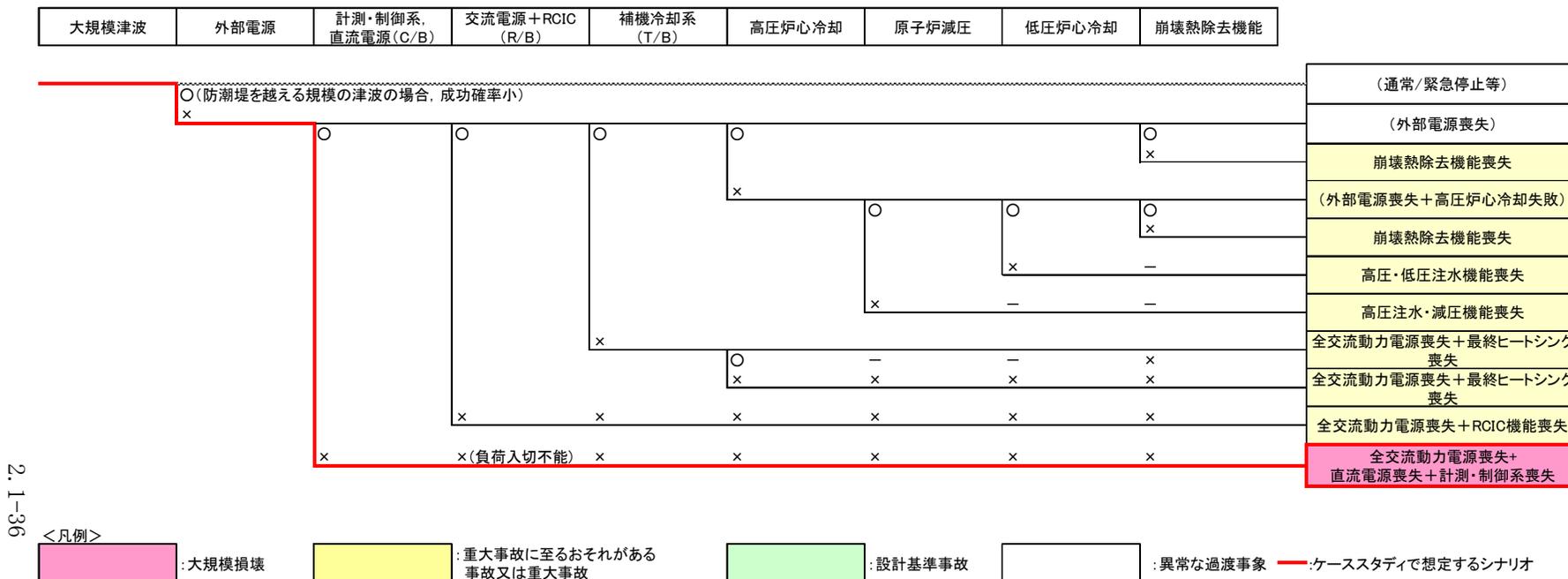


図 2.1.2 大規模な自然災害 (②津波) により生じ得るプラントの状況 (2/3)

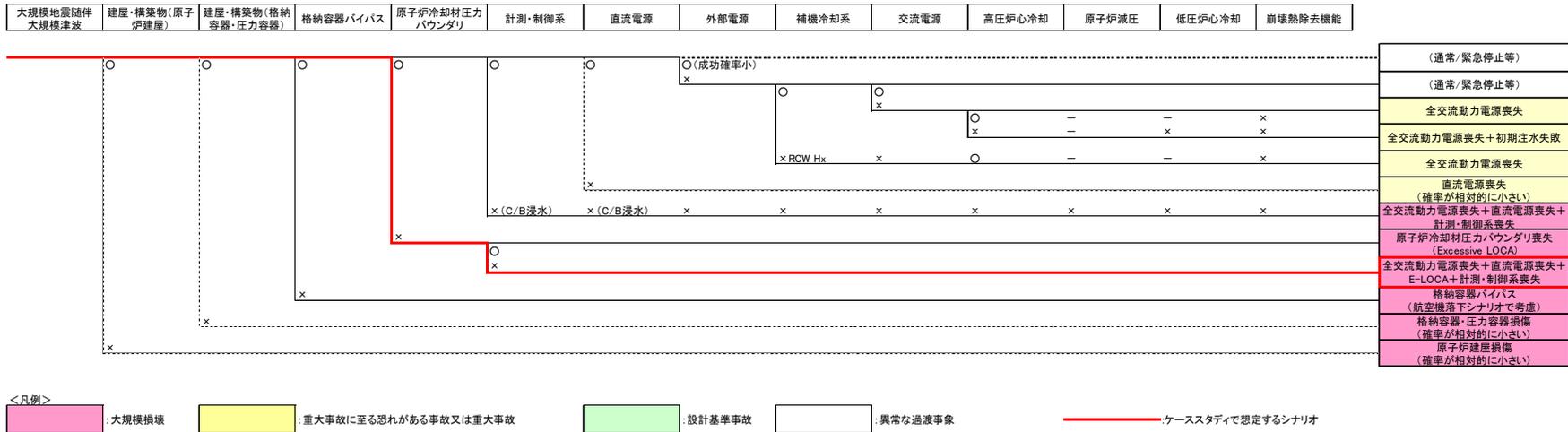


図 2.1.2 大規模な自然災害 (③地震と津波の重畳) により生じ得るプラントの状況 (3/3)

(2) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として、次に示す各項目を優先実施事項とする。技術的能力に係る審査基準の該当項目との関係を表2.1.5に示す。

<炉心の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と原子炉への注水

<原子炉格納容器の破損を緩和するための対策>

- ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と格納容器破損回避

<使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

<放射性物質の放出を低減するための対策>

- ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制

<大規模な火災が発生した場合における消火活動>

- ・消火活動

<その他の対策>

- ・要員の安全確保
- ・対応に必要なアクセスルートの確保
- ・電源及び水源の確保並びに燃料補給
- ・人命救助

a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

自然災害又は人為事象により、発電所における緊急時態勢発令に至る事象が発生した場合は、事故時運転操作手順書（事象ベース、徴候ベース及びシビアアクシデント等）に基づいて対応操作することを基本とする。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。

また、緊急時対策本部は、プラントの影響予測を行い、その結果を基に各

機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負う。

自然災害や人為事象が大規模になり、常設の設備では事故収束が行えない場合は、緊急時対策本部の支援を受け、多様なハザード対応手順等の技術的能力1.0で判断基準を明確化して整備する手順を使用する。また、[発電所立地地域に震度6弱以上（気象庁発表）の地震が発生した場合に、初動対応要員が免震重要棟入口付近に参集の後、免震重要棟内緊急時対策所の使用可否を判断し、使用可能と判断できない場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する。ただし、地震発生後防潮堤を超える津波により5号炉原子炉建屋内緊急時対策所も使用できない場合は、屋内外の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。](#)

また、大規模損壊では、重大事故時等に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものとなることから、緊急時対策本部における情報収集、運転員が実施するプラント操作の支援が重要となる。このため、発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び各号炉における対応操作の優先順位付けや対策決定の判断をするための緊急時対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは、事故時運転操作手順書、多様なハザード対応手順及び緊急時対策本部の各機能班の対応ガイド等の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツールとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり、具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。また、本報告書において技術的能力に係る審査基準1.2から1.14に沿って作成した手順（表2.1.6から表2.1.18）の中で使用することを想定している設備については、チェックシートの項目に盛り込むこととしている。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一、中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要がある場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合については、次に掲げる(a)、(b)及び(c)項を実施し、それ以外の場合については、次に掲げる(b)及び(c)項を実施する。当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各機能班の責任者（統括又は班長）は、その時点における他号炉の状況、リソースや対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。

また、パラメータが[中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できな](#)

い場合は、放射線測定器、バッテリーやテスト等の代替の監視手段と無線連絡設備等の通信連絡設備を準備し、アクセスルートが確保され次第、確認できないパラメータを対象にパラメータ監視要員を現場に出動させ、外からの目視による確認、代替監視手段を用いた可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行った上で、パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。

初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

また、初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれもが採取できない場合は、目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて、喪失した機能を回復させること等により緩和措置を行う。

(添付資料2.1.11, 2.1.12)

(a) 当直副長の指揮下での対応操作が困難な場合

中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要がある場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合には、緊急時対策本部長は当該号炉の運転員又は号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。当直副長の指揮下での対応操作不可の判断基準は次のとおりとする。

- ・中央制御室の監視機能又は制御機能が喪失した場合
- ・中央制御室からの撤退が必要な場合
- ・中央制御室と連絡が取れない場合
- ・運転員による対応操作では限界があり、緊急時対策本部の指揮下で対応操作を行う必要があると当直副長が判断した場合

(b) 当面達成すべき目標の設定

緊急時対策本部は、プラント状況、対応可能要員数、使用可能設備、屋外の放射線量率、建屋の損傷状況及び火災発生状況等を把握し、チェック

シートに記載した上で、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、優先すべき号炉及び戦略を決定する。

当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては、緊急時対策要員の安全確保を最優先とする。

- ・第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに原子炉に注水することである。炉心損傷に至った場合においても原子炉への注水は必要となる。
- ・炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。
- ・使用済燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに補給する。
- ・これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。

これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。

(c) 個別戦略を選択するための判断フロー

緊急時対策本部は、(b)項で決定した目標設定に基づき、個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。

イ. 設定目標：炉心損傷回避のための原子炉注水

原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。

ロ. 設定目標：格納容器破損回避

基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉注水は継続して必要となるが、使用可能な設備や対応可能要員の観点から、一時的に格納容器破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。

原子炉格納容器の損傷が発生し、原子炉建屋内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

ハ. 設定目標：使用済燃料プール水位確保

使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

ニ. 設定目標：放射性物質拡散抑制

炉心損傷が発生するとともに原子炉格納容器が破損するおそれがある場合又は使用済燃料プール水位が異常に低下するおそれがある場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(1/5)

対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能又は冷却材再循環ポンプ手動停止により、原子炉出力を抑制する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第1項 (1.1)
	ほう酸水注入	ATWSが発生した場合、ほう酸水を注入することにより原子炉を冷温未臨界とする。	
	制御棒挿入	ATWSが発生した場合、原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒全挿入が確認できない場合、自動による制御棒挿入又は手動操作による制御棒挿入を行う。	
	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合、原子炉水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する。	
高圧代替注水		高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の故障若しくは全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により原子炉の冷却ができない場合、高圧代替注水系による原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による原子炉の冷却を行う。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第3項, 4項 (1.2)
高圧注水系機能の復旧		高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により原子炉の冷却ができない場合、代替電源の接続により原子炉を冷却できる設備に必要な電源を確保し復旧することで原子炉の冷却を行う。	
ほう酸水注入系又は制御棒駆動系による進展抑制		原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び高圧代替注水系の機能喪失により原子炉への高圧注水ができない場合、事故の進展を抑制するため、ほう酸水注入系又は制御棒駆動水系により原子炉へ注水する。	
原子炉減圧操作		原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、低圧の注水機能を働かせるために、代替自動減圧機能、逃がし安全弁又はタービンバイパス弁により原子炉を減圧する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第3項, 4項 (1.3)

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(2/5)

対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	
	可搬型小型バッテリーによる原子炉減圧操作	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の駆動に必要な常設直流電源が喪失し、原子炉の減圧ができない場合、可搬型小型バッテリーにより逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する又は代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁を駆動させることにより原子炉を減圧する。	
	予備の窒素ガスポンベによる原子炉減圧操作	窒素ガスポンベの枯渇等により逃がし安全弁の駆動に必要な作動窒素ガスが喪失し、原子炉の減圧ができない場合、予備の窒素ガスポンベに切り替えることで作動窒素ガスを確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する。	
	低圧代替注水	残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）の故障等により原子炉の冷却ができない場合、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により原子炉を冷却する。	
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	原子炉格納容器の水素爆発防止	炉心の著しい損傷が発生した場合、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素ガス及び水の放射性分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガスを格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器外に排出する。	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 4項 (1.9), (1.10)
	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	炉心の著しい損傷が発生した場合、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素ガス及び水の放射性分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを可燃性ガス濃度制御系により低減し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。	
	代替原子炉補機冷却系等による最終ヒートシンクへの熱の輸送	原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等又は全交流動力電源喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合、代替原子炉補機冷却系によりサプレッション・チェンバへ蓄積された熱を最終ヒートシンク（海洋）へ輸送する。	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 4項 (1.5)

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(3/5)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
	代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内の圧力、温度等の低下	残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合、代替格納容器スプレイ冷却系、消火系及び可搬型代替注水ポンプにより原子炉格納容器内の圧力、温度及び放射性物質濃度を低下させる。	・第3項，4項 (1.6)，(1.7)， (1.12)
	代替循環冷却による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。	・第3項，4項 (1.7)
	原子炉格納容器下部注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により、原子炉格納容器下部へ注水する。	・第3項，4項 (1.8)
	格納容器圧力逃がし装置等による最終ヒートシンクへの熱の輸送	残留熱除去系が機能喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系によりサプレッション・チェンバに蓄積された熱を最終ヒートシンク（大気）へ輸送する。	・第3項，4項 (1.5)，(1.7)
使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策	燃料プール代替冷却	使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいが発生した場合、燃料プール代替注水系（常設）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び消火系による使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。	・第3項，4項 (1.11)
	復水移送ポンプによる使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい若しくはその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合、復水移送ポンプの電源復旧が実施可能な場合において、復水貯蔵槽を水源とし、残留熱除去系洗浄水ラインから残留熱除去系最大熱負荷ラインを経由して復水移送ポンプにより使用済燃料プールへ注水する、又はスキマーサ	

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(4/5)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
		ージタンクに補給し、逆流（オーバーフロー）させることで使用済燃料プールへ注水する。	
放射性物質の放出を低減するための対策	大気及び海洋への拡散抑制	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合、原子炉建屋への放水により大気への拡散抑制を行う。また、放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、放射性物質吸着材及び汚濁防止膜により、海洋への拡散抑制を行う。	・第3項, 4項 (1.12)
大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合、放水砲, 大型化学高所放水車, 化学消防自動車又は水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。	・第2項 (2.1)
対応に必要なアクセスルートの確保	アクセスルートの確保	大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合、瓦礫の撤去, 道路段差の解消, 堆積土砂の撤去, 火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行う。	・第1項, 2項 (2.1)
電源確保	常設代替交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線への交流電源による給電ができない場合, ガスタービン発電機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非常用高圧母線へ給電する。	・第3項, 4項 (1.14) ・第3項, 4項 (1.15)
	可搬型代替交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線への交流電源による給電ができない場合, 電源車により非常用高圧母線へ給電する。	
	緊急用高圧母線を使用した電力融通による給電	非常用ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線への交流電源による給電ができない場合, 隣接する原子炉施設の非常用所内電源系から電力融通ができない場合, 緊急用高圧母線を使用した号炉間の電力融通により非常用高圧母線へ給電する炉心の著しい損傷等を防止するため必要な電力を確保する。	

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(5/5)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
	常設代替直流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機の故障により直流電源母線への直流電源供給ができない場合、蓄電池A系、蓄電池A-2系又はAM用直流125V蓄電池により直流電源母線へ給電する。充電器による非常用直流母線への給電ができない場合、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。	
	可搬型代替直流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機の故障、常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇又は常設代替直流電源設備の発電機と充電器の故障により、直流電源母線への直流電源供給ができない場合、電源車及び直流電源車により直流電源個別負荷に直接電源を供給する。	
	代替所内電気設備による給電	蓄電池及び代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合、可搬型計測器により計測又は監視を行う。非常用所内電気設備の3系統全てが同時に機能を喪失した場合、代替所内電気設備により、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な設備へ給電する。	
水源確保	復水貯蔵槽への補給	事故の収束に必要な水の水源として復水貯蔵槽を使用する際、可搬型代替注水ポンプ及び純水補給水系により補給する。	・第3項，4項 (1.13)
	防火水槽への補給	事故の収束に必要な水の水源として防火水槽を使用する際、防火水槽への補給が必要な場合、淡水貯水池、淡水タンク（ろ過水タンク及び純水タンク）から淡水を補給する、又は海水源である護岸や取水路等の複数箇所から海水を補給する。	
燃料確保	燃料補給	可搬型重大事故等対処設備等への給油を実施する。	・第1項 (2.1)
人命救助	人命救助	負傷者又は要救助者が発生した場合、119番通報するとともに、負傷者又は要救助者を安全なエリアに移動させる。負傷者が多数発生した場合は、トリアージを実施する。	・第1項 (2.1)

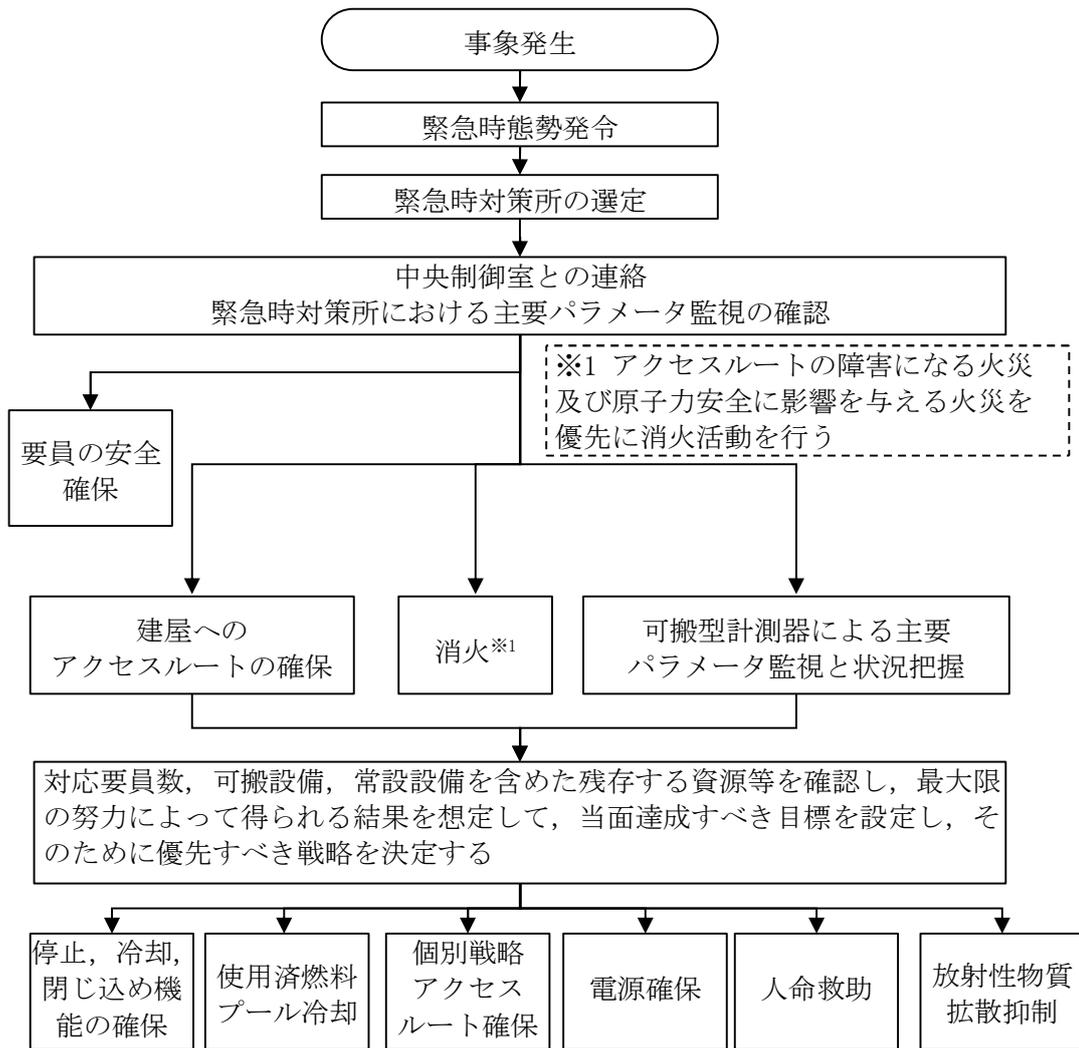


図2.1.3 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー
(プラント状況把握が困難な場合)

b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。

また、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

イ. 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、早期に準備が可能な大型化学高所放水車あるいは化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建屋内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しくは操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を速やかに実施し、操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的

には、次の手順で対応を行う。

- ①アクセスルートに障害がない箇所があれば、その箇所を使用する。
- ②複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合、最もアクセスルートを確認しやすい箇所を優先的に確保する。
- ③ ①及び②いずれの場合も、予備としてもう1つの操作箇所へのアクセスルートを確認する。

当該の消火活動を行うに当たっては、火災発見の都度、次に示す区分を基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

(1) アクセスルート・操作箇所の確保のための消火

- ①アクセスルート確保
- ②車両及びホースルートの設置エリアの確保
(初期消火に用いる化学消防自動車、大型化学高所放水車等)

(2) 原子力安全の確保のための消火

- ③重大事故等対処設備が設置された建屋、放射性物質内包の建屋
- ④可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
- ⑤大容量送水車及びホースルート、放水砲の設置エリアの確保

(3) 火災の波及性が考えられ、事故終息に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火

- ⑥可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所の確保
- ⑦代替熱交換器車の設置エリアの確保

(4) その他火災の消火

- (1)から(3)以外の火災は、対応可能な段階になってから、可能な範囲で消火する。

建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが、大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は、入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

また、自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動の支援を行う場合は、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で活動する。

ロ. 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の故障により原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による原子炉の冷却を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合、若しくはインターフェースシステムLOCAが発生した場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）を優先し、全交流動力電源喪失により原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による原子炉の冷却を試みる。

ハ. 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

- ・残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系、消火系及び可搬型代替注水ポンプにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、代替原子炉補機冷却系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置により、原子炉格納容器内の減圧及

び除熱を行う。

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIや熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部注水を行う。
- ・原子炉格納容器内に水素ガスが放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系による水素ガス又は酸素ガスの濃度を抑制する。さらに、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置により水素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。

ニ. 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

- ・使用済燃料プールの状態を監視するため、使用済燃料貯蔵プール水位計、使用済燃料貯蔵プール温度計、燃料取替機エリア放射線モニタ、使用済燃料貯蔵プール監視カメラを使用する。
- ・使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合は、燃料プール代替注水系（常設）、燃料プール代替注水系（可搬型）、消火系及びサプレッションプール浄化系により使用済燃料プールへ注水することにより、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止する。
- ・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合、使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイし、燃料体等の崩壊熱を除去することにより、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減

させる。

- ・原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

ホ. 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、大容量放水車、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・その際、放水することで放射性物質を含む汚染水が構内排水路を通じて北放水口から海へ流れ込むため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。
- ・また、汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況）においても、防潮堤の内側で放射性物質吸着材（6箇所）を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

(b) 「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」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能は、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.6参照）

- 高圧炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系が故障若しくは全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により原子炉の冷却に使用できない場合，高圧代替注水系による原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による原子炉の冷却を行う。
- 高圧炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失により原子炉の冷却に使用できない場合，代替電源の接続により原子炉を冷却できる設備に必要な電源を確保し復旧することで原子炉を冷却する。

表 2.1.6 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2)

対応手段， 対処設備， 手順書一覧 (1/6)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

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	整備する手順書の分類
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	原子炉隔離時冷却系による 原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 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 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 非常用ディーゼル発電機 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 直流 125V 蓄電池 A ※1 直流 125V 充電器 A	重大事故等 対処設備
		高圧炉心注水系による 原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 復水補給水系配管・弁 非常用ディーゼル発電機 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/6）

（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	整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1 可搬型直流電源設備 ※1	重大事故等対応設備
		高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対応設備

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/6）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	現場操作による原子炉隔離時冷却系の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 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 復水補給水系配管・弁 高压炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）
			サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽 原子炉压力容器	重大事故等 対応設備
	全交流動力電源	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 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 復水補給水系配管・弁 高压炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等 対応設備
		可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 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 復水補給水系配管・弁 高压炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉压力容器 可搬型直流電源設備 ※1	重大事故等 対応設備

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (4/6)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電 直流給電車による	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 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 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉压力容器 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 ※1	自主対策設備 炉心の著しい損傷を防止する運転手順

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (5/6)

(監視及び制御)

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		整備する手順書の分類
監視及び制御	—	高圧代替注水系 (中央制御室起動時) の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷を防止する運転手順
			原子炉水位 (狭帯域) 復水貯蔵槽水位	自主対策設備	
		高圧代替注水系 (現場起動時) の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	重大事故等対処設備	
			原子炉水位 (狭帯域) 可搬式原子炉水位計 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系 (現場起動時) の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	重大事故等対処設備	
			原子炉水位 (狭帯域) 可搬式原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6/6）

（重大事故等の進展抑制）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
重大事故等の進展抑制	—	進展抑制 ほう酸水注入系による （ほう酸水注入）	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパー ジャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等 対応設備
		進展抑制 （継続注水） ほう酸水注入系による	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系テストタンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパー ジャ 復水補給水系 消火系 純水補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	自主対策 設備
		制御棒 駆動水系による 進展抑制	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵槽 制御棒駆動系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備 ※1	自主対策 設備
		高圧炉心注水系緊急注水 による進展抑制	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧炉心注水系配管・弁・スパー ジャ 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1	自主対策 設備

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 「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」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による減圧機能である。

インターフェースシステムLOCA発生時は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行うとともに、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原子炉減圧で冷却材の漏えいを抑制する。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを原子炉減圧するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時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緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリを原子炉減圧するための手順の例を次に示す。（表2.1.7参照）

- ・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の駆動に必要な常設直流電源が喪失し、原子炉の減圧ができない場合、可搬型小型バッテリーにより逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の機能を回復させて原子炉を減圧する又は代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を駆動させ原子炉を減圧する。
- ・窒素ガスポンベの枯渇等により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の駆動に必要な作動窒素ガスが喪失し、原子炉の減圧ができない場合、予備の窒素ガスポンベに切り替えることで作動窒素ガスを確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.3)

対応手段，対応設備，手順書一覧(1/4)

(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	整備する手順書の分類
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	代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能) 自動減圧系の起動阻止スイッチ 逃がし安全弁(自動減圧機能付き C, H, N, T の 4 個) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)
			逃がし安全弁(逃がし弁機能) 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内蓄電式直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1 可搬型直流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備
		手動による原子炉減圧	タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(2/4)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型小型直流電源設備 ※1 AM用切替装置 (SRV) 代替所内電気設備 常設代替直流電源設備 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対応設備
		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 (自動減圧機能付き) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対応設備
		代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	高圧窒素ガス供給系(代替逃がし安全弁駆動装置) 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし D, E, K, U の4個) 主蒸気系配管・クエンチャ	自主対策設備
	-	高圧窒素ガス供給系(非常用)による作動窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンペ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 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	重大事故等 対応設備

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

対応手段，対応設備，手順書一覧(3/4)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
サポート系故障時	—	逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスポンペ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 主蒸気系配管・弁	重大事故等 対応設備
	常設直流電源 全交流動力電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備 ※1	重大事故等 対応設備
			直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 ※1	自主対策 設備
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等 対応設備

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(4/4)

(原子炉格納容器破損の防止, 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 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備	整備する手順書の分類
原子炉格納容器破損の防止	—	高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対応設備
インターフェイスシステム LOCA発生時	—	原子炉冷却材圧力 バウンダリの減圧	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対応設備
			タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備
		原子炉冷却材の 漏えい箇所との隔離	高圧炉心注水系注入隔離弁	重大事故等 対応設備 (設計基準拡張)

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

(d) 「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」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）による原子炉への注水機能である。

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、原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時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緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.8参照）

- ・残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）の故障等により原子炉の冷却に使用できない場合、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により原子炉を冷却する。
- ・低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系が原子炉の冷却に使用できない場合、給復水系を復旧させて原子炉を冷却する。

表 2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.4)

対応手段， 対処設備， 手順書一覧(1/8)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

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	整備する手順書の分類
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉の除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			原子炉圧力容器	重大事故等対処設備

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段，対応設備，手順書一覧(2/8)
(原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低压注水モード)	低压代替注水系(常設)による 原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高压炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等 対応設備
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高压炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高压炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策 設備
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等 対応設備
		防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高压炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高压炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策 設備	
			重大事故等 対応設備(設計 基準延長)	
			重大事故等 対応設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対応設備，手順書一覧(3/8)
 (原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低圧注水モード)	消火系による原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対処設備，手順書一覧(4/8)
 (原子炉運転中のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源	常設代替交流電源設備による残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対応設備，手順書一覧(5/8)
 (溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系(常設)による 残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対応設備
		低圧代替注水系(可搬型)による 残存溶融炉心の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース MUWC接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対応設備
		消火系による 残存溶融炉心の冷却	防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備
		消火系による 残存溶融炉心の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段， 対応設備， 手順書一覧 (6/8)

(原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	低圧代替注水系(常設)による原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対応設備
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策設備
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対応設備
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策設備
			重大事故等対応設備(設計基準延長)	
			重大事故等対応設備	
			自主対策設備	
			重大事故等対応設備(設計基準延長)	

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

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段， 対処設備， 手順書一覧 (7/8)

(原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	消火系による原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段，対処設備，手順書一覧(8/8)
 (原子炉停止中のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源	常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)の復旧	原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパーージャ 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

(e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能は、残留熱除去系、原子炉補機冷却海水系及び原子炉補機冷却水系による冷却機能である。

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（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を、最終ヒートシンクへ輸送するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時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（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例を次に示す。（表2.1.9参照）

- ・原子炉補機冷却水海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプが故障等又は全交流動力電源喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合、代替原子炉補機冷却系により、サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を最終ヒートシンク（海洋）へ輸送する。
- ・残留熱除去系ポンプが故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置により、サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を最終ヒートシンク（大気）へ輸送する。
- ・残留熱除去系ポンプが故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合、耐圧強化ベント系により、サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を最終ヒートシンク（大気）へ輸送する。

表 2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5)

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(1/5)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

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	整備する手順書の分類
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
		残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 及び格納容器スプレイ冷却モード) による格納容器除熱	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) ※2 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

対応手段，対応設備，手順書一覧(2/5)

(重大事故等対応設備（設計基準拡張））

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		整備する手順書の分類
重大事故等対応設備（設計基準拡張）	—	原子炉補機冷却系による除熱	原子炉補機冷却系海水ポンプ 原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ 原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系熱交換器 補機冷却用海水取水路 補機冷却用海水取水槽 非常用交流電源設備 ※3	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	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運転手順
			海水貯留堰 スクリーン室 取水路	重大事故等対応設備	

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

対応手段，対応設備，手順書一覧(3/5)

(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	整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系（サブレーション・チェンバ・プール水冷却モード，格納容器スプレイ冷却モード，原子炉停止時冷却モード）	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置 ※4 代替格納容器圧力逃がし装置 ※4	重大事故等 対処設備
			専用空気ポンベ	自主対策設備
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱	耐圧強化ベント系(W/W)配管・弁 耐圧強化ベント系(D/W)配管・弁 遠隔手動弁操作設備 原子炉格納容器 不活性ガス系配管・弁 非常用ガス処理系配管・弁 真空破壊弁(S/C→D/W) 主排気筒(内筒) 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 代替所内電気設備※3 常設代替直流電源設備※3	重大事故等 対処設備
	専用空気ポンベ		自主対策設備	
	遠隔手動弁操作設備		重大事故等 対処設備	
	残留熱除去系（サブレーション・チェンバ・プール水冷却モード，格納容器スプレイ冷却モード，原子炉停止時冷却モード） 全交流動力電源	現場操作	専用空気ポンベ	自主対策設備

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

対応手段，対応設備，手順書一覧(4/5)

(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	整備する手順書の分類
サポート系故障時	原子炉補機冷却系 全交流動力電源	代替原子炉補機冷却系による除熱	熱交換器ユニット 大容量送水車（熱交換器ユニット用） ホース 代替原子炉補機冷却系接続口 原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク 残留熱除去系熱交換器 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備
			残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ※1 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） ※2 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ※2 補機冷却用海水取水路 補機冷却用海水取水槽	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (5/5)

(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	整備する手順書の分類	
サポート系故障時	原子炉補機冷却系 全交流動力電源	代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱 大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は	大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ ホース 代替原子炉補機冷却系接続口 原子炉補機冷却系配管・弁 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード) ※1 残留熱除去系(サブプレション・チェンバ・プール水冷却モード) ※2 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード) ※2 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路 補機冷却用海水取水槽 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 移動式変圧器 燃料補給設備※3	自主対策設備	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運転手順

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

(f) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器の冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時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緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.10参照）

- ・ 残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合、代替格納容器スプレイ冷却系、消火系及び可搬型代替注水ポンプにより原子炉格納容器内の圧力、温度及び放射性物質濃度を低下させる。

表 2.1.10 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6)
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/5)
 (重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

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		整備する手順書の分類
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (格納容器・スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備 非常用交流電源設備 ※2	重大事故対処設備 (設計基準拡張)	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運転手順
			サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの水冷却モード) によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備 非常用交流電源設備 ※2	重大事故対処設備 (設計基準拡張)	
			サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/5）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2	重大事故等対処設備
		消火系による原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備
		可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ（A-2級） 防火水槽 ※1 淡水貯水池 ※1 ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (3/5)

(炉心損傷前のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	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運転手順
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
		常設代替交流電源設備による残留熱除去系（チェンバ・プール水冷却モード）の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/5）
 （炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2	重大事故等対応設備
		原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備
		可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ（A-2級） 防火水槽 ※1 淡水貯水池 ※1 ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備
		ドライウエル冷却系による格納容器除熱	ドライウエル冷却系送風機 ドライウエル冷却系冷却器 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。
 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。
 ※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5/5）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	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運転手順
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
		常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備（設計基準拡張）
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

(g) 「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」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す。(表2.1.11参照)

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

表 2.1.11 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.7)

対応手段， 対処設備， 手順書一覧(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 よう素フィルタ フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置スクラバ水 pH ドレンポンプ設備 ドレントタンク 遠隔手動弁操作設備 スクラバ水 pH 制御設備 ラプチャーディスク 可搬型窒素供給装置 フィルタベント遮蔽壁 配管遮蔽 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ※5	重大事故等対処設備	原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			防火水槽 ※5, ※6	自主対策設備	

※1:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

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

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※5:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	代替格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 よう素フィルタ 代替格納容器圧力逃がし装置室 空調 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置スクラバ水 pH ドレンポンプ設備 ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 薬液タンク ラブチャーディスク 可搬式窒素供給装置 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 代替格納容器圧力逃がし装置配管・弁 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ※5	重大事故等 対応設備	原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			防火水槽 ※5, ※6	自主 策設 備対	
	全交流動力電源	現場 操作	遠隔手動弁操作設備	重大 事故 等 対 應 設 備	
—	不 活 性 ガ ス (窒 素 ガ ス) に よ る 系 統 内 の 置 換	可搬式窒素供給装置 窒素生成装置接続口	重大 事故 等 対 應 設 備		

- ※1:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
 ※2:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4:手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
 ※5:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	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	復水移送ポンプ サプレッション・チェンバ 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 高圧炉心注水系配管・弁 復水補給水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉压力容器 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※2 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ※5 ホース 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料補給設備 ※3	重大事故等対応設備	原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			防火水槽 ※5, ※6	策 自主 備 対	
		格納容器内 pH 制御	代替格納容器スプレイ冷却系 ※1 格納容器下部注水系 (常設) ※4 格納容器 pH 制御設備	自主対策設備	

- ※1:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- ※2:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
- ※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※4:手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
- ※5:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
- ※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

(h) 「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」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下、「MCCI」という。）や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止し、また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心溶融による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.12参照）

- ・炉心損傷の進展により原子炉圧力容器の破損に至る可能性がある場合、**あらかじめ**原子炉格納容器下部に注水しておくことで、原子炉圧力容器が破損に至った場合に、溶融炉心の冷却性を向上させ、MCCI抑制及び溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触防止を図る。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及び消火系により、原子炉格納容器下部へ注水する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合及び溶融炉心によって原子炉圧力容器が破損した場合、原子炉格納容器への注水により原子炉圧力容器内の溶融炉心を冷却し、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止する。

表 2.1.12 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.8)
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	-	格納容器下部注水系(常設)による 原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 高压炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド ※4 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備
		格納容器下部注水系(可搬型)による 原子炉格納容器下部への注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド ※4 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備
			防火水槽 ※1, ※3 淡水貯水池 ※1, ※3	自主対策設備
		原子炉格納容器下部による 消火系による 原子炉格納容器下部への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド ※4 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

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

※4:コリウムシールドは、運転員による操作不要の設備である。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止		る 原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備
		による 原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備
		原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備
		原子炉圧力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 高圧代替注水系(注水系)配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	重大事故等対処設備

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

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

※4:コリウムシールドは、運転員による操作不要の設備である。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類	
溶融炉心原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	-	原子炉圧力容器へのほう酸水注水	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
		原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水系ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 制御棒駆動水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備 ※2	自主対処設備	
		原子炉圧力容器への緊急注水	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

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

※4:コリウムシールドは、運転員による操作不要の設備である。

(i) 「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」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガスが原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に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の例を次に示す。(表2.1.13参照)

- ・炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素ガス及び水の放射性分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガスを、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器外に排出することにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。

表 2.1.13 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.9)

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	原子炉格納容器内不活性化による 原子炉格納容器水素爆発防止	不活性ガス系 ※1	- ※4	原子炉格納容器内における水素ガスによる爆発を防止する運転手順
	-	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	格納容器圧力逃がし装置 ※2 代替格納容器圧力逃がし装置 ※2 耐圧強化ベント系 (W/W) 可搬型窒素供給装置 耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	重大事故等対処設備	
	-	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器プロワ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系	自主対策設備	
	-	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度	重大事故等対処設備	

※1:原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。

※2:手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

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

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 常設代替直電源設備 ※3 可搬型直電源設備 ※3	重大事故等対応設備	原子炉格納容器内における水素ガスによる爆発を防止する運転ガス手順

※1:原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。

※2:手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

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

(j) 「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」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉建屋等に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順の例を次に示す。(表2.1.14参照)

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、可搬型代替注水ポンプ又はサブレーションプール浄化系ポンプにより、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素ガス漏えいを抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏れ出した水素ガスによる爆発の可能性が予見される場合、水素ガスを原子炉建屋外へ放出するためのトップベントを開放し、水素ガスの原子炉建屋内への滞留を防止する。

表 2.1.14 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.10)

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	-	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器 ※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	重大事故等 対処設備
		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	重大事故等 対処設備
		代替電源による必要な給電設備への給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	-	格納容器頂部注水系への注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)※3 防火水槽 ※3 淡水貯水池 ※3 ホース ウェル接続口 格納容器頂部注水系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウェル 燃料補給設備 ※2	自主対策設備
		サブプレッションプール浄化系への注水	サブプレッションプール浄化系ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 サブプレッションプール浄化系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウェル 原子炉補機冷却系(6号炉のみ)	自主対策設備

※1: 静的触媒式水素再結合器は、運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※4: 手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整理する。

対応手段，対応設備，手順書一覧(2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
原子炉建屋等の損傷防止 水素ガス排出による	-	原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出	原子炉建屋トップベント 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）※4 ホース ※4 放水砲 ※4 燃料供給設備 ※2	自主対策設備 原子炉建屋内における水素ガスによる爆発を防止する運転手順

※1: 静的触媒式水素再結合器は，運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。

※2: 手順は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3: 手順は「1. 13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。

※4: 手順は「1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整理する。

(k) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

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

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための対応設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に使用済燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す。(表2.1.15参照)

- ・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合、燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドを使用して使用済燃料プールへスプレイすることにより、使用済燃料プール内の燃料体等の損傷を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する。

表 2.1.15 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順(1.11)

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	燃料プール代替注水系 (可搬型) による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース SFP接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備
			防火水槽 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4	策 自 主 対 策 設 備
		燃料プール代替注水系 (可搬型) による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース SFP接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備
			防火水槽 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4	策 自 主 対 策 設 備
	消火系による使用済燃料 プールへの注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策 設備	
—	漏えい抑制	サイフォン防止機能 ※3	重大事故等 対処設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※5:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	-	燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース SFP 接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレイヘッド 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備
			防火水槽 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4	自主対策 設備
		燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース SFP 接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッド 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備
			防火水槽 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4	自主対策 設備
	-	漏えい緩和	シーล材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策 設備
-	大気への拡散抑制	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) ホース 放水砲 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※5:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(3/3)

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対処設備	整備する手順書の分類
重大事故等時における 使用済燃料プールの監視	-	使用済燃料 プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広 域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高 レンジ, 低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用 済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置 を含む)	重大事 故等 対処 設 備
		代替電源に よる給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	重大事 故等 対処 設 備
重大事故等時における使用済燃料プールの除熱	全交流動力電源	燃料 プール冷却浄化系復旧による 使用済燃料プール除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ 使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系熱交換器 燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマ サージタンク・ディフューザ 代替原子炉補機冷却系 ※5 常設代替交流電源設備 ※2	重大事 故等 対処 設 備
			原子炉補機冷却系 ※5 非常用取水設備	重大事 故等 対処 設 備 (設計基準 拡張)

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※5:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

(1) 「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」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の損傷又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す。(表2.1.16参照)

- ・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合、原子炉建屋への放水により大気への拡散抑制を行う。また、放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、放射性物質吸着材及び汚濁防止膜により、海洋への拡散抑制を行う。

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.12)

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(1/1)

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	整備する手順書の分類
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷	—	大気への放射性物質の 拡散抑制	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) ホース 放水砲 燃料取扱設備 ※1	重大事故等対処設備
		海洋への放射性物質の 拡散抑制	放射性物質吸着材 汚濁防止膜 小型船舶(汚濁防止膜設置用)	重大事故等対処設備
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	—	航空機燃料火災への対応	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) ホース 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 燃料取扱設備 ※1	重大事故等対処設備
		初期対応における 延焼防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 高所放水車 泡原液備蓄車	自主対策設備

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

(m) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

重大事故等が発生した場合において、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設備を複数確保し、これらの水源から注水が必要な場所への供給を行うための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に事故の収束に必要な水の供給手順の例を次に示す。(表2.1.17参照)

- ・ 事故の収束に必要な水を復水貯蔵槽に補給する場合、可搬型代替注水ポンプ又は純水補給水系を使用する。
- ・ 事故の収束に必要な水を防火水槽に補給する場合、淡水貯水池、淡水タンク（ろ過水タンク及び純水タンク）から淡水を補給する、又は海水源である護岸や取水路等から海水を補給する。

表 2.1.17 設計基準事故対応設備と整備する手順(1.13)

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(1/12)

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	整備する手順書の分類
復水貯蔵槽を水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ	原子炉圧力容器への注水(原子炉高圧時)	復水貯蔵槽 高圧代替注水系(高圧代替注水ポンプ)	重大事故等 対応設備
			原子炉隔離時冷却系(原子炉隔離時冷却系ポンプ)	重大事故等 対応設備 (設計基準拡張)
			高圧炉心注水系(高圧炉心注水系ポンプ) 制御棒駆動水系(制御棒駆動水系ポンプ)	自主対策 設備
	注水(原子炉低圧時)	原子炉圧力容器への注水(原子炉低圧時)	復水貯蔵槽 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	重大事故等 対応設備
			原子炉格納容器内の冷却	重大事故等 対応設備
			原子炉格納容器下部への注水	重大事故等 対応設備
	-	-	原子炉格納容器頂部への注水	復水貯蔵槽 サブプレッションプール浄化系(サブプレッションプール浄化用ポンプ)

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対応設備，手順書一覧(2/12)

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		整備する手順書の分類
サブプレッション・チェンバを水源とした対応手段	復水貯蔵槽	注水 (原子炉压力容器への 原子炉高圧時)	サブプレッション・チェンバ	重大事故等 対応設備	重大事故等の収束に必要な となる水源を確保する手順
			原子炉隔離時冷却系(原子炉隔離時冷却系 ポンプ)	重大事故等 対応設備 (設計基準拡張)	
		注水 (原子炉压力容器への 原子炉低圧時)	サブプレッション・チェンバ	重大事故等 対応設備	
			残留熱除去系(残留熱除去系(低圧注水モ ード)ポンプ)	重大事故等 対応設備 (設計基準拡張)	
		原子炉格納容器 内の除熱	サブプレッション・チェンバ	重大事故等 対応設備	
			残留熱除去系(残留熱除去系(格納容器ス プレイ冷却モード)ポンプ) 残留熱除去系(残留熱除去系(サブプレッ ション・チェンバ・プール水冷却モード)ポ ンプ)	重大事故等 対応設備 (設計基準拡張)	
	-	代替循環冷却	サブプレッション・チェンバ 代替循環冷却系(復水移送ポンプ)	重大事故等 対応設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対応設備，手順書一覧(3/12)

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		整備する手順書の分類
淡水貯水池を水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	可搬型代替注水ポンプを水源とした淡水	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 淡水貯水池から防火水槽への移送ホース 消防ホース接続治具 (淡水) 消防ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備	重大事故等の収束に必要な水源を確保する手順
			淡水貯水池 ※2	自主対策 設備	
		原子炉圧力容器への注水 (原炉低圧時)	低圧代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及び MUWC 接続口)	重大事故等 対応設備	
			淡水貯水池 ※2	自主対策 設備	
原子炉格納容器内の除熱	淡水貯水池 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及び MUWC 接続口	自主対策 設備			

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段，対応設備，手順書一覧(4/12)

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		整備する手順書の分類
淡水貯水池を水源とした対応手段	-	格納容器圧力逃がし装置への補給	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びフィルタベント給水ライン接続口	重大事故等 対応設備	重大事故等の収束に必要なとなる水源を確保する手順
			淡水貯水池 ※2	自主対策 設備	
		原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び MUWC 接続口）	重大事故等 対応設備	
			淡水貯水池 ※2	自主対策 設備	
		原子炉格納容器頂部への注水	防火水槽 ※2 格納容器頂部注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びウエル接続口）	自主対策 設備	
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	燃料プール代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び SFP 接続口）	重大事故等 対応設備	
			淡水貯水池 ※2	自主対策 設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対応設備，手順書一覧(5/12)

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		整備する手順書の分類
防火水槽を水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	可搬型代替注水ポンプによる送水 防火水槽を水源とした	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 消防ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備	重大事故等の収束に必要なとなる水源を確保する手順
			防火水槽 ※2	自主対策 設備	
		注水 (原子炉圧力容器への) 原子炉格納容器内の除熱	低圧代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及び MUWC 接続口)	重大事故等 対応設備	
			防火水槽 ※2	自主対策 設備	
		防火水槽 ※2 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及び MUWC 接続口	自主対策 設備		

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段，対応設備，手順書一覧(6/12)

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		整備する手順書の分類
防火水槽を水源とした対応手段	-	格納容器圧力逃がし装置への補給	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びフィルタベント給水ライン接続口	重大事故等 対応設備	重大事故等の収束に必要なとなる水源を確保する手順
			防火水槽 ※2	自主対策 設備	
		原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び MUWC 接続口）	重大事故等 対応設備	
			防火水槽 ※2	自主対策 設備	
		原子炉格納容器頂部への注水	防火水槽 ※2 格納容器頂部注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びウエル接続口）	自主対策 設備	
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	燃料プール代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び SFP 接続口）	重大事故等 対応設備	
			防火水槽 ※2	自主対策 設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対応設備，手順書一覧(7/12)

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		整備する手順書の分類
ろ過水タンクを水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	注水 (原子炉低圧時) 原子炉圧力容器への	ろ過水タンク 消火系 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	自主対策設備	重大事故等の収束に必要な水源を確保する手順
		原子炉格納容器 内の除熱			
	—	原子炉格納容器 下部への注水	ろ過水タンク 消火系 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	自主対策設備	
		プールの使用済燃料 への注水			

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段，対応設備，手順書一覧(8/12)

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	整備する手順書の分類
海を利用した対応手段	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	替注水を水源とした可搬型代	大容量送水車（海水取水用） ・海水貯留堰 ・スクリーン室 ・取水路[海水取水箇所] ・海水ホース ・可搬型代替注水ポンプ（A-1 級） ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ・消防ホース接続治具（海水） ・消防ホース ・燃料補給設備 ※1	重大事故等対応設備
		注水（原子炉低圧容器への	低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び MUWC 接続口）	重大事故等対応設備
		原子炉格納容器内の除熱	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び MUWC 接続口	重大事故等対応設備
	—	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び MUWC 接続口）	重大事故等対応設備
		原子炉格納容器頂部への注水	格納容器頂部注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び ウェル接続口）	自主対策設備
		使用済燃料プールへの注水/スプレイ	燃料プール代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び SFP 接続口）	重大事故等対応設備

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対応設備，手順書一覧(9/12)

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	整備する手順書の分類
海を利用した対応手段	-	(最終ヒートシンクへ(海洋)への代替熱輸送)	代替原子炉補機冷却系 (大容量送水車)	重大事故等対応設備
		拡散抑制	大容量送水車 放水砲	重大事故等対応設備
		航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置	重大事故等対応設備
ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段	-	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系 (ほう酸水注入系ポンプ)	重大事故等対応設備

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段，対応設備，手順書一覧(10/12)

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		整備する手順書の分類
復水貯蔵槽への補給	-	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給(海水)	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) 淡水貯水池から防火水槽への移送ホース 消防ホース 消防ホース接続治具(淡水) CSP 大容量注水接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備	重大事故等の収束に必要な水源を確保する手順
		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給(淡水)	淡水貯水池 ※2 防火水槽 ※2	自主対策設備	
		純水補給水系(仮発電機使用)による復水貯蔵槽への補給	純水移送ポンプ 純水タンク 純水補給水系配管・弁 復水貯蔵槽 仮発電機 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段， 対処設備， 手順書一覧(11/12)

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		整備する手順書の分類
防火水槽への補給	-	淡水貯水池から 防火水槽への補給	淡水貯水池から防火水槽への移送ホース	重大事故等 対処設備	重大事故等の収束に必要な水源を確保する手順
			淡水貯水池 ※2 防火水槽 ※2	自主対策 設備	
		淡水タンクから 防火水槽への補給	ろ過水タンク 純水タンク 淡水タンクから防火水槽への移送ホース 防火水槽	自主対策 設備	
		大容量送水車(海水取水用) による 防火水槽への海水補給	大容量送水車 (海水取水用) 海水貯留堰 スクリーン室 取水路[海水取水箇所] ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対処設備	
			防火水槽 ※2	自主対策 設備	
		代替原子炉補機冷却海水ポンプ による 防火水槽への海水補給	代替原子炉補機冷却海水ポンプ 海水貯留堰 スクリーン室 取水路[海水取水箇所] 海水ホース 防火水槽 ※2 可搬型代替交流電源設備 移動式変圧器 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備	
		可搬型代替注水ポンプ(A-2級) による 防火水槽への海水補給	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース 防火水槽 ※2 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対応設備，手順書一覧(12/12)

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		整備する手順書の分類
淡水タンクへの補給	—	淡水タンクから淡水貯水池への補給	淡水貯水池 ※2 淡水貯水池から淡水タンクへの移送 ホース ろ過水タンク 純水タンク	自主対策設備	重大事故等の収束に必要な水源を確保する手順

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

(n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、代替電源から給電するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に電源の確保手順の例を次に示す。(表2.1.18参照)

- ・非常用ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線への交流電源による給電ができない場合、ガスタービン発電機により非常用高圧母線へ給電する。
- ・非常用ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線への交流電源による給電ができない場合、代替交流電気設備により非常用高圧母線へ給電する。
- ・非常用ディーゼル発電機の故障により充電器による非常用直流母線への給電ができない場合、代替直流電源設備により非常用直流母線へ給電する。
- ・非常用所内電気設備3系統全てが同時に機能を喪失した場合は、代替所内電気設備により、必要な設備へ給電する。

表 2.1.18 設計基準事故対応設備と整備する手順(1.14)

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(1/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
重大事故等対応設備 (設計基準拡張)		非常用ディーゼル発電機による給電	非常用高圧母線 E 系 非常用ディーゼル発電機 燃料ディタンク 燃料移送ポンプ 非常用ディーゼル発電機用燃料移送配管・弁 原子炉補機冷却系※1	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)
			非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 軽油タンク	重大事故等対応設備
		直流 125V 蓄電池 C 及び D による給電	直流 125V 蓄電池 C 直流 125V 充電器 C	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流 125V 蓄電池 7A からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(2/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
代替交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失)	常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 第二ガスタービン発電機 第二ガスタービン発電機用燃料タンク 第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 緊急用断路器 緊急用高圧母線 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系 AM用動力変圧器 AM用MCC 燃料補給設備	重大事故等対処設備
			大湊側緊急用高圧母線	自主対策設備
		可搬型代替交流電源設備による給電	電源車 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系 AM用動力変圧器 AM用MCC 燃料補給設備	重大事故等対処設備
			緊急用高圧母線	自主対策設備
電力融通による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失)	ケーブルによる給電 号炉間電力融通	号炉間電力融通ケーブル 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系	重大事故等対処設備

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流 125V 蓄電池 7A からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (3/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
代替直流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失) 蓄電池 (枯渇)	所内蓄電式直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 A ※2 直流 125V 蓄電池 A-2 AM 用直流 125V 蓄電池 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 AM 用直流 125V 充電器	重大事故等対応設備
		常設代替直流電源設備による給電	AM 用直流 125V 蓄電池 AM 用直流 125V 充電器	重大事故等対応設備
		可搬型直流電源設備による給電	電源車 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 AM 用動力変圧器 AM 用 MCC AM 用切替盤 AM 用直流 125V 充電器 燃料補給設備	重大事故等対応設備
			緊急用高圧母線	自主対策設備
		直流給電車による給電	電源車 直流給電車 燃料補給設備	自主対策設備
				炉心の著しい損傷, 原子炉格納容器の破損及び使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止する手順

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流 125V 蓄電池 7A からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(4/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
低圧電源融通による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失) 蓄電池(枯渇)	低圧電源融通による給電	号炉間連絡ケーブル	自主対策設備
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	緊急用断路器 緊急用高圧母線 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 AM用動力変圧器 AM用MCC AM用切替盤 AM用操作盤 非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系	重大事故等対応設備
			大湊側緊急用高圧母線	策 自主 設 備 対
燃料の補給	—	燃料補給設備による給電	軽油タンク 軽油タンク予備ノズル・弁 タンクローリ (16kL) タンクローリ (4kL)	重大事故等対応設備

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流125V蓄電池7Aからの給電は、運転員による操作不要の動作である。

- c. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。

- d. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書については、地震、津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応をも考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

- e. 原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応する手順については、大規模損壊に関する考慮事項等、米国におけるNEIガイドの考え方も参考とする。また、当該のガイドの要求内容に照らして原子炉施設の対応状況を確認する。

2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊に至る可能性のある事象は、基準地震動及び基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模の自然災害並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。重大事故等時に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものとなる。そのため、発電所施設の被害状況から残存する資源等を活用し事故対応を行う。被害を受けた機器の復旧可能性の把握、判断も事故対応の方向性を決める判断要素の一つとする。残存する資源の把握、活用、復旧判断等の活動は、通常時の実務経験を踏まえた技術的能力 1.0 で示す重大事故等時の対応体制で引き続き対応する。

ただし、中央制御室の機能喪失、要員の被災及び重大事故等対処で期待する重大事故等対処設備が使用できない等の状況を想定した場合に対処できるよう、該当する部分の体制の整備、充実を図る。

大規模損壊発生時は、重大事故等を超えるような状況を想定した 2.1.2.1 項における大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような場合にも的確かつ柔軟に対処できるよう、重大事故等対策では考慮されていない大規模損壊に対する脆弱性を補完する手順書を用いた活動を行うための体制を整備する。

また、中長期的な対応が必要となる場合や発電所の複数の原子炉施設で同時被災した場合にも対応できる体制を整備する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等及び大規模損壊が発生した場合でも速やかに対策を行えるよう、次の体制を整備する。

- 発電所構内に緊急時対策要員、運転員、自衛消防隊合わせて常時 99 名確保し、分散して待機する。また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（運転員を含む）が機能しない場合においても、対応できる体制を整備する。
- 火災発生時の初期消火活動に対応するため、自衛消防隊初期消火班についても発電所に常時確保する。
- 重大事故等及び大規模損壊の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、社員で対応できるよう緊急時対策要員を確保する。
- 緊急時対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる緊急時対策要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

(1) 福島第一原子力発電所事故対応の課題と対策

a. 福島第一原子力発電所事故対応の課題

当社福島第一原子力発電所事故対応では発電所対策本部の指揮命令が混乱し、迅速・的確な意思決定ができなかったが、緊急時活動や体制面における課題及び、それぞれの課題に対する必要要件を表 2.1.19 に示す。

表 2.1.19 福島第一原子力発電所事故対応の課題と必要な要件

課 題	必要な要件 (表 2.1.20 参照)
自然災害と同時に起こり得る複数原子炉施設の同時被災を想定した備えが十分でなかった。	①複数施設の同時被災, 中長期的な対応を考慮した要員体制を構築する。
事故の状況や進展が個別の号炉ごとに異なるにも係らず、従前の機能班単位で活動した。	②号機班を設け号炉単位に連絡体制を密にする。
中央制御室と発電所対策本部の間、発電所対策本部と本社対策本部間において機器の動作状況を共有し、正しく共有できなかった。	③中央制御室と発電所対策本部間の通信連絡設備を強化する。 ④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。
発電所長が全ての班 (12 班) を管理するフラットな体制で緊急時対応を行っていたため、あらゆる情報が発電所対策本部の本部長 (発電所長) に報告され、情報が輻輳し混乱した。	⑤発電所長が直接監督するものの人数を減らす。(監督限界の設定) ④情報共有ツールを活用し、情報共有することにより、本部における発話を制限する。
発電所長からの権限委譲が適切でなく、ほとんどの判断を発電所長が行う体制となっていた。	⑥発電所長の権限を下部組織に委譲する。
本来復旧活動を最優先で実施しなくてはならない発電所の要員が、対外的な広報や通報の最終的な確認者となり、復旧活動と対外情報発信活動の両立を求められた。	⑦対外対応を専属化し、発電所長の対外発信や広報の権限を委譲する。 ⑧対外対応活動を本社対策本部に一元化する。
公表の遅延、情報の齟齬、関係者間での情報共有の不足等が生じ、事故時の対外公表・情報伝達が不十分だった。	④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。 ⑦対外対応を専属化し、発電所長の対外発信や広報の権限を委譲する。
本社対策本部が、発電所対策本部に事故対応に対する細かい指示や命令、コメントを出し、発電所長の判断を超えて外部の意見を優先したことで、発電所対策本部の指揮命令系統を混乱させた。	⑨現場決定権は発電所対策本部に与え本社対策本部は支援に徹する。 ⑩指揮命令系統を明確化し、それ以外の者からの指示には従わない。
官邸から発電所長へ直接連絡が入り、発電所対策本部を混乱させた。	⑪外部からの問合せ対応は本社対策本部が行い、外部からの発電所への直接介入を防止する。
緊急時対応に必要な作業を当社社員が自ら持つべき技術として設定していなかったことから、作業を自ら迅速に実行できなかった。	⑫外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し、運転操作を習得。

課 題	必要な要件（表 2.1.20 参照）
地震・津波による発電所内外の被害と放射性物質による屋外の汚染により、事故収束対応のための資機材の迅速な輸送、受け渡しができなかった。	⑬ 後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点を速やかに立ち上げられるよう、拠点を整備し、あらかじめ派遣する人員を決める。
	⑬ 汚染エリアでの輸送にも従事できるよう、放射線教育を実施。
本社は、資材の迅速な準備、輸送、受け渡しで十分な支援ができなかった。	⑬ 本社は、災害発生後、発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう、調達・輸送面に関する運用を手順化。
通常の管理区域以上の状態が屋外にまで拡大したため、放射線管理員が不足した。	⑫ 社員に対して放射線放射線計測器の取扱研修を行い、放射線管理補助員を育成する。

※ 当社の社内事故調報告書（福島原子力事故調査報告書）や、「福島原子力事故の総括及び原子力安全改革プラン」以外にも、以下に示すような報告書が公表されており、これらの中には当社が取り組むべき有益な提言が含まれていると認識している。

- ・ 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告（政府事故調）
- ・ 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会報告書（国会事故調）
- ・ 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について（原子力安全・保安院）
- ・ 「福島第一」事故検証プロジェクト最終報告書（大前研一）
- ・ Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (INPO)
- ・ 福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書（民間事故調）

b. 原子力防災組織に必要な要件の整理

柏崎刈羽原子力発電所及び本社の原子力防災組織は、福島第一原子力発電所での課題を踏まえ、発電所の複数の原子炉施設で同時に重大事故等が発生した場合及び重大事故等の中期的な対応が必要となる場合でも対応できるようにするため、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要要件及び要件適用の考え方を表 2.1.20 に整理した。

表 2.1.20 当社原子力防災組織へ反映すべき必要な要件と要件適用の考え方

必要な要件（対応策）		当社の原子力防災組織への要件適用の考え方
組織構造上の要件	①複数施設同時被災，中長期的な対応ができる体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所対策本部要員を増強。 ・交替して中長期的な対応を実施。
	②中央制御室毎の連絡体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・号機班の設置。 （プラント状況の様相・規模に応じて縮小・拡張する）
	⑤監督限界の設定	<ul style="list-style-type: none"> ・指示命令が混乱しないよう，現場指揮官を頂点に，直属の部下は最大7名以下に収まる構造を大原則とする。 ・原子力防災組織に必要な機能を以下の5つに定義し，統括を新規に設置。
	⑦対外対応の専属化	<ol style="list-style-type: none"> 1. 意思決定・指揮 2. 対外対応 3. 情報収集と計画立案 4. 現場対応 5. ロジスティック，リソース管理 <ul style="list-style-type: none"> ・対外対応に関する責任者や専属の対応者の配置。
組織運営上の要件	⑨現場決定権を発電所長に与える。	<ul style="list-style-type: none"> ・最終的な対応責任は現場指揮官に与え，現場第一線で活動する者以外は，たとえ上位職位・上位職者であっても現場のサポートに徹する役割とする。 ・必要な役割や対応について，あらかじめ本部長の権限を統括に委譲することで，自発的な対応を行えるようにする。 ・本社から発電所への介入は行わない。
	⑥発電所長の権限を下部組織に委譲	
	⑩指揮命令系統の明確化	
	⑧対外対応活動を本社対策本部に一本化	<ul style="list-style-type: none"> ・本社対策本部に対外対応に関する責任者と専属の対応者を配置し，広報，情報発信を一本化する。 ・外部からの問合せは全て本社が行い，発電所への直接介入を防止する。
	⑪外部からの対応の本社一元化	
	④情報共有ツールの活用	<ul style="list-style-type: none"> ・縦割りの指示命令系統による情報伝達に齟齬がでないよう，全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式（テンプレート）の統一や情報共有のツールを活用する。 ・これに伴い，本部における発話を制限（情報錯綜の防止）。
	⑫現場力の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し，運転操作を習得。 ・放射線管理補助員の育成。
⑬発電所支援体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠を速やかに立ち上げられるよう，拠点を整備し，あらかじめ派遣する人員を決める ・輸送を行う協力企業に放射線教育を実施する。 ・本社は，災害発生後，発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう，調達・輸送面に関する運用を手順化。 	

※表 2.1.19 における対応策③は設備対策のため，本表には記載せず。

なお、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件の整理に当たり、弾力性をもった運用が可能である、米国の消防、警察、軍等の災害現場・事件現場等における標準化された現場指揮に関するマネジメントシステム [ICS¹ (Incident Command System)] を参考にしている。ICS の主な特徴を表 2. 1. 21 に示す。

表 2. 1. 21 ICS の主な特徴

特徴	対応する要件※
<p><u>・災害規模に応じて拡大・縮小可能な組織構造</u></p> <p>基本的な機能として、Command (指揮)、Operation (現場対応)、Planning (情報収集と計画立案)、Logistics (リソース管理)、Finance/Administration (経理、総務) がある。可能であれば現場指揮官が全てを実施しても構わないが、対応規模等、必要に応じ独立した班を組織する。規模の拡大に応じ、組織階層構造を深くする形で組織を拡張する。</p>	① ② ⑤
<p><u>・監督限界の設定 (3～7名程度まで)</u></p> <p>Incident Commander (現場指揮官) を頂点に、直属の部下は3～7名の範囲で収まる構造を大原則とする。本構造の持つ意味は、一人の人間が緊急時に直接指揮命令を下せる範囲は経験的に7名まで (望ましくは5名まで) であることに由来している。</p>	⑤
<p><u>・直属の上司の命令のみに従う指揮命令系統の明確化</u></p> <p>自分の直属の組織長からブリーフィングを受けて各組織のミッションと自分の役割を確実に理解する。善意であっても、誰の指示も受けず勝手に動いてはならない。反対に、指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くこともしてはならない。</p>	⑩
<p><u>・決定権を現場指揮官に与える役割分担の明確化</u></p> <p>最終的な対応責任は現場指揮官にあたえ、たとえ上位組織・上位職者であっても周辺はそのサポートに徹する役割を分担する (米国の場合、たとえ大統領であっても現場指揮官に命令することはできない)。</p>	⑨
<p><u>・全組織レベルでの情報共有を効率的に行うための様式やツールの活用</u></p> <p>縦割りの指揮命令系統による情報伝達の齟齬を補うために、全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式の統一や情報共有のためのツールを活用する。</p>	④
<p><u>・技量や要件の明確化と維持のための教育・訓練の徹底</u></p> <p>日本の組織体制では、役職や年次による役割分担が一般的だが、ICS では各役割のミッションを明確にし、そこにつく者の技量や要件を明示、それを満たすための教育/訓練を課すことで「その職務を果たすことができる者」がその役職に就く運用となっている。</p>	⑫
<p><u>・現場指揮官をサポートする指揮専属スタッフの配置</u></p> <p>現場指揮官の意思決定をサポートする役割を持つ指揮専属スタッフを設けることができる。(指揮専属スタッフは、現場指揮官に変わって意思決定は行わない立場であるが、与えられた役割に対し部門横断的な活動を行うことができる点で現場指揮官と各機能班の指揮命令系統とは異なった特徴を有している。)</p>	—

※対応する要件のうち、③は設備対策のため、⑦、⑧、⑩、⑬は、ICS の特徴に整理できないため上表に記載していない。なお、⑦、⑧、⑩は対外対応機能を分離し、本社広報、情報発信を一本化することで対応。⑬については本社に発電所支援機能を独立させ強化することで対応。(詳細は次ページ以降参照)

¹ 参考文献：

- ・「3. 11 以降の日本の危機管理を問う」(神奈川大学法学研究所叢書 27) 務台俊介編著、レオ・ボスナー/小池貞利/熊丸由布治著 発行所：(株) 晃洋書房 2013. 1. 30 初版
- ・21st Century FEMA Study Course:—Introduction to Incident Command System, ICS-100, National Incident Management System (NIMS), Command and Management (ICS-100. b) / FEMA / 2011. 6
- ・「緊急時総合調整システム Incident Command System (ICS) 基本ガイドブック」永田高志/石井正三/長谷川学/寺谷俊康/水野浩利/深見真希/レオ・ボスナー著 発行元：公益社団法人日本医師会 2014. 6. 20 初版

ICS は、これらの特徴を持つことから、たとえ想定を超えるような事態を迎えても、柔軟に対応し事態を收拾することを目的とした弾力性を持ったシステムであり、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件に合致していると考えている。

c. 具体的な改善策

当社の原子力防災組織の具体的な改善策について以下に記す。

(a) 組織構造上の改善

- 基本的な機能として5つの役割にグルーピング。
- 指揮命令が混乱しないよう、また、監督限界を考慮し、指揮官（本部長）の直属の部下（統括）を7名以下、統括の直属の部下（各班の班長）も7名以下となるよう組織を構成。班員についても役割に応じたチーム編成とすることで、班長以下の指揮命令系統にも監督限界を配慮（例：総務班の場合は、厚生チーム、警備チーム、医療チーム、総務チーム等、役割ごとに分類）。
- 号機班は、プラント状況の様相・規模に応じて縮小、拡張可能なよう号炉ごとに配置。
- ロジスティック機能を計画立案、現場対応機能から分離。
- 対外対応に関する責任者として対外対応統括を配置。
- 社外対応を行う要所となるポジションにはリスクコミュニケーターを配置。
- 現場指揮官の意志決定をサポートする役割を持つ指揮専属スタッフとして安全監督担当を配置。現場の安全性について、指揮官（本部長）に助言を行うとともに、現場作業員の安全性を確保するために協働し、緊急時対策要員の安全確保に努める役割を担う。安全監督担当は、部門横断的な活動を行うことができる点で本部長、統括と各機能班長の指揮命令系統とは異なった位置づけとなっており、現場作業員の安全性に関し、各統括・班長に対して是正を促すことができる。

(b) 組織運営上の改善

- 指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くことがないようにする。
- 最終的な対応責任は発電所対策本部にあり、重大事故等時における本社対策本部の役割は、事故の収束に向けた発電所対策本部の活動の支援に徹すること、現地の発電所長からの支援要請に基づいて活動することを原則とし、事故対応に対する細かい指示や命令、コメントの発信を行わない。

- 必要な役割や対応について、**あらかじめ**本部長の権限を委譲することで、各統括や班長が自発的な対応を行えるようにする。
- 発電所の被災状況や、プラントの状況を共有する社内情報共有ツール（チャット、COP（Common Operational Picture））を整備することにより、発電所や本社**等**の関係者に電話や紙による情報共有に加え、より円滑に情報を共有**できる**ような環境を整備する。（図 2.1.9）
- TV会議で共有すべき情報は、全員で共有すべき情報に限定する**等**、発話内容を制限することで、適切な意思決定、指揮命令を行える環境を整備する。
- 発電所対策本部及び本社対策本部間の情報共有は、TV会議システム、社内情報共有ツールと**併せて**、同じミッションを持つ統括、班長同士で通信連絡設備を使用し、連絡、情報共有を行う。
- 外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように**可搬型代替注水ポンプ**やホイールローダ等を**あらかじめ**配備し、運転操作を習得。
- 本社は、後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点を速やかに立ち上げられるよう、拠点を整備し、**あらかじめ**派遣する人員を決める。
- 本社は、災害発生後、発電所が必要としている資機材を迅速に送ることが**できる**よう、調達・輸送面に関する運用を手順化。

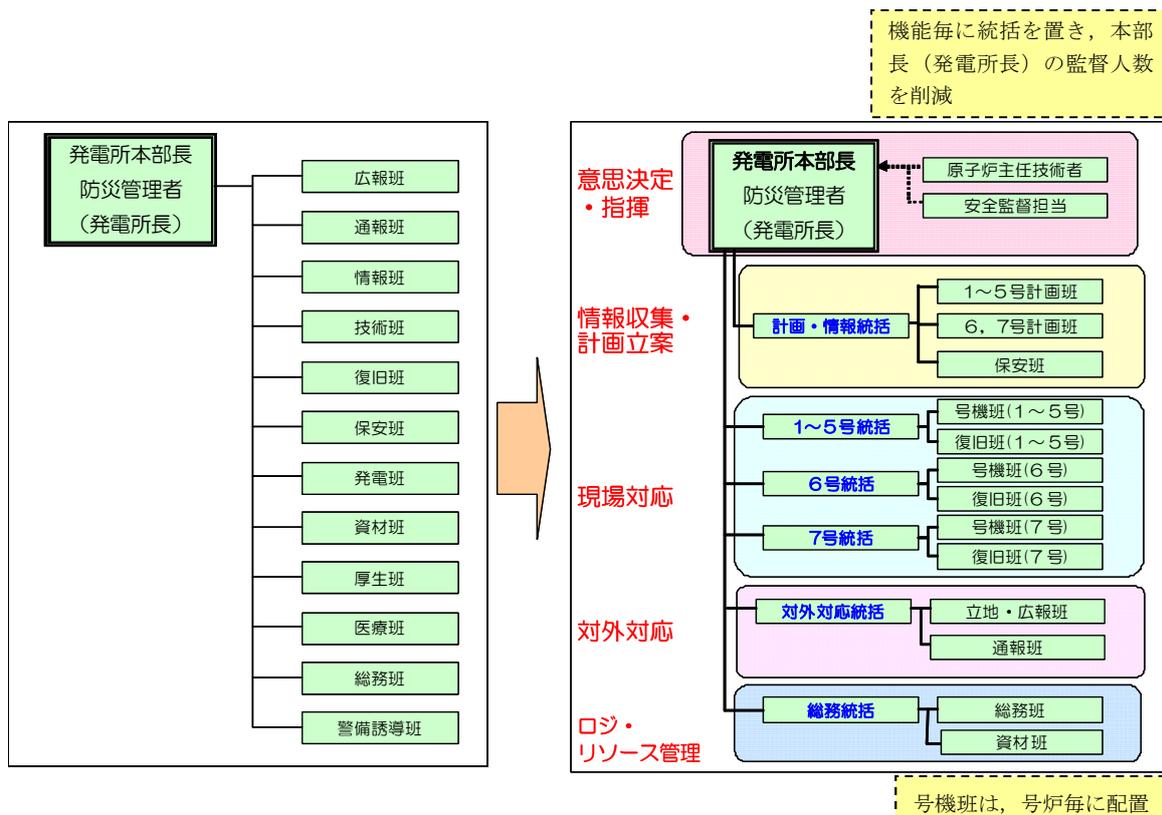


図 2.1.4 柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災組織の改善

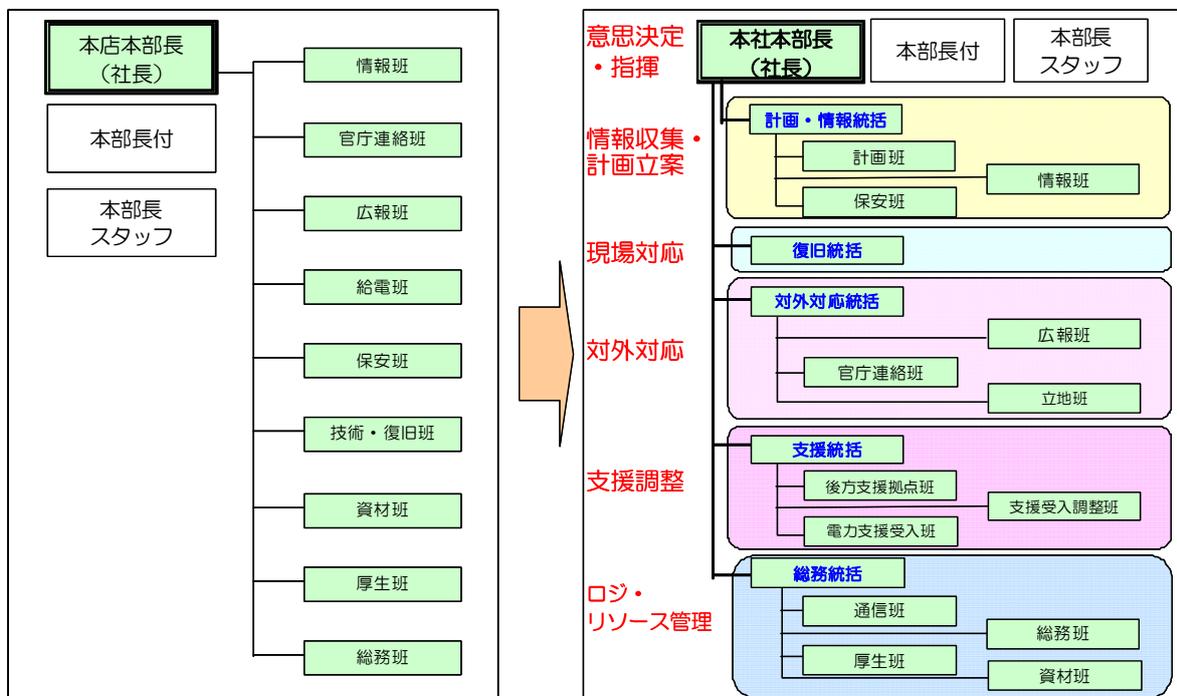
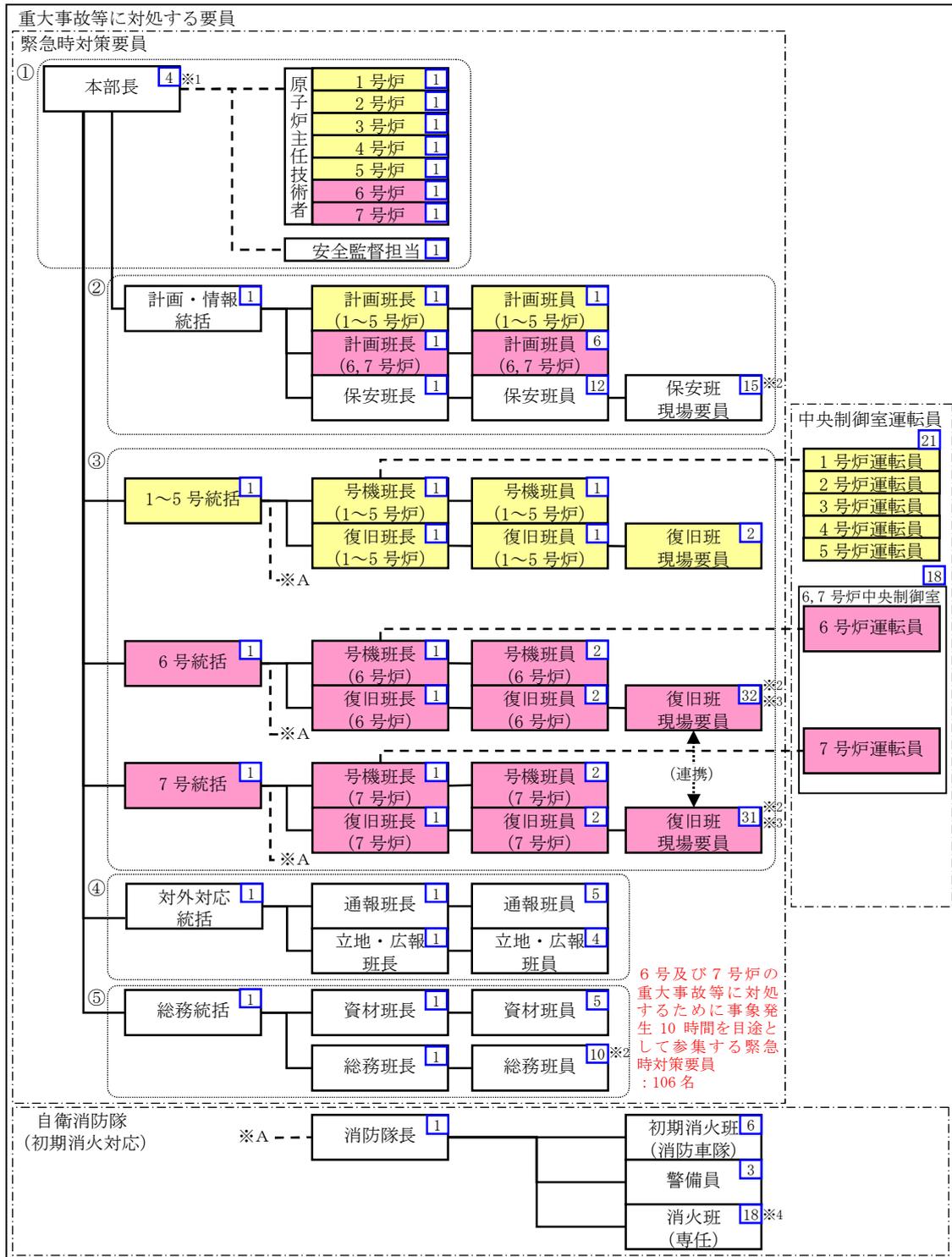


図 2.1.5 本社の原子力防災組織の改善



※1 本部付含む。
※2 班員については役割に応じたチームを編成する。
※3 復旧班現場要員は、6号及び7号炉の共用設備の対応を行う現場対応要員も含まれおり、いずれかに所属させていることから人数が異なっている。
※4 消火班は、火災の規模に応じ召集する。

①：意思決定・指揮
②：情報収集・計画立案
③：現場対応
④：対外対応
⑤：ロジスティック・リソース管理

合計：231名

図 2.1.6 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図

(第2次緊急時態勢・参集要員召集後 6号及び7号炉ともに運転中の場合)

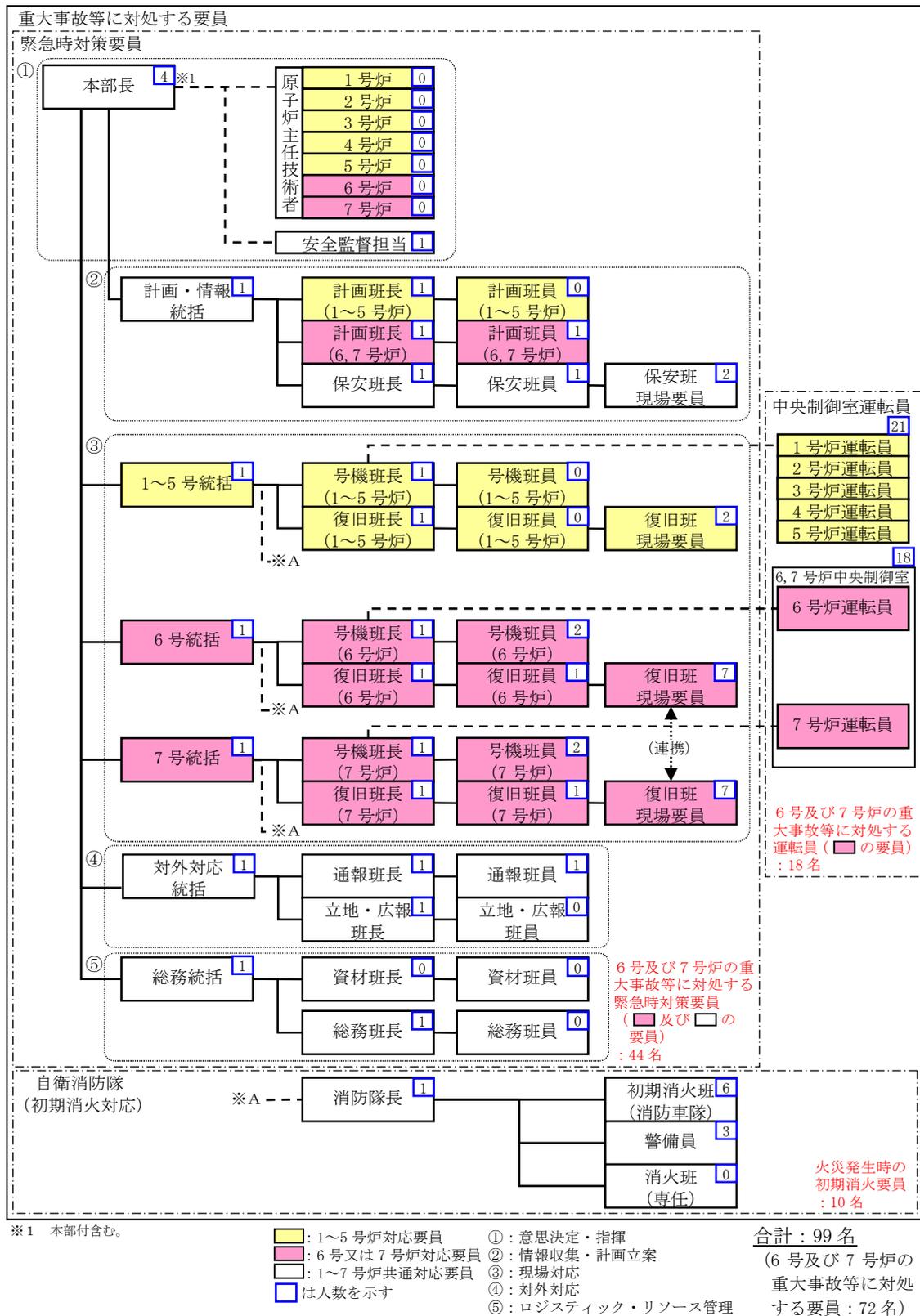
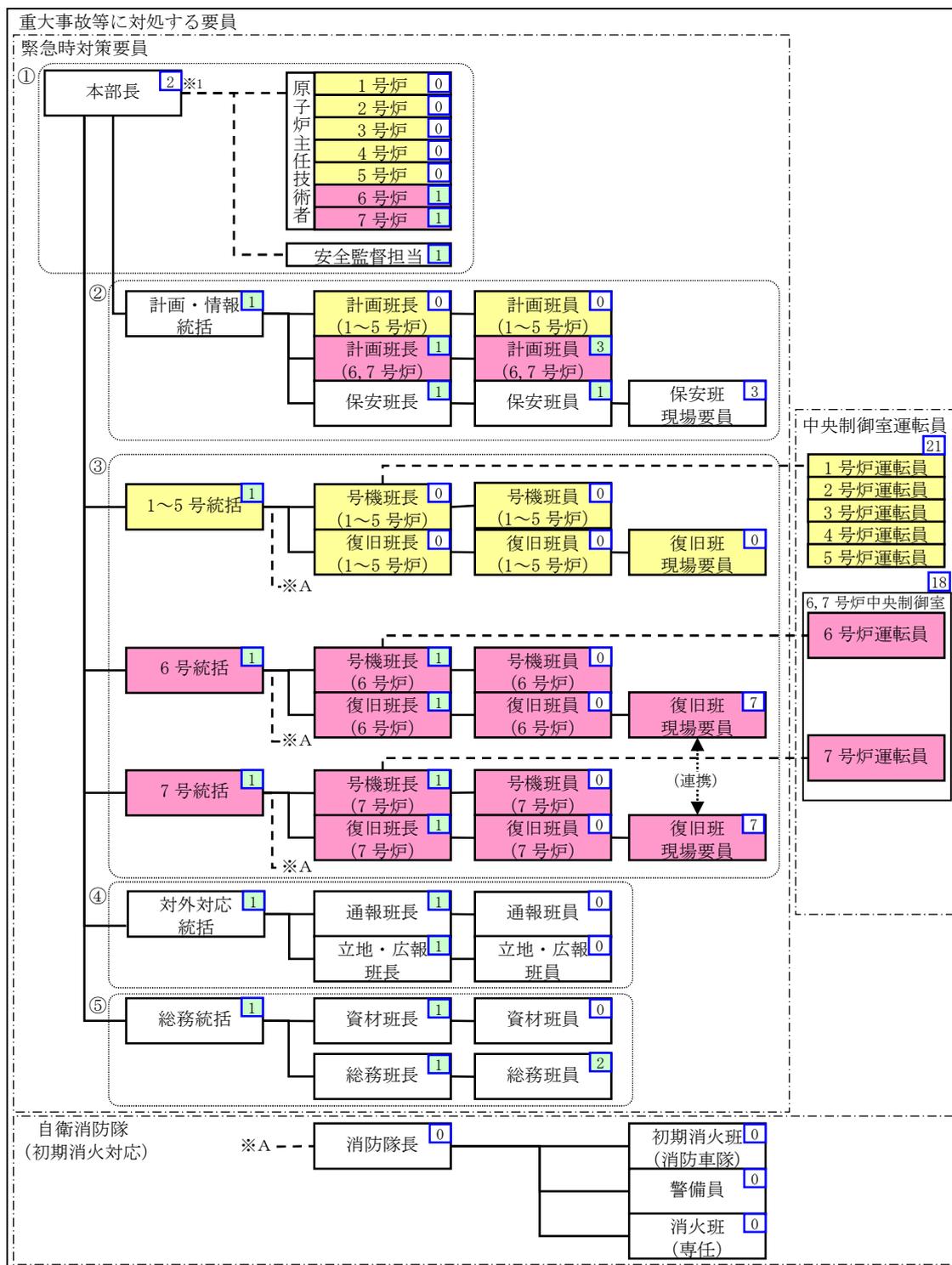


図 2.1.7 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図

(夜間及び休日 (平日の勤務時間帯以外) 6号及び7号炉ともに運転中の場合)

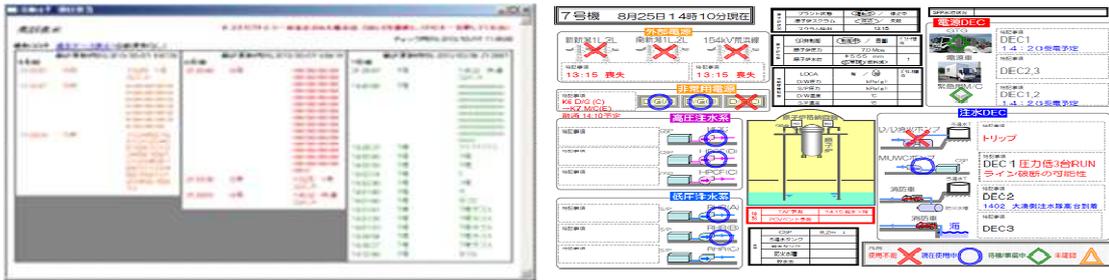


※1 本部付含む。

- : 1~5号炉対応要員
- : 6号又は7号炉対応要員
- : 1~7号炉共通対応要員
- : は人数を示す
- : は交替要員あり
- ① : 意思決定・指揮
- ② : 情報収集・計画立案
- ③ : 現場対応
- ④ : 対外対応
- ⑤ : ロジスティック・リソース管理

合計：110名
(発電所内にとどまる人数。
交替要員27名を含む。)

図 2.1.8 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図
(プルーム通過時 6号及び7号炉ともに運転中の場合)



社内情報共有ツール（チャット）

社内情報共有ツール（COP）

※ 緊急時組織の運用については、訓練を通じて改善を図っていることから、今後変更となる可能性がある。

図 2.1.9 社内情報共有ツール

d. 改善後の効果について

原子力防災組織の改善により、以下の効果が期待できると考えている。

- ・ 指揮命令系統が機能ごとに明確になる。
- ・ 管理スパンが設定されたことにより、指揮者（特に本部長）の負担が軽減され、指揮者は、プラント状況等を客観的に俯瞰し、指示が出せるようになる。
- ・ 本部長から各統括に権限が委譲され、各統括の指示の下、各機能班が自律的に自班の業務に対する検討・対応を行うことができるようになる。
- ・ 運用や情報共有ツール等を改善することにより、発電所対策本部、各機能班のみならず、本社との情報共有がスムーズに行えるようになる。

(2) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施

大規模損壊への対応のための運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊員への教育及び訓練については、技術的能力 1.0 で示す重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。教育及び訓練は、各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するために実施する。必要となる力量を表 2.1.22 に示す。また、大規模損壊発生時に対応する発電所対策本部とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

大規模損壊のような過酷な状況下で対応するためには、更に下記事項を実施することで不測の事態にも対処することが可能となる。

- a. 運転員及び緊急時対策要員については、要員の役割に応じて付与される力量に加え、例えば要員の被災等が発生した場合においても、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないように、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。多能化に当たっては、重大事故等時の要員の動線を考慮して多能化の組み合わせを決定する。また、緊急時対策要員は、本来の役割と異なる役割を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に担う場合があるため、技術的能力1.0で示す重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に基づき該当者の多能化を図る。加えて、要員が負傷する等により役割を実行できなくなった場合には、同じ機能を担務する下位の職位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務することになるため、代行若しくは兼務対象者に対して必要な教育を実施する。
- b. 原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。
- c. 発電所構内の要員を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。
- d. 大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための個別訓練を、訓練ごとに実施頻度を定めて実施する。
- e. 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に行うため、重大事故等及び大規模損壊発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。
- f. 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、次のとおりとし、この考え方にに基づき教育訓練の計画を定め、実施する。

- ・ 各要員の役割に応じた教育及び訓練を年1回以上実施することにより、各手順を習熟させ、力量の維持・向上を図る。あわせて力量が維持されていることを確認する。

- ・各要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については、年2回以上実施する。
- ・大規模損壊の緩和措置における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作について、必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練を効果的かつ確実に実施する。
- ・教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善要否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。
- ・あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な緊急時対策要員を非常召集できるように、定期的に連絡訓練を実施する。

表 2.1.22 大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について

要員	必要な作業	必要な力量
緊急時対策要員 ・本部長，各統括及び技術スタッフ	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携
緊急時対策要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施（統括／班長指示による） ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携
運転員	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解
実施組織 （自衛消防隊含む）	○復旧対策の実施 ・資機材の移動，電源車による給電，原子炉への注水，使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い ○配置場所の把握
支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い

(3) 大規模損壊発生時の体制

技術的能力 1.0 で整備する発電所対策本部体制に加え、下記事項を考慮したものとする。

- a. 大規模損壊発生時の不確実性にも対処できるよう、運転員以外の発電所職員について、原則として全員を緊急時対策要員とするとともに、他号炉の運転員による応援が可能な体制を整備する。
- b. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対策の対応を行うため、発電所構内に緊急時対策要員、運転員、自衛消防隊合わせて常時 99 名確保し、大規模損壊発生時は本部長代行が初動の指揮を執る体制を整備する。
また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（6号及び7号炉運転員を含む）が機能しない場合も**あらかじめ**想定し、緊急時対策要員で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とする。
- c. 大規模損壊発生時において、緊急時対策要員として参集が期待される社員寮、社宅の緊急時対策要員の発電所へのアクセスルートは複数確保し、その中から通行可能なルートを選択し発電所へ参集する。なお、プラント状況が確実に入手できない場合は、**あらかじめ**定めた集合場所にて、発電所の状況等の確認を行った後、発電所へ参集する。
- d. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、大規模な自然災害が発生した場合には、上記アクセスルートによる社員寮、社宅等からの参集に時間を要する可能性があるが、その場合であっても、発電所構内に分散待機する緊急時対策要員により優先する対応手順を必要とする要員数未滿で対応することで当面の間は事故対応を行えるよう多能化を図る。

(4) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的考え方

大規模損壊発生時には、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している緊急時対策要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を次の基本的な考え方に基づき整備する。

- a. 大規模損壊への対応に必要な要員を常時確保するため、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における運転員及び緊急時対策要員並びに自

衛消防隊初期消火班は、地震、津波等の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のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を行う。なお、建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。

- b. 地震、津波等の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のテロリズムの発生により、通常の子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。
- c. 6号及び7号炉同時被災時には、6号及び7号炉の原子炉主任技術者は、それぞれ担当する号炉の保安監督を誠実かつ最優先に行う。また、大規模損壊の緩和措置の実施に当たり保安上必要な場合は、実施組織（所長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。
- d. プルーム放出時は、大規模損壊対応への指示を行う緊急時対策要員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な緊急時対策要員は緊急時対策所、運転員は中央制御室待避室にとどまり、その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は発電所構外へ一時退避し、その後、発電所対策本部本部長（所長）の指示に基づき再参集する。
- e. 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、発電所対策本部本部長（所長）が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、緊急時対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で消火活動に従事させる。なお、発電所対策本部の体制が整った後は、本部長の判断により、自衛消防組織を設置し、自衛消防隊による消火活動を実施する。

(5) 大規模損壊発生時の対応拠点

大規模損壊が発生した場合において、本部長を含む発電所対策本部の緊急時対策要員等が対応を行う拠点は、緊急時対策所を基本とする。免震重要

棟内緊急時対策所の健全性（居住性確保、通信連絡機能等）が確認できない場合は、通信連絡設備（衛星電話設備、無線連絡設備）及び必要に応じて風雨を凌ぐための資機材を活用することにより、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所が立ち上がるまでの間の発電所対策本部の指揮命令系統を維持する。

また、運転員の拠点については、中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが、中央制御室が機能していない場合や火災等により運転員に危険が及ぶおそれがある場合は、施設の損壊状況及び対応可能な要員等を勘案し発電所対策本部が適切な拠点を選定する。

なお、緊急時対策所以外の代替可能なスペースも状況に応じて活用する。

(6) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 本社緊急時対策本部体制の確立

原子力災害発生時における本社対策本部の設置による発電所への支援体制は、技術的能力1.0で整備する。

b. 外部支援体制の確立

原子力災害発生時における外部支援体制は、技術的能力1.0で整備する。

2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、2.1.2.1項における大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

原子力災害発生時における資機材等の配備は、技術的能力1.0で整備する。

(1) 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のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、技術的能力1.0で想定する自然現象による影響等に加え、下記の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のテロリズムによる影響等を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる場所に保管するとともに、設計基準事故対処設備と共通要因によって同時に必要な機能が損なわれないよう、次の考え方に基づいて保管する。

- a. 可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動又はそれに準じた基準を超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影

響を受けない場所に保管する。

- b. 可搬型重大事故等対処設備は、基準津波又はそれに準じた基準を超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。
- c. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して、関連する常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が設置されている原子炉建屋から 100m 以上離隔をとって当該建屋と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。
- d. 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建屋外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確認した複数の接続口を設ける。
- e. 地震、津波、大規模な火災等の発生に備え、アクセスルートを確認するために、速やかに消火及び瓦礫撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材と基本的な考え方に差異はない。

資機材は、炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境、大規模な火災の発生した環境を考慮するとともに、大規模な自然災害等により外部支援が受けられない状況を想定し必要な数量を配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋から 100m 以上離隔をとった場所に、分散して配備する。必要な資機材には次を含む。

- a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。
- b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び大容量送水車や放水砲等の消火設備を配備する。

- c. 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用するマスク、高線量対応防護服及び個人線量計等の必要な資機材を配備する。
- d. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計及び食料等の資機材を確保する。
- e. 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備する。
また、通常通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。

2.1.3 まとめ

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のテロリズムにより、柏崎刈羽原子力発電所において、プラント監視機能の喪失、建屋の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等の大規模な損壊が発生した場合の対応措置として、プラント内において有効に機能する運転員を含む人的資源、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備等の物的資源及びその時点で得られる発電所構内外の情報を活用することにより、様々な事態において柔軟に対応できる「手順書の整備」、「体制の整備」及び「設備・資機材の整備」を行う方針とする。

「手順書の整備」においては、大規模な火災の発生に伴う消火活動を実施する場合及びプラントの状況把握が困難である場合も考慮し、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

「体制の整備」においては、指揮命令系統が機能しなくなる等の通常の体制の一部が機能しない場合を考慮した対応体制を構築するとともに、原子力防災組織の実効性等を確認するため、大規模損壊となる種々の想定に対して本部要員が対応方針を決定し指示を出すまでの図上訓練、緊急時対策要員が必要となる力量を習得及び維持するための教育・訓練を実施する。

「設備・資機材の整備」においては、可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、発電所の敷地特性を活かし、構内の高台に分散配置するとともに、原子炉建屋から離隔距離を置いて配備する。

大規模損壊への対応として整備する「手順書」、「体制」及び「設備・資機材」については、今後とも新たな知見や教育・訓練の結果を取り入れることで、継続的に改善を図っていく。

大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象・人為事象の
抽出プロセスについて

1. 外部事象の収集

柏崎刈羽原子力発電所での設計上考慮すべき事象の選定に当たっては、安全性の観点から考慮すべき外部現象を幅広く検討するために、以下の資料を参考に網羅的に自然現象 55 事象（表 1 参照）及び外部人為事象 28 事象（表 2 参照）の収集を行った。

類似・随件事象の観点から前述の収集事象を整理した結果、自然現象 44 事象（表 3 参照）、外部人為事象 20 事象（表 4 参照）を選定した。

- a. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306193 号 原子力規制委員会決定)
- b. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306194 号 原子力規制委員会決定）
- c. NUREG/CR-2300 “PRA Procedures Guide”, NRC, January 1983
- d. Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
- e. 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年
- f. ASME/ANS RA-S-2008 “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”
- g. DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)
- h. B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006)-2011.5 NRC 公表

表1 文献より収集した自然現象 (1/2)

No	外部事象	外部事象を抽出した文献等*							
		a	b	c	d	e	f	g	h
1-1	凍結	○	○	○	○	○	○	○	
1-2	隕石			○	○		○	○	
1-3	降水	○	○	○	○	○	○	○	
1-4	河川の迂回	○		○	○		○	○	
1-5	砂嵐 (塩を含んだ嵐)			○	○		○	○	
1-6	静振			○			○	○	
1-7	地震活動	○	○	○	○	○	○	○	
1-8	積雪	○	○	○	○	○	○	○	
1-9	土壌の収縮又は膨張			○			○	○	
1-10	高潮			○	○	○	○	○	
1-11	津波	○	○	○	○	○	○	○	
1-12	火山 (火山活動・降灰)	○	○	○	○	○	○	○	
1-13	波浪・高波			○	○	○	○	○	
1-14	雪崩			○	○	○	○	○	
1-15	生物学的事象	○	○		○		○	○	
1-16	海岸侵食	○		○			○	○	
1-17	干ばつ			○	○	○	○	○	
1-18	洪水 (外部洪水)	○	○	○	○	○	○	○	
1-19	風 (台風) (暴風(台風))	○	○	○	○	○	○	○	
1-20	竜巻	○	○	○	○	○	○	○	
1-21	濃霧			○			○	○	
1-22	森林火災	○	○	○	○	○	○	○	
1-23	霜, 霜柱			○	○	○	○	○	
1-24	草原火災							○	
1-25	ひょう, あられ			○	○	○	○	○	
1-26	極高温			○	○	○	○	○	
1-27	満潮			○	○		○	○	
1-28	ハリケーン			○	○		○	○	
1-29	結氷板,			○	○		○	○	
1-30	氷晶				○			○	
1-31	氷壁				○				
1-32	土砂崩れ (山崩れ, がけ崩れ)					○			
1-33	落雷	○	○	○	○	○	○	○	
1-34	湖又は河川の水位低下			○	○		○	○	
1-35	湖又は河川の水位上昇			○	○	○			
1-36	陥没, 地盤沈下, 地割れ	○			○	○		○	
1-37	極限的な圧力 (気圧高/低)				○				
1-38	霧, 靄				○				
1-39	塩害, 塩雲	○			○				
1-40	地面の隆起	○			○	○			
1-41	動物				○				
1-42	地滑り	○		○	○	○	○	○	
1-43	カルスト				○				
1-44	地下水 (浸食, 多量/枯渇)	○			○				
1-45	海水面低				○				
1-46	海水面高				○	○			
1-47	水中の地滑り	○			○				
1-48	水中の有機物				○				
1-49	太陽フレア, 磁気嵐							○	
1-50	高温水 (海水温高)			○	○	○		○	

※ 「○」は外部事象を収集した文献を示す。

表1 文献より収集した自然現象 (2/2)

No	外部事象	外部事象を抽出した文献等※							
		a	b	c	d	e	f	g	h
1-51	低温水 (海水温低)				○				
1-52	泥湧出					○			
1-53	土石流					○			
1-54	水蒸気					○			
1-55	毒性ガス			○		○	○	○	

※ 「○」は外部事象を収集した文献を示す。

表2 文献より収集した人為事象

No	外部事象	外部事象を抽出した文献等※							
		a	b	c	d	e	f	g	h
2-1	衛星の落下			○	○		○	○	
2-2	パイプラインの事故 (ガス等), パイプライン事故によるサイト内爆発等	○		○	○		○	○	
2-3	交通事故 (化学物質流出含む)			○	○		○	○	
2-4	有毒ガス	○	○	○			○	○	
2-5	タービンミサイル	○	○	○	○		○	○	
2-6	飛来物 (航空機衝突 (偶発))	○	○	○	○		○	○	○
2-7	工業施設又は船舶の爆発			○	○		○	○	
2-8	船舶の衝突 (船舶事故)	○	○		○			○	
2-9	自動車又は船舶の爆発				○			○	
2-10	船舶から放出される固体又は液体不純物				○				
2-11	水中の化学物質				○				
2-12	爆発 (プラント外での爆発)	○	○		○				
2-13	プラント外での化学物質流出								
	プラント外での化学物質流出			○					2-14
2-15	軍事施設からのミサイル				○				
2-16	掘削工事				○				
2-17	他のユニットからの火災				○				
2-18	他のユニットからのミサイル				○				
2-19	他のユニットからの内部溢水				○				
2-20	電磁的障害	○	○		○				
2-21	ダムの崩壊	○	○		○				
2-22	内部溢水	○	○	○	○		○		
2-23	火災 (近隣工場等の火災)	○	○	○	○				
2-24	第三者の不法な接近	○	○						
2-25	航空機衝突 (意図的)	○	○		○				
2-26	妨害破壊行為 (内部脅威含む)	○	○						
2-27	サイバーテロ	○	○						
2-28	重量物落下	○	○		○				

※ 「○」は外部事象を収集した文献を示す。

表 3 自然現象の整理

No.	自然現象	備考
1	地震	(1-7)
2	津波	(1-11)
3	降水	(1-3)
4	積雪	(1-8)
5	雪崩	(1-14)
6	ひょう, あられ	(1-25)
7	氷嵐, 雨氷, みぞれ	(1-25)
8	氷晶	(1-30)
9	霜, 霜柱	(1-23)
10	結氷板, 流氷, 氷壁	氷結, 結氷板 (1-29), 氷壁 (1-31)
11	風 (台風含む)	風(台風)(暴風(台風))(1-19), ハリケーン(1-28)
12	竜巻	(1-20)
13	砂嵐	(1-5)
14	霧, 霞	濃霧, 霧 (1-21), 靄 (1-38)
15	高温	(1-26)
16	低温	凍結 (1-1)
17	高温水 (海水温高)	(1-50)
18	低温水 (海水温低)	(1-51)
19	極限的な圧力 (高/低)	(1-37)
20	落雷	(1-33)
21	高潮	高潮 (1-10), 満潮 (1-27)
22	波浪	(1-13)
23	風津波	波浪・高波 (1-13)
24	洪水	(1-18)
25	池・河川の水位低下	(1-34)
26	河川の迂回	(1-4)
27	干ばつ	(1-17)
28	火山	火山活動 (1-12), 土石流 (1-53), 水蒸気 (1-54), 毒性ガス (1-55)
29	地滑り	地滑り (1-32), 土砂崩れ (山崩れ, がけ崩れ) (1-42)
30	海中での地滑り	水中の地滑り (1-47)
31	地面隆起 (相対的な水位低下)	地面隆起 (1-40)
32	土地の浸食, カルスト	陥没, 地盤沈下, 地割れ (1-36), カルスト (1-43)
33	土の伸縮	土壌の収縮又は膨張 (1-9)
34	海岸浸食	海岸侵食 (1-16)
35	地下水 (多量/枯渇)	(1-44)
36	地下水による浸食	(1-44)

表 3 自然現象の整理

No.	自然現象	備考
37	森林火災	森林火災 (1-22), 草原火災 (1-24)
38	生物学的事象	生物学的事象 (1-15), 動物 (1-41), 水中の有機物 (1-48)
39	静振	静振 (1-6), 湖又は河川の水位低下 (1-34), 湖又は河川の水位上昇 (1-35), 海水面低 (1-45), 海水面高 (1-46)
40	塩害, 塩雲	(1-39)
41	隕石, 衛星の落下	隕石 (1-2), 衛星の落下 (2-1)
42	太陽フレア, 磁気嵐	(1-49)
43	土石流	(1-53)
44	泥湧出	(1-52)

表4 人為事象の整理

No.	人為事象	備考*
1	航空機落下（偶発）	(2-6)
2	ダムの崩壊	(2-21)
3	火災・爆発	交通事故(化学物質流出含む) (2-3), 爆発(プラント外での爆発) (2-12), 他のユニットからの火災 (2-17), 火災(近隣工場等の火災) (2-23)
4	有毒ガス	(2-4)
5	船舶の衝突	(2-8)
6	電磁的障害	(2-20)
7	パイプライン事故	(2-2)
8	第三者の不法な接近	(2-24)
9	航空機衝突（意図的）	(2-25)
10	妨害破壊行為 (内部脅威含む)	(2-26)
11	サイバーテロ	(2-27)
12	産業施設の事故	工業施設又は船舶の爆発 (2-7)
13	輸送事故	自動車又は船舶の爆発 (2-9)
14	軍事活動による ミサイルの飛来	(2-15)
15	サイト内外での掘削	(2-16)
16	内部溢水	他のユニットからの内部溢水 (2-19), 内部溢水 (2-22)
17	タービンミサイル	タービンミサイル (2-5), 他のユニットからのミサイル (2-18)
18	重量物輸送	(2-28)
19	化学物質の放出による 水質悪化	船舶から放出される固体又は液体不純物 (2-10), 水中の化学物質 (2-11), プラント外での化学物質流出 (2-13), サイト貯蔵の化学物質の流出 (2-14)
20	油流出	船舶から放出される固体又は液体不純物 (2-10)

※（ ）内の番号は「表2 文献より収集した人為事象」における番号

(1) 各事象の影響度評価と選定

各自然現象・各人為事象について、想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合に考え得る起因事象について評価し、その結果から特にプラントの安全性に影響を与える可能性がある事象を選定した。（自然現象については表 5、人為事象については表 6 参照。）

選定に当たっては、そもそも柏崎刈羽原子力発電所において発生する可能性があるか、非常に苛酷な状況を想定した場合、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で確認した。

(2) 選定結果

上記評価の結果、苛酷な状況となる可能性がある事象であって、影響の程度評価を行うべき外部事象を以下のとおり選定した。

【自然現象】

- ・地震
- ・津波
- ・風（台風含む）
- ・竜巻
- ・低温（凍結）
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・火山
- ・隕石

※ 森林火災については、出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であると想定し、人為事象「火災・爆発」に整理した。

【人為事象（偶発的）】

- ・航空機落下（偶発）※
- ・火災，爆発（森林火災，近隣工場の火災・爆発，航空機落下火災等）※
- ・有毒ガス※
- ・内部溢水※

【人為事象（意図的）】

- ・航空機衝突（意図的）

表 5 評価対象自然現象評価結果 (1/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
1	<p>降水</p> <p>※詳細は添付資料 2.1.8 参照</p>	<p>①浸水 敷地及び建屋内浸水による機器浸水</p> <p>②荷重（堆積荷重） 建屋屋上での雨水排水不可（排水能力超過）による滞留</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 降水の影響により屋外の送変電設備が機能喪失し、外部電源喪失が発生している状態で、燃料移送ポンプが没水により機能喪失し、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・ 原子炉建屋の天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 ・ タービン建屋の天井が崩落した場合にタービンや発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。 ・ タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ ・ タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ ・ コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が溢水により機能喪失に至るシナリオ。 ・ 廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。

表5 評価対象自然現象評価結果 (2/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
2	積雪 ※詳細は添付資料 2.1.2 参照	①荷重（堆積荷重） 建屋及び屋外機器への堆積	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋が天井崩落した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 タービン建屋が天井崩落した場合にタービン建屋や発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。また、原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。 コントロール建屋が天井崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が溢水により機能喪失に至るシナリオ。 廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却系が積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。 軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合には、軽油タンク機能喪失に至り、以下②に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
		②相間短絡 送電・変電設備の屋外設備への着氷	<ul style="list-style-type: none"> 送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。
		③閉塞（空調） 給排気口の閉塞（堆積又は付着による給気口閉塞）	<ul style="list-style-type: none"> D/G 室空調給気口の閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において、上記②の外部電源喪失が同時発生した場合に、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
3	雪崩	①荷重（衝突） 雪崩による建屋及び屋外機器への荷重	<ul style="list-style-type: none"> 建屋周辺に急峻な斜面がないことから、プラントの安全性に影響を与えるような雪崩は発生せず、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
4	ひょう、あられ	①荷重（衝突） 建屋及び屋外機器へのひょう（又はあられ）の衝突	<ul style="list-style-type: none"> 竜巻の影響に包絡される。(No. 10 参照)

表 5 評価対象自然現象評価結果 (3/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
5	氷嵐, 雨氷, みぞれ	①荷重 (堆積) 建屋及び屋外機器への雨氷等の着氷	・火山及び積雪の影響に包絡される。(火山は No. 26, 積雪は No. 2 参照)
		②閉塞 (空調) 建屋や屋外機器への雨氷等の着氷	・積雪の影響に包絡される。(No. 2 参照)
6	氷晶	①荷重 (堆積) 建屋及び屋外機器への付着	・火山及び積雪の影響に包絡される。(火山は No. 26, 積雪は No. 2 参照)
		②閉塞 (空調) 建屋及び屋外機器への付着	・積雪の影響に包絡される。(No. 2 参照)
7	霜, 霜柱	①— 建屋及び屋外機器への霜の付着, 敷地での霜柱生成	・建物や屋外設備への霜付着による影響はなく, 霜柱についても発生範囲は土露出範囲であるため, プラントの安全性が損なわれるような影響は発生せず, 本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
8	結氷板, 流氷, 氷壁	①閉塞 (取水) 流氷等による取水口閉塞	・柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生せず, 本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
9	風 (台風含む) ※詳細は添付資料 2.1.6 参照	①荷重 (風圧, 衝突) 風圧 (又は飛来物衝突) による建屋, 設備の損傷	・風荷重によりタービン建屋が損傷し, タービン, 発電機に影響が及んでタービントリップに至るシナリオ。 ・風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至るシナリオ。 ・風荷重にて軽油タンク等が損傷し, かつ同時に外部電源喪失が発生し, 全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ※飛来物衝突影響については竜巻の影響に包絡される。
		②閉塞 (取水) 台風による漂流物による取水口閉塞	・台風による漂流物により取水口が閉塞した場合, 原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり, 最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。

表5 評価対象自然現象評価結果 (4/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
10	竜巻 ※詳細は添付資料 2.1.7 参照	①荷重 (風圧, 気圧差及び衝突) 風圧, 気圧差又は飛来物損傷による建屋 設備損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷, 又は飛来物が建屋外壁を貫通し, タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップに至るシナリオ。 ・送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ。 ・軽油タンク等が損傷, かつ外部電源喪失している状況下において, 非常用ディーゼル発電設備の燃料枯渇により, 全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し, 復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止に至るシナリオ。
		②閉塞 (取水) 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> ・竜巻により資機材, 車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合, 原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり, 最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。
11	砂嵐	①閉塞 (空調) 空調フィルタの閉塞	<ul style="list-style-type: none"> ・砂嵐や黄砂は柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生していないこと, 及び発生を仮定してもその影響はNo.26火山の火山灰による「③閉塞 (空調)」事象に包絡されることから, 本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
12	霧, 靄	①— 発電所敷地内での霧, 靄 (もや) の発生による設備等への影響なし	<ul style="list-style-type: none"> ・安全施設の機能が損なわれることはなく, 本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
13	高温	①外気温度高 外気温度高による機器等の冷却能力低下	<ul style="list-style-type: none"> ・空調設計条件を超過する可能性はあるものの, 1日の中でも気温の変動があり高温状態が長時間にわたり継続しないこと, 空調設備が余裕をもって設計されていること, また, 外気温度高により即安全性が損なわれることはないことから, 安全施設の機能が損なわれることはない。よって, 本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
14	低温 (凍結) ※詳細は添付資料 2.1.3 参照	①外気温度低 (凍結) 屋外配管・タンクの内部流体凍結	<ul style="list-style-type: none"> ・軽油タンク等内の軽油の凍結と着氷による相間短絡によって外部電源喪失が同時発生し, 非常用ディーゼル発電設備 (ディタンク) の燃料枯渇となり全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

表5 評価対象自然現象評価結果 (5/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
15	高温水 (海水温高)	①海水温度高(冷却機能低下:海水系) 取水温度高に伴う冷却性能への影響	・海水温度高に伴う復水器真空度低下により、タービントリップに至るシナリオ。
16	低温水 (海水温低)	①- 取水温度低に伴う海水系機器への影響なし	・取水温度低について冷却性能の劣化につながらず、影響ないため、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
17	極限的な圧力 (気圧高/低)	①荷重(気圧差) 気圧差による空調設備等への影響	・竜巻の影響に包絡される。(No. 10 参照)
18	落雷 ※詳細は添付資料 2.1.4 参照	①雷サージ及び誘導電流 過電圧による設備損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至るシナリオ。 ・屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ。 ・屋外設置のタンク類(軽油タンク、液化窒素貯槽)のうち、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失が外部電源喪失と同時に発生し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・建屋内外への雷による誘導電流の影響により、各種設備が機能喪失となり、その他過渡事象に至るシナリオ。なお、その他過渡事象については、内部事象レベル1 PRA 等にて考慮されている。
19	高潮	①浸水 高潮による建屋や機器への浸水影響	・津波評価において敷地内への浸水を想定しており、津波の影響に包絡される。
20	波浪	①浸水 波浪による建屋や機器への浸水影響	・津波評価において敷地内への浸水を想定しており、津波の影響に包絡される。
21	風津波	①浸水 風津波による建屋や機器への浸水影響	・津波評価において敷地内への浸水を想定しており、津波の影響に包絡される。
22	洪水	①浸水 発電所敷地の浸水による建屋や機器への影響(津波を除く)	・津波以外の外部洪水としては、ダムの決壊や河川の氾濫等考えられるが、柏崎刈羽原子力発電所へ影響を及ぼす範囲にダムや河川はない。したがって、本事象によるプラントへの影響はないことから、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

表5 評価対象自然現象評価結果 (6/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
23	池・河川の水位低下	①ー 河川等の水位低下による設備等への影響なし	・ 柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はなく、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
24	河川の迂回	①ー 河川の迂回による設備等への影響なし	・ 柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はなく、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
25	干ばつ	①ー 干ばつに伴う河川等からの取水不可による設備等への影響なし	・ 柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はなく、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。

表5 評価対象自然現象評価結果 (7/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
26	火山 ※詳細は添付資料 2.1.5 参照	①荷重 (堆積) 建築物やタンク等上部への降下火山灰の堆積による天井崩落	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落し、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に損傷、機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落し、建屋最上階に設置しているタービン、発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。 コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落し、建屋最上階に設置している中央制御室内設備が損傷し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。 軽油タンクが火山灰堆積荷重により天井崩落、破損に至り、以下⑤に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備 (ディタンク) の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
		②閉塞 (取水) 降下火山灰の取水口及び海水系への取込みによる閉塞	<ul style="list-style-type: none"> 海水中の火山灰が高濃度な場合に、熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗や海水ストレーナの自動洗浄能力を上回ることによる閉塞により、海水系設備の機能喪失、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。
		③閉塞及び摩耗 降下火山灰による換気空調系及び軽油タンクの閉塞及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプの軸受摩耗	<ul style="list-style-type: none"> D/G 室空調給気口又は軽油タンクの閉塞若しくは非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプの軸受摩耗により、非常用ディーゼル発電設備の機能喪失に至る場合において、以下⑤の外部電源喪失が発生している状況下では、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
		④腐食 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響	<ul style="list-style-type: none"> 腐食の進行は時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはなく、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。よって、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
		⑤相間短絡 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡	<ul style="list-style-type: none"> 火山灰が送電網の碍子や変圧器へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起こし外部電源喪失に至るシナリオ。

表5 評価対象自然現象評価結果 (8/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
27	地滑り	①荷重（衝突） 地滑りに伴う土砂等の建屋・屋外設備への衝突	<ul style="list-style-type: none"> 送電設備については、斜面に設置されているものもあり、地滑りにより送電設備が倒壊することで、外部電源喪失に至るシナリオ。 一方、周辺斜面と原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設は十分な離隔距離を有しており、プラントの安全性に影響が及ぶことはない判断。
28	海水中の地滑り	①閉塞（取水） 海水中の地滑りに伴う取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> 港湾内については、海底に地滑りの発生し得る起伏がないため、発生可能性がない。 港湾外の地滑りに伴い発生可能性のある津波については、津波事象として考慮。
29	地面隆起/低潮位	①地盤安定性 地盤の隆起に伴う建屋や屋外設備の傾斜等による損壊	<ul style="list-style-type: none"> 地面隆起は、地震の随件事象である。原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設は岩着や杭基礎で施工されており、地震時は一体となって震動することから、プラントの安全性に影響が及ぶような部分的な地面隆起は発生せず、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はない判断。
30	土地の浸食、カルスト	①地盤安定性 土壌の流出による荒廃、地盤沈下に伴う建屋や屋外設備の周辺地面の浸食による設備等の損壊	<ul style="list-style-type: none"> 土地の浸食は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはない。適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。よって、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はない判断。
31	土の伸縮	①地盤安定性 建屋・屋外設備の周辺地面の変状による設備等の損壊	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設は、岩着や杭基礎等の工法にて施工されており、土の伸縮による影響を受けにくい。また、土の伸縮は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはない。適切な運転管理や保守管理により対処可能。 よって、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はない判断。
32	海岸浸食	①冷却機能低下：海水系 海岸線の後退、海底勾配の変化による取水設備性能への影響	<ul style="list-style-type: none"> 海岸浸食は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはない。適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はない判断。

表5 評価対象自然現象評価結果 (9/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
33	地下水 (多量/枯渇)	①浸水 地下水の建屋地下階への流入による設備等の浸水	・多量の地下水流入については、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することではなく、適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生は ない と判断。
		②ー 地下水の枯渇	・地下水は活用しておらず、安全施設の機能が損なわれることはない と判断 。したがって、本事象によるプラントへの影響は なく 、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生は ない と判断。
34	地下水による浸食	①地盤安定性 建屋・屋外構築物の地下部（地下階，基礎部）土壌浸食	・安全上重要な建屋や屋外設備は、岩着や杭基礎等の工法にて施工されており、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することではなく、適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生は ない と判断。
		②浸水 建屋地下部の浸食による建屋内への地下水の流入	・基本的に設備等の機能に影響を及ぼすほどの地下水が建屋内へ流入する可能性は稀である。また、仮に浸食があっても、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することではなく、適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生は ない と判断。

表 5 評価対象自然現象評価結果 (10/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
35	森林火災	①熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	<ul style="list-style-type: none"> 森林火災が送電設備に延焼し、外部電源喪失に至るシナリオ。 発電所周辺監視区域の境界に沿って森林を伐採しており、構外から延焼する状況に対して一定の効果があると考えられること、敷地境界から出火した場合であっても、防火帯を設定しておりプラントまでの離隔距離が十分あること、防火帯内側への延焼を仮定した場合でも街路樹等が燃えるだけで火災の規模は限定的なため、消火が可能であると考えられること、プラント近傍は非植生であり、仮に危険物（軽油タンク）に延焼した場合であっても原子炉建屋外壁面が 200℃未満であることを評価で確認していることから、原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設への影響はなく、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
		②外気取入機器及び人への影響 ばい煙等による閉塞（空調）影響及び人への影響	<ul style="list-style-type: none"> ばい煙の換気空調系への取込みは、火山の影響に包絡される。（No. 26 参照） ばい煙を取り込むことによる人への影響については、発電所敷地内の林縁とプラント間に十分な離隔距離があることから、影響はないと判断。ばい煙が中央制御室空調外気取入口まで達する仮定した場合でも、再循環運転を行うことで影響を抑えられるため、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
36	生物学的事象	①閉塞（取水） 海生生物（くらげ等）の襲来による取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> 大量発生したくらげ等の海生生物により、取水口が閉塞した場合に、原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。この場合でも事象の影響は内部事象レベル 1PRA に包絡される。
		②個別設備の機能喪失 齧歯類（ネズミ等）によるケーブル類の損傷、電気機器接触による地絡等	<ul style="list-style-type: none"> ネズミ等齧歯類によるケーブル類の損傷、電気機器接触による地絡等は、個別機器の不具合というランダム事象に整理される。このようなランダム事象は、内部事象レベル 1 PRA 等にて、その他過渡事象として考慮されている。
37	静振	①浸水 港湾内での潮位振動による取水への影響	<ul style="list-style-type: none"> 津波評価において敷地内への浸水を想定しており、津波の影響に包絡される。（浸水影響の最も大きい津波の評価においては、数値シミュレーションを実施しており、その中で静振の影響も考慮されている。）
		②冷却機能低下：海水系 港湾内での潮位振動による取水への影響	

表 5 評価対象自然現象評価結果 (11/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
38	塩害, 塩雲	①塩害による屋外構築物・設備の腐食	<ul style="list-style-type: none"> 腐食は, 発電所の運転に支障をきたす時間スケールで事象進展しないことから, 安全施設の機能が損なわれるおそれはなく, 本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
39	隕石, 衛星の落下	①荷重 (衝突) 隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等が衝突に至る可能性は, 極低頻度な事象ではあるが, 被害の影響から大規模損壊の対象とする。 ①, ②荷重 (衝突) については, 表 6 No.1 航空機落下 (偶発) と同じ起回事象等が発生する可能性がある。 ③浸水については, 津波の影響に包絡される。
		②荷重 (衝突) 発電所敷地への隕石落下に伴う衝撃波	
		③浸水 隕石の発電所近海への落下に伴う津波	
40	太陽フレア, 磁気嵐	①誘導電流 太陽フレアの地磁気誘導電流による変圧器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> 磁気嵐により誘導電流が発生し, 変圧器等の送電・変電設備の損傷により, 外部電源喪失に至るシナリオ。 ただし, 磁気嵐の影響を受けるのは, こう長の長い送電線であり, D/G 及び非常用電源母線への影響はなく, プラントの安全性への影響はないと判断。 太陽フレアによる電磁波や放射線については, 電波障害等を引き起こす可能性はあるものの, 基本的に大気や磁場により地表面まで到達せず, さらに建屋による遮蔽効果に期待できるため安全設備等への影響については考えにくいことから大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
41	土石流	①荷重 (衝突) 土石流による建屋及び屋外機器への荷重	<ul style="list-style-type: none"> 敷地内に溪流がなく, 土石流危険区域に指定されていないことから土石流が敷地内に到達することはない。したがって, 本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
42	泥湧出	①地盤安定性 地盤の脆弱化に伴う建屋や屋外設備の傾斜等による損傷	<ul style="list-style-type: none"> 地震による液状化で損傷が想定される機器は, 地震動による損傷も想定しており, 地震の影響に包絡される。

表 6 評価対象人為事象評価結果 (1/4)

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
1	航空機落下 (偶発)	①荷重 (衝突) 航空機が建屋等へ衝突 ②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	
2	ダムの崩壊	①浸水 ダムの崩壊に伴う洪水による建屋や機器への浸水影響	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所周辺にダムの崩壊により洪水となる河川はないため、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
3	火災・爆発	①熱影響, 爆風圧 発電所内に保管されている危険物の火災や爆発による影響	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電設備の軽油タンクで火災が発生した場合であっても原子炉建屋の温度が許容値以上に上昇しないことを確認。 ・非常用ディーゼル発電設備の軽油タンク全数が焼損した場合は、ディタンクの枯渇により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るが、外部電源と同時に機能喪失することはないため、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。 ・個別の設備が火災により損傷した場合、外部電源喪失, 非隔離事象, 隔離事象, 全給水喪失, RPS 誤動作, 原子炉補機冷却系故障, 手動停止等に至る。さらに, これらが多数重畳した場合には大規模損壊に至る可能性がある。
4	有毒ガス	①中央制御室居住性の低下 有毒ガスが中央制御室内に取り込まれることによる運転操作への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所周辺には有毒ガスの発生源となる危険物を貯蔵している石油コンビナートはない。発電所構内で貯蔵している物質 (塩素, 窒素) が漏えいした場合であっても, 中央制御室の空調系を再循環モード運転へ移行することにより, 有毒ガスの影響を遮断できるため, 本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。

添付 2.1-19

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 6 評価対象人為事象評価結果 (2/4)

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
5	船舶の衝突	①冷却機能低下：海水系 漂流船舶が取水設備を損傷させることによる冷却機能への影響	・漂流船舶が発電所港湾内に侵入した場合であっても、カーテンウォールにより直接取水設備を損傷させることはないが、仮に更に内部へ侵入し、取水設備を損傷させた場合は、最終ヒートシンクが喪失に至るシナリオとなる。この場合でも事象の影響は内部事象レベル 1PRA に包絡される。
6	電磁的障害	①電磁波によるノイズ 電磁波を放出する機器による計測制御系へのノイズ発生で安全機能の誤動作，誤不動作	・携帯電話等の電磁波を放出する機器が中央制御室等の発電所内に誤って偶発的に持ち込まれることによる計測・制御設備への影響が想定される。中央制御室や現場にある操作盤については、電波障害試験により耐性を確認しているが、想定を上回る影響が生じた場合は、計測制御系への外乱が想定される。事象影響としては落雷の影響に包絡される。
7	パイプライン事故	①熱影響，爆風圧 パイプラインの損傷・破裂による火災，爆風	・パイプラインは道路下に埋設されており，埋設深度も法令で定められている。また，緊急時にはガスの遮断が行われるため，爆発が発生したとしても外部に対する影響は限定的である。仮に飛来物が発電所へ届く場合があったとしても，事象影響としては竜巻の影響に包絡される。
8	第三者の不法な接近	①－ 原子炉施設内に悪意を持った第三者が侵入	・原子炉施設内への侵入だけでは起回事象の発生はない。(原子炉施設への影響は No. 10 妨害破壊行為に包絡。)
9	航空機衝突 (意図的)	①荷重 (衝突) 航空機が建屋等へ衝突 ②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	

添付 2.1-20

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 6 評価対象人為事象評価結果 (3/4)

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
10	妨害破壊行為 (内部脅威含む)	①衝撃力 爆発物等による衝撃力	・ 大型航空機の衝突その他のテロリズムとして扱う
		②中央制御室の占拠等 悪意操作, サボタージュ	
11	サイバーテロ	①制御システムのハッキング 制御システムのハッキングによる悪意操作	
12	産業施設の事故	①熱影響, 爆風圧 発電所外の産業施設の事故による火災, 爆発	・ 発電所敷地周辺に石油コンビナート施設はないため, 本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
13	輸送事故	①熱影響, 爆風圧 危険物輸送車両や船舶の発電所敷地周辺における事故による火災, 爆風	・ 危険物輸送車両や船舶にて火災, 爆発が発生した場合でも危険限界距離以上離れている。爆風により飛来物を想定した場合であっても竜巻の影響に包絡される。
14	軍事活動によるミサイルの飛来	①荷重 (衝突) ミサイルが建屋等へ衝突	・ 大型航空機の衝突その他のテロリズムとして扱う
		②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	
15	サイト内外での掘削	①物理的損傷 発電所内外において地面の掘削工事を行い, 設備の一部を損傷	・ 地面の掘削工事を行う場合は, 埋設物の管理図面により事前調査を行い, あらかじめ 埋設物の位置を確認する。仮に埋設物を損傷させた場合の影響として, 埋設ケーブル切断による外部電源喪失に至るシナリオとなる。 ・ また, 発電所内外の送電鉄塔を掘削工事により倒壊させた場合も外部電源喪失に至るシナリオとなる。この場合でも事象の影響は内部事象レベル 1PRA に包絡される。
16	内部溢水	①浸水 原子炉施設内の配管等の破損による保有水の漏えいの影響	・ 外部電源喪失, 非隔離事象, 隔離事象, 全給水喪失, RPS 誤動作, 原子炉補機冷却系故障, 手動停止等に至る。これらが多数重畳した場合には大規模損壊に至る可能性がある。
17	タービンミサイル	①荷重 (衝突) タービンの一部が飛来物となって衝突	・ 飛来物衝突影響について航空機衝突 (意図的) に包絡される。

表 6 評価対象人為事象評価結果 (4/4)

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
18	重量物輸送	①荷重（落下） 輸送中の燃料集合体の落下による破損	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替機は燃料取替作業中の燃料集合体落下防止対策（フェイル・セーフ設計等）がとられているため、燃料集合体の落下事故の発生確率は非常に小さく、さらにその発生を仮定した場合でも破損した燃料からの放射性物質の放出量は僅かであり、外部への影響は小さいことが評価されている。したがって、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生は<u>ない</u>と判断。
		②荷重（衝突） 重量物輸送車両やクレーン等の重機の転倒による屋外設備の損壊	<ul style="list-style-type: none"> 作業に重機を使用する場合は、転倒防止対策を行うため発生することは考えにくいですが、仮に重機が転倒した場合は変圧器や軽油タンクの損壊が想定される。これにより、外部電源喪失とディタンク枯渇による非常用ディーゼル発電設備の機能喪失により全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられるが、重機転倒による損傷範囲は重機の大きさに限定されるため、起回事象として考慮する必要は<u>ない</u>と判断。（考慮した場合であっても大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象では<u>ない</u>）
19	化学物質の放出による水質悪化	①冷却機能低下：海水系 発電所内で保管されている化学物質が港湾内へ放出され、又は船舶事故により化学物質が流出し、海水系の冷却機能へ影響	<ul style="list-style-type: none"> 発電所内で保管している化学物質については、堰の設置や建屋内保管により漏えい拡大防止対策をしており、港湾内への流出は考えにくい。船舶事故にて流出する可能性は否定できないが、海水系に取水される段階では十分希釈されていると想定できる。したがって、本事象による影響を考慮する必要は<u>ない</u>と考えるが、仮に影響が生じた場合は最終ヒートシンク喪失に至るシナリオとなる。この場合でも事象の影響は内部事象レベル 1PRA に包絡される。
20	油流出	①冷却機能低下：海水系 船舶等から流出した油が海水系の冷却機能へ影響	<ul style="list-style-type: none"> 海水の取水については、カーテンウォールを設置して深層取水を行っており、油が直接海水系に流入することは考えにくいですが、仮に影響が生じた場合は最終ヒートシンク喪失に至るシナリオとなる。この場合でも事象の影響は内部事象レベル 1PRA に包絡される。

設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

積雪事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 建屋天井や屋外設備に対する荷重
- ② 送電変電設備の屋外設備への着氷
- ③ 空調給気口の閉塞
- ④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む）の設備等を評価対象設備として選定した。

<建屋>

- ・原子炉建屋
- ・コントロール建屋
- ・タービン建屋
- ・**廃棄物処理建屋**

<屋外設備>

- ・送変電設備
- ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）
- ・中央制御室換気空調設備
- ・非常用ディーゼル発電機非常用給気設備（6号炉），非常用電気品区域空調設備（7号炉）（以下，D/G室空調）

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに，(2)項で選定した評価対

象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 建屋天井や屋外設備に対する荷重

建屋及び屋外設備に対する積雪荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋

原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。

○タービン建屋

タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至るシナリオ。また、タービン建屋熱交換器エリア屋上が積雪荷重により崩落した場合に、積雪（雪融け水含む）の影響により原子炉補器冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。

○コントロール建屋

コントロール建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ溢水が伝播し機能喪失に至るシナリオ。

○廃棄物処理建屋

廃棄物処理建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却系が積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。

<屋外設備>

○軽油タンク等

軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合には、軽油タンク機能喪失に至る可能性があり、以下②に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

② 送変電設備の屋外設備への着氷

送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。

③ 空調給気口の閉塞

中央制御室換気空調及び D/G 室空調給気口閉塞による各空調設備が機能喪失に至る。（ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。）

仮に D/G 室空調給気口の閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において、上記②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至る。

④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化

積雪により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては、除雪を行うことから問題はない。

そのため上記①～③の影響評価の結果として、電源車の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を越える積雪事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 建屋天井や屋外設備に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ

積雪荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(3)項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるものの、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ及びプラントスクラムについては、運転時の内部事象レベル 1PRA でも考慮していること、計測制御系機能喪失については、地震や津波のレベル 1PRA でも考慮していることから追加のシナリオではない。軽油タンクについても、天井の許容荷重を上回る積雪荷重によって破損に至る可能性はあるものの、外部電源喪失との重畳による全交流動力電源喪失は、運転時の内部事象や地震、津波のレベル 1PRA でも考慮しているものであり、追加のシナリオではない。

なお、各建屋や軽油タンクの天井が崩落するような積雪事象は、年超過確率評価上、 10^{-7} /年より小さい事象であること（表1参照）、積雪事象の

進展速度の遅さを踏まえると除雪管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀である。

表1 各建屋・タンクの積雪荷重と年超過頻度の比較

建屋・タンク	積雪荷重	年超過頻度	結果
原子炉建屋	6号炉 357cm 7号炉 361cm	$266\text{cm} : 10^{-7}/\text{年未満}$ $\left(\begin{array}{l} 10^{-4}/\text{年} : 135.9\text{cm} \\ 10^{-7}/\text{年} : 213.3\text{cm} \end{array} \right)$	積雪荷重を超えるまでに大きな裕度がある
タービン建屋	6号炉 266cm 7号炉 266cm		
コントロール建屋	371cm		
軽油タンク	6号炉 321cm 7号炉 321cm		

② 送変電設備の屋外設備への着氷

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える積雪事象に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべき起因事象として選定する。

③ 空調給気口の閉塞

仮にD/G室空調給気口閉塞により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至り、かつ同時に外部電源喪失に至ることを想定した場合、全交流動力電源喪失に至ることとなるが、全交流動力電源喪失については、運転時の内部事象や地震、津波レベル 1PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、基本的には除雪管理が可能であるが、D/G室空調給気口が閉塞に至る積雪深さは、年超過確率評価上、 $10^{-7}/\text{年}$ より小さくなること、積雪の給気口への付着・堆積についても除雪管理が可能であることから、積雪事象による給気口閉塞事象の発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。(表2にD/G室空調給気口高さを示す。また同表に参考として中央制御室換気空調給気口高さを示す。)

表2 各空調給排気口の高さ過年超過頻度の比較

空調給排気口	設置高さ	年超過頻度	結果
D/G室空調(A)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m	$4.2\text{m} : 10^{-7}/\text{年未満}$ $\left[\begin{array}{l} 10^{-4}/\text{年} : 135.9\text{cm} \\ 10^{-7}/\text{年} : 213.3\text{cm} \end{array} \right]$	設置高さを超えるまでに大きな裕度がある
D/G室空調(A)排気口	7.8 m		
D/G室空調(B)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m		
D/G室空調(B)排気口	7.8 m		
D/G室空調(C)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m		
D/G室空調(C)排気口	7.8 m		
中央制御室換気空調設備給気口	4.2 m		
中央制御室換気空調設備排気口	4.2 m		

2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。
 - 原子炉建屋の天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。
 - タービン建屋の天井が崩落した場合にタービンや発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。また、原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。
 - コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪(雪融け水含む)の影響により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が溢水により機能喪失に至るシナリオ。
 - 廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、再循環ポンプ M/Gセットや換気空調補機常用冷却系が積雪(雪融け水含む)の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。
 - 軽油タンクの天井が崩落した場合で、かつ外部電源喪失が発生している状況下において、非常用ディーゼル発電設備(ディタンク)の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
 - 送電線や碍子へ雪が着氷することによって、相間短絡を起こし外部電源

が喪失するシナリオ。

OD/G室空調給気口閉塞により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失，かつ外部電源喪失の同時発生により全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

上記シナリオについては，いずれも運転時の内部事象や地震，津波レベル1PRAにて考慮しているものであり，追加すべき新たなものはない。

また，1.(4)項での起因事象の特定結果のとおり，上記シナリオの内，建屋又は軽油タンクの天井崩落やD/G室空調給気口閉塞については，事象の発生頻度が表1及び表2に示したように非常に小さいこと，除雪管理により発生を防止可能なことから，発生自体が非常に稀な事象である。

除雪については，敷地周辺の積雪量が約30cm以上となり，気象情報（除雪予報）等から除雪が必要と判断される場合には，安全施設等を対象として実施する。また，アクセスルートについては積雪量が10cm以上となった場合に除雪を実施する。除雪運用で想定している積雪量を超過するような場合には，原子炉建屋等の重要施設の倒壊防止，構内アクセスルートの確保，重大事故等対処施設の機能確保の優先順位で除雪を行う。このような除雪対応により建屋に損傷が生じるような場合でも被害範囲は一部の建屋・機器にとどまる。

さらに，積雪量が設計基準値(167cm)を超過する場合，又は除雪作業による対応が間に合わず，設計基準値を超過する可能性が見込まれる場合には，プラントを停止するとともに必要な注水手段を確保する。

設計基準を超える低温事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

柏崎刈羽原子力発電所の立地環境，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例等から低温に対する発電所への影響を調査し，その結果，以下のとおり機能喪失モードを抽出した。

- ① 屋外タンク及び配管内流体の凍結
- ② ヒートシンク（海水）の凍結
- ③ 着氷による送電線の相間短絡

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

(屋外設備)

- ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）
- ・取水設備（海水）
- ・送変電設備

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①屋外タンク及び配管内流体の凍結

低温によって軽油タンク等内の軽油が凍結するとともに，以下③に示す外部電源喪失が発生している状況下においては，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により，全交流動力電源喪失に至る。

②ヒートシンク（海水）の凍結

低温によって柏崎刈羽原子力発電所周辺の海水が凍結することは起こりえないと考えられるため、この損傷・機能喪失モードは考慮しない。

③着氷による送電線の相間短絡

送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を越える低温事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

①屋外タンク及び配管内流体の凍結

低温に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、軽油タンク等内の軽油の凍結を想定した場合、外部電源喪失の同時発生時においては、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられる。

ただし、軽油タンク等内の軽油が凍結に至る温度 -20°C は、年超過確率評価上、約 10^{-7} /年（ 10^{-7} /年の年超過頻度に対する温度は -16.0°C ）未滿となることから、起回事象としての発生頻度は十分に小さく、また、低温は事前の予測が可能であり、凍結防止等の必要な安全措置を講じることができる。

②ヒートシンク（海水）の凍結

上述のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、想定するシナリオはない。

③送変電設備の屋外設備への着氷

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える低温事象に対し発生可能性のある起回事象として全交流動力電源喪失と外部電源喪失を選定したが、いずれも運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

また、上述のとおり、軽油タンク等内の軽油が凍結に至る低温事象は、年超過確率評価上、約 10^{-7} /年と非常に稀な事象であること、低温は事前の予測が可能であり、凍結防止等の必要な安全措置を講じることができることから、低温事象を要因とする全交流動力電源喪失についての詳細評価は不要と考えられる。

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失のみとなるが、軽油タンク等内の軽油が凍結する可能性の小ささを踏まえると、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスが実際に発生することは考えにくい。

設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

落雷事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 落雷により屋内外計測制御設備に発生するノイズ
- ② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ
- ③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を選定対象設備として選定する。

ただし，落雷については，建屋内外を含め全ての設備等に影響が及ぶ可能性が考えられるため，具体的な設備の特定は実施せず，次項の起回事象になり得るシナリオの選定に当たっては，影響範囲が同様である地震 PRA の評価を参照し行うこととする。

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

シナリオの作成に関しては，「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007」（(社)日本原子力学会）及び柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉に対する地震 PRA の起回事象選定の考え方から，落雷での発生可能性のある起回事象となり得るシナリオについて検討した。

ただし，落雷の影響として構造損傷は発生しないことから，地震 PRA にて考慮している起回事象のうち，原子炉格納容器及び圧力容器の損傷，LOCA 事象といった建屋・構造物の損傷については除外した。

また，設計基準を上回る落雷では，ノイズにより計測制御設備が誤動作しスクラムする可能性がある。また，雷サージや誘導電位によりプラントが影響を受けた場合，その異常（タービントリップ等）を検知しスクラムするこ

とから、プラントスクラム後を想定した。

落雷については単発雷を想定すると、複数の系統に期待できる設備については区分分離が実施されているので、機能喪失することはない。したがって、想定を超える落雷の複数発生により生じるシナリオを想定した。

① 落雷により屋内外計測制御設備に発生するノイズ

計測制御設備誤動作によりプラントスクラムに至るシナリオ。

② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ

屋外設備（送電線や送電鉄塔、変圧器、屋外設置タンク）への落雷により、当該設備の機能喪失に至るシナリオ。また、外部とのケーブルを融通している建屋内の制御盤・電源盤が機能喪失に至るシナリオ。

③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

屋外及び屋内設備に発生する誘導電位により、建屋内設備が機能喪失するシナリオ。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を上回る落雷（雷撃電流値）に対する裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

① 落雷により計測制御設備に発生するノイズ

当該事象の発生時には、計測制御設備誤動作によりプラントスクラムに至る可能性はあるが、ノイズの影響は計測制御設備に限定され、仮に誤動作に至る場合でもプラントはスクラムし、以降の事象進展については内部事象 PRA における過渡事象に含まれるため、起回事象としてはその他過渡事象として整理する。スクラム以外の誤動作（ポンプの誤起動等）については、設備の機能喪失には至らず、かつ復旧についても容易であることから、起回事象としては抽出しない。

② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ

屋外変圧器に過度な電流が発生した場合、機器には雷サージの影響を緩和するため保安器が設置されているが、設計を超える落雷が発生した場合、外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、屋外設置のタンク類（軽油タンク、液化窒素貯槽）のうち、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失に至る場合、全交流動力電源喪失となることから起回事象として抽出した。また、シナリオとして抽出されない各個別

機器の機能喪失についてはその他過渡事象として考慮した。

③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

落雷による屋外及び屋内設備へ発生する誘導電位については、その影響が広範囲に渡るため、地震 PRA にて選定される起因事象のうち、建屋・構造物の損傷を除外した起因事象として下記を抽出した。ただし、スクラム後の状態を想定していることから、ATWS については対象外とし、下記に含まれない事象についてはその他過渡事象とした。柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉に対する地震 PRA での起因事象選定のフローを参考に落雷により発生し得る起因事象選定を実施した。（図 1 参照）

- ・外部電源喪失
- ・全交流動力電源喪失
- ・原子炉補機冷却系喪失
- ・直流電源喪失
- ・計測・制御系喪失に伴う制御不能
- ・その他過渡事象

上記起因事象のうち、安全上重要な設備の損傷を要因とするものについて、設計基準雷撃電流値 200kA を超える雷撃電流値に対する裕度（起因事象発生可能性）を評価した。

評価は、過去に実施した雷インパルス試験結果をもとに、雷撃電流により発生する誘導電位が各設備の絶縁耐力値を上回る雷撃電流値を評価し、その雷撃電流値の発生可能性について評価を実施した。具体的には、印加電流とそれにより発生する誘導電位は比例関係にあることが知られていることから、過去の雷インパルス試験結果から印加電流（雷撃電流）に応じて発生する誘導電位を推定し、各設備の絶縁耐力値（設計値が低い計測制御設備：雷インパルス試験絶縁耐力値 1000V）との比較により機能喪失判断を実施した。6 号炉の場合、印加電流に対し発生し得る最大の誘導電圧は 200kA 換算で 709.3V であるが（表 1 参照）、この関係から絶縁耐力値 1000V に達する雷撃電流値は 282kA（発生頻度は 8.7×10^{-6} 件/年）で設備損傷と判断する。7 号炉の場合表 2 より絶縁耐力値 1000V に達する雷撃電流値は 620kA（発生頻度 1.4×10^{-7} 件/年）となる。したがって、安全上重要な設備が損傷に至る雷撃が発生する可能性は非常に小さく、かつ起因事象の発生には複数区分の設備が損傷することが必要となるため、落雷を要因とする上記起因事象の発生は極低頻度事象である。

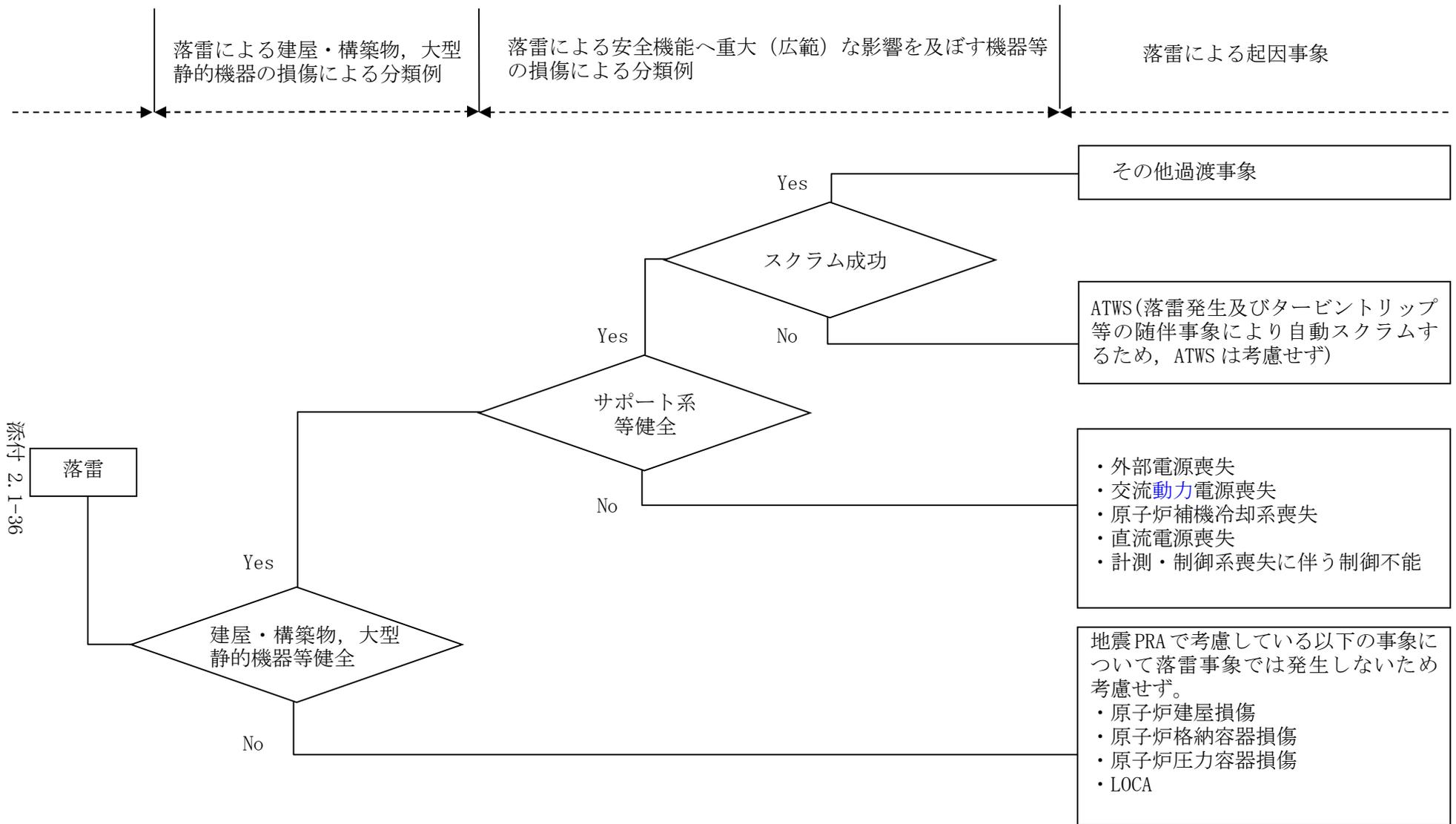
表 1 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(6号炉)

発点－着点	ケーブル種類	誘導電圧測定値(V) (() 内は印加電流(A))		誘導電圧 200kA 換算値(V)	
		発点側	着点側	発点側	着点側
R/B(FMCRD)－C/B	計装	0.6(900)	1.06(888)	133.3	238.7
R/B(4F 東側)－T/B	計装	3.22(908)	0.012(884)	709.3	2.7
R/B(4F 東側以外)－T/B	制御	0.84(900)	0.042(900)	186.7	9.3
R/B2F－B3F	計装	0.1(888)	0.24(896)	22.5	53.6

表 2 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(7号炉)

発点－着点	ケーブル種類	誘導電圧測定値(V) (() 内は印加電流(A))		誘導電圧 200kA 換算値(V)	
		発点側	着点側	発点側	着点側
R/B(FMCRD)－C/B	計装	1.1(868)	0.34(872)	253.5	78.0
R/B(4F 東側)－T/B	計装	5.04(876)	0.32(868)	1150.7 ※	73.7
R/B(4F 東側以外)－T/B	制御	1.04(904)	1.4(868)	230.1	322.6
R/B2F－B3F	計装	0.12(864)	0.66(872)	27.8	151.4

※柏崎刈羽原子力発電所7号炉の場合、R/B(4F 東側)－T/B間で最大約1150V/200kAの誘導電位が発生するが、当該区間を融通しているのは「R/A 外気差圧発信器」のみであり、差圧発信器にはアレスタ（雷インパルス試験耐電圧値：15kV）が内蔵されており、機器に影響を及ぼすことは無い。



添付 2.1-36

図1 原子炉の燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(落雷)

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のあるシナリオ及び起因事象として以下のとおり抽出した。

- 落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至るシナリオ
- 屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失、全交流動力電源喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ
- 建屋内外への雷による誘導電流の影響により、各種設備が機能喪失に至るシナリオ

上記のシナリオにおける起因事象については、内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮しており、落雷により追加するべき事故シーケンスはないと判断した。

また、上記シナリオの発生頻度は、1. (4)に示したとおり極低頻度であること、又は発生した場合であっても緩和設備に期待できることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスが実際に発生することは考えにくい。

設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

火山事象のうち，火砕流や火山弾といった原子力発電所の火山影響評価ガイド（制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061910 号 原子力規制委員会決定）（以下，影響評価ガイド）において設計対応不可とされている事象については，影響評価ガイドに基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性がないと判断されている。よって，個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うため抽出した降下火砕物のうち火山灰（以下，降下火山灰）を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。

降下火山灰により設備等に発生する可能性のある影響について，影響評価ガイドも参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 降下火山灰の堆積荷重による静的荷重
- ② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞
- ③ 降下火山灰による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外設備の摩耗
- ④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響
- ⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡
- ⑥ 降下火山灰によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

- ① 降下火山灰の堆積荷重による静的荷重

（建屋）

原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋

（屋外設備）

軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）

② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞

取水口及び海水系（原子炉補機冷却海水系）

③ 降下火山灰による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外設備の摩耗

（屋外に面した設備）

- ・中央制御室換気空調
- ・非常用ディーゼル発電機室非常用給気設備（6号炉），非常用電気品区域換気空調（7号炉）（以下，D/G室空調）

（屋外設備）

- ・軽油タンク等

④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響

軽油タンク等

⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡

送変電設備

⑥ 降下火山灰によるアクセス性や作業性の悪化

－（アクセスルート）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対して，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 降下火山灰の堆積荷重による静的荷重

建屋及び屋外設備に対する降下火山灰堆積荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋

原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に損傷，機能喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る。

○タービン建屋

タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置しているタービン，発電機に影響が及び，タービ

ントリップに至る。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。

○コントロール建屋

コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室内設備が損傷し、計測制御系機能喪失に至る。

<屋外設備>

○軽油タンク

軽油タンクが火山灰堆積荷重により天井崩落、破損に至り、以下⑤に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。

② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水中への降下火山灰による取水口や海水系への影響については、定量的な裕度評価は困難ではあるが、降下火山灰に対する取水量や取水設備構造等を考慮すると、取水口閉塞の発生は考えにくく、考慮すべきシナリオとしては抽出不要と考えられる。

海水系については、海水中の火山灰が高濃度な場合には、熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗や海水ストレーナの自動洗浄能力を上回ることによる閉塞により、海水系設備の機能喪失、最終ヒートシンク喪失に至る。

③ 降下火山灰による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外機器の摩耗

(屋外に面した設備)

降下火山灰によって中央制御室換気空調及びD/G室空調給気口閉塞により各空調設備が機能喪失に至る。(ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。)

D/G室空調給気口閉塞により、非常用ディーゼル発電設備の機能喪失に至る場合において、以下⑤の外部電源喪失が発生している状況下では、全交流動力電源喪失に至る。

(屋外設備)

軽油タンクのベント菅の閉塞や非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプの火山灰による軸受磨耗により、軽油タンク等が機能喪失し、

以下⑤に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。

④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響

火山灰が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面には耐食性の塗装（エポキシ等）が施されており腐食の抑制効果が考えられること、腐食の進展速度の遅さを考慮し、適切な保安全管理が可能と判断、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡

火山灰が送電網の碍子や変圧器へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起こし外部電源喪失に至る。

⑥ 降下火山灰によるアクセス性や作業性の悪化

降下火山灰により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては、除灰を行うことから問題はない。

そのため上記①～⑤の影響評価の結果として、電源車の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える降下火山灰に対しての裕度評価を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。（火山事象については、積雪や落雷のように年超過確率の評価が困難であるため、それに基づく起回事象発生可能性の考慮は実施しない。）

① 建屋天井や屋外設備に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ

設計として想定している降下火山灰堆積量30cmは、表4.1に示す各建屋天井及び軽油タンクの許容荷重より小さく、裕度を有しているものの、各建屋及び軽油タンクの許容荷重以上に堆積した場合には、(3)項で選定した各シナリオに至る可能性がある。

ただし、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ、計測制御系機能喪失、全交流動力電源喪失及びプラントスクラムについては、内部事象や地震、津波のレベル1PRAでも考慮している事象であることから、追加のシナリオではない。

表4.1 各建屋・タンクの火山灰堆積における許容荷重

建屋・タンク	許容荷重
原子炉建屋	6号炉：71cm 7号炉：72cm
タービン建屋	6号炉：53cm 7号炉：53cm
コントロール建屋	74cm
軽油タンク	6号炉：64cm 7号炉：64cm

② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水中の降下火山灰による海水系への影響については、火山灰の性質である硬度を考慮すると、海水中の降下火山灰によって熱交換器の伝熱管や海水ポンプ軸受の異常磨耗は進展しにくく、また、海水ストレーナの自動洗浄機能によって、機能喪失することは考えにくい、しかし、何らかの理由で、海水中の火山灰が大量に流入した場合には、海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性はある。ただし、最終ヒートシンク喪失は内部事象や地震、津波のレベル 1PRAでも考慮しており追加のシナリオではない。

③ 降下火山灰による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外設備の摩耗

D/G 室空調フィルタへの降下火山灰の影響については、設計基準を超える降下火山灰に対しても、フィルタ交換が可能な構造であることを考慮すると、換気空調系フィルタの閉塞発生可能性が十分に低減されると考えられるが、定量的な裕度評価が困難であり、何らかの理由で大量の火山灰が流入した場合は、非常用ディーゼル発電機の機能喪失に至る。ただし、非常用ディーゼル発電機の機能喪失は内部事象や地震、津波のレベル 1PRAでも考慮しており追加のシナリオではない。

軽油タンク等への火山灰の影響については、以下の理由で起因事象は発生しない。軽油タンクのベント菅出口は地面側を向いていること、

地上 10m の高さにあることから閉塞しない。また非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプは、軸貫通部に潤滑剤等の漏えいがないよう管理されており、電動機についても内部に火山灰が侵入しない構造となっていることから火山灰の影響を受けない。

④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響

火山灰が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面に耐食性の塗装（エポキシ等）が施されており腐食の抑制効果があること、及び腐食の進展速度が遅いことを考慮し、適切な保全管理により発生防止が可能であるため、腐食を要因とする起因事象は考慮不要である。

⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡

降下火山灰の影響を受ける可能性がある送変電設備は、発電所内外の広範囲に亘るため、全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による外部電源喪失の発生可能性は否定できない。ただし、外部電源喪失は内部事象や地震、津波でも考慮しており追加のシナリオではない。

2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定したが、いずれのシナリオについても、内部事象又は地震、津波レベル1PRAにて考慮しているものであり、追加すべき新たなものはない。

- ・原子炉建屋天井崩落による最終ヒートシンク喪失
- ・タービン建屋天井崩落によるタービントリップ又はプラントスクラム
- ・コントロール建屋天井崩落による計測制御系機能喪失
- ・軽油タンク等の機能喪失及び外部電源喪失の重畳による全交流動力電源喪失
- ・海水系の閉塞による最終ヒートシンク喪失
- ・D/G室空調給気口閉塞及び外部電源喪失による全交流動力電源喪失
- ・送電網又は変圧器への相間短絡による外部電源喪失

また、上記シナリオのうち、各建屋及び軽油タンクの天井の崩落については、除灰により発生防止を図ることが可能であること、D/G室空調給気口閉塞についてもフィルタ交換により発生防止を図ることが可能であることから、それぞれの事故シーケンスが実際に発生することは考えにくい。

設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

風（台風）事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 風荷重による建屋や設備等の損傷
- ② 強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
- ③ 強風によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

<建屋>

- ・原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋

<屋外設備>

- ・送変電設備
- ・軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）
- ・取水口

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 風荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋外設備に対する風荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋

風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は 55.7m/s（地上高 10m, 10 分間平均風速）となるが、原子炉建屋については十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造のため、この程度の極めて発生することが稀な風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。

○コントロール建屋

風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は 55.7m/s（地上高 10m, 10 分間平均風速）となるが、コントロール建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、極端な風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。

○タービン建屋

タービン建屋については、建屋上層部が鉄骨造である。万が一、風荷重により破損に至るような場合は、鉄骨造である建屋上層部が考えられる。その場合の影響範囲としては、タービンや発電機が想定され、シナリオとしてはタービントリップが考えられる。

<屋外設備>

○送変電設備

風荷重により送変電設備が損傷した場合、外部電源が喪失する。

○軽油タンク等

風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は 55.7m/s（地上高 10m, 10 分間平均風速）となるが、この程度の風荷重に対しても軽油タンク等が損傷に至ることはないものの、仮にこれを上回る風荷重に対し軽油タンク等が損傷し、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至る。

②強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

強風により資機材、車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合、原子炉補機冷却海水ポンプの取水ができなくなり最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが考えられるが、取水口を閉塞させる程の資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

③ “アクセス性や作業性の悪化”

強風により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼ可

能性があるものの、設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外作業へ影響が及んだ場合であっても問題はない。

そのため上記①の影響評価の結果として、電源車の接続といった屋外での作業が必要となるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える風荷重に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 建屋や屋外設備に対する“荷重”により発生可能性のあるシナリオ

<建屋>

タービン建屋上層部は鉄骨造であり風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を大幅に超える風荷重が建屋に作用した場合、建屋が損傷してタービン、発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定する。

なお、原子炉建屋及びコントロール建屋については、鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、年超過確率 10^{-7} /年の風速55.7m/s（地上高10m，10分間平均風速）を超える風荷重が作用した場合であっても大規模損傷に至らないと考えられることから風荷重による建屋損傷シナリオは考慮不要とした。

<屋外設備>

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える風荷重に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流動力電源喪失に至るが、軽油タンク等は、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速55.7m/s（地上高10m，10分間平均風速）の風荷重が作用した場合であっても損傷に至らないことから、起因事象としての発生頻度は十分小さく詳細評価は不要と考えられる。

2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。
 - タービン建屋損傷に伴いタービントリップに至るシナリオ
 - 送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ
 - 軽油タンク等が損傷、かつ外部電源が喪失している状況下において、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ

上記シナリオについては、運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮しており追加のシナリオはない。

また、上記シナリオのうち、全交流動力電源喪失シナリオは、軽油タンク等の損傷可能性（年超過確率評価上、 $<10^{-7}$ /年）を考慮すると、発生自体が非常に稀な事象であり、起因事象としてはタービントリップと外部電源喪失のみを考慮すればよく、原子炉建屋及びコントロール建屋、軽油タンク等の損傷可能性を踏まえると、これら起因事象から有意な頻度又は影響のある事故シーケンスが実際に発生することは考えにくい。

設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

竜巻事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷
- ② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷
- ③ 風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷
- ④ 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
- ⑤ 竜巻襲来後の瓦礫散乱によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。ただし，屋内設備については，飛来物の建屋外壁貫通を考慮すると屋内設備に影響が及ぶ可能性が考えられるが，個別機器としては特定せず，地上1階以上かつ原子炉格納容器外の機器については損傷を前提とする。

<建屋>

- ・原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋，[廃棄物処理建屋](#)

<屋外設備>

- ・送変電設備，軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

シナリオの作成に関しては，「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安

全評価に関する実施基準：2007」（(社)日本原子力学会）及び地震 PRA の結果から、地震により発生する起因事象を参照し、竜巻での発生可能性のある起因事象となり得るシナリオについて検討した。

竜巻の影響としては、飛来物の建屋外壁貫通が考えられるものの、原子炉建屋等の大規模破損に至ることは考えられないこと、さらには原子炉格納容器及び原子炉格納容器内の設備まで影響を及ぼすことは考えられないことから、地震 PRA にて考慮している起因事象のうち、原子炉格納容器の損傷、原子炉压力容器の損傷、LOCA 事象といった建屋・構造物の損傷については除外した。

(1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに、(2) 項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する風荷重及び気圧差荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋

竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は 90m/s 程度となるが、原子炉建屋については十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、原子炉建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建屋の頑健性は維持されると考えられる。ただし、ブローアウトパネルは、建屋内外の差圧により開放する。

○コントロール建屋及び廃棄物処理建屋

原子炉建屋同様、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建屋の頑健性は維持されると考えられる。

○タービン建屋

竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は90m/s程度となり、タービン建屋はこの程度の風荷重及び気圧差荷重で損傷に至ることはないが、建屋上層部が鉄骨造のため、仮にこれを上回る風荷重及び気圧差荷重が生じた場合には破損に至る可能性が高いと考えられる。その場合の影響範囲としては、タービンや発電機が想定され、シナリオとしてはタービントリップが考えられる。

<屋外設備>

○送変電設備

風荷重により送変電設備が損傷した場合、外部電源が喪失する。

○軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系

竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は90m/s程度となるが、この程度の風荷重に対しても軽油タンク等が損傷に至ることはないものの、仮にこれを上回る風荷重に対し軽油タンク等が損傷した場合で、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられる。

<屋内設備>

- ・タービン建屋上層部が風荷重及び気圧差荷重により破損に至った場合、タービンや発電機への影響が想定され、シナリオとしてはタービントリップが考えられる。
- ・非常用電気品区域換気空調設備は、原子炉建屋内に設置されており風荷重の影響を直接受けませんが、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等の損傷が考えられる。それらの設備の損傷により、非常用ディーゼル発電機室の換気が困難になった場合、非常用ディーゼル発電機室温度の上昇に伴い、非常用ディーゼル発電機が機能喪失、交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられる。また、その状況下において、送変電設備の損傷により外部電源喪失にも至っているとすると、全交流動力電源喪失となる。
- ・中央制御室換気空調設備は、コントロール建屋に設置されており、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等への影響が考えられる。それら設備の損傷により中央制御室の換気が困難になった場合、中央制御室内の温度が上昇するが、即、中央制御室内の機器へ影響が及ぶことはなく、また、竜巻の影響は瞬時であり竜巻襲来後の対応は十分可能であるため計測・制御系喪失により制御不能に至るシナ

リオは考慮不要とする。

② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び建屋内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋

飛来物が建屋外壁を貫通することにより，屋内設備に波及的影響を及ぼすことが考えられるが，発生可能性のあるシナリオについては，<屋内設備>で考慮することとする。

<屋外設備>

○送変電設備

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

○軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

<屋内設備>

- 原子炉建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合，原子炉補機冷却系が喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る可能性があるが，原子炉補機冷却系のサージタンクは，多重化されていることに加えて分散配置されているため原子炉補機冷却系のサージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失する確率は極低頻度であること，さらには，竜巻の襲来確率が極低頻度であることを考慮すると，補機冷却系が喪失するのは 10^{-7} /年より小さくなることから，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考慮不要とする。
- 原子炉建屋3階に設置している非常用ディーゼル発電設備ディタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合で，かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられるが，原子炉建屋3階の非常用ディーゼル発電設備ディタンク室のコンクリート外壁の厚さは70cmであり，飛来物の衝突に対して貫通を避けるための十分な厚さであるため，貫通することはないと考えられる。したがって，飛来物による非常用ディーゼル発電設備ディタンクの損傷は考慮不要と

する。

- 原子炉建屋 1 階に設置している非常用ディーゼル発電設備に建屋扉を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合や 3 階に設置している非常用ディーゼル発電設備室空調給気口に飛来物が衝突して閉塞し、全数機能喪失した場合で、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられるが、非常用ディーゼル発電設備及び空調給気口は多重化されていることに加えて分散配置されているため、非常用ディーゼル発電設備が全数機能喪失する確率は極低頻度であること、さらには、竜巻の襲来確率が極低頻度であることを考慮すると、非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失するのは 10^{-7} /年より小さくなることから、全交流動力電源喪失に至るシナリオは考慮不要とする。
- コントロール建屋最上階に設置している中央制御室内の計測・制御設備に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して安全系設備の制御に係る設備が全数機能喪失した場合、計測制御系機能喪失に至るシナリオが考えられるが、飛来物の衝突により安全系設備の制御に係る設備が全数機能喪失するのは、極低頻度であると考えられることから飛来物による計測制御系機能喪失シナリオは考慮不要とする。
- タービン建屋 2 階に設置しているタービンや発電機に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合のシナリオとしては、タービントリップが考えられる。
- タービン建屋 1 階に設置している循環水ポンプに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合、復水器の真空度が低下し、出力低下又は手動停止に至る。

ただし、上記シナリオのうち、タービントリップ以外は、飛来物発生の要因である大規模竜巻の発生頻度が極低頻度であり、さらに飛来物が発生し建屋へ衝突、壁を貫通する可能性、壁を貫通したとしてもそれにより屋内設備が機能喪失に至る可能性を考慮すると、発生可能性は極めて小さい。加えて、安全系に関わる設備（原子炉補機冷却系、非常用ディーゼル発電設備ディタンク等）は多重化されており、複数区分の設備が同時に損傷に至らない限り上述の起因事象には至らないことから、極めて稀な事象であり詳細評価不要と判断した。

- ③ 風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する組み合わせ荷重により発生可能性のあるシナリオについては，①，②に包絡される。

- ④ 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

竜巻により資機材，車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合，原子炉補機冷却海水ポンプの取水ができなくなり最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが考えられるが，取水口を閉塞させる程の資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

- ⑤ “アクセス性や作業性の悪化”

竜巻襲来後の瓦礫散乱により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぶ可能性があるものの，設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外現場対応はなく，仮にアクセス性や屋外作業へ影響が及んだ場合であっても問題はない。

そのため上記①～④の影響評価の結果として，電源車の接続といった屋外での作業が必要となるケースが確認された場合に，別途，詳細検討するものとする。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて，想定を超える風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

- ① 建屋や建屋内外設備に対する“風荷重及び気圧差荷重”により発生可能性のあるシナリオ

<建屋>

タービン建屋上層部は鉄骨造であり年超過確率評価上 10^{-7} /年となる風速 90m/s 程度を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が建屋に作用した場合，建屋が損傷してタービン，発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため，タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが，運転時の内部事象及び地震，津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

なお、原子炉建屋及びコントロール建屋については、鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されており、年超過確率評価上 10^{-7} /年以下となる風速90m/s程度を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が作用した場合であっても大規模損傷に至らないことから風荷重及び気圧差荷重による建屋損傷シナリオは考慮不要としている。

<屋外設備>

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える風荷重及び気圧差荷重に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流動力電源喪失に至るが、軽油タンク等は、年超過確率評価上 10^{-7} /年以下となる風速90m/s程度を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が作用した場合であっても損傷に至らないことから、起因事象としての発生頻度は十分小さく詳細評価は不要と判断した。

<屋内設備>

○タービン建屋の損傷によりタービンや発電機に影響を及ぼすことによるタービントリップ

先述のとおり、タービン建屋損傷によりタービンや発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが、運転時の内部事象及び地震、津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

○非常用電気品区域換気空調設備損傷に伴う全交流動力電源喪失

非常用電気品区域換気空調設備のうち、気圧差の影響を受けやすいダクトについては、設計を超える荷重が作用した場合変形する可能性はあるものの、一定の風量は確保可能であると考えられるため、非常用電気品区域換気空調設備損傷に伴う非常用ディーゼル発電設備の機能喪失（外部電源喪失状況下においては全交流動力電源喪失）がシナリオとしては考えられる。しかし、内部事象レベル 1PRA でも考慮しており追加のシナリオではない。

② 建屋や建屋内外設備に対する“飛来物の衝撃荷重”により発生する可能性のあるシナリオ

<建屋>

原子炉建屋，コントロール建屋及びタービン建屋は，飛来物が建屋外壁を貫通することにより，屋内設備に波及的影響を及ぼすが，発生可能性のあるシナリオは，<屋内設備>で考慮することとする。

<屋外設備>

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

飛来物の衝撃荷重に対して発生を否定できないため，送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定するが，運転時の内部事象及び地震，津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し，かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流動力電源喪失に至るが，全交流動力電源喪失は運転時の内部事象及び地震，津波レベル1PRAでも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

<屋内設備>

○飛来物がタービンや発電機に衝突することに伴うタービントリップ

タービン建屋上層部は鉄骨造であり，外壁については，原子炉建屋やコントロール建屋に比べて強度が低い材質であるため飛来物の貫通リスクが高く，タービン建屋 2 階に設置しているタービンや発電機に飛来物が衝突する可能性は否定できないため，飛来物がタービンや発電機に衝突することに伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが，運転時の内部事象及び地震，津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

○循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し，復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止に至るシナリオ

タービン建屋 1 階の循環水ポンプエリアの外壁には，開口部（ルーバ）があるため飛来物の侵入リスクが高く，循環水ポンプに飛来物が衝突し，循環水ポンプが損傷する可能性がある。その場合の影響としては，復水器真空度低下に伴う出力低下又は手動停止等の措置が考えられるが，運転時の内部事象及び地震，津波レベル 1PRA でも考慮し

ているものであり追加のシナリオではない。

2. 炉心損傷事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。
 - 風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷又は飛来物が建屋外壁を貫通し、タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップに至るシナリオ
 - 送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ
 - 軽油タンク等が損傷、かつ外部電源喪失している状況下において、非常用ディーゼル発電設備の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ
 - 循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し、復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止に至るシナリオ

上記シナリオについては、運転時の内部事象及び地震、津波レベル1PRAにて考慮しており追加のシナリオはない。

また、上記シナリオのうち、全交流動力電源喪失シナリオは、軽油タンク等の損傷可能性（年超過確率 10^{-7} /年未満）を考慮すると、発生自体が非常に稀な事象である。また、原子炉建屋及びコントロール建屋、軽油タンク等の損傷可能性及び飛来物の建屋貫通による屋内設備の損傷可能性を踏まえると、これら起因事象から有意な影響のある炉心損傷事故シーケンスが実際に発生することは考えにくい。

設計基準を超える降水事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

降水事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 建屋天井に対する荷重
- ② 敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水
- ③ 建屋内浸水による機器の没水又は被水
- ④ 降水によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

<建屋>

- ・原子炉建屋
- ・コントロール建屋
- ・タービン建屋
- ・廃棄物処理建屋

<屋外設備>

- ・送変電設備
- ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

- ① 建屋天井に対する荷重

建屋に対する雨水荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋

原子炉建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。

○タービン建屋

タービン建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至るシナリオ。また、タービン建屋熱交換器エリア屋上が雨水荷重により崩落した場合に、没水又は被水により原子炉補器冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。

○コントロール建屋

コントロール建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ雨水が伝播し直流電源喪失に至るシナリオ。

○廃棄物処理建屋

廃棄物処理建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。

② 敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水

敷地内で雨水が滞留した場合に、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系の燃料移送ポンプが没水し機能喪失する可能性があり、降水の影響により屋外の送変電設備の機能喪失と重畳し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

③ 建屋内浸水による機器の没水又は被水

本損傷・機能喪失モードにより発生する事故シーケンスは、発生原因が浸水によるものであるため、「①建屋天井に対する荷重」のシナリオに代表さ

せる。

④ 降水によるアクセス性や作業性の悪化

降水により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても問題はない。

そのため上記①～③の影響評価の結果として、電源車の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を越える降水事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

① 建屋天井に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ

雨水荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(3)項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるものの、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ及びプラントスクラムについては、運転時の内部事象レベル 1PRA でも考慮していること、計測制御系機能喪失及び直流電源機能喪失については、地震や津波のレベル 1PRA でも考慮していることから追加のシナリオではない。

なお、年超過発生確率 10^{-7} /年相当の降水（159.2 mm/h）時には、一部の屋上において雨水の流入量が排水量を上回る。このうち原子炉建屋とタービン建屋の間の2mギャップ（MSトンネル室直上除く）及びタービン建屋東側HVACエリアの屋上では、建屋パラペット高さまで雨水が滞留する可能性があり、これらの箇所では天井が損傷する可能性が否定できない。仮にこれらの箇所の天井が崩落するもっとも厳しい状況を考えた場合には、タービン建屋東側HVACエリアのタービン補器冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することでタービントリップに至る可能性があるが、すでに述べたように追加のシナリオではない。

② 敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水

全交流動力電源喪失については、運転時の内部事象レベル 1PRA でも考慮していることから追加のシナリオではない。

なお、年超過発生確率 10^{-7} /年相当の降水時においても一部滞留水が発生す

るものの、排水用フラップゲートから滞留水を速やかに海域に排水することが可能である。よって、敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水は、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断した。

2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起回事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。

- 原子炉建屋の天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。
- タービン建屋の天井が崩落した場合にタービンや発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。
- タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ
- タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ
- コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が溢水により機能喪失に至るシナリオ。
- 廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、再循環ポンプ M/Gセットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。
- 降水の影響により屋外の送変電設備が機能喪失し外部電源喪失が発生している状態で、燃料移送ポンプが没水により機能喪失し、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

上記シナリオについては、いずれも運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRaのいずれかにおいて考慮しているものであり、追加すべき新たなものはない。

また、1. (4)項での起回事象の特定結果のとおり、年超過発生確率 10^{-7} /年相当の降水時においてはタービン建屋東側HVACエリアの天井崩落によりタービントリップが発生する可能性が否定できないものの、緩和設備に期待できることから有意な影響又は頻度を持つ事故シーケンスとはならない。

したがって、降水事象を要因として発生し得る有意な頻度又は影響のある事故シーケンスが生じることは考えにくい。

設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出

1. 想定する自然現象の重畳について

第六条においてプラントへの影響が大きいと判断し、個別に評価を実施している自然現象の重畳は以下のとおり。

- ・ 建屋等に雪・火山灰が滞積している状態での地震発生
- ・ 積雪と火山灰の堆積
- ・ 地震による固縛器具（竜巻対策）の損傷
- ・ 地震による常用系空調（低温対策）の損傷
- ・ 地震による避雷鉄塔（落雷対策）の損傷
- ・ 積雪後の降水による相間短絡
- ・ 火山灰と積雪による相間短絡
- ・ 積雪と火山灰による空調への影響
- ・ 積雪時の地滑り
- ・ 風による低温影響増
- ・ 風による火災熱影響増
- ・ 取水口閉塞

想定する重畳の規模としては、第六条で想定している設計基準としても、既に極めて低い頻度を想定している。例えば、建屋等に積雪している状態で地震が発生する重畳の場合の、主事象：積雪、副事象：地震のパターンでは、年超過確率 10^{-4} /年の規模の積雪が発生し、その状態において年超過確率 10^{-2} /年の規模の地震の発生を想定している（積雪規模は除雪を考慮して設定）。事象間には時間差があることから、例えば1ヶ月の時間差を考慮した場合、 10^{-4} [/年] $\times 10^{-2}$ [/年] $\times 1/12$ [年] $=$ 約 10^{-7} [/年]の事象を想定していることになる。実際には自然融解や除雪等により、1ヶ月の間、年超過確率 10^{-4} /年の積雪の規模が持続していることは考えにくく、更に短い時間差で地震が発生する状況を想定することが妥当であるが、その場合は更に頻度は低くなる。

以上より設計基準の重畳の想定では極めて低い頻度を想定しているものの、大規模損壊となりえるようなシナリオの有無を確認するため、更に低頻度の重畳による影響について確認する。

2. 想定シナリオ

1. の自然現象の重畳について、設計基準を超える規模を想定した場合のシナリオについて以下のとおり整理した。

① 建屋天井等を損傷させる重畳

以下の重畳については、設計基準を超える荷重により建屋天井や屋外設備の損傷を考慮する。

- ・ 建屋等に雪・火山灰が滞積している状態での地震発生
- ・ 積雪と火山灰の堆積

損傷する可能性のある建屋及び屋外設備（屋外に面した設備含む）と、当該設備が損傷した場合に発生するシナリオを以下のとおり選定した。

- ・ 原子炉建屋
→ 建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンク機能喪失により最終ヒートシンク喪失
- ・ コントロール建屋
→ 建屋最上階に設置している中央制御室内の計測・制御設備機能喪失
- ・ タービン建屋
→ 建屋2階に設置しているタービンや発電機機能喪失によりタービントリップ
- ・ 屋外設備
→ 送変電設備及び軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系の機能喪失により全交流動力電源喪失

② 防護設備を損壊させる重畳

以下の重畳については、一方の影響により他方の事象に対する防護設備が損壊する状況を考慮する。

- ・ 地震による固縛器具（竜巻対策）の損傷
- ・ 地震による常用系空調（低温対策）の損傷
- ・ 地震による避雷鉄塔（落雷対策）の損傷

これらについては、事象の規模に関係なくプラントが停止している可能性が高いことから基本的には考慮不要と考えられるものの、仮に2つの事象が同時に発生するような稀な状況を想定した場合、発生する可能性があるシナリオを以下のとおり選定した。

- ・竜巻飛来物の建屋外壁貫通
 - 原子炉建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンク機能喪失により最終ヒートシンク喪失
 - 原子炉建屋3階に設置している非常用ディーゼル発電設備ディタンクや原子炉建屋1階に設置している非常用ディーゼル発電設備等の機能喪失により全交流動力電源喪失
 - コントロール建屋最上階に設置している中央制御室内の計測・制御設備機能喪失
 - タービン建屋2階に設置しているタービンや発電機機能喪失によりタービントリップ
- ・低温による凍結
 - 低温影響については比較的緩やかであり、低温時に地震が発生し常用系空調が破損した場合も建屋内の設備は即時に機能喪失しないことからプラントの安全性に影響を及ぼすようなシナリオは存在しない。
- ・落雷による発生する雷サージ
 - 計測・制御設備誤動作によるプラントスクラム
 - 保安器の設計を超える落雷による外部電源喪失や、軽油タンクと非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失による全交流動力電源喪失
 - 屋外又は屋内設備へ発生する誘導電位により、各種設備が機能喪失

③ 相間短絡を発生させる重畳

以下の重畳については、相間短絡発生を考慮する。

- ・積雪後の降水による相間短絡
- ・火山灰と積雪による相間短絡

相間短絡発生により外部電源喪失に至るシナリオが想定される。

④ 空調吸排気口への影響

以下の重畳については、空調給排気口の閉塞を考慮する。

- ・積雪と火山灰による空調への影響

仮に非常に稀な頻度の重畳を想定した場合も、給排気口の設置高さまでは十分な裕度があることから、有意な頻度を持つシナリオとはなりえない。

⑤ 地滑り影響

以下の重畳については、建屋や屋外設備までの到達を考慮する。

- ・積雪時の地滑り

一部の建屋外壁や屋外設備損傷が発生する可能性があるが、発生可能性は非常に稀と考えられ、有意な頻度又は影響のあるシナリオとはなりえない。

⑥ 風による熱影響の増加

以下の重畳については、熱影響の増大を考慮する。

- ・風による低温影響増
- ・風による火災熱影響増

損傷する可能性のある設備と、当該設備が損傷した場合に発生するシナリオを以下のとおり選定した。

- ・屋外タンク及び配管内流体の凍結
→送電線や碍子への着氷での相間短絡による外部電源喪失と併せて、全交流動力電源喪失
- ・防火帯内の可搬型重大事故等対処設備への輻射熱影響
→外部電源喪失及び一部の可搬型重大事故等対処設備等の損傷

⑦ 取水口閉塞

取水口閉塞については、除塵装置と既に整備された手順等にて対応可能であり、作業不能となることは考えにくいことからプラントの安全性に影響を及ぼすことは考えにくいものの、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが想定される。

3. まとめ

極めて低頻度の自然現象の重畳を想定した場合、以下のようなシナリオが抽出された。

- ・最終ヒートシンク喪失
- ・全交流動力電源喪失
- ・計測・制御系機能喪失
- ・過渡事象(タービントリップ, 計測・制御設備誤動作によるプラントスクラム)

以上については大規模損壊における地震若しくは航空機衝突(意図的)で想定しているシナリオに全て包絡されることから、自然現象の重畳として新たに想定すべきようなシナリオは存在しなかった。

PRA で選定しなかった事故シーケンス等への対応について

レベル 1PRA により抽出された事故シーケンスのうち、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスを以下に挙げる。

- a. Excessive LOCA
- b. 計測・制御系喪失
- c. 格納容器バイパス
- d. 格納容器・圧力容器損傷
- e. 原子炉建屋損傷
- f. 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/G 喪失)+原子炉停止失敗
- g. 大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗

以上の事故シーケンスのうち、a. ～ f. の 6 つの事故シーケンスについては、外部事象の地震による建屋・格納容器等の大規模な損傷を想定していることから、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない場合も考えられるシーケンスであるが、これらの全炉心損傷頻度への寄与率は 6 号炉で 3.5%、7 号炉で 2.3%と寄与率が低い上、これらは事象進展の不確かさゆえに炉心損傷直結と整理しているものであり、より詳細かつ現実的な評価を実施した結果、損傷の程度によっては炉心損傷を回避でき、炉心損傷頻度は現状よりも低下すると考えているシーケンスである。

万一、これらの事象に至った場合においても、重大事故等発生時の対策として配備する可搬型重大事故等対処設備及び当該設備による対応手順により、事故進展の緩和及び格納容器破損防止を図ることに加えて、原子炉格納容器の健全性が損なわれるような事態に対しては、大規模損壊発生時の対策として整備する対応手順により原子炉格納容器の破損状態の緩和又は放射性物質の放出低減を図ることが可能と考えられる。

g. の事故シーケンスについては、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても炉心損傷防止対策を講じることは困難であるが、原子炉格納容器の機能に期待できるシーケンスである。

また、レベル 1.5PRA により炉心損傷後に格納容器バイパスに至るものとして以下の原子炉格納容器破損モードを抽出している。

- h. 格納容器隔離失敗

上記事象が発生した場合、大量の放射性物質の放出に至る可能性があるが、全

格納容器破損頻度への寄与割合は 0.1%以下と極めて小さく、有意な頻度ではない。

万一、本事象に至った場合においても、熔融炉心冷却及び核分裂生成物を補足する観点での格納容器スプレイ等、可能な対応手順を実施するとともに、損傷の程度に応じて大規模損壊発生時の対策として整備する対応手順により、放射性物質の放出低減を図ることが可能と考えられる。

表1 各事故シーケンスの扱い

事故シーケンスグループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
a. Excessive LOCA	<p>大規模な地震では、原子炉格納容器内の一次冷却材圧力バウンダリにおいて、大破断 LOCA を超える規模の損傷に伴う冷却材喪失 (Excessive LOCA) が発生する可能性がある。具体的には、SRV の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により、原子炉格納容器内の一次冷却材配管が損傷に至るシナリオを想定している。</p> <p>なお、本事象の評価結果に大きく影響する SRV 及び格納容器内配管のフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっており、現実的な SRV 及び格納容器内配管の耐性が PRA の結果に現れているものではないと考えている。現実的には、SRV 及び格納容器内配管の一部が損傷しても Excessive LOCA には至ることなく、緩和系による事象収束に期待できると考えられる。このことから、本事象によって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断しており、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。*</p>	<p>KK6 : 1. 1E-06 KK7 : 6. 9E-08</p>	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
b. 計測・制御系喪失	<p>大規模な地震の発生により、計測・制御機能が喪失することで、プラントの監視及び制御が不能に陥る可能性がある。この事象が発生した際のプラント挙動が明確でないことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>ただし、直立盤又は計装ラックが倒壊するような、復旧困難な損傷でない限りは復旧作業による機能回復が見込めると考えられる。このため、現実的には一時的な機能喪失にとどまる機器が多く、地震後に再起動操作を実施することで緩和系による事象収束が期待できると考えられる。このことから、本事象によって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断しており、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。*</p>	<p>KK6 : 1. 9E-07 KK7 : 1. 2E-07</p>	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
c. 格納容器バイパス	<p>大規模な地震では、格納容器外で配管破断等が発生し、格納容器をバイパスした冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパス事象はインターフェイスシステム LOCA とバイパス破断に細分化され、バイパス破断は常時開等の隔離弁に接続している配管が格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで冷却材が流出する事象である。配管破断の程度や破断箇所の特定、影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価が困難なことから炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお、本事象の評価結果に大きく影響する原子炉冷却材浄化系 (CUW) 配管については、耐震クラス B であることから、地震動の大きさに限らず損傷確率 1 と仮定するかなり保守的な評価になっており、現実的な CUW 配管の耐性が PRA の結果に現れているものではないと考えている。</p> <p>また、損傷の程度や位置によっては、影響の及ぶ建屋内の機器は限定的となり、原子炉へ注水を継続することにより炉心損傷回避が図られるものと考えられる。損傷の程度によっては有効性評価において必ず評価する事故シーケンスグループに含ま</p>	<p>KK6 : 9. 6E-07 KK7 : 1. 2E-07</p>	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

事故シーケンス グループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
	れる事故シーケンスになること、このため、本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は現状の評価結果よりも十分に小さいと判断されることから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。 [*]		
d. 格納容器・圧力容器損傷	大規模な地震では、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の損傷が発生する可能性がある。この場合、損傷の規模や緩和系による事象収束可能性の評価が困難なことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。 なお、本事象の評価結果に大きく影響するフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっており、現実的な原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の耐性が PRA の結果に現れているものではないと考えている。このことから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。 [*]	KK6 : 1.2E-06 KK7 : 8.9E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
e. 原子炉建屋損傷	大規模な地震では、原子炉建屋、又は原子炉建屋を支持している基礎地盤が損傷することで、建屋内の原子炉格納容器、原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。この場合、損傷の規模や緩和系に期待できる可能性を詳細に考慮することが困難なことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。 なお、本事象の評価結果に大きく影響するフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっていると考えており、基礎地盤変形の発生は現実的には考えにくい。このことから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。 [*]	KK6 : 3.6E-06 KK7 : 3.8E-06	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
f. 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/G 喪失)+原子炉停止失敗	原子炉スクラムの失敗と全交流動力電源の喪失が重畳する事故シーケンスであり、地震 PRA から抽出されている。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが、全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから、炉心損傷を防ぐことができない。今回の調査では、原子炉停止機能について、ほう酸水注入系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから、このシーケンスを、国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した。 ただし 、原子炉停止失敗の原因となる原子炉内構造物等の損傷について、地震要因による損傷の発生は否定できないものの、地震発生から損傷に至るまでには時間差があると考えられる。地震動は地震発生と同時に最大加速度に至る傾向にはなく、3～4 秒程度で最大加速度に達することから、地震加速度大(水平 120 gal、鉛直 100 gal)によるスクラム信号発信を受けた制御棒挿入(100%挿入で 1.33 秒、60%挿入で 0.85 秒)は原子炉内構造物等の損傷頻度が高くなる地震加速度に至るまでに余裕をもって完了している可能性が高い また、部分的な制御棒挿入失敗のケースでは必ずしも臨界とはならないが、地震による CRD の損傷については系統間での完全相関を想定しており、1 本の制御棒でも挿入失敗した場合はスクラム失敗により炉心損傷するものとしてかなり保守的に評価している。 以上より、本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は現状の評価結果よりも十分に小さいと判断されることから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。 [*]	KK6 : 4.7E-09 KK7 : 1.8E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

事故シーケンス グループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
g. 大 LOCA+HPCF 注水 失敗+低圧 ECCS 注 水失敗	原子炉圧力容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり、大 LOCA 後は数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、事象発生から極めて短時間に多量の注入が可能な対策(インターロックの追設等)は確認できなかったことから、このシーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した。 (格納容器破損防止対策が有効に機能することで、格納容器機能の維持に期待できる。)	KK6 : 5.0E-10 KK7 : 5.0E-10	手順を有効性評価で示すとおり、原子炉への代替注水、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却、代替循環冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱によって格納容器破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出の防止を図る。

※ 「柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について 別紙 2 外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて(平成 27 年 7 月 14 日 第 249 回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合 資料 2-4-2)」参照

また、炉心損傷後に格納容器バイパスに至る以下の格納容器破損モードに対して、整備した手順書により緩和措置を行うことが可能である。

事故シーケンス グループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
h. 格納容器隔離失敗	炉心が損傷した時点で、格納容器の隔離に失敗しており、格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象を想定している。 なお、現状の運転管理として格納容器内の圧力を日常的に監視している他、格納容器圧力について 1 日 1 回記録を採取している。仮に今回想定したような大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える。	KK6/7 : 5.5E-11	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

大規模損壊発生時の対応

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のテロリズム発生時の対応概要

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のテロリズムによる大規模損壊発生時には、プラントの監視及び制御機能の喪失や航空機墜落等による大規模火災等の発生が想定され、このような状況において、初動対応を行う上で最も優先すべきはプラントの状況を把握することである。

このため、事象が発生した場合、緊急時対策本部は、中央制御室の状況、大まかなプラント状況の確認、把握を可能な範囲で行った後、速やかに「プラント状態確認チェックシート」を用いて、具体的にプラント被災状況、対応可能要員の把握等を行う。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一、中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要がある場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合には、緊急時対策本部長は、当該号炉の運転員又は緊急時対策本部の号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。

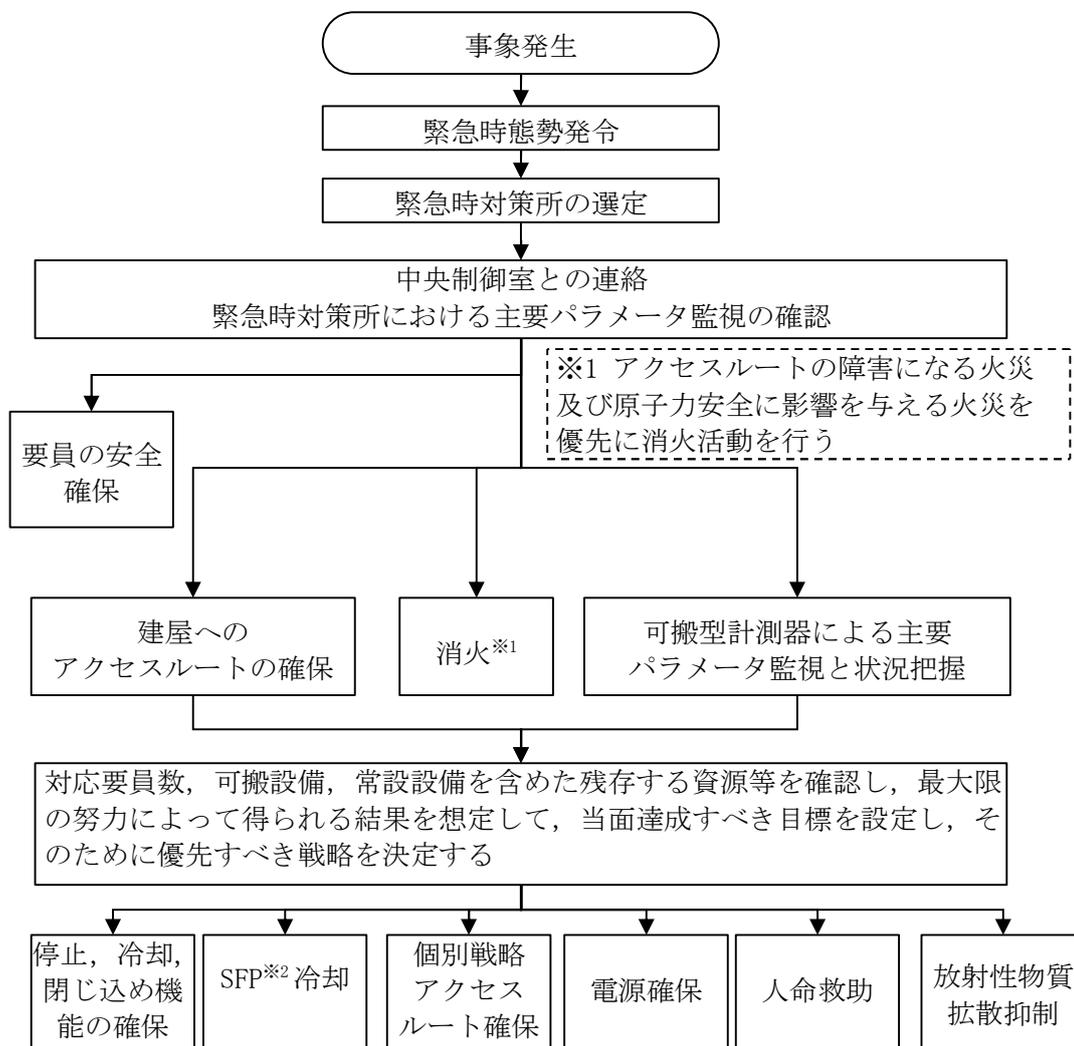
当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各機能班の責任者（統括又は班長）は、その時点における他号炉の状況、リソースや対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。

また、緊急時対策本部は、プラントの影響予測を行い、その結果を基に各機能の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を担う。

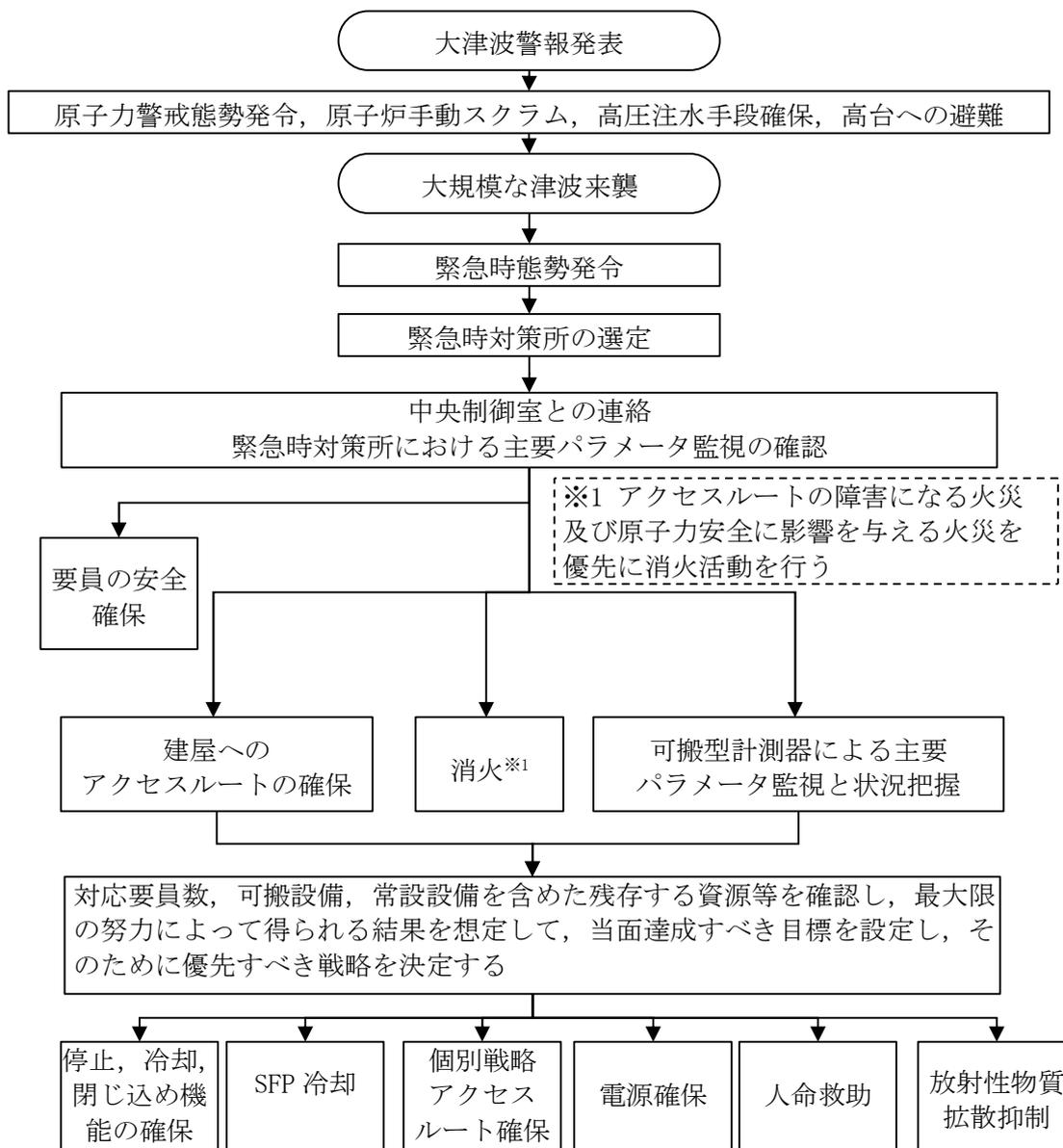
以下に、初期対応の概要、緊急時対策本部で使用する対応フロー、プラント状態確認チェックシートを示す。

1. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突時の対応概要
 (1) 対応の全体フロー概略（大地震等の事前予測ができない事象の場合）

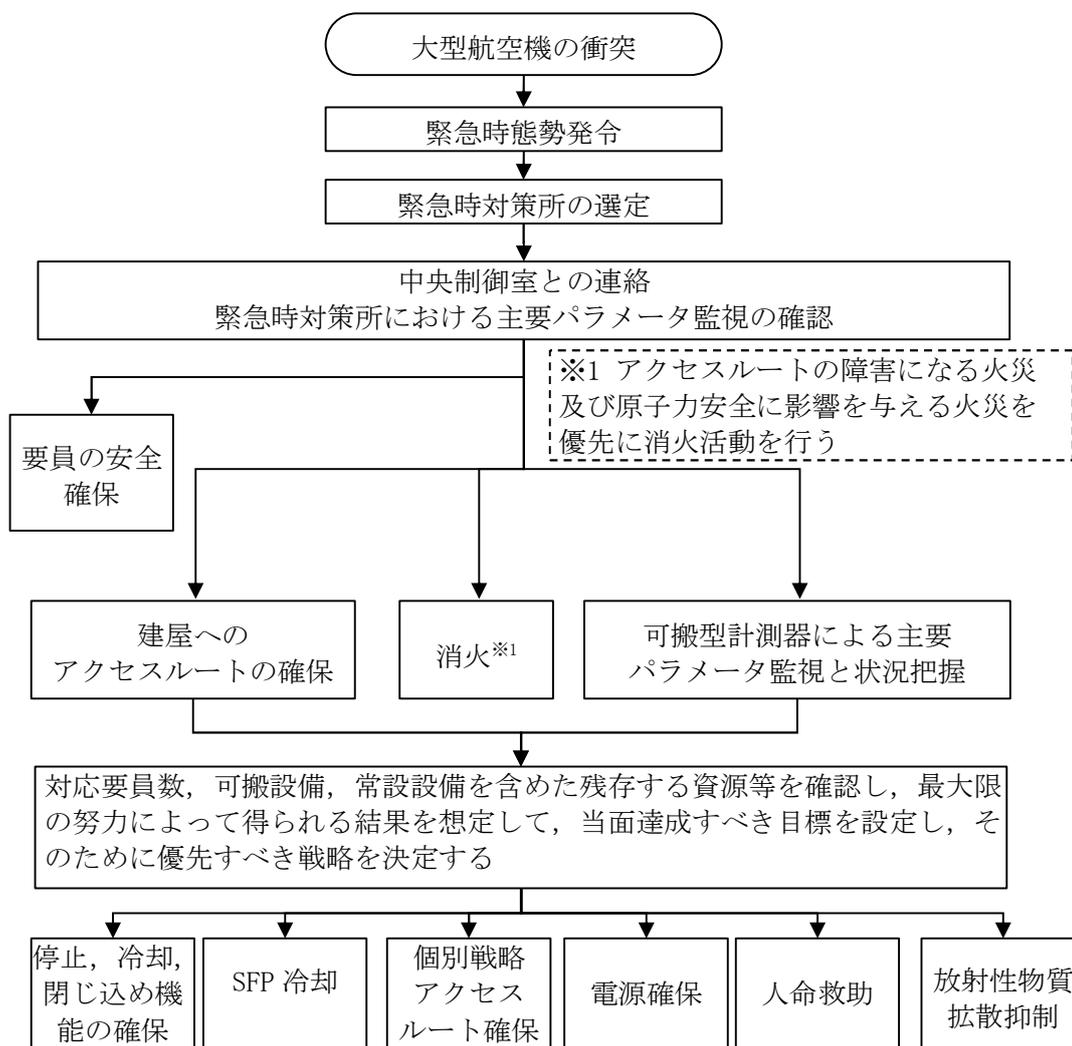


※2 使用済燃料プール（以下、本添付資料において「SFP」という。）

(2) 対応の全体フロー概略（大津波警報の発表（事前予測ができる事象）の場合）



(3) 対応の全体フロー概略（大型航空機の衝突の場合）



(4) 対応の全体フロー概略（テロリズムの発生の場合）

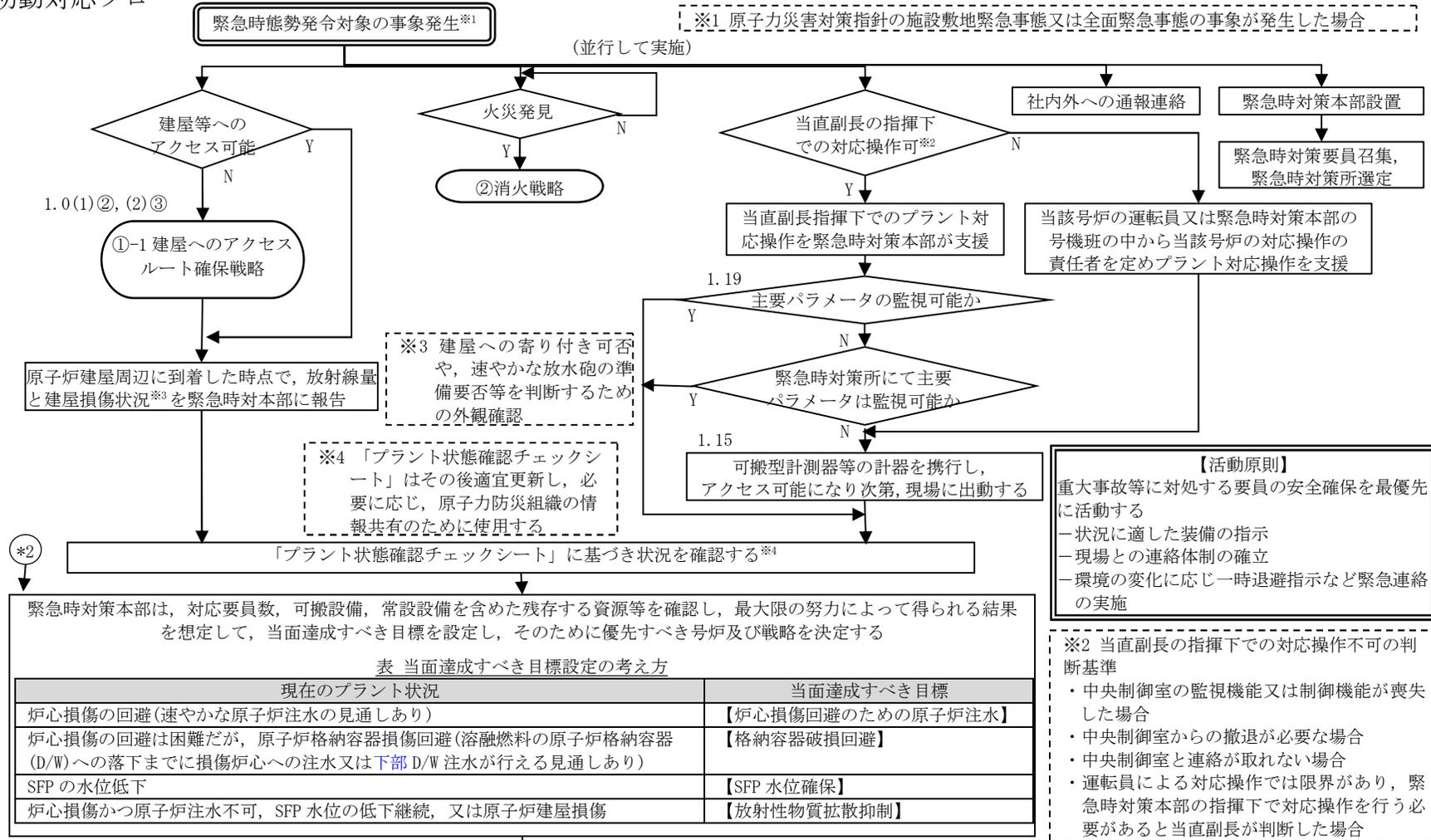


枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2. 緊急時対策本部で使用する対応フロー

初動対応フロー

「緊急時対策本部運営要領」に記載の内容

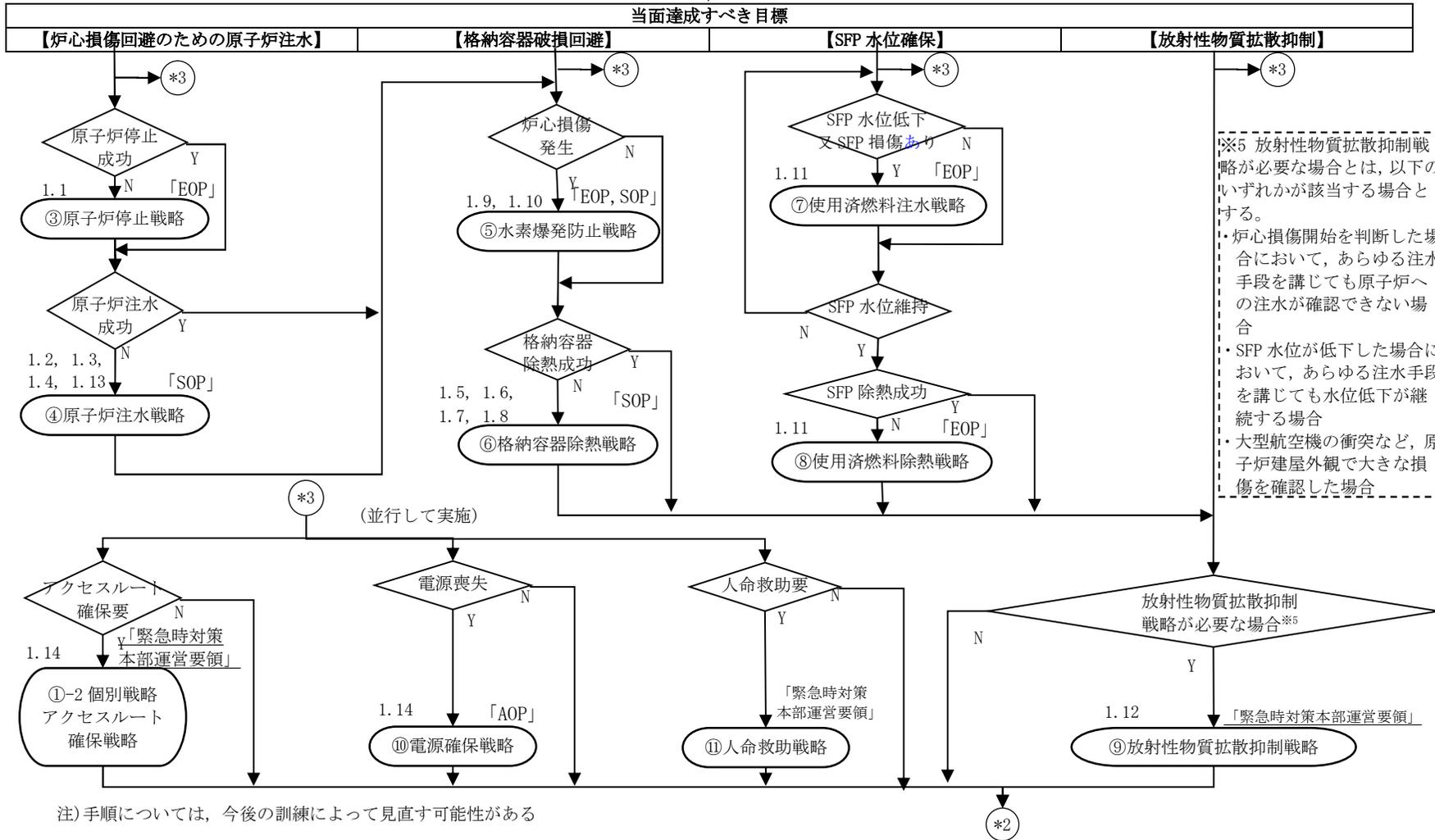


添付 2.1-74

注) 手順については, 今後の訓練によって見直す可能性がある

「AOP」：事故時運転操作手順書（事象ベース）
 「EOP」：事故時運転操作手順書（徴候ベース）
 「SOP」：事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）

「緊急時対策本部運営要領」の概要図



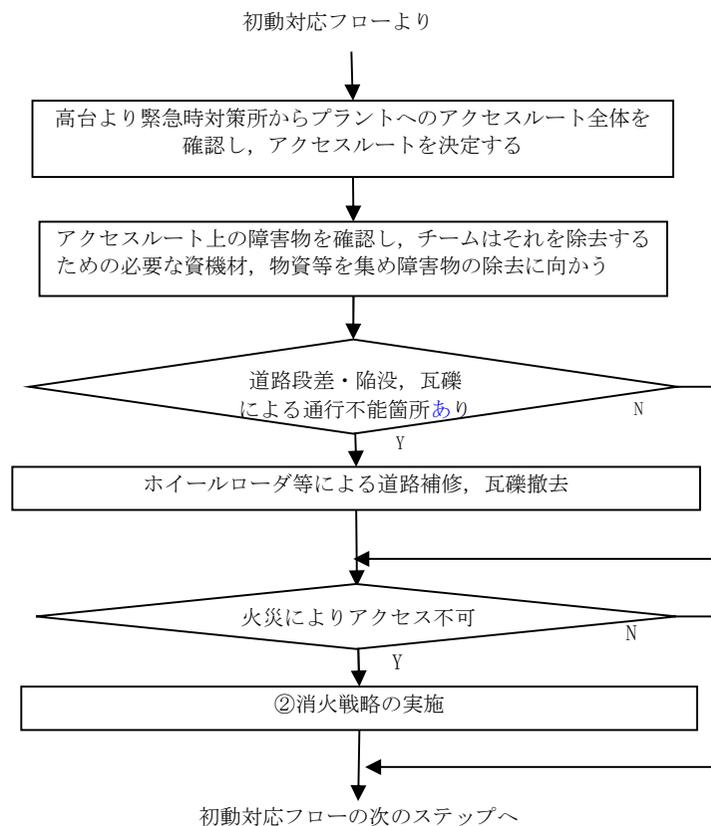
添付 2.1-75

注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

個別戦略フロー

①-1 建屋へのアクセスルート確保戦略

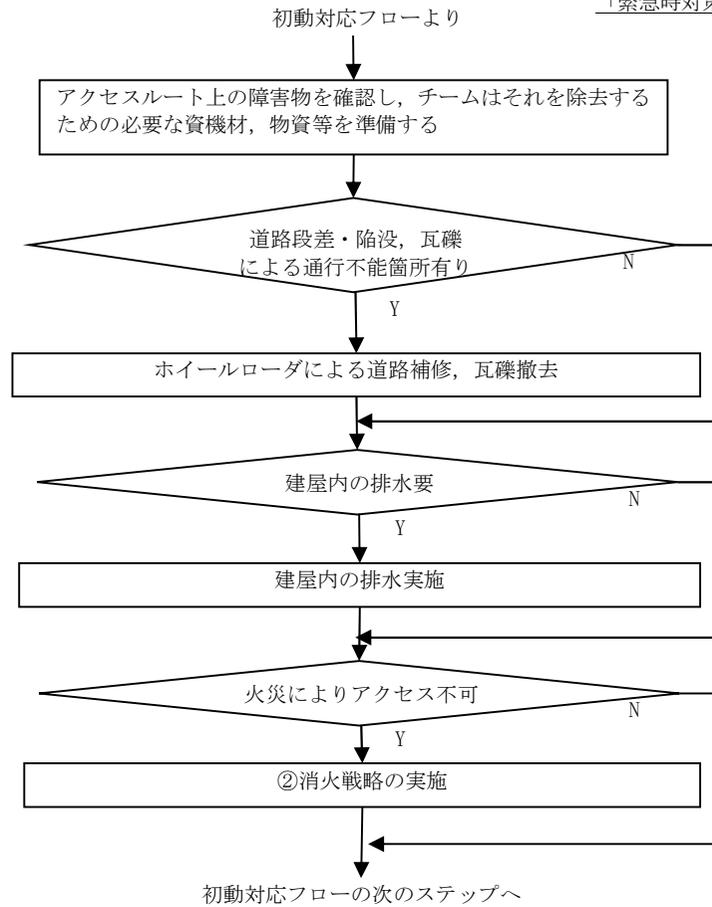
「緊急時対策本部運営要領」の概要図



注)手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

①-2 個別戦略アクセスルート確保戦略

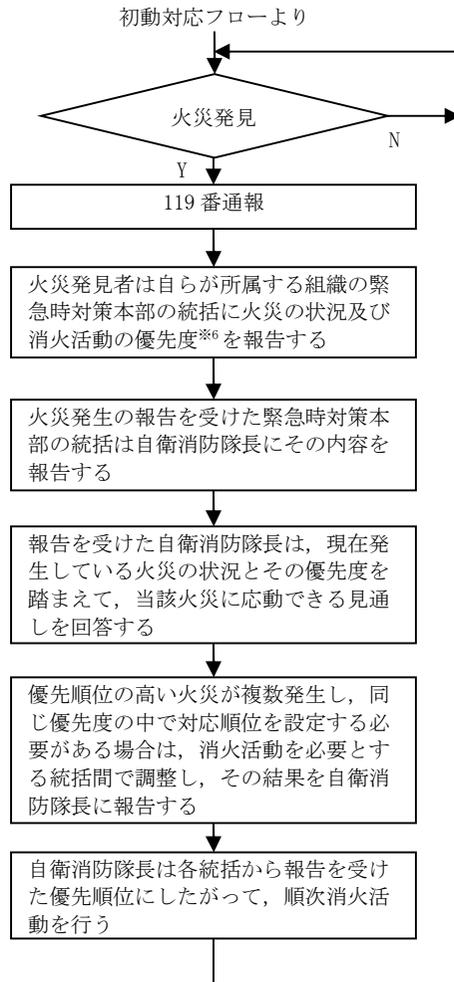
「緊急時対策本部運営要領」の概要図



注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

②消火戦略

「火災防護計画」に記載の内容



注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

※6 消火活動の優先度

火災発見の都度、以下の区分けを基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

(1) アクセスルート・操作箇所確保のための消火

- ① アクセスルート確保
- ② 車両及びホースルートの設置エリアの確保
(初期消火に用いる化学消防自動車、大型化学高所放水車等)

(2) 原子力安全の確保のための消火

- ③ 重大事故等対処設備が設置された建屋、放射性物質内包の建屋
- ④ 可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
- ⑤ 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及びホースルート、放水砲の設置エリアの確保

(3) 火災の波及性が考えられ、事故終息に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火

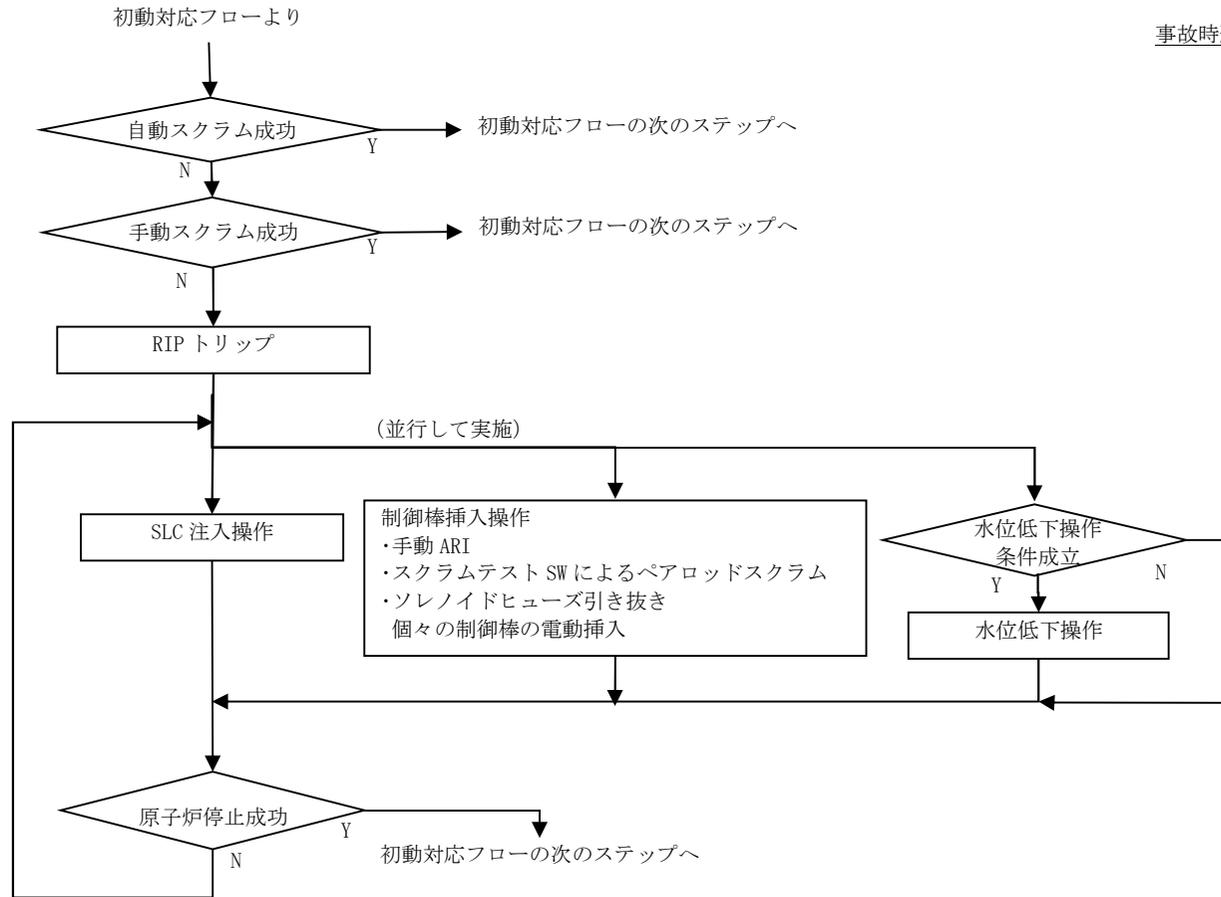
- ⑥ 可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所の確保
- ⑦ 代替熱交換器車の設置エリアの確保

(4) その他火災の消火

- (1) から (3) 以外の火災は、対応可能な段階になってから、可能な範囲で消火する。

建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが、大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は、入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

③原子炉停止戦略



添付 2.1-79

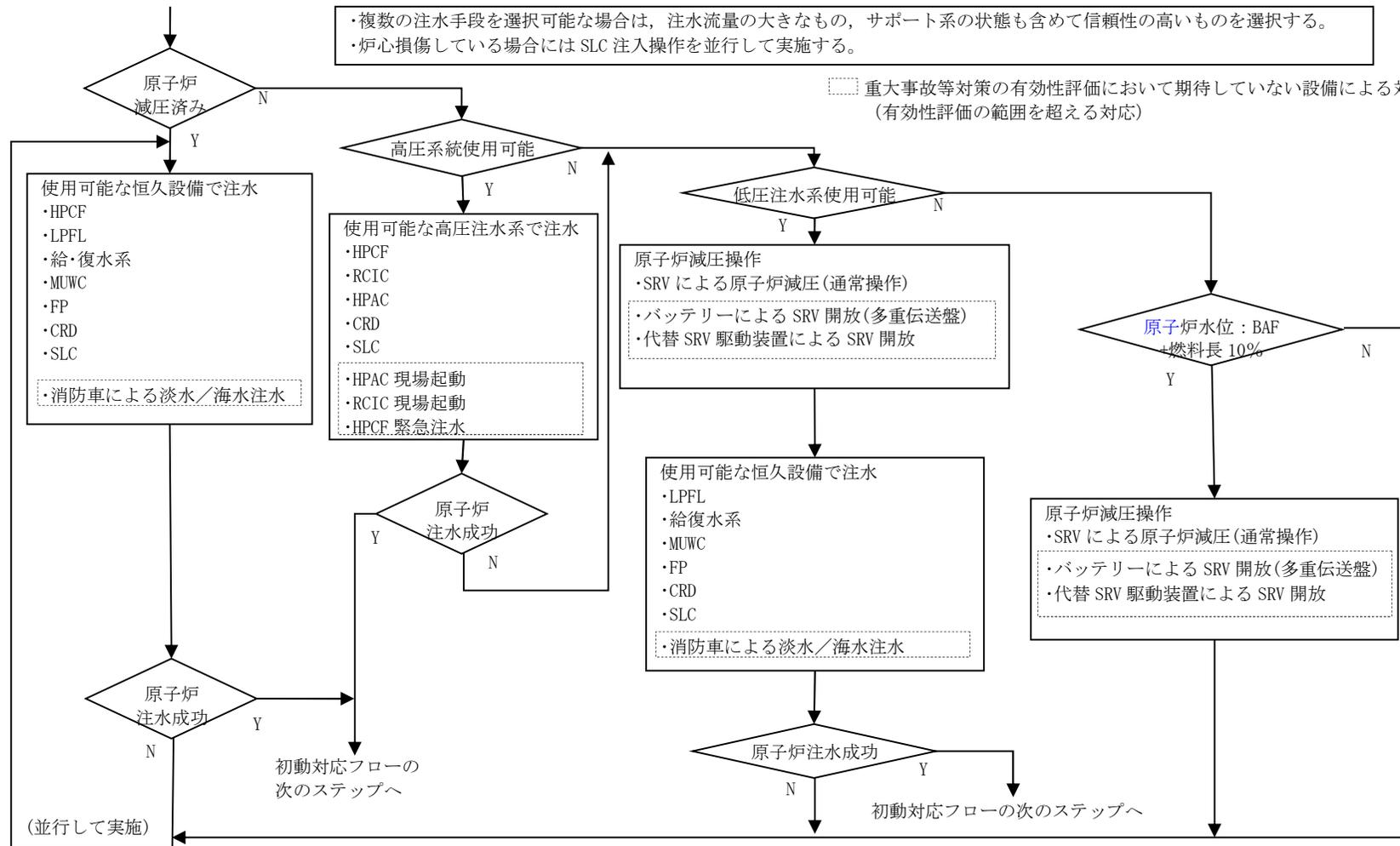
注)手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

④原子炉注水戦略

初動対応フローより

・複数の注水手段を選択可能な場合は、注水流量の大きなもの、サポート系の状態も含めて信頼性の高いものを選択する。
 ・炉心損傷している場合には SLC 注入操作を並行して実施する。

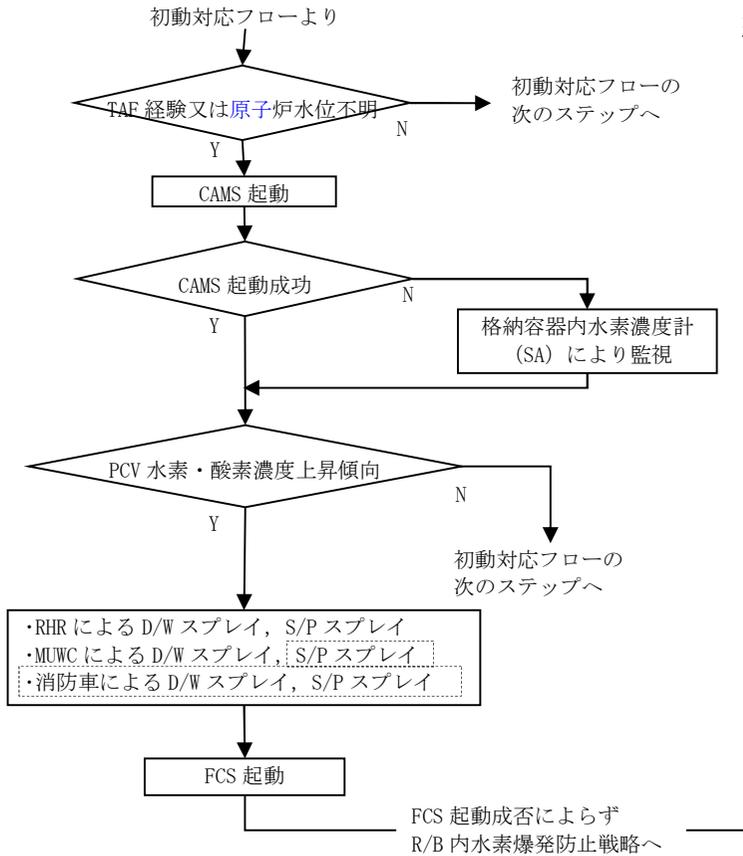
⋯ 重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応
 (有効性評価の範囲を超える対応)



初動対応フローの次のステップへ

注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

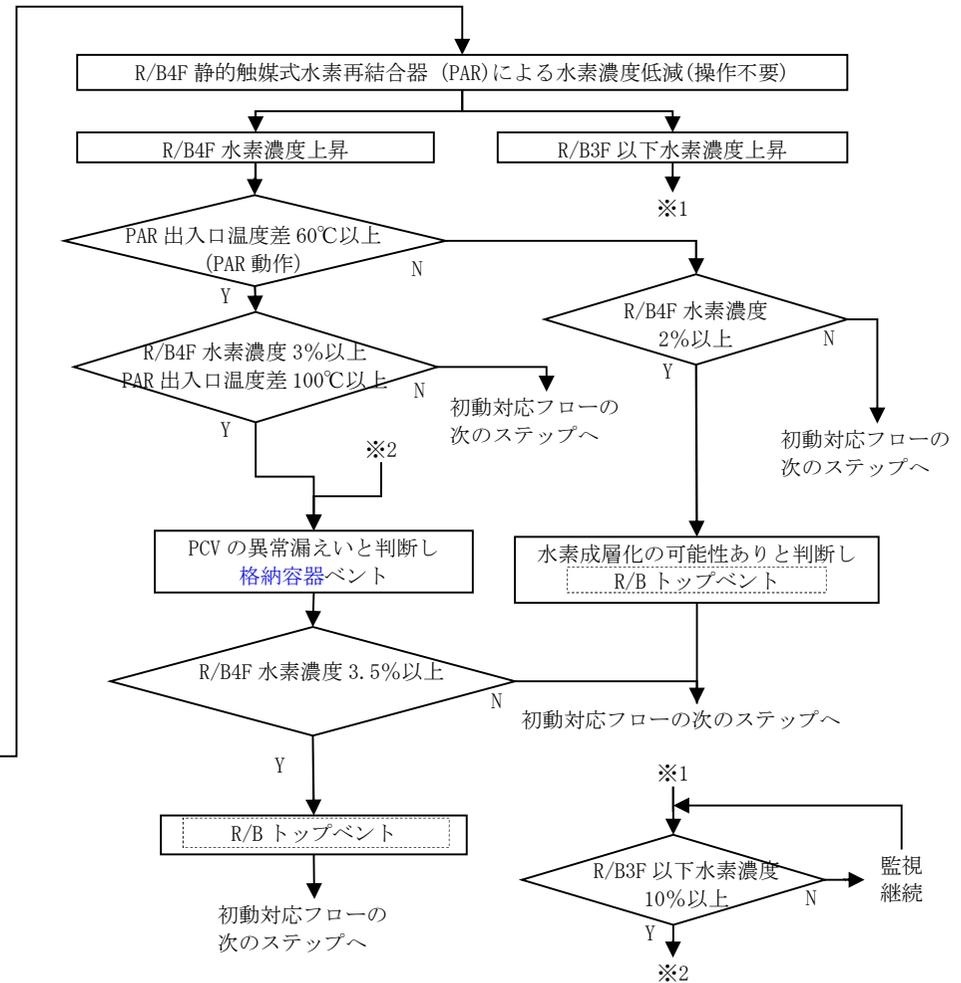
⑤水素爆発防止戦略



重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応 (有効性評価の範囲を超える対応)

注) 手順及び判断基準については、今後の訓練等によって見直す可能性がある

事故時運転操作手順書(徴候ベース)水素濃度制御, 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)

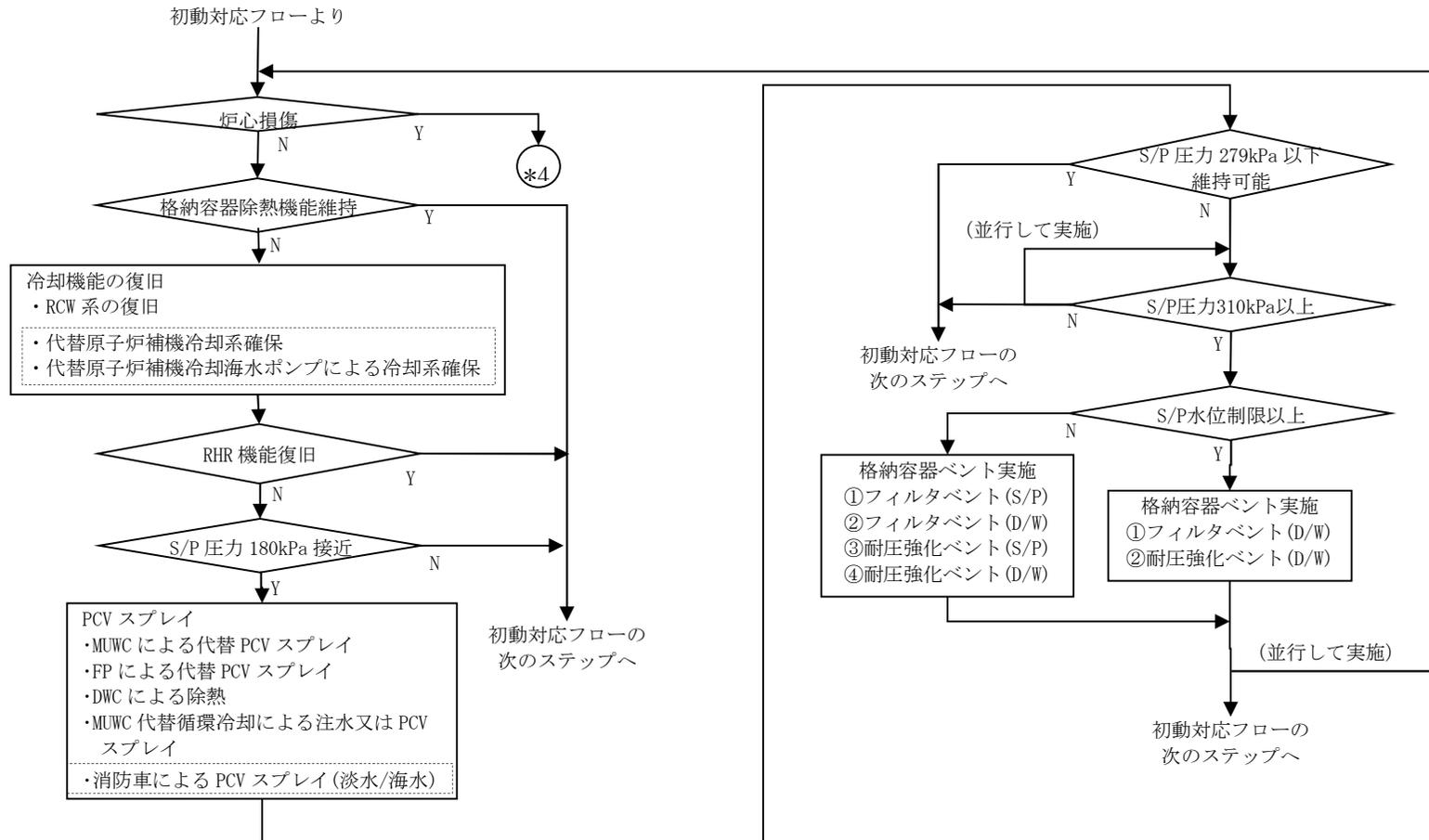


添付 2.1-81

⑥-1 格納容器除熱戦略（炉心損傷前）

事故時運転操作手順書(微候ベース)PCV 圧力制御

⋯ 重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応（有効性評価の範囲を超える対応）



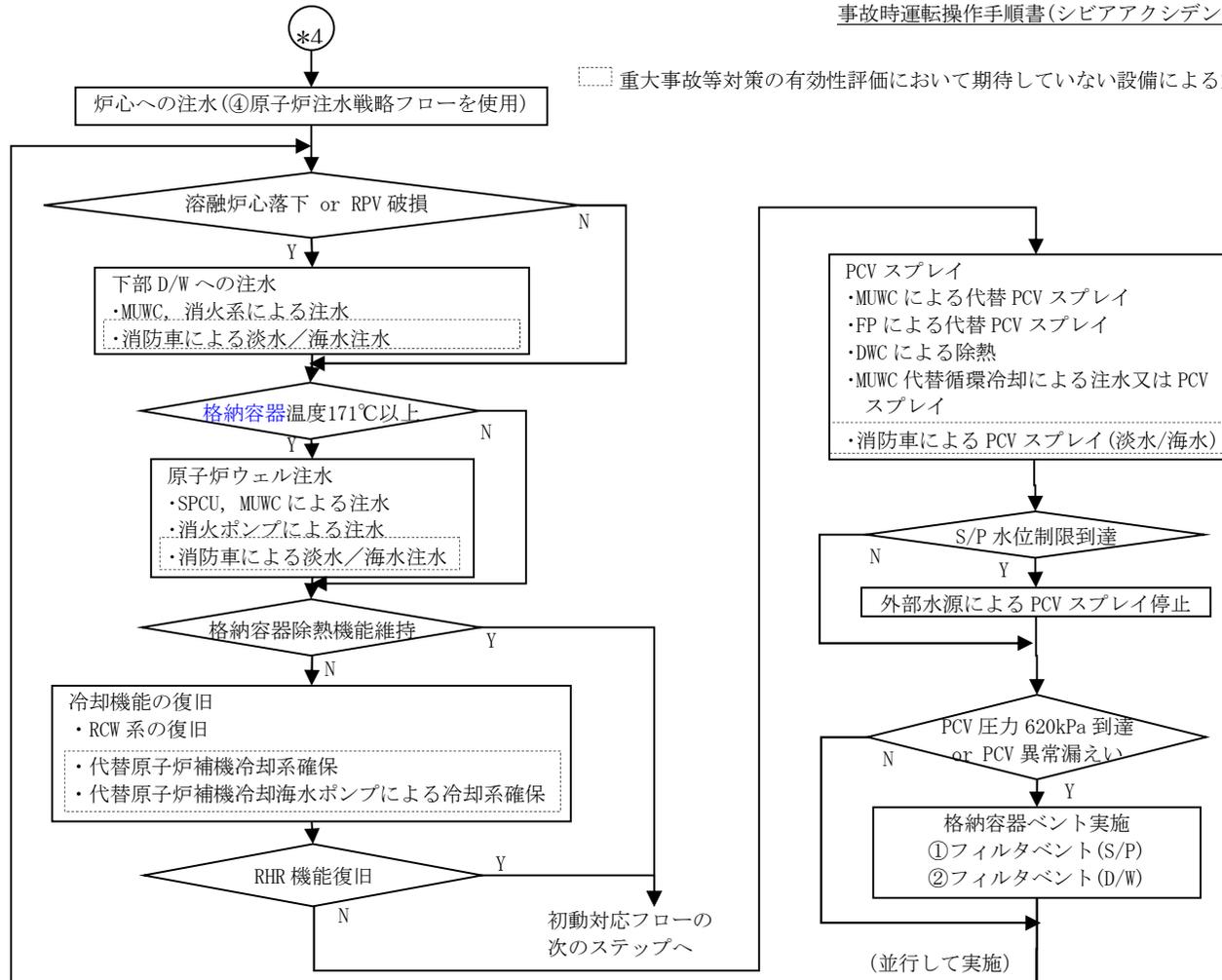
添付 2.1-82

注) 手順及び判断基準については、今後の訓練等によって見直す可能性がある

⑥-2 格納容器除熱戦略（炉心損傷後）

事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)下部 D/W 注水, 原子炉格納容器除熱

重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応（有効性評価の範囲を超える対応）

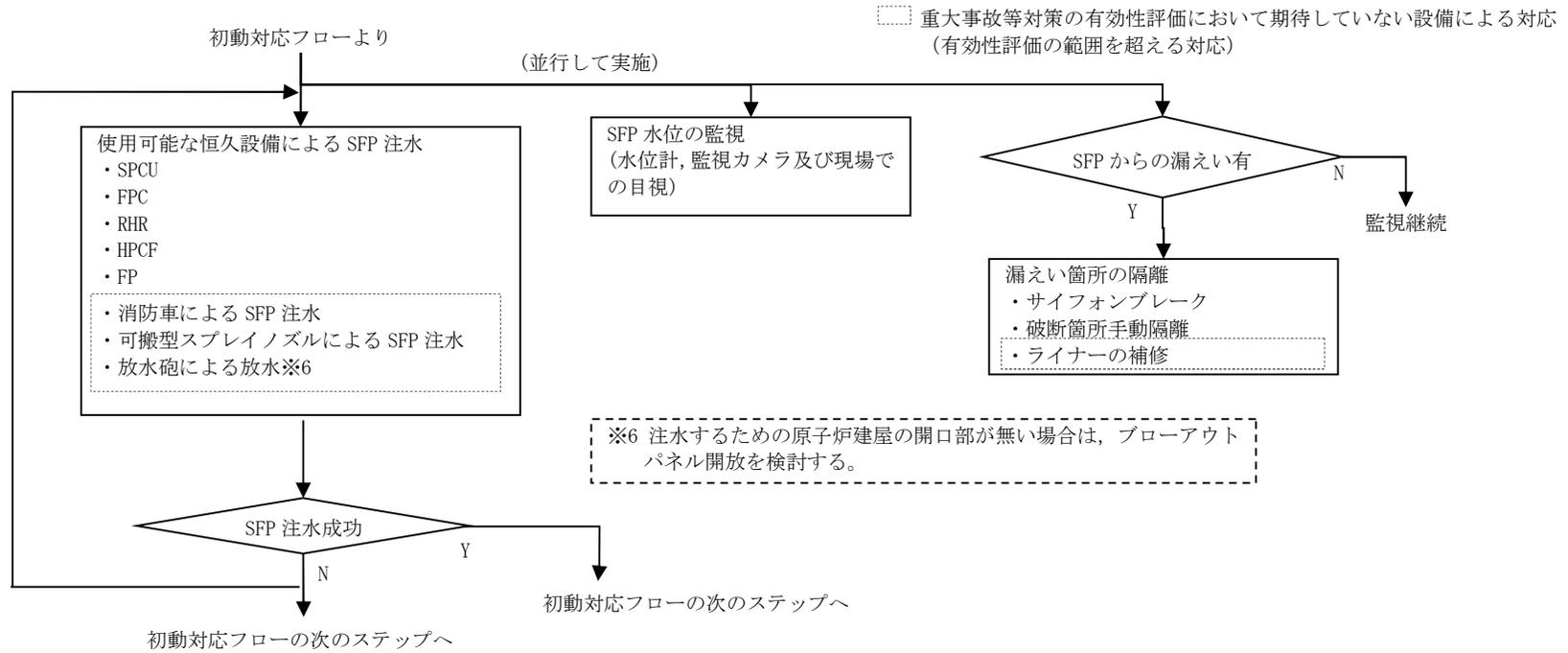


注) 手順及び判断基準については、今後の訓練等によって見直す可能性がある

初動対応フローの次のステップへ

⑦使用済燃料注水戦略

事故時運転操作手順書(徴候ベース)SFP 水位制御



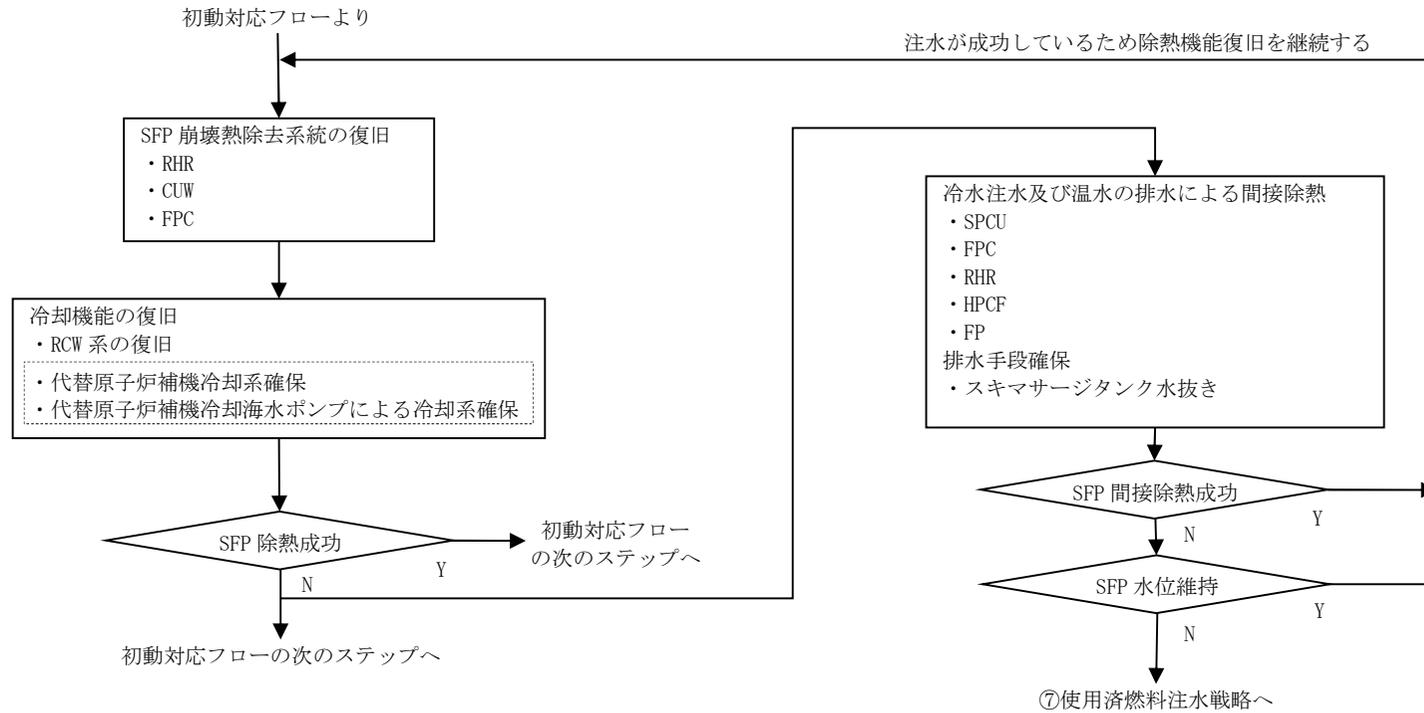
添付 2.1-84

注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

⑧使用済燃料除熱戦略

事故時運転操作手順書(徴候ベース)SFP 水温度制御

⋯ 重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応
(有効性評価の範囲を超える対応)



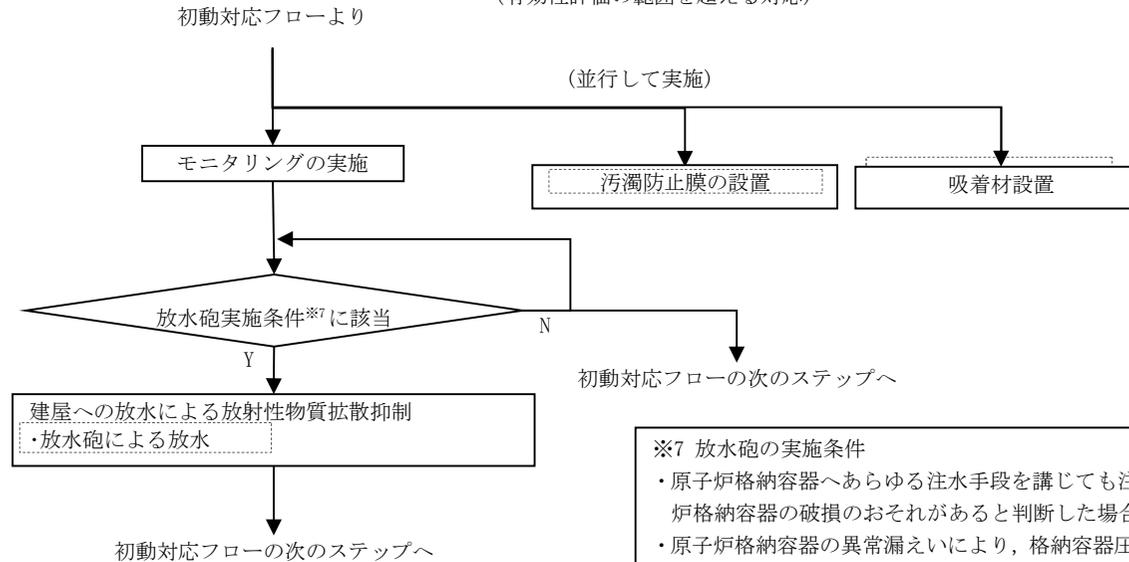
添付 2.1-85

注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

⑨放射性物質拡散抑制のための戦略

「緊急時対策本部運営要領」の概要図

☐ 重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応
(有効性評価の範囲を超える対応)



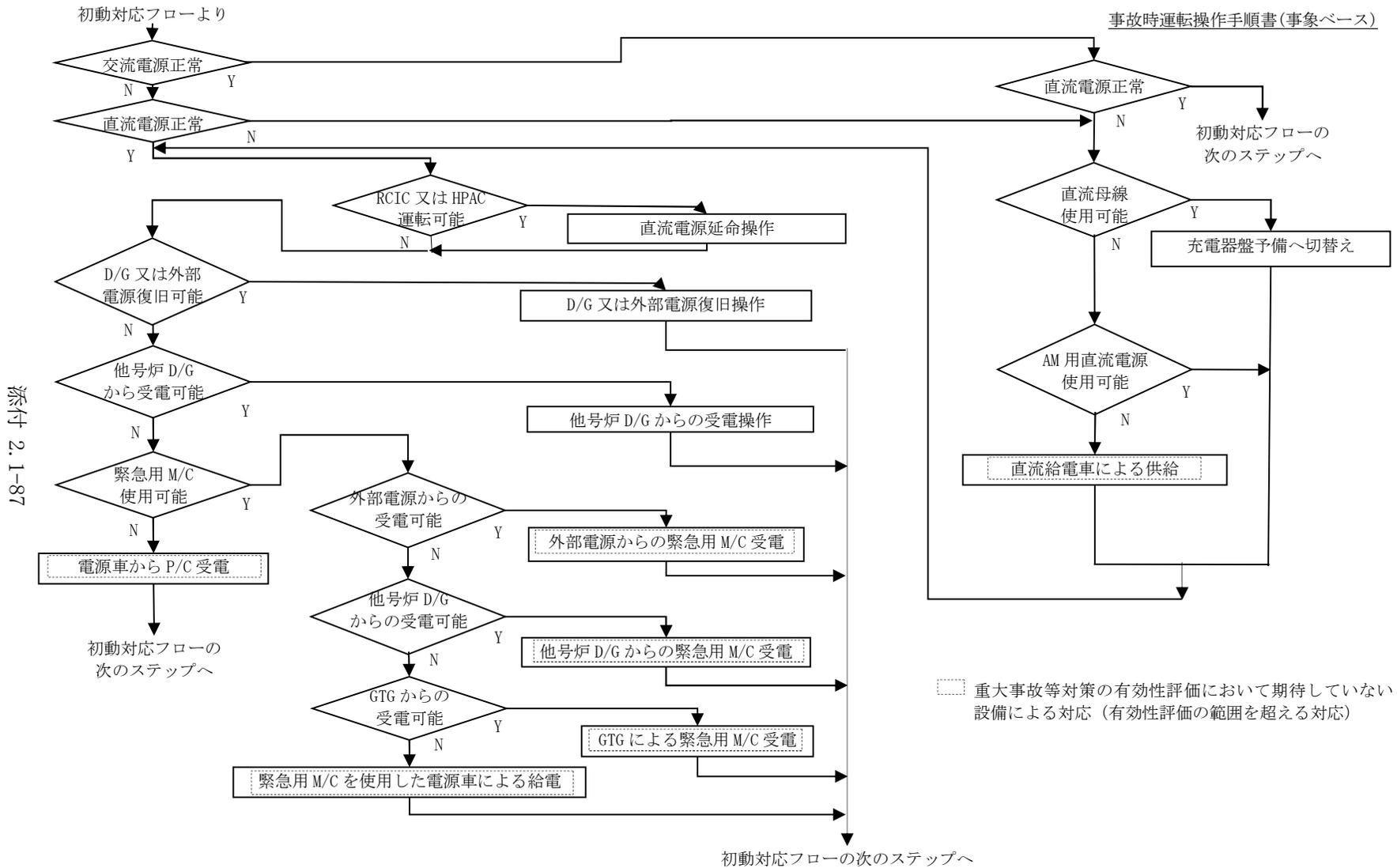
注)手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

※7 放水砲の実施条件

- 原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合
- 原子炉格納容器の異常漏えいにより、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの、原子炉建屋天井付近に設置されている原子炉建屋水素濃度計で、水素濃度が を超えたことにより原子炉建屋トップベントを開放する場合
- 燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールのスプレイが出来ない場合
- プラントの異常により、モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

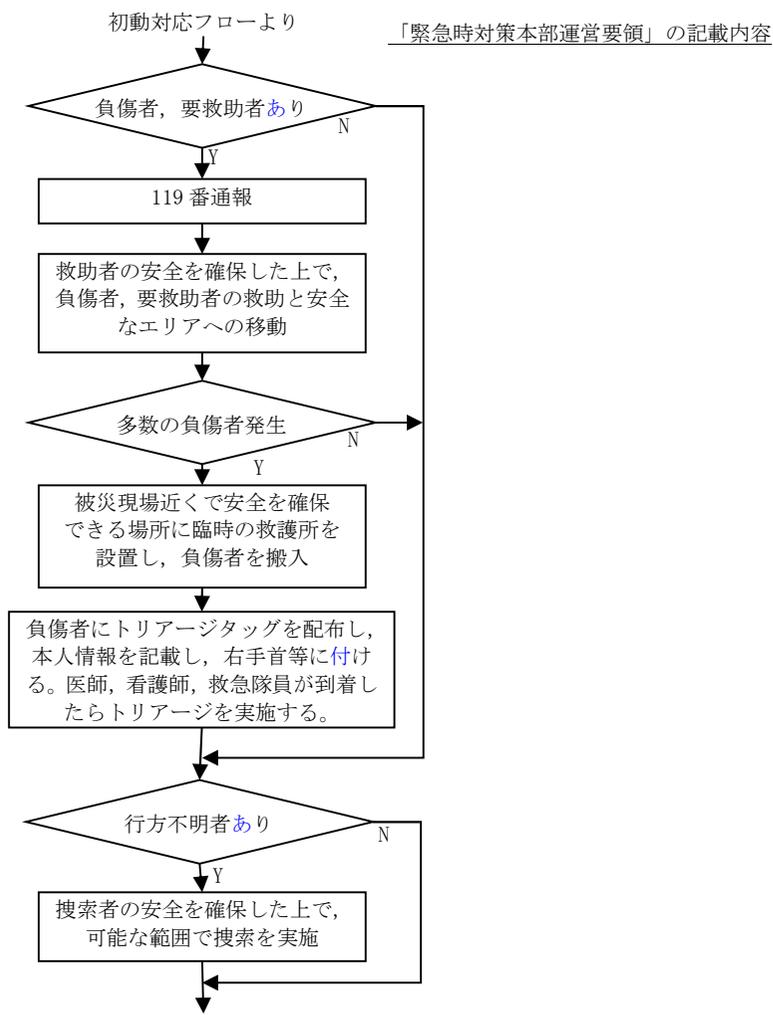
⑩電源確保戦略



注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

⑪人命救助戦略

添付 2.1-88



初動対応フローの次のステップへ
注)手順については, 今後の訓練によって見直す可能性がある

3. プラント状態確認チェックシートにおける確認項目

プラント、体制等の状況を把握するために、「プラント状態確認チェックシート」の各項目を確認する。チェックシートは、目標設定や戦略の検討等緊急時対策本部の情報共有に利用する。

【注意事項】			
1.	チェックシートには、本部責任者の指示、又は各対応班の担当者が必要に応じ確認した情報を記載し作成する。計画情報統括・計画担当が取りまとめ、本部内に情報共有する。		
2.	共通1.～3.項の確認を最優先に実施する。		
3.	周囲の状況に十分注意しながらチェックし、チェック困難な場合には「不明」とする。(建屋の損壊状況、周辺線量等に注意)		
4.	動作可能、使用可能は、外観及び警報等で判断する。		

(1) プラント状態確認項目(共通)

共通1. 中央制御室との連絡と運転員の対応可能人数の確認

番号	項目	状態	備考
1	1号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名
2	2号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名
3	3号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名
4	4号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名
5	5号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名
6	6号及び7号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名

共通2. モニタ指示確認

番号	項目	状態	備考
1	屋外モニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	

共通3. 火災の確認

番号	項目	状態	備考
1	揮発性物質（航空機燃料・軽油等）による火災発生	火災あり・火災なし・不明	1・2・3・4号炉 5・6・7号炉 その他
2	上記以外による火災発生	火災あり・火災なし・不明	

共通 4. 通信関係の確認

番号	項目	状態	備考
4-1. 免震重要棟内緊急時対策所又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所			
1	送受話器（ペー징ング）	使用可能・使用不可・不明	
2	電力保安通信用電話設備	使用可能・使用不可・不明	
3	衛星電話設備（常設）	使用可能・使用不可・不明	
4	衛星電話設備（可搬型）	使用可能・使用不可・不明	
5	無線連絡設備（常設）	使用可能・使用不可・不明	
6	無線連絡設備（可搬型）	使用可能・使用不可・不明	
7	緊急時対策支援システム伝送装置	使用可能・使用不可・不明	
8	SPDS 表示装置		
9	加入電話機	使用可能・使用不可・不明	
10	加入 FAX	使用可能・使用不可・不明	
11	テレビ会議システム	使用可能・使用不可・不明	
12	専用電話設備（ホットライン）	使用可能・使用不可・不明	
13	IP-電話機	使用可能・使用不可・不明	
14	IP-FAX	使用可能・使用不可・不明	

共通 5. 対応可能な要員の確認

番号	項目 ^{※1}	状態	備考
1	本部長(1名)	名	
2	本部スタッフ(1名)	名	
3	原子炉主任技術者(2名 ^{※2})	名	
4	対外対応機能(4名)	名	
5	情報収集・計画立案機能(5名)	名	
6	現場対応機能(15名)	名	
7	ロジスティック・リソース管理機能(2名)	名	
8	復旧班現場要員(16名)	名	
9	保安班現場要員(2名)	名	
10	自衛消防隊(10名)	名	

※1 カッコ内は発電所内での必要最低人数

※2 6号及び7号炉の原子炉主任技術者それぞれ1名は、早期に非常参集が可能なエリアに待機する。

共通 6. 水源, その他

番号	項目	状態	備考
1	淡水貯水池	使用可能・使用不可・不明	
2	ろ過水タンク (荒浜側 No. 1)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
3	ろ過水タンク (荒浜側 No. 2)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
4	純水タンク (荒浜側 No. 1)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
5	純水タンク (荒浜側 No. 2)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
6	ろ過水タンク (大湊側 No. 3)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
7	ろ過水タンク (大湊側 No. 4)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
8	純水タンク (大湊側 No. 3)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
9	純水タンク (大湊側 No. 4)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
10	荒浜側防火水槽	使用可能・使用不可・不明	
11	大湊側防火水槽	使用可能・使用不可・不明	

共通 7. 設備及び資機材の確認

番号	項目	状態	備考
7-1. 消火及び注水設備 荒浜側エリア【常設設備】			
1	荒浜側ディーゼル 駆動消火ポンプ	運転中・停止中・使用不可・ 不明	
2	荒浜側電動消火ポンプ	運転中・停止中・電源なし 使用不可・不明	
3	純水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	1・2号炉共用
4	純水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	1・2号炉共用
5	純水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	1・2号炉共用
6	純水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	3・4号炉共用
7	純水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	3・4号炉共用
8	純水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	3・4号炉共用

番号	項目	状態	備考
7-2. 消火及び注水設備 大湊側エリア【常設設備】			
1	大湊側ディーゼル 駆動消火ポンプ	運転中・停止中・使用不可・ 不明	
2	大湊側電動消火ポンプ	運転中・停止中・電源なし 使用不可・不明	
3	純水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	5・6・7号炉共用
4	純水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	5・6・7号炉共用
5	純水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	5・6・7号炉共用
6	純水移送ポンプ(D)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	5・6・7号炉共用
7-3. 可搬型設備, 消火設備 大湊側エリア			
1	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)	使用可能・使用不可・不明	
2	ガスタービン発電機用 燃料タンク	使用可能・使用不可・不明	
3	可搬型代替交流電源設 備 (交流電源車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
4	可搬型代替直流電源設 備 (直流給電車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
5	仮設発電機	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
6	移動式変圧器	使用可能・使用不可・不明	
7	大湊側緊急用 M/C	使用可能・使用不可・不明	
8	可搬型代替注水ポンプ (消防ポンプ自動車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
9	代替原子炉補機冷却系	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 式
10	可搬型窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	
11	大容量送水車 (原子炉 建屋放水設備用)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
12	放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
13	ホース展張車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
14	汚濁防止膜	使用可能・使用不可・不明	
15	吸着材	使用可能・使用不可・不明	
16	タンクローリ (4kL)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
17	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
18	大型化学高所放水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台

番号	項目	状態	備考
19	泡原液搬送車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
20	泡原液混合装置	使用可能・使用不可・不明	
7-4. 可搬型設備, 消火設備 荒浜エリア			
1	常設代替交流電源設備 (第二ガスタービン発電機)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
2	第二ガスタービン発電機用燃料タンク	使用可能・使用不可・不明	
3	第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
4	可搬型代替交流電源設備 (交流電源車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
5	可搬型代替直流電源設備 (直流給電車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
6	緊急用 M/C	使用可能・使用不可・不明	
7	仮設発電機	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
8	可搬型代替注水ポンプ (消防ポンプ自動車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
9	代替原子炉補機冷却系	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 式
10	可搬型窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	
11	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
12	放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
13	ホース展張車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
14	汚濁防止膜	使用可能・使用不可・不明	
15	吸着材	使用可能・使用不可・不明	
16	タンクローリ (4kL)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
17	タンクローリ (16kL)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
18	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
19	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
20	大型化学高所放水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
21	泡原液搬送車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
22	泡原液混合装置	使用可能・使用不可・不明	
7-5. 消火設備 自衛消防隊建屋			
1	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
2	水槽付消防ポンプ自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
3	泡消火薬剤備蓄車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台

(2)プラント状態確認項目(6号及び7号炉用個別)

個別1. 初期状態の確認

番号	項目	状態	備考
1	プラント状況の確認が可能※	可能・不可	
2	原子炉停止 (確認日時 / :)	成功・失敗・不明	
3	原子炉隔離時冷却ポンプ	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
4	高圧代替注水ポンプ	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
5	復水貯蔵槽	使用可能・使用不可・不明	水位 m
6	主蒸気逃がし弁	使用可能・使用不可・不明	
7	タービンバイパス弁(タービン制御系)	使用可能・使用不可・不明	
8	ECCS作動要求	作動要求あり・ 作動要求なし・不明	
9	外部電源受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
10	非常用ディーゼル発電機(A)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
11	非常用ディーゼル発電機(B)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
12	非常用ディーゼル発電機(C)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	

※中央制御室又は緊急時対策所にてプラント状況の確認を実施する。

個別2. モニタ指示確認

番号	項目	状態	備考
1	プロセスモニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	
2	エリアモニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	

個別3. 通信関係の確認

番号	項目	状態	備考
1	送受信器（ページング）	使用可能・使用不可・不明	
2	電力保安通信用電話設備	使用可能・使用不可・不明	
3	携帯型音声呼出電話設備	使用可能・使用不可・不明	
4	衛星電話設備（常設）	使用可能・使用不可・不明	
5	無線連絡設備（常設）	使用可能・使用不可・不明	
6	プロセス計算機	使用可能・使用不可・不明	
7	データ伝送装置	使用可能・使用不可・不明	
8	加入電話機	使用可能・使用不可・不明	

個別4. 建屋アクセス性の確認

番号	項目	状態	備考
1	中央制御室へアクセス可能	可能・不可・不明	
2	コントロール建屋へアクセス可能	可能・不可・不明	
3	原子炉建屋へアクセス可能	可能・不可・不明	
4	タービン建屋へアクセス可能	可能・不可・不明	
5	廃棄物処理建屋へアクセス可能	可能・不可・不明	
6	サービス建屋へアクセス可能	可能・不可・不明	
7	海水熱交換器建屋アクセス可能	可能・不可・不明	

※建屋の損壊状態を含め、事故対応への支障の有無の観点から確認する。

個別5. 施設損壊状態確認

番号	項目	状態	備考
1	使用済燃料プール損傷	損傷あり・損傷なし・不明	
2	原子炉格納容器損傷（ドライウエル）	損傷あり・損傷なし・不明	
3	原子炉格納容器損傷（サプレッション・チェンバ）	損傷あり・損傷なし・不明	

個別6. 電源系統の確認

番号	項目	状態	備考
1	非常用ディーゼル発電機 (A)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
2	非常用ディーゼル発電機 (A)ディタンク	使用可能・使用不可・不明	
3	非常用ディーゼル発電機 (A)燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
4	非常用ディーゼル発電機 (B)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
5	非常用ディーゼル発電機 (B)ディタンク	使用可能・使用不可・不明	
6	非常用ディーゼル発電機 (B)燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
7	非常用ディーゼル発電機 (C)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
8	非常用ディーゼル発電機 (C)ディタンク	使用可能・使用不可・不明	
9	非常用ディーゼル発電機 (C)燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
10	軽油タンク (A)	使用可能・使用不可・不明	
11	軽油タンク (B)	使用可能・使用不可・不明	
12	非常用 M/C (C)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
13	非常用 M/C (D)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
14	非常用 M/C (E)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
15	非常用 P/C (C-1)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
16	非常用 P/C (C-2)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
17	非常用 P/C (D-1)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
18	非常用 P/C (D-2)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
19	非常用 P/C (E-1)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
20	非常用 P/C (E-2)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
21	計器用バイタル(A)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
22	計器用バイタル(B)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
23	計器用バイタル(C)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
24	計器用バイタル(D)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
25	直流 125V 主母線(A)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
26	直流 125V 主母線(B)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
27	直流 125V 主母線(C)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
28	直流 125V 主母線(D)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
29	安全系蓄電池用充電器	使用可能・使用不可・ 不明	
30	常設代替直流電源設備 (AM 用直流電源)	使用可能・使用不可・ 不明	
31	号機間融通設備	使用可能・使用不可・ 不明	
32	緊急用電源切替箱断路器	使用可能・使用不可・ 不明	
33	可搬型小型バッテリー	使用可能・使用不可・ 不明	

個別 7. 機器状態の確認

番号	項目	状態	備考
7-1. 炉心注水, 原子炉格納容器除熱機器【常設設備】			
1	原子炉隔離時冷却ポンプ	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
2	高圧代替注水ポンプ	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
3	高圧炉心注水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
4	高圧炉心注水ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
5	ほう酸水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
6	ほう酸水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
7	ほう酸水タンク	使用可能・使用不可・不明	
8	制御棒駆動水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
9	制御棒駆動水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
10	逃がし安全弁	使用可能・使用不可・不明	
11	高圧窒素ガス供給系	使用可能・使用不可・不明	
12	高圧窒素ガスポンベ	使用可能・使用不可・不明	
13	残留熱除去ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
14	残留熱除去ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
15	残留熱除去ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
16	復水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
17	復水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
18	復水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
19	ドライウエル冷却送風機 (A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
20	ドライウエル冷却送風機 (B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
21	ドライウエル冷却送風機 (C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
22	ドライウエル除湿冷却器 (A)	使用可能・使用不可・不明	
23	ドライウエル除湿冷却器 (B)	使用可能・使用不可・不明	
24	低圧復水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
25	低圧復水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
26	低圧復水ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
27	高圧復水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
28	高圧復水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
29	高圧復水ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
30	電動駆動給水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
31	電動駆動給水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
32	格納容器圧力逃がし装置 (フィルタベント)	使用可能・使用不可・不明	
33	耐圧強化ベント	使用可能・使用不可・不明	
34	格納容器 pH 制御装置	使用可能・使用不可・不明	
35	遠隔手動弁操作設備 (エクステンション)	使用可能・使用不可・不明	
36	空気駆動弁操作ポンベ	使用可能・使用不可・不明	
7-2. 使用済燃料プール注水, 除熱機器【常設設備】			
1	燃料プール冷却ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
2	燃料プール冷却ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
3	サブプレッションプール浄化 系ポンプ	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
7-3. 水素爆発防止設備【常設設備】			
1	格納容器内雰囲気モニタ 水素・酸素濃度	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
2	再結合器ブロア(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
3	再結合器ブロア(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
4	静的触媒式水素再結合装置 (原子炉建屋水素処理設備)	使用可能・使用不可・ 不明	
5	格納容器不活性設備	使用可能・使用不可・ 不明	
7-4. 補機冷却設備【常設設備】			
1	原子炉補機冷却水ポンプ (A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
2	原子炉補機冷却水ポンプ (B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
3	原子炉補機冷却水ポンプ (C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
4	原子炉補機冷却水ポンプ (D)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
5	原子炉補機冷却水ポンプ (E)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
6	原子炉補機冷却水ポンプ (F)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
7	原子炉補機冷却海水ポンプ (A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
8	原子炉補機冷却海水ポンプ (B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
9	原子炉補機冷却海水ポンプ (C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
10	原子炉補機冷却海水ポンプ (D)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
11	原子炉補機冷却海水ポンプ (E)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
12	原子炉補機冷却海水ポンプ (F)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
13	タービン補機冷却水ポンプ (A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
14	タービン補機冷却水ポンプ (B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
15	タービン補機冷却水ポンプ (C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
16	タービン補機冷却海水ポン プ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
17	タービン補機冷却海水ポン プ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
18	タービン補機冷却海水ポン プ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
19	計装用空気圧縮機(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
20	計装用空気圧縮機(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
7-5. 可搬設備接続口・その他			
1	復水貯蔵槽注水接続口	使用可能・使用不可・不明	
2	復水補給水系接続口	使用可能・使用不可・不明	
3	原子炉ウェル注水接続口	使用可能・使用不可・不明	
4	SFP 接続口	使用可能・使用不可・不明	
5	代替原子炉補機冷却系接続口	使用可能・使用不可・不明	
6	電源車接続口	使用可能・使用不可・不明	
7	直流電源車接続口	使用可能・使用不可・不明	
8	フィルタ装置補給水接続口	使用可能・使用不可・不明	
9	窒素生成装置接続口	使用可能・使用不可・不明	
10	原子炉建屋トップベント	使用可能・使用不可・不明	

実際の運用では本例示のように記載内容をより具体化した様式を用いる。

作成責任者：総務班長

共通

目標：事象発生後、30分以内に確認

確認時間 _____ :

2. 対応可能な要員の確認

添付 2.1-102

NO.	設備・機器・項目	状態	確認内容	作成者	提出先	備考
1	本部長(1名)	名	・参集状況・安否	総務班長	計画班	※1 カッコ内は発電所での必要最低人数 ※2 6号及び7号炉の原子炉主任技術者それぞれ1名は、早期に非常参集が可能なエリアに待機する
2	本部スタッフ 安全監督担当(1名)	名	・参集状況・安否			
3	原子炉主任技術者(2名※)	名	・参集状況・安否			
4	対外対応統括(1名) 通報班(2名) 立地・広報班(1名)	名	・参集状況・安否			
5	計画・情報統括(1名) 計画班(1~5号)(2名) 計画班(6,7号)(2名) 保安班(2名) 保安班現場要員(2名)	名	・参集状況・安否			
6	1~5号炉 号機統括(1名) 号機班(1名) 復旧班(1名)	名	・参集状況・安否			
7	6号炉 号機統括(1名) 号機班(3名) 復旧班(2名)	名	・参集状況・安否			
8	7号炉 号機統括(1名) 号機班(3名) 復旧班(2名)	名	・参集状況・安否			
9	復旧班現場要員(16名)	名	・参集状況・安否			
10	総務統括(1名) 総務班(1名)	名	・参集状況・安否			
11	自衛消防隊(10名)	名	・参集状況・安否			

注)記載内容については、今後の訓練によって見直す可能性がある

個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧について

大規模損壊発生時に初動対応フローから選択する個別戦略の決定に当たっては、要員及び設備を含めた残存する資源から必要な手順等を確認し、有効な戦略を迅速かつ確実に選定する必要がある。

表1に示す個別戦略による対応が必要と判断された場合には、個別戦略フローに基づいて当該の手順書等を選択し、事故緩和措置を実施する。

また、大規模損壊発生時の対応手順書等の体系図を示す。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
①-1, ①-2 アクセスルート 確保戦略	○多様なハザード対応要領							
	「状況確認とアクセスルート確保」	(1.0) (2.1)	・業務車両(保管場所：T. M. S. L. +16m) 台数：1台	—	—	15分	復旧班員 2名	
	「段差復旧・陥没箇所復旧」		・ホイールローダ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（バケット容量：3.0m ³ /台）	—	被災状況・規模により所要時間は変動	10分/箇所	復旧班員 2名	
「瓦礫撤去」	・ホイールローダ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（バケット容量：3.0m ³ /台）		—	被災状況・規模により所要時間は変動	3分/箇所	復旧班員 2名		
② 消火戦略	○火災防護計画							
	「火災防護計画」	(1.0) (2.1)	<ul style="list-style-type: none"> ・化学消防自動車（保管場所：T. M. S. L. +5m, +35m）※1 台数：2台（容量：120m³/h/台／84m³/h/台，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa） ・水槽付消防ポンプ自動車（保管場所：T. M. S. L. +5m） 台数：1台（容量：120m³/h／84m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa） ・大型化学高所放水車（保管場所：T. M. S. L. +35m以上）※2 台数：2台（放水塔22m, 27m）（容量：204m³/h/台，吐出圧力：1.2MPa） ・可搬型大容量送水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：5台（容量：900m³/h/台以上，吐出圧力：0.9MPa） ・放水砲（保管場所：T. M. S. L. +35m以上）※2 台数：5台（容量：900m³/h/台以上） ・ホース展張車（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：5台 ・泡消火薬剤備蓄車（保管場所：T. M. S. L. +5m）※1 台数：1台（1000L積載，ポリタンク500L保管） ・泡原液搬送車（保管場所：T. M. S. L. +35m以上）※2 台数：3台（4000L積載/台） ・泡原液混合装置（保管場所：T. M. S. L. +35m以上）※2 台数：5台 	消火栓 防火水槽 海水取水箇所	※1 3%希釈濃度 で泡消火 ※2 1%希釈濃度 で泡消火	20分～消火開始	自衛消防隊員 6名 復旧班員 8名	
③ 原子炉停止戦略	○事故時運転操作手順書(徴候ベース)反応度制御							
	「SLC注入操作」	(1.1)	<ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水ポンプ 台数：2台（容量：11.4m³/h/台，吐出圧力：8.43MPa） ・ほう酸水タンク 台数：1台（容量：31.7m³） 	SLCタンク	RC/Q移行後の時間	中操操作20秒	運転員 2名	
	「手動ART」		—	—	RC/Q移行後の時間	電源無の場合 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「スクラムテストSWによるベアロードスクラム」		—	—	RC/Q移行後の時間	中操操作50秒	運転員 2名	
	「ソレノイドヒューズ引き抜き」		—	—	RC/Q移行後の時間	中操操作10分	運転員 2名	
	—		—	RC/Q移行後の時間	現場操作25分	運転員 2名		

添付 2.1-104

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
③ 原子炉停止戦略	「個々の制御棒の電動挿入」	(1.1)	—	—	RC/Q移行後の時間	中操作50秒～ 全数全挿入又は16ステップ以下まで継続	運転員 2名	
	「原子炉水位制御」		・電動機駆動原子炉給水ポンプ 台数：2台（容量：2340m ³ /h/台、揚程：835m） ・高圧復水ポンプ 台数：3台（容量：3300m ³ /h/台、揚程：225m） ・低圧復水ポンプ 台数：3台（容量：2700m ³ /h/台、揚程：155m）	復水器	RC/Q移行後の時間	中操作 1分20秒～ 出力3%維持	運転員 2名	
			・制御棒駆動水ポンプ 台数：2台（容量：46m ³ /h/台、揚程：1420m）	復水貯蔵槽				
			・原子炉隔離時冷却系ポンプ 台数：1台（容量：188m ³ /h、揚程：高圧側900m、低圧側186m） ・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台（容量：高圧側182 ³ /h、低圧側727m ³ /h、揚程：高圧側890m、低圧側190m）	復水貯蔵槽 サブレクション・チェンバ				
④ 原子炉注水戦略	○事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)原子炉注水、事故時運転操作手順書(徴候ベース)							
	「HPCFによる原子炉注水」 「HPCF緊急注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)	・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台（容量：高圧側182 ³ /h、低圧側727m ³ /h、揚程：高圧側890m、低圧側190m）	復水貯蔵槽 サブレクション・チェンバ		電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「給・復水系による原子炉注水」		・電動機駆動原子炉給水ポンプ 台数：2台（容量：2340m ³ /h/台、揚程：835m） ・高圧復水ポンプ 台数：3台（容量：3300m ³ /h/台、揚程：225m） ・低圧復水ポンプ 台数：3台（容量：2700m ³ /h/台、揚程：155m）	復水器		電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「RHR（LPFL）による原子炉注水」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m ³ /h、揚程：125m）	サブレクション・チェンバ	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
			「MUWCによる原子炉注水」	・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「消火ポンプによる原子炉注水」				・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h、揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操作
・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h、揚程：75m）			ろ過水タンク		—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
④ 原子炉注水戦略		(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)				電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名 復旧班員 2名
	「CRDによる原子炉注水」		・制御棒駆動水ポンプ 台数：2台（容量：46m ³ /h/台，揚程：1420m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「SLCポンプによる原子炉注水」		・ほう酸水ポンプ 台数：2台（容量：11.4m ³ /h/台，吐出圧力：8.43MPa）	復水貯蔵槽 屋外消火栓 純水タンク	—	現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「RCICによる原子炉注水」 「RCIC現場起動」		・原子炉隔離時冷却系ポンプ 台数：1台（容量：188m ³ /h，揚程：高圧側900m，低圧側186m）	復水貯蔵槽 サブレーション・チェンバ		電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 2名 運転員 中操1名 現場4名
	「HPACによる原子炉注水」 「HPAC現場起動」		・高圧代替注水系ポンプ 台数：1台（容量：182m ³ /h，揚程：958m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 2名 運転員 中操1名 現場4名
	「消防車による原子炉注水（淡水／海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 4名
	「SRVによる原子炉減圧」		・逃がし安全弁 台数：18台（自動減圧機能8台）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「SRV駆動源確保」		・高圧窒素ガスポンベ（予備） 台数：5本（容量：47ℓ/本，充填圧力：約15MPa）	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「バッテリーによるSRV開放（多重伝送盤）」		・可搬型小型バッテリー 個数：10個（12V/個）	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「代替SRV駆動装置によるSRV開放」		・高圧窒素ガスポンベ 台数：A系10本，B系10本（容量：47ℓ/本，充填圧力：約15MPa）	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	○多様なハザード対応要領						
	「消防車による送水（淡水／海水）」	(1.4)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 3名

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
⑤水素爆発防止戦略	○事故時運転操作手順書(微候ベース)水素濃度制御、事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）							
	「CAMS起動」	(1.9) (1.10)	・CAMS サンプルガス条件 圧力：-3.432~245.16kPa 温度：10~169℃	—	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「RHRによるPCVスプレイ」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m ³ /h/台、揚程：125m）	サブレクション・チェン バル	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「MUWCによるPCVスプレイ」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「消火ポンプによるPCVスプレイ」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h、揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「消防車によるPCVスプレイ（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「FCS起動」		・再結合装置、ブロウ 台数：2台（容量：255Nm ³ /h/台）	—	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「FCVS(S/C側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」	・電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内		—	—	電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名		
○多様なハザード対応要領								
「水素対策（トップベント）」	(1.9) (1.10)	・原子炉建屋トップベント	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操1名 復旧班員 3名		
「フィルタベント水位調整水張り」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 6名		
「消防車による送水（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 2名		

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
⑥-1 原子炉格納容器 除熱戦略	○事故時運転操作手順書(徴候ベース)PCV圧力制御							
	「MUWCによるPCVスプレー」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「消火ポンプによるPCVスプレー」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h，揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 1名	
	「DWCによる除熱」		・ドライウェル冷却系冷却器送風機 台数：3台	—	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「MUWC代替循環冷却による原子炉注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	サブレーション・チェンバ	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「MUWC代替循環冷却によるPCVスプレー」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	サブレーション・チェンバ	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
「消防車によるPCVスプレー（淡水/海水）」	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）		防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 2名		
「FCVS(S/C側)：フィルタベント設備使用」	・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	空気駆動弁駆動源有の場合 中操作	運転員 2名			
				空気駆動弁駆動源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名			
「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」	・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	空気駆動弁駆動源有の場合 中操作	運転員 2名			
				空気駆動弁駆動源無の場合 現場弁操作等	運転員 中操2名 現場2名			

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
						1時間30分以内	
	「FCVS (S/C側)：耐圧強化ライン使用」		—	—	—	空気駆動弁駆動源有の場合 中操操作	運転員 2名
						空気駆動弁駆動源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「FCVS (D/W側)：耐圧強化ライン使用」		—	—	—	空気駆動弁駆動源有の場合 中操操作	運転員 2名
						空気駆動弁駆動源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「恒設RCWによる補機冷却水確保」		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却ポンプ 台数：6台（容量：1300³/h/1100³/h, 揚程：58m/53m） 原子炉補機冷却海水ポンプ 台数：6台（容量：1800³/h, 揚程：35m） 原子炉補機冷却熱交換器 台数：6台（熱交換量：17.4MW/系統/16.3MW/系統） 	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「代替Hxによる補機冷却水確保」		<ul style="list-style-type: none"> 熱交換器ユニット（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） 代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420³/h/台, 揚程：35m） 	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 4時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		<ul style="list-style-type: none"> 代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420³/h/台, 揚程：35m） 	—	—	電源有の場合 中操操作	2名
						電源無の場合 現場弁操作等 5時間以内	運転員 中操2名 現場2名
○多様なハザード対応要領							
	「消防車による送水（淡水/海水）」		<ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120³/h/84 m³/h, 吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa） 	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 3名
	「フィルタベント水位調整水張り」	(1.5)	<ul style="list-style-type: none"> フィルタベント設備 台数：1台 	—	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 6名
	「代替Hxによる補機冷却水確保」	(1.6) (1.7) (1.8)	<ul style="list-style-type: none"> 熱交換器ユニット（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） 代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420³/h/台, 揚程：35m） 	—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		<ul style="list-style-type: none"> 代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420³/h/台, 揚程：35m） 	—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）		
⑥-2 原子炉格納容器 除熱戦略	○事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）下部ドライウエル注水、原子炉格納容器除熱	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	下部ドライウエル注水、原子炉格納容器除熱	復水貯蔵槽	-	電源有の場合 中操操作	運転員 2名		
	「MUWCによるベデスタル注水」					・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	電源無の場合 現場弁操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「消火ポンプによるベデスタル注水」					・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h、揚程：75m）	ろ過水タンク	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「消火ポンプによるベデスタル注水（淡水/海水）」					・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	電源無の場合 現場弁操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 2名
	「SPCUによる原子炉ウエル注水」					・サブプレッションプール浄化系ポンプ 台数：1台（容量：250m ³ /h、揚程：90m）	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	現場操作 2時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「MUWCによる原子炉ウエル注水」					・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	復水貯蔵槽	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「消火ポンプによる原子炉ウエル注水」					・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h、揚程：75m）	ろ過水タンク	電源無の場合 現場弁操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「消火ポンプによる原子炉ウエル注水（淡水/海水）」					・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「MUWCによるPCVスプレー」					・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	復水貯蔵槽	電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
「消火ポンプによるPCVスプレー」	・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h、揚程：75m）	ろ過水タンク	電源有の場合 中操操作	運転員 2名					

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥-2 原子炉格納容器 除熱戦略		(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)				電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「DWCによる除熱」		・ドライウェル冷却系冷却器送風機 台数：3台	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「MUWC代替循環冷却による原子炉注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	サブレーション・チェン バ [※]	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「MUWC代替循環冷却によるPCVスプレー」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	サブレーション・チェン バ [※]	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「消防車によるPCVスプレー（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操3名 現場4名
	「FCVS(S/C側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	空気駆動弁駆 動源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	空気駆動弁駆 動源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「恒設RCWによる補機冷却水確保」		・原子炉補機冷却ポンプ 台数：6台（容量：1300 ³ /h/1100 ³ /h、揚程：58m/53m） ・原子炉補機冷却海水ポンプ 台数：6台（容量：1800 ³ /h、揚程：35m） ・原子炉補機冷却熱交換器 台数：6台（熱交換量：17.4MW/系統/16.3MW/系統）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「代替Hxによる補機冷却水確保」		・熱交換器ユニット（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
							電源無の場合 現場弁操作等 4時間30分以内

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	—	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 5時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	○多様なハザード対応要領							
	「消防車による送水（淡水／海水）」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	—	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 3名
	「フィルタベント水位調整水張り」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 6名	
「代替Hxによる補機冷却水確保」	・熱交換器ユニット（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW）		—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名		
「代替RSWによる補機冷却水確保」	・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）		—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名		
○事故時運転操作手順書（徴候ベース）SFP水位制御								
⑦ 使用済燃料注水 戦略	「SPCUによるSFP注水」	(1.11)	・サブプレッションプール浄化系ポンプ 台数：1台（容量：250m ³ /h、揚程：90m）	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「FPCによるSFP注水」		・燃料プール冷却浄化ポンプ 台数：2台（容量：250m ³ /h/台、揚程：80m）	燃料プール	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「RHRによるSFP注水」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m ³ /h/台、揚程：125m）	サブプレッション・チェンバ	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「HPCFによるSFP注水」		・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台（容量：高圧側182 ³ /h、低圧側727m ³ /h、揚程：高圧側890m、低圧側190m）	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
「MUWCによるSFP注水」	・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名			
				電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場4名			
「消火ポンプによるSFP注水」	・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h、揚程：75m）		ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名		
					電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名		

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
⑦ 使用済燃料注水戦略	「消防車によるSFP注水（淡水/海水）」	(1.11)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-1 台数：2台（容量：168m ³ /h/120m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 淡水貯水池 海水取水箇所	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操1名 復旧班員 4名	
	「サイフォンブレイク」 「破断箇所手動隔離」		—	—	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名		
	○多様なハザード対応要領							
	「可搬型スプレインノズルによるSFPスプレイ」	(1.11)	・可搬型スプレインヘッド 台数：2台 ・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-1 台数：2台（容量：168m ³ /h/120m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 2名	
	「放射性物質放出箇所へのスプレイ（淡水/海水）」		・可搬型大容量送水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台（容量：900m ³ /h以上，吐出圧力：0.9MPa） ・放水砲（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台 ・ホース展張車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台	海水取水箇所	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 8名	
	「消防車による送水（淡水/海水）」		・大型化学高所放水車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：2台（放水塔22m，27m）（容量：204m ³ /h/台，吐出圧力：1.2MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 30分以内	復旧班員 2名～4名	
	「ライナーの補修」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-1 台数：2台（容量：168m ³ /h/120m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa） ・シール材，接着剤，ステンレス鋼板，吊り降しロープ	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 2名	
○事故時運転操作手順書（徴候ベース）SFP水温度制御								
⑧ 使用済燃料除熱戦略	「RHRによるSFP除熱」	(1.11)	・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m ³ /h/台，揚程：125m）	サブプレッション・チェンバ	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
	「CUWによるSFP除熱」		・原子炉冷却材浄化ポンプ 台数：2台（容量：77m ³ /h/台，揚程：120m）	原子炉冷却材	—	電源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「FPCによるSFP除熱」		・燃料プール冷却浄化ポンプ 台数：2台（容量：250m ³ /h/台，揚程：80m）	燃料プール	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
	「SPCUによるSFP注水」		・サブプレッションプール浄化系ポンプ 台数：1台（容量：250m ³ /h，揚程：90m）	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	—	電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
						電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等	運転員 中操2名	

注) 本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑧ 使用済燃料除熱戦略	「FPCによるSFP注水」	(1.11)	・燃料プール冷却浄化ポンプ 台数：2台（容量：250m ³ /h/台，揚程：80m）	燃料プール	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
					電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「RHRによるSFP注水」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m ³ /h/台，揚程：125m）	サブレーション・チェンバ	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
					電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「HPCFによるSFP注水」		・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台（容量：高圧側182 ³ /h，低圧側727m ³ /h，揚程：高圧側890m，低圧側190m）	復水貯蔵槽 サブレーション・チェンバ	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「MUWCによるSFP注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
					電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「消火ポンプによるSFP注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h，揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
					電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「恒設RCWによる補機冷却水確保」		・原子炉補機冷却ポンプ 台数：6台（容量：1300 ³ /h/1100 ³ /h，揚程：58m/53m） ・原子炉補機冷却海水ポンプ 台数6台（容量：1800 ³ /h，揚程：35m） ・原子炉補機冷却熱交換器 台数：6台（熱交換量：17.4MW/系統/16.3MW/系統）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
				電源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名		
「代替Hxによる補機冷却水確保」	・熱交換器ユニット（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台，揚程：35m）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名		
				電源無の場合 現場弁操作等 4時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名		
「代替RSWによる補機冷却水確保」	・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台，揚程：35m）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名		
				電源無の場合 現場弁操作等 5時間以内	運転員 中操2名 現場2名		
	○多様なハザード対応要領						

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
	「代替Hxによる補機冷却水確保」	(1.11)	・熱交換器ユニット（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名	
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名	
⑨ 放射性物質拡散抑制のための戦略	○多様なハザード対応手順							
	「放射性物質放出箇所へのスプレイ（淡水/海水）」	(1.12)	・可搬型大容量送水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台（容量：900m ³ /h以上、吐出圧力：0.9MPa） ・放水砲（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台 ・ホース展張車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台	海水取水箇所	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 8名	
	「海洋への放出抑制（汚濁防止膜設置）」		(1.12)	・荒浜側、大湊側放水口汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） ・構内排水路汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） ・#1-4取水口、#1補機取水口汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） ・#5-7取水口汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：20m/本（カーテン長：6～8m）	—	—	現場操作 3時間以内 （北放水口1重目） 24時間以内 （取水口3箇所1重目）	復旧班員 13名
	「海洋への放出抑制（放射性物質吸着材設置）」	・放射性物質吸着材（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：1020kg以上		—	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 4名	
⑩ 電源確保戦略	○事故時運転操作手順書(事象ベース)							
	「D/G又は外部電源復旧操作」	(1.14)	・非常用ディーゼル発電機 台数：3台（容量：6250kVA/台、電圧：6900V） ・共通母線、M/C7C、7D母線	—	—	中操操作	運転員 2名	
	「他号機からの受電操作」		・共通母線、M/C7C、7D母線	—	—	中操操作	運転員 2名	
	「充電器予備器へ切り替え」		・予備充電器盤	—	—	中操操作	運転員 2名	
	「D/G（A）（B）による緊急用M/Cへの送電」		・非常用ディーゼル発電機 台数：2台（容量：6250kVA/台、電圧：6900V） ・緊急用M/C母線	—	—	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「第一GTGによるM/C7C、7D受電」		・第一ガスタービン発電機（保管場所：T.M.S.L.+12m） 台数：1台（容量：4500kVA/台、電圧：6900V） ・M/C7C、7D母線	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「緊急用M/CによるM/C7C、7D受電」		・緊急用M/C母線 ・M/C7C、7D母線（P/C7C-1、7D-1、M/CC7C-1-1、7D-1-1）	—	—	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
「直流125V充電器盤7A受電」	・直流125V充電器盤7A ・直流125V充電器盤7A・7B予備		—	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名		

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
⑩ 電源確保戦略							現場2名	
	「直流125V充電器盤7B受電」		・直流125V充電器盤7B	—	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「直流125V充電器盤7A-2受電」		・直流125V充電器盤7A-2	—	—	現場操作 2時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「AM用直流125V充電器盤受電」		・AM用直流125V充電器盤 ・AM用直流125V予備充電器盤	—	—	現場操作 2時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「中操監視計器類復旧（C系）」		・M/CC7C-1-7（バイタル、CVCF、計測用電源）	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「中操監視計器類復旧（D系）」		・M/CC7D-1-6（原子炉系計測用電源）※C系にて受電できない場合 ・M/CC7D-1-7（バイタル、CVCF、計測用電源）	—	—	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	○多様なハザード対応要領							
	「各号炉D/Gによる緊急用M/C受電から各号炉への送電」	(1.14)	・非常用ディーゼル発電機 台数：3台（容量：6250kVA/台、電圧：6900V） ・緊急用M/C母線		—	—	現場操作 4時間以内	当該号炉運 転員 中操2名 現場2名 他号炉運 転員 中操2名 現場4名 復旧班員 6名
	「第二GTGによる緊急M/C受電」	(1.14)	・第二ガスタービン発電機（保管場所：T.M.S.L.+21m） 台数：1台（容量：4500kVA/台、電圧：6900V） ・緊急用M/C母線		—	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 6名
	「電源車による緊急M/C受電」	(1.14)	・電源車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：9台（容量：500kVA/台、電圧：6,900V） ・M/C7C、7D母線		—	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 6名
「電源車によるP/C7C-1, 7D-1受電」		・電源車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：9台（容量：500kVA/台、電圧：6,900V） ・P/C7C、7D母線		—	—	現場操作 7時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員	

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
							6名
	「可搬型直流電源設備による給電」		・直流給電車・電源車（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（蓄電池400Ah，整流器120A，容量500kVA，電圧DC125V）	—	—	現場操作 9時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 6名
⑪ 人命救助戦略	○総務班ガイド 「総務班ガイド」	(2.1)	—	—	—	—	—
水源確保	○多様なハザード対応要領 「消防車によるCSPへの補給（淡水/海水）」	(1.13)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 4名
	「消防車による防火水槽への海水補給」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	海水取水箇所	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 3名
燃料確保	○多様なハザード対応要領 「非常用D/G軽油タンクからタンクローリーへの給油」	(2.1)	・タンクローリー（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：4t/台），台数：1台（容量：16t/台）	—	—	現場操作 2時間以内	復旧班員 2名
	「地下軽油タンクからローリーへの給油」		・タンクローリー（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：4t/台）	—	—	現場操作 30分以内	復旧班員 2名
	「タンクローリーから各機器等への給油」		・タンクローリー（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：4t/台），台数：1台（容量：16t/台）	—	機器側タンク 容量による	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 2名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

1. 柏崎刈羽原子力発電所マニュアル体系大規模損壊関連体系図

大規模損壊発生時に必要となる手順書類について、発電所の QMS 文書体系上の位置づけを図 1 に示す。

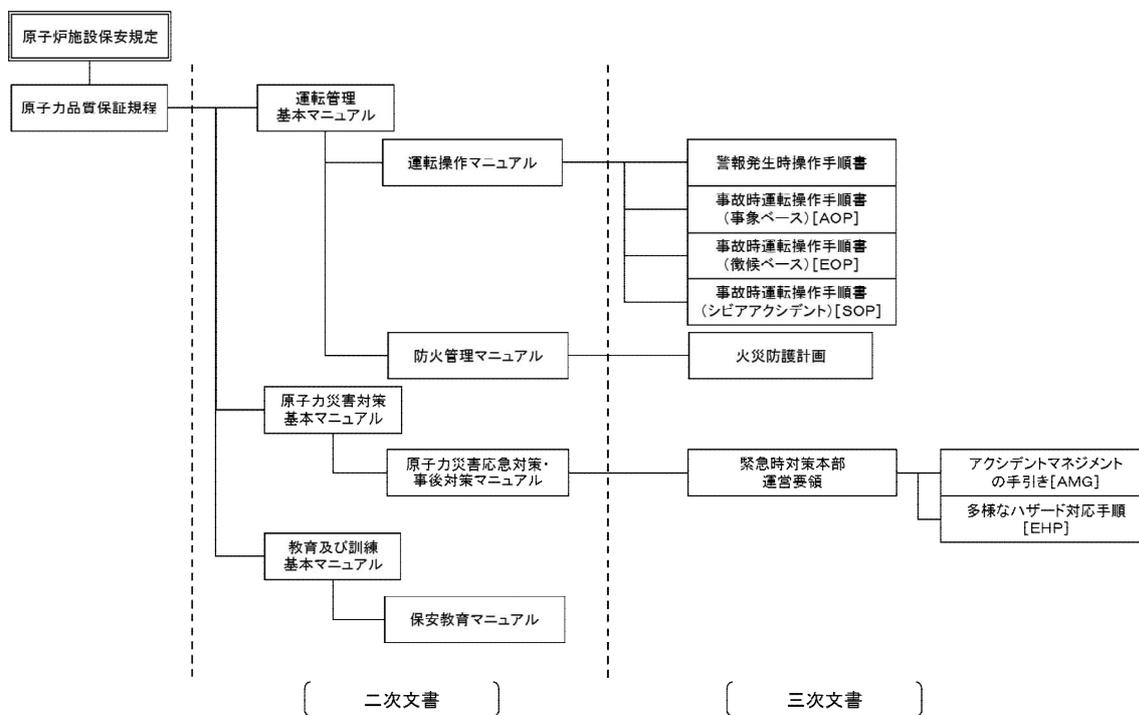


図 1 QMS 文書体系上の手順書の位置づけ

2. 大規模損壊発生時の対応手順書体系図

緊急時対策本部で使用する対応フローに従った措置を講じるため、以下の手順書を用いて対応を行う。また、手順書の体系図を図 2 に、手順書のリストを表 2 に示す。

(1) 緊急時対策本部で使用する手順書

① 緊急時対策本部運営要領

重大事故，大規模損壊等が発生した場合，又はそのおそれがある場合に，緊急事態に関する発電所緊急時対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領。

また，発電所緊急時対策本部の運営及び各機能組織が実施する事項については，本要領の下位に紐付く各機能組織のガイドとして定める。

② アクシデントマネジメントの手引き (AMG)

プラントで発生した事故・故障等が拡大し，炉心損傷に至った際に，事故の進展防止，影響緩和のために実施すべき措置を判断，選択するための情報を定めた要領で，技術支援組織が使用する。炉心が損傷し，原子炉圧力容器及び格納容器の健全性を脅かす可能性のあるシビアアクシデント事象に適用する。

③ 多様なハザード対応手順 (EHP)

自然現象や大規模損壊等により，多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できない場合に，運転員のプラント対応に必要な支援を行うため，可搬設備等によるプラント対応支援を定めた手順書で，実施組織（運転員以外）が使用する。

(2) 運転員が使用する手順書

① 警報発生時操作手順書

中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に，警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作を定めた手順書。

② 事故時運転操作手順書（事象ベース）(AOP)

単一の故障等で発生する可能性のある異常又は事故が発生した際に，事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

③ 事故時運転操作手順書（徴候ベース）(EOP)

事故の起回事象を問わず，AOPでは対処できない複数の設備の故障等によ

る異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

④事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（SOP）

EOPで対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書。

(3) 緊急時対策本部及び運転員が使用する手順書

①火災防護計画

発電所の火災防護に係る全ての活動に適用され、設計基準対象施設、並びに重大事故等対処施設の火災防護対策を定め、万一火災が発生したとしても、プラントの安全停止能力を確保すること、発電所職員や環境への放射線の影響を防止することを目的に定めた業務文書。

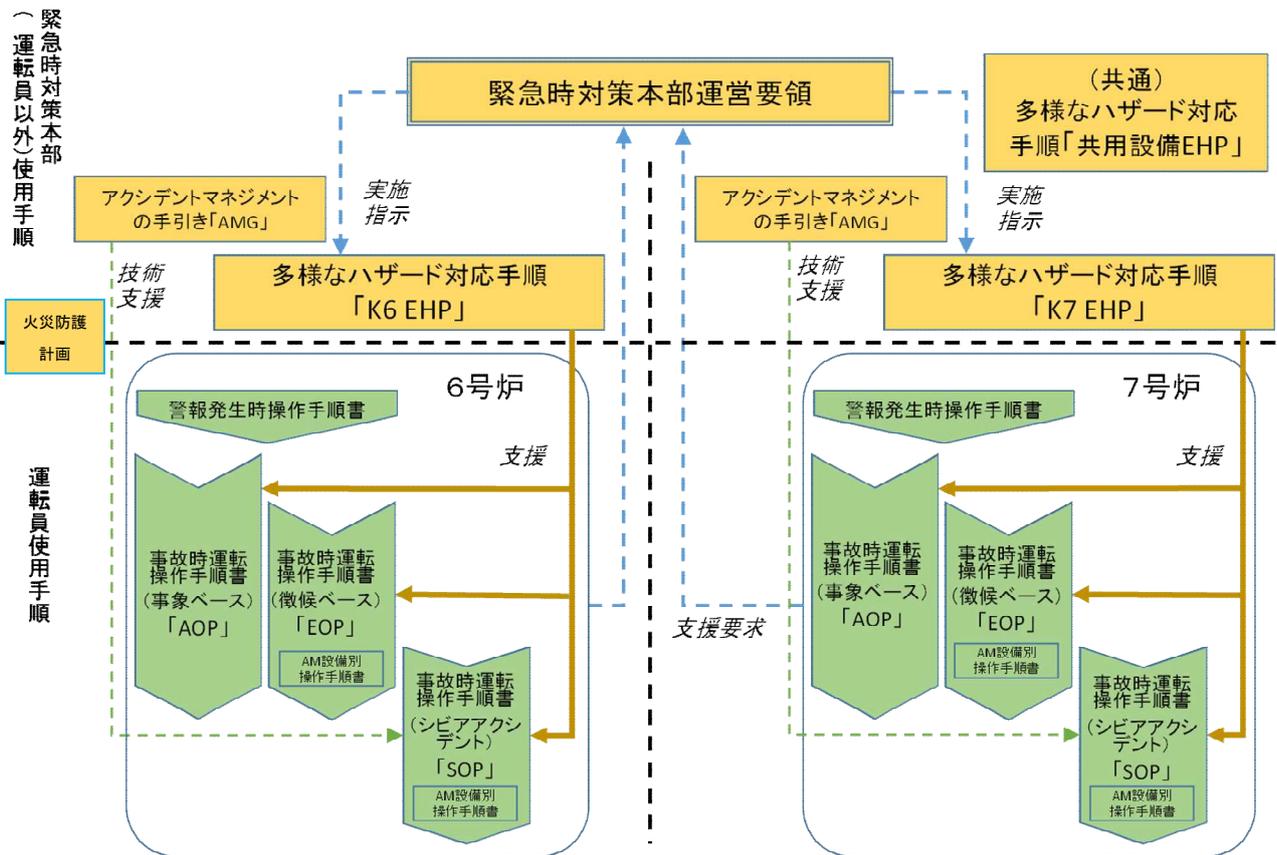


図 2 大規模損壊発生時の対応手順書体系図

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(1/5)

緊急時対策本部運営要領
計画班手順 保安班手順 号機班手順 復旧班手順 通報班手順 立地・広報班手順 資材班手順 総務班手順 大規模損壊発生時対応手順

アクシデントマネジメントの手引き (AMG) ※6号及び7号炉ともに構成は同じ
確認ガイド [確認ガイドー1] : 炉心損傷の確認ガイド [確認ガイドー2] : 損傷炉心の冷却性確認ガイド [確認ガイドー3] : 原子炉圧力容器破損の確認ガイド [確認ガイドー4] : 格納容器モニタの確認ガイド 確認ガイドー4. 1 格納容器内のパラメータの確認ガイド 確認ガイドー4. 2 格納容器健全性の確認ガイド 操作ガイド [操作ガイドー1] : 損傷炉心への注水操作ガイド [操作ガイドー2] : 原子炉減圧操作ガイド (注水手段がある場合) [操作ガイドー3] : 原子炉減圧操作ガイド (注水手段がない場合) [操作ガイドー4] : 機器復旧後の切り替え操作ガイド [操作ガイドー5] : (原子炉圧力容器破損後の) 原子炉への注水操作ガイド [操作ガイドー6] : 下部D/Wへの注水操作ガイド [操作ガイドー7] : 格納容器からの除熱操作ガイド [操作ガイドー8] : 耐圧強化格納容器ベント操作ガイド [操作ガイドー9] : 格納容器負圧抑制操作ガイド [操作ガイドー10] : 可燃性ガス濃度制御系 (FCS) 操作ガイド [[操作ガイドー11] : 原子炉ウェルへの注水操作ガイド

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト (2/5)

6号炉 多様なハザード対応手順 (K6 EHP)
電源車による P/C 6C-1 及び P/C 6D-1 受電 号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 (仮称) 可搬型直流電源装置による直流 125V 主母線盤 6A 受電 直流給電車による直流 125V 主母線盤 6A 受電 電源車による AM 用 MCC 受電 RCIC 現場起動後の排水 フィルタベント水位調整 (仮称) フィルタベント停止後の N2 パージ手順 熱交換器ユニットによる補機冷却水確保 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) による補機冷却水確保 代替 R S W による補機冷却水確保 消防車による送水 水素対策 (トップベント) 消防車による CSP への補給 (淡水/海水) 消防車による防火水槽への海水補給 放射性物質放出箇所へのスプレー (淡水/海水) 海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給 内部溢水

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(3/5)

7号炉 多様なハザード対応手順 (K7 EHP)
電源車による P/C 7C-1 及び P/C 7D-1 受電
号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 (仮称)
可搬型直流電源装置による直流 125V 主母線盤 7A 受電
直流給電車による直流 125V 主母線盤 7A 受電
電源車による AM 用 MCC 受電
RCIC 現場起動後の排水
フィルタベント水位調整 (仮称)
フィルタベント停止後の N2 パージ手順
熱交換器ユニットによる補機冷却水確保
大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) による補機冷却水確保
代替 RSW ポンプによる補機冷却水確保
消防車による送水
水素対策 (トップベント)
消防車による CSP への補給 (淡水/海水)
消防車による防火水槽への海水補給
放射性物質放出箇所へのスプレー (淡水/海水)
海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給
内部溢水

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(4/5)

(共通) 多様なハザード対応手順 (共用設備 EHP)
第二GTGによる緊急用M/C受電 電源車による緊急用M/C受電 各号機D/G(A)による緊急用M/C受電から各号機への送電 泡消火剤による消火及び延焼防止 (仮称) 純水移送ポンプ電源確保 電源車によるK3代替緊急時対策所への給電 貯水池から防火水槽への補給 貯水池から淡水タンクへの補給 淡水タンクから防火水槽への補給 軽油タンクからタンクローリーへの給油 タンクローリーから各機器等への給油 状況確認とアクセスルート確保 段差復旧・陥没箇所復旧 瓦礫除去 除灰手順 (道路部) フィルタ清掃・交換手順 (仮称) 海洋への放出抑制 (仮称)

6号炉 警報発生時操作手順書
重要警報編 系統別一括警報 H11-P703 編 系統別一括警報 H11-P704(L) 編 系統別一括警報 H11-P704(R) 編 系統別一括警報 H11-P705 編 廃棄物処理系編

7号炉 警報発生時操作手順書
重要警報編 系統別一括警報 H11-P703 編 系統別一括警報 H11-P704(L) 編 系統別一括警報 H11-P704(R) 編 系統別一括警報 H11-P705 編

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト (5/5)

事故時運転操作手順書（事象ベース）（AOP）※6号及び7号炉ともに構成は同じ
原子炉編 タービン・電気編 火災編

事故時運転操作手順書（徴候ベース）（EOP）※6号及び7号炉ともに構成は同じ
原子炉制御 格納容器制御 原子炉建屋制御 使用済燃料プール制御 不測事態 EOP/SOP インターフェース (ES/I)

事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（SOP）※6号及び7号炉ともに構成は同じ
AM 操作方針の全体流れ図 注水-1 「損傷炉心への注水」 注水-2 「長期の原子炉水位の確保」 注水-3a 「RPV 破損前の下部 D/W 注水」 注水-3b 「RPV 破損後の下部 D/W 注水」 注水-4 「長期の RPV 破損後の注水」 除熱-1 「損傷炉心冷却後の除熱」 除熱-2 「RPV 破損後の除熱」 放出 「PCV 破損防止」 水素 「R/B 水素爆発防止」

火災防護計画
<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電関連設備の火災防護対策 ・ 中央制御室盤内の火災防護対策 ・ 原子炉格納容器内の火災防護対策 ・ 重大事故等対処設備並びにこれらが設置されている火災区域に対する火災防護対策 ・ その他の区域の火災防護対策 ・ 火災鎮火後の処置

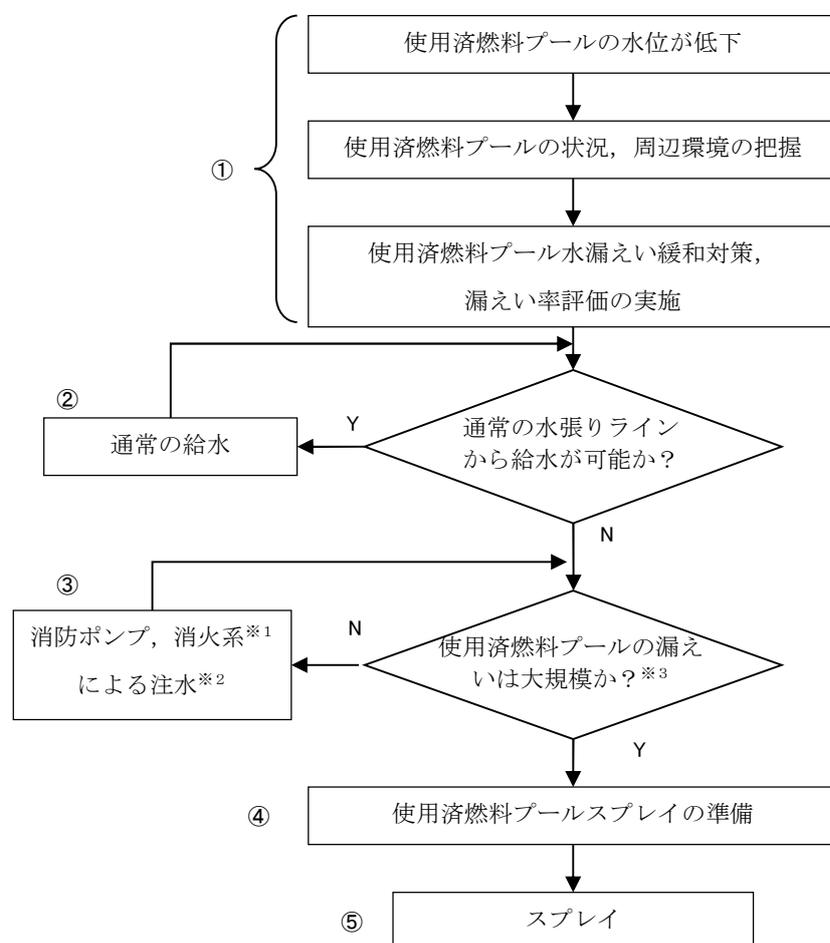
使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について

1. 使用済燃料プールにおける事故対応

使用済燃料プールに大規模漏えいが発生した場合における、使用済燃料プールの優先順位に従った事故対応例について以下に示す。

- (1) 使用済燃料プールの漏えい緩和のための操作を実施するに**当たり**最も重要な判断は使用済燃料プール（原子炉建屋）へのアクセス可否となる。これは現場の被害状態（火災の発生状況，線量等）に依存する。
- (2) 使用済燃料プールへアクセス可能な場合には，準備から補給するまでの時間が比較的短い恒設設備（復水補給水系）を用いた内部からの使用済燃料プール注水行う。
- (3) (2)の操作により使用済燃料プール水位の維持ができない場合，**可搬型代替注水ポンプ**を用いた注水，消火系を用いた注水，サブレーションプール浄化系を用いた注水を順次試みる。
- (4) (3)による使用済燃料プールへの注水を行っても水位が維持できない場合，原子炉建屋内部からのスプレーが可能であれば，**可搬型代替注水ポンプ**を既設の接続口に連結し，常設スプレーヘッダによるスプレーを行い，困難な場合**可搬型スプレーヘッダ**を用いたスプレーを行う。
- (5) (4)と並行して，使用済燃料プールの漏えいを緩和するため，**あらかじめ**準備している漏えい緩和のための資機材を用いた手段により，使用済燃料プール内側からの漏えい緩和を行う。
- (6) 使用済燃料プールへアクセスできない場合や建屋内部での使用済燃料プールスプレーが困難な場合，放水砲（大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を使用）を用いた使用済燃料プールへの放水を行う。

2. 重大事故を想定した使用済燃料プールの監視対応フロー



※1 重大事故等へ対処するために消火が必要な火災が発生していないこと。

※2 サプレッションプール浄化系による注水も含む。

※3 資機材等による漏えい緩和措置が有効な場合は実施する。

図1 使用済燃料プールの監視対応フロー

表1 各設備の監視機能

	計器名称	①	②	③	④	⑤
水位	使用済燃料貯蔵プール水位計	○	○	○	—	—
	使用済燃料貯蔵プール水位計 (SA 広域)	○	○	○	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位計 (SA)	○	○	○	○	—
温度	使用済燃料貯蔵プール温度計 (SA 広域)	○	○	○	—	—
	使用済燃料貯蔵プール温度計 (SA)	○	○	○	○	○
空間線量率	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	○	○	○	○	—
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	—	—	○	○	○
状態監視	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	○	○	○	○	○

3. 使用済燃料プールへのスプレイ手順の妥当性について

(1) 使用済燃料プール水の大規模漏えい時の未臨界評価

柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の使用済燃料プール（以下、本添付資料において「SFP」という。）では、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵される。SFP には、通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが、臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として 1.30 を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。

仮に SFP プール水が沸騰や喪失した状態、SFP スプレイが作動する状態を想定し、プールの水密度が減少した場合を考えると、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果がある。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の SFP の実効増倍率は上記の 2 つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の SFP において水密度を $1.0 \sim 0.0 \text{g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する効果が得られた。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。

なお、解析には米国オークリッジ国立研究所(ORNL)により米国原子力規制委員会(NRC)の原子力関連許認可評価用に作成された 3 次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。



図 2 柏崎刈羽 6 号炉 角管型ラックの計算体系



図 3 柏崎刈羽 6 号炉 格子型ラックの計算体系

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図4 柏崎刈羽7号炉 角管型ラックの計算体系

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 5 柏崎刈羽 6 号炉 実効増倍率の水密度依存性

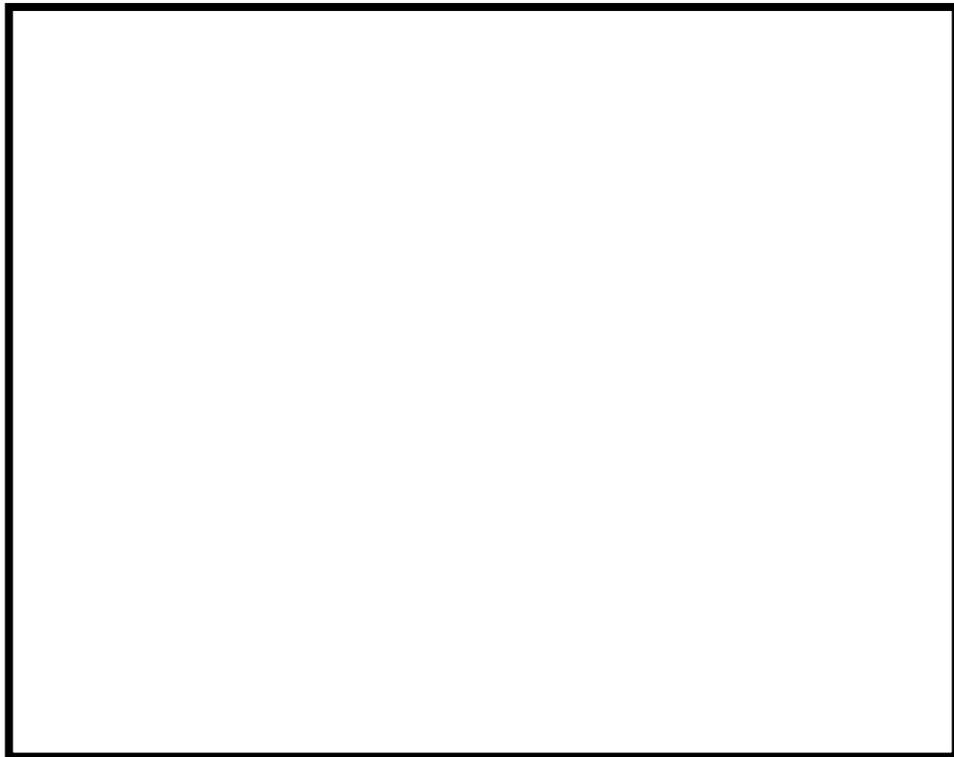


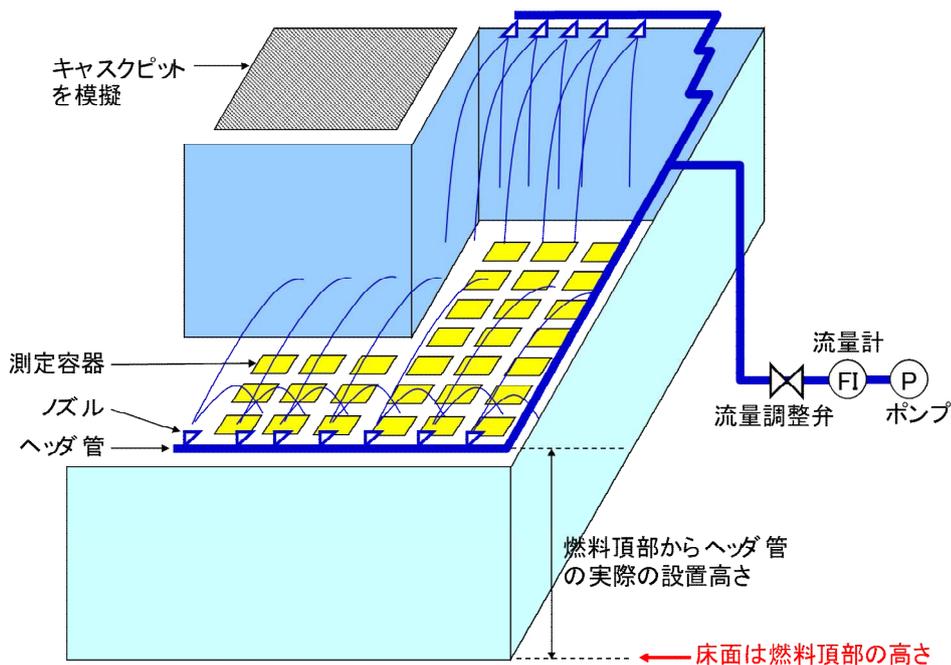
図 6 柏崎刈羽 7 号炉 実効増倍率の水密度依存性

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

4. 必要スプレイ流量

(1) 測定方法

試験設備は、基準として床面を燃料頂部の高さで仮定し、実機寸法を模擬して図 7 のようにポンプ、流量計、流量調整弁、ヘッダ管、ノズルを設置した。また、足場とブルーシートにより SFP プール壁面を模擬することで、実機 SFP と同様のスプレイ状態で試験可能な考慮を実施した。



(2) 測定条件

- ・ スプレイ時間：2min
- ・ 測定容器開口面積：318 mm×318 mm

(3) 判定基準

表 2 スプレイ実証試験の判定基準

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2 炉心以上の燃料
低温燃料域		全ての燃料

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(4) 測定結果

① スプレイ状態の確認

試験のスプレイ状態について、スプレイ前の状況を図8、スプレイ状態の状況を図9に示す。

図9のスプレイ状態から、スプレイヘッダの複数のノズルからのスプレイ水は互いに衝突等の干渉がなく燃料域上部に均質に広がることを確認できる。

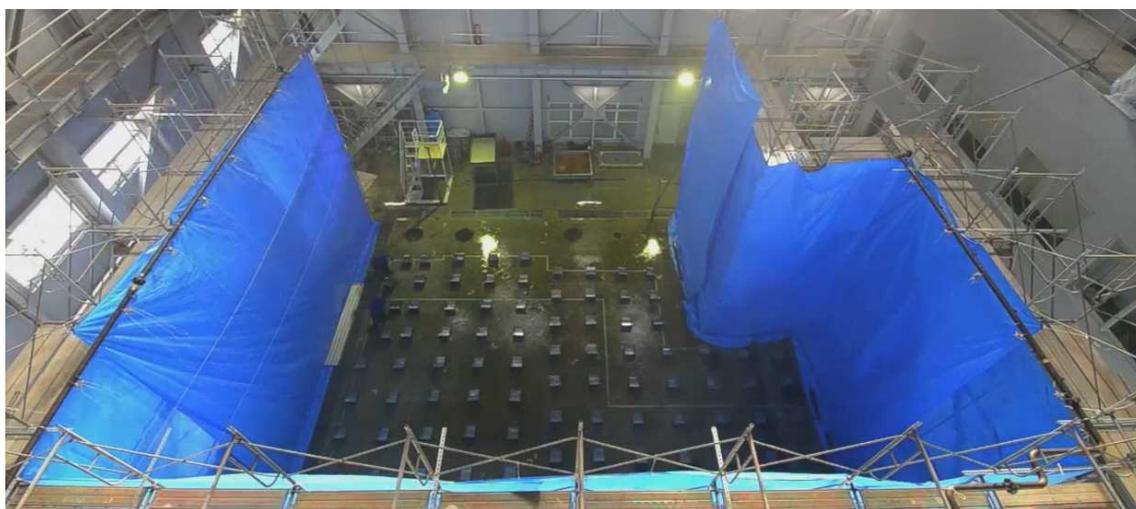


図8 スプレイ前の状況（スプレイ量：0m³/h）



図9 スプレイ状態の試験状況（スプレイ量：132m³/h）

5. 必要スプレイ流量の測定結果

6号炉の実証試験結果を表3に、7号炉の実証試験結果を表4に示す。

6号及び7号炉ともに、単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する高温燃料域を2炉心以上確保し、全てのエリアに対し低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足することが可能である。

また、必要スプレイ流量は、下記の範囲で上記単位面積当たりのスプレイ量を満足するスプレイ分布を一定に保つことが可能である。なお、7号炉のスプレイ分布と燃料配置を示す。

・スプレイ流量：2200～2450L/min (132～147m³/h)

表3 スプレイ実証試験結果 (6号炉)

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2.36 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

表4 スプレイ実証試験結果 (7号炉)

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2.34 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

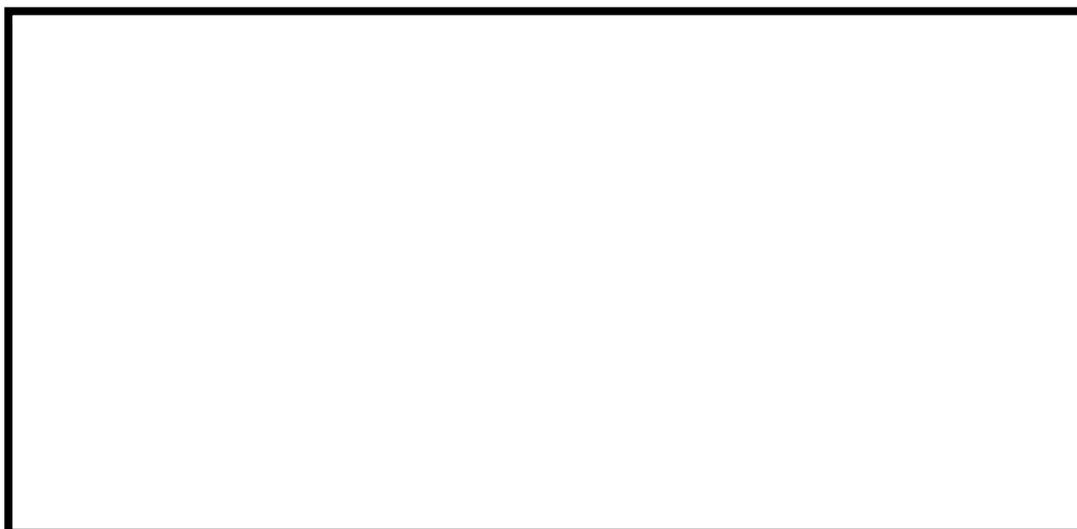


図10 スプレイ分布図及び燃料配置図 (7号炉の例)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

放水砲の設置場所及び使用方法等について

1. 放水砲による具体的なプラント事故対応

(1) 放水砲による放射性物質の拡散抑制，大規模な火災の消火活動の具体的な対応例

① 放水砲の使用の判断

次のいずれかに該当する場合は，放水砲を使用する。

- ・原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず，原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合
- ・原子炉格納容器の異常漏えいにより，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの，原子炉建屋天井付近に設置されている原子炉建屋水素濃度計で，水素濃度が3.5%を超えたことにより原子炉建屋トップベントを開放する場合
- ・燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールスプレイができない場合
- ・プラントの異常により，モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合
- ・原子炉建屋等で大規模な火災が発生した場合。

② 放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として，放射性物質の拡散抑制の場合はあらかじめ設置位置候補を複数想定しているが，現場からの情報（風向き，損傷位置（高さ，方位））等を勘案し，原子力防災管理者が総合的に判断して，適切な位置からの放水を緊急時対策要員へ指示する。

また，消火活動の場合は，火災の状況（アクセスルート含む）等を勘案し，設置位置を確保した上で，適切な位置から放水する。

③ 放水砲の設置位置と原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）への放水可能性

前述のとおり，放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建屋から約86mの範囲内に放水砲を仰角50°以上（泡消火放水の場合は，原子炉建屋から約73mの範囲内に放水砲を仰角55°以上）で設置すれば，原子炉建屋ト

ップ（屋根トラス）まで放水することができることから、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへの放水は十分に可能である。

また、海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに、ホースの敷設ルートについても、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のアクセスルートを確認し、複数のアクセスルートを想定した手順及び設備構成とする。

なお、放射性物質の拡散抑制の場合は、放射性物質を含む汚染水が雨水排水の流路等を通して海へ流れることを想定して、放水前に排水路に放射性物質吸着材を設置するとともに、海洋へ拡散することを想定して、汚濁防止膜を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

2. 放水砲の設置位置について

(1) 海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合



図1 射程と射高の関係（海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2) 泡消火放水（大規模火災）の場合

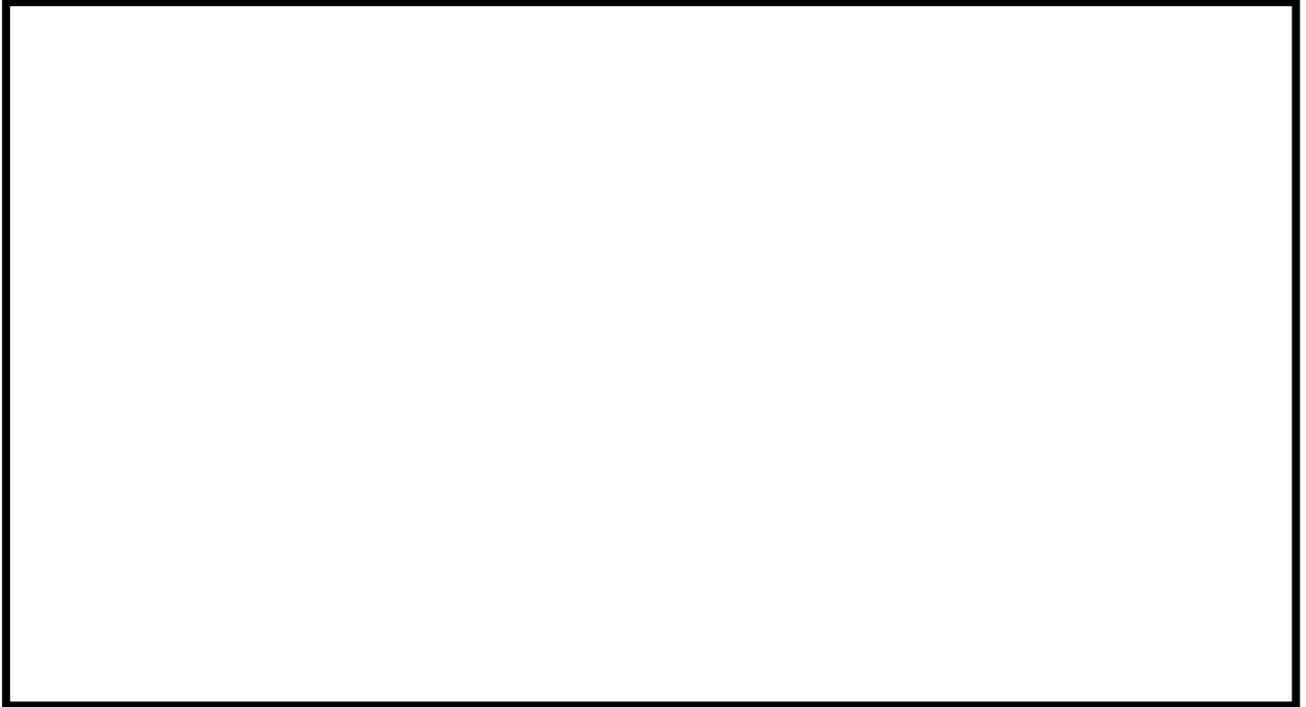


図 2 射程と射高の関係（泡消火放水（大規模火災）の場合）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

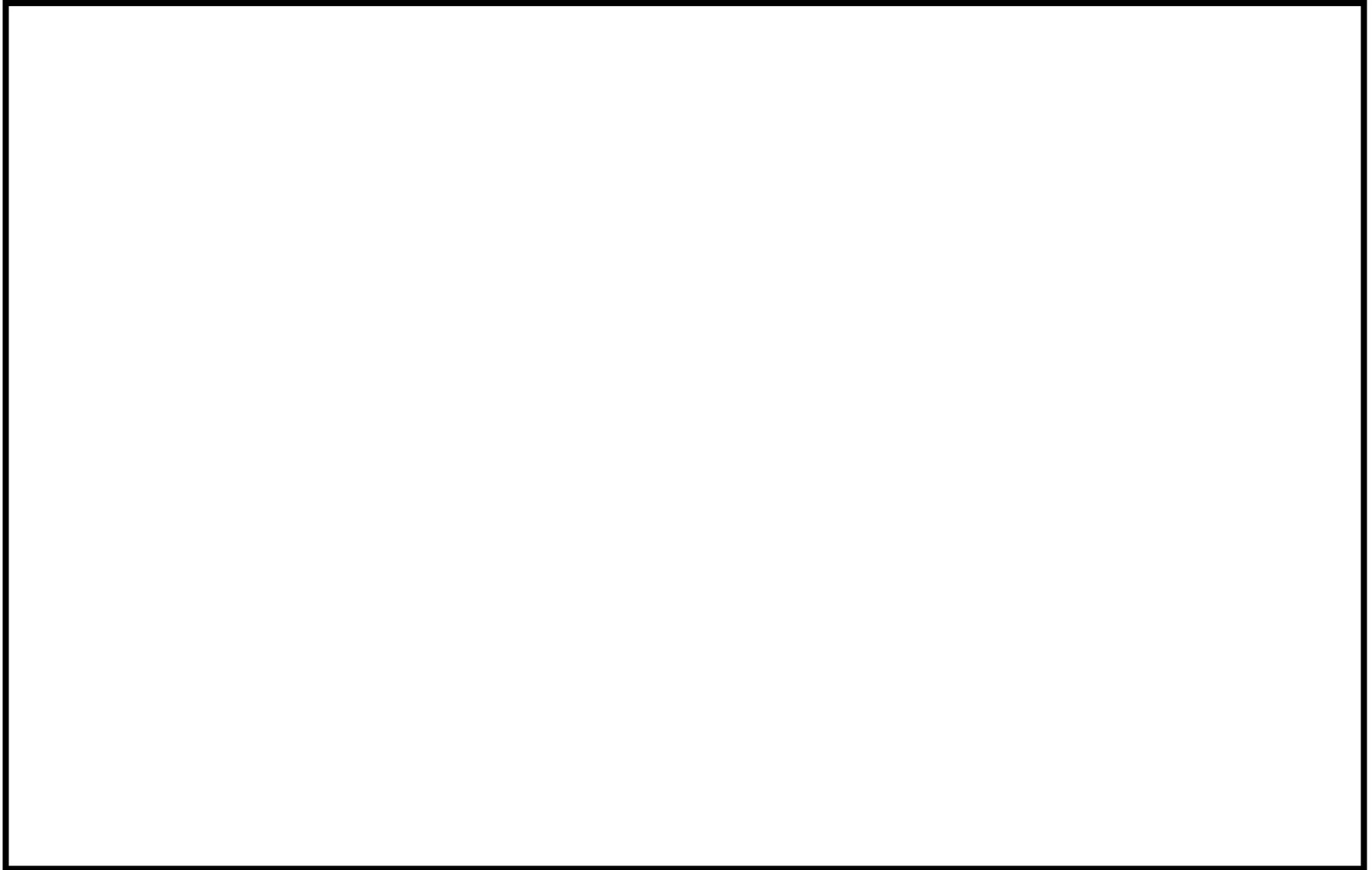


図 3 放水砲設置位置

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3. 放水砲の放射方法について

放水砲の放射方法としては、直状放射から噴霧放射への切替えが可能であり、噴霧放射は直状放射に比べ射程距離が短くなるものの、より細かい水滴径が期待できる。

放射性プルーム放出時には、放水砲により放水した水により、放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質が除去されることが期待できるが、微粒子状の放射性物質の粒子径は、 $0.1\sim 0.5\mu\text{m}$ と考えられ、この粒子径の微粒子の水滴による除去機構は、水滴と微粒子の慣性衝突作用（水滴径 $0.3\text{mm}\phi$ 前後で最も衝突作用が大きくなる）によるものであり、噴霧放射を活用することで、その衝突作用に期待できる。また、水滴と微粒子の相対速度を大きくし、水の流量を大きくすることで、除去効果の増大が期待できる。

したがって、プルーム放出時の放水砲の放射方法としては、以下のとおりとする。

原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が確認できる場合

- ・原子炉建屋損壊部に向けて放水し、噴射ノズルを調整することにより噴霧放射で損壊箇所を最大限覆うことができるように放射する。

原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が不明な場合

- ・原子炉建屋の中央に向けて放水する。

なお、直状放射でしか届かない場合においても、到達点では霧状になっていることから（図4参照）、放射性物質の除去に期待できる。

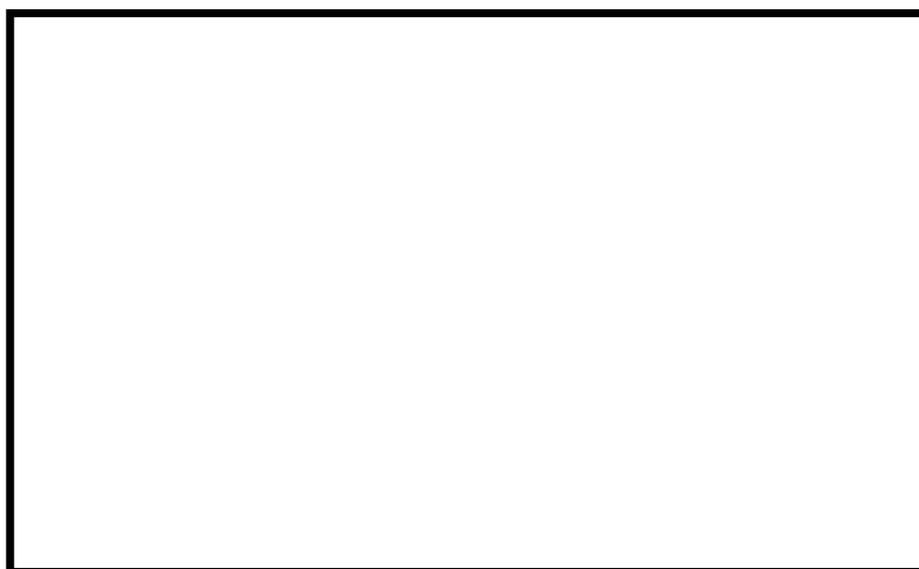


図4 直状放射による放水

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

大規模損壊に特化した設備と手順の整備について

大規模損壊発生時に使用する設備と手順については、技術的能力 1.2～1.14 で整備している設備と手順を活用し、「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」、「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」、「使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策」、「放射性物質の放出を低減させるための対策」の緩和措置を行う。大規模損壊の事象について、大規模損壊に特化した設備や手順の整備の必要性については、別冊Ⅱ、Ⅲに示す具体的な対応例のとおり、技術的能力において整備した手順を使用して対応措置が可能であることを確認した。具体例は以下のとおり。

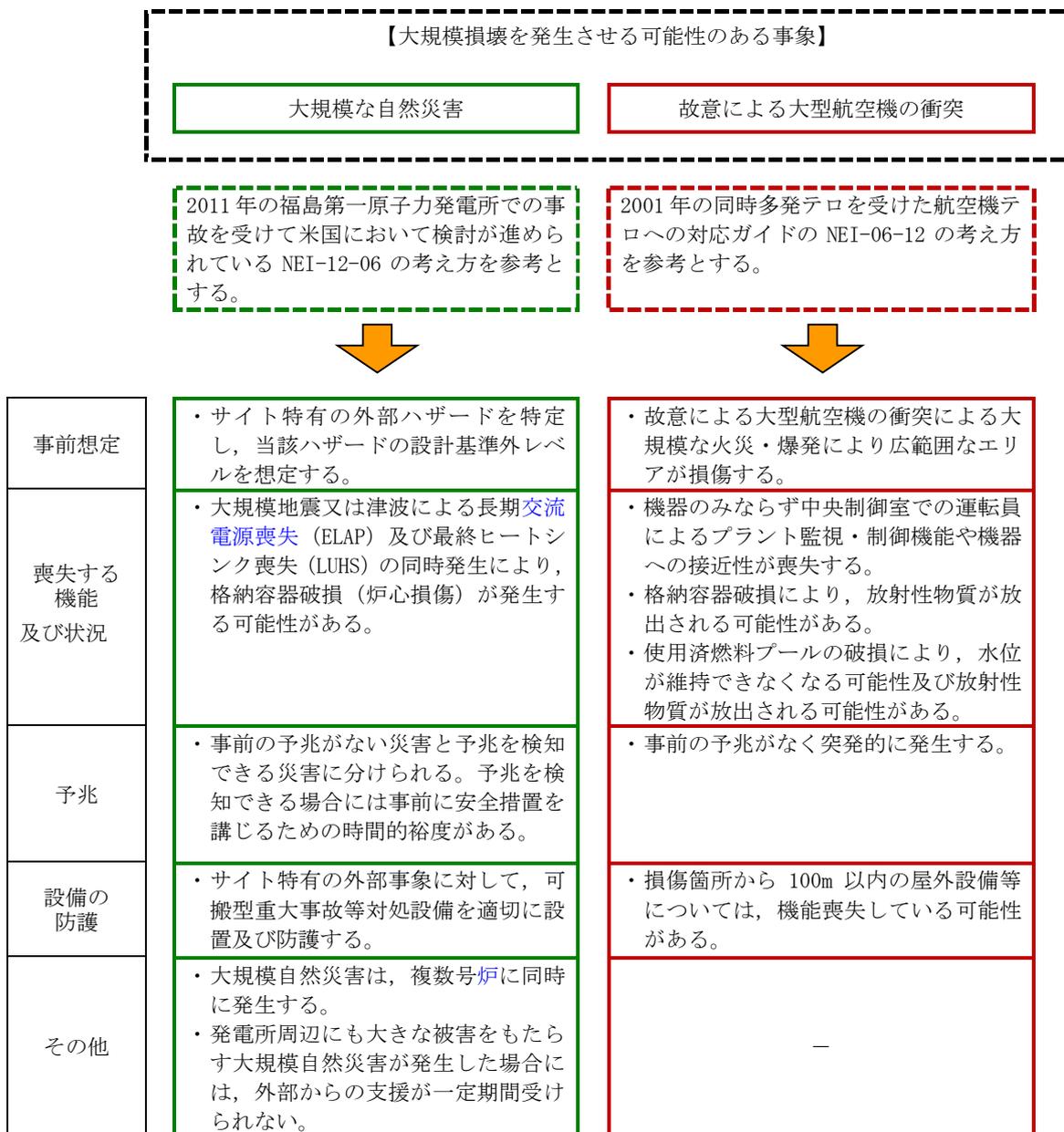
○電源融通による低圧復水ポンプによる炉注水

- ・大規模損壊の事象発生により、全交流動力電源喪失した当該号炉に対して、隣接号炉の非常用ディーゼル発電機等から共通母線を介しての電源融通、又は非常用ガスタービン発電機車からの緊急用メタクラを介した電源融通により喪失した電源を復旧する。
- ・電源の復旧により、補機冷却系を復旧しラインナップを行い、低圧復水ポンプを起動し炉注水を行う。
- ・低圧復水ポンプは復水器を水源としており、水源補給のため、復水貯蔵槽より復水補給水系を使用して補給を行う。また復水貯蔵槽には可搬型代替注水ポンプより補給を行い、水源を維持する。

米国ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）で参考とした事項について

大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊についての前提条件を設定するに当たり、米国における大規模自然災害への対応ガイド（NEI-12-06）及び航空機テロへの対応ガイド（NEI-06-12）も参考にしている。

これらガイドラインは以下のような内容である。



大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の
配備及び防護の状況について

大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害（地震、津波）及び故意による大型航空機の衝突が発生した場合に備えた重大事故等対処設備等の配備及び防護について、対応状況を表1に示す。

なお、これらの対応については、2.1.2.3 (1) に示す「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必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方」に基づく。

表 1 大規模損壊発生時の可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況

○大規模地震

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所等の考慮 (耐震性のある構造物内での保管, 機器の耐震性等)	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動又はそれに準じた基準を超える地震動に対して, 地震により生ずる敷地斜面のすべり, 液状化及び揺すり込みによる不等沈下, 地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。 保管場所周辺に損壊により影響を及ぼすおそれのある建屋, 鉄塔, 煙突, タンク等の構造物がないことを確認している。
機器の配備	機器の輸送手段の確保 (輸送経路の障害の考慮)	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては, 周辺斜面の崩壊による土砂流入不等沈下による段差を考慮し, ホイールローダを配備している。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	<ul style="list-style-type: none"> 恒設ライン等への接続箇所を 2 箇所設置しており, これらの接続箇所は分散して配置している。 各々の接続箇所までのアクセスルートは, それぞれ別ルートで確保されている。

○大規模な津波

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所等の考慮 (津波よりも高い位置の保管, 津波から防護できる構造物内の保管)	<ul style="list-style-type: none"> 基準津波又はそれに準じた基準を超える津波に対して余裕を有する高台に保管する。
機器の配備	機器の輸送手段の確保 (輸送経路の障害の考慮)	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては, 津波による瓦礫等を考慮し, ホイールローダを配備している。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	<ul style="list-style-type: none"> 恒設ライン等への接続箇所を 2 箇所設置しており, これらの接続箇所は分散して配置している。 一時的にアクセス不能となる可能性があるが, 津波が引いた後にはアクセス可能となる。

○故意による大型航空機の衝突

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所等の考慮 (頑健性のある構造物内での保管, 原子炉建屋からの100m 離隔)	<ul style="list-style-type: none"> 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は, 故意による大型航空機の衝突その他テロリズムにより同時に機能損失させないよう, 原子炉建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに, 当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対処設備及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で, 複数箇所分散して保管する。
機器の配備	機器の輸送手段の確保 (輸送経路の障害の考慮)	<ul style="list-style-type: none"> 想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては, 複数のルートが確保されている。また, アクセスルートで瓦礫が発生した場合においても, 原子炉建屋から 100m 以上離隔された場所に配備しているホイールローダにより, 瓦礫を撤去することでアクセスルートを確保する。 大規模な燃料火災が発生した場合には, 原子炉建屋から 100m 以上離れた場所に配置している化学消防自動車等の泡消火設備により消火活動を行って, アクセスルートを確保する。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	<ul style="list-style-type: none"> 恒設ライン等への接続箇所を 2 箇所設置しており, これらの接続箇所は分散して配置している。 各々の接続箇所までのアクセスルートは, それぞれ別ルートで確保されている。

大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について

大規模損壊発生時に想定される以下の a.～c. の環境下等において、緊急時対策要員等が事故対応を行うために必要な資機材を表 1 に示すとおり配備している。

d. の資機材については、免震重要棟内緊急時対策所、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所、6号及び7号炉中央制御室において、必要数を配備することとしており、詳細を表 2 に示す。

e. の資機材については、詳細を表 3 に示す。

- a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。
- b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び消火設備を配備する。
- c. 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用するマスク、高線量対応防護服及び個人線量計等の必要な資機材を配備する。
- d. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を確保する。
- e. 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備する。また、通常通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を配備する。

表 1 重大事故等及び大規模損壊の発生に備えた資機材リスト

品目	保管場所	規定類
a. 全交流動力電源喪失発生時の環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材		
ヘッドライト	全所員に配備（運転員含む）	緊急時対策本部運営要領
懐中電灯	中央制御室 現場控室 事務本館又は初動要員宿泊所	
LEDライト (ランタンタイプ)	中央制御室 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	
LEDライト (三脚タイプ)	中央制御室 免震重要棟内	
可搬型照明設備	荒浜側及び大湊側高台保管場所	
b. 大規模火災時に消火活動を実施するために着用する防護具及び消火剤等の資機材		
耐熱服	防護本部 自衛消防隊建屋	火災防護計画
防火服	防護本部 副防護本部 自衛消防隊建屋 中央制御室 サービス建屋チェックポイント 事務本館	
泡消火薬剤	自衛消防隊建屋 荒浜側及び大湊側高台保管場所	
c. 高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク及び線量計等の資機材		
表 2 に記載。		緊急時対策本部運営要領

表2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための
防護具，線量計及び食料等の資機材

(1) 免震重要棟内緊急時対策所に保管する放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材等

a. 防護具及び除染資材（被ばく管理・除染管理）

品名	保管数※	考え方
不織布カバーオール	1,890 着	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）×7日×1.5倍
靴下	1,890 足	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）×7日×1.5倍
帽子	1,890 着	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）×7日×1.5倍
綿手袋	1,890 双	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）×7日×1.5倍
ゴム手袋	3,780 双	1,890×2
全面マスク	810 個	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍
チャコールフィルタ	3,780 個	1,890×2
アノラック	945 着	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）×7日×1.5（余裕）×50%（年間降水日数を考慮）
汚染区域用靴	40 足	80名（現場復旧班要員 65名 + 保安班要員 15名）×0.5（現場要員の半数）
タングステンベスト	14 着	14名（プルーム通過後現場復旧班要員 14名）

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

b. 計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	保管数※	考え方
個人線量計 （電子線量計）	180 台	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）
個人線量計 （ガラスバッチ）	180 台	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）
GM 汚染サーベイメータ	5 台	チェンジングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ	8 台	現場作業時に使用
可搬型エリアモニタ	4 台	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の1台は陽圧化の判断のために重大事故等対処設備として使用 各エリアにて使用 設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時に

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

c. チェンジングエリア用資機材

品名	保管数※	考え方
エアーテント	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	3 巻	
バリア	6 個	
フェンス	20 枚	
粘着マット	4 枚	
ヘルメット掛け	1 式	
ゴミ箱	14 個	
ポリ袋	40 枚	
テープ	20 巻	
ウエス	2 箱	
ウェットティッシュ	10 巻	
はさみ	6 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 台	
簡易タンク	1 台	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	3 台 (予備 1 台)	
乾電池内蔵型照明	4 台 (予備 1 台)	

※予備を含む。(今後、訓練等で見直しを行う。)

d. 飲食料

品名	保管数※	考え方
飲食料	3,780 食	180名(要員数164名+自衛消防隊10名+余裕)×7日×3食
飲料水(1.5リットル)	2,520 本	180名(要員数164名+自衛消防隊10名+余裕)×7日×2本(1.5リットル/本)
よう素剤	1,440 錠	180名(要員数164名+自衛消防隊10名+余裕)×(初日2錠+2日目以降1錠/日×6日)

※予備を含む。(今後、訓練等で見直しを行う。)

e. その他資機材

品名	保管数※	考え方
酸素濃度計	2 台	—
二酸化炭素濃度計	2 台	—
一般テレビ (回線, 機器)	1 式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン (回線, 機器)	1 式	社内情報共有に必要な資料・書類等を作成するため
簡易トイレ	1 式	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないようにするため

※予備を含む。(今後、訓練等で見直しを行う。)

(2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管する放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材等

a. 防護具及び除染用資機材（被ばく管理・除染管理）

品名	保管数※	考え方
不織布カバーオール	1,890 着	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）×7日×1.5倍
靴下	1,890 足	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）×7日×1.5倍
帽子	1,890 着	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）×7日×1.5倍
綿手袋	1,890 双	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）×7日×1.5倍
ゴム手袋	3,780 双	1,890×2
全面マスク	810 個	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍
チャコールフィルタ	3,780 個	1,890×2
アノラック	945 着	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）×7日×1.5（余裕）×50%（年間降水日数を考慮）
汚染区域用靴	40 足	80名（現場復旧班要員 65名 + 保安班要員 15名）×0.5（現場要員の半数）
タングステンベスト	14 着	14名（プルーム通過後現場復旧班要員 14名）

※予備を含む。（今後、訓練等で見直しを行う。）

b. 計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	保管数※	考え方
個人線量計 （電子線量計）	180 台	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）
個人線量計 （ガラスバッチ）	180 台	180名（要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕）
GM 汚染サーベイメータ	5 台	チェンジングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ	8 台	現場作業時に使用
可搬型エリアモニタ	4 台	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の1台は陽圧化の判断のために 重大事故等対処設備として使用 各エリアにて使用 設置のタイミングは、チェンジングエリア設置判断と同時

※予備を含む。（今後、訓練等で見直しを行う。）

c. チェンジングエリア用資機材及び除染資材

品名	保管数※	考え方
養生シート	3 巻	
バリア	4 個	
フェンス	9 枚	
粘着マット	2 枚	
ヘルメット掛け	1 式	
ポリ袋	25 枚	
テープ	5 巻	
ウエス	2 箱	
ウェットティッシュ	10 巻	
はさみ	6 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 台	
簡易タンク	1 台	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	2 台 (予備 1 台)	
乾電池内蔵型照明	2 台 (予備 1 台)	

※予備を含む。(今後、訓練等で見直しを行う。)

d. 飲食料

品名	保管数※	考え方
飲食料	3,780 食	180名（要員数 164名＋自衛消防隊 10名＋余裕）× 7日× 3食
飲料水(1.5リットル)	2,520 本	180名（要員数 164名＋自衛消防隊 10名＋余裕）× 7日× 2本(1.5リットル/本)
よう素剤	1,440 錠	180名（要員数 164名＋自衛消防隊 10名＋余裕）×（初日 2錠＋2日目以降 1錠/日×6日）

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

e. その他資機材

品名	保管数※	考え方
酸素濃度計	2 台	－
二酸化炭素濃度計	2 台	－
一般テレビ (回線, 機器)	1 式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン (回線, 機器)	1 式	社内情報共有に必要な資料・書類等を作成するため
簡易トイレ	1 式	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないようにするため

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

(3) 免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に配備する
原子力災害対策活動で使用する主な資料

資 料 名
1. 発電所周辺地図 ① 発電所周辺地域地図 (1/25,000) ② 発電所周辺地域地図 (1/50,000)
2. 発電所周辺航空写真パネル
3. 発電所気象観測データ ① 統計処理データ ② 毎時観測データ
4. 発電所周辺環境モニタリング関連データ ① 空間線量モニタリング設備配置図 ② 環境試料サンプリング位置図 ③ 環境モニタリング測定データ
5. 発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
6. 主要系統模式図 (各号炉)
7. 原子炉設置 (変更) 許可申請書 (各号炉)
8. 系統図及びプラント配置図 ① 系統図 ② プラント配置図
9. プラント関係プロセス及び放射線計測配置図 (各号炉)
10. プラント主要設備概要 (各号炉)
11. 原子炉安全保護系ロジック一覧表 (各号炉)
12. 規定類 ① 原子力施設保安規定 ② 原子力事業者防災業務計画
13. 事故時操作基準

(4) 6号及び7号炉中央制御室に保管する放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材等

a. 防護具及び除染用資機材（被ばく管理・除染管理）

品名	保管数※	考え方
不織布カバーオール	420着	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
靴下	420足	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
帽子	420着	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
綿手袋	420双	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
ゴム手袋	840双	420×2
全面マスク	180個	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍
チャコールフィルタ	840個	420×2
アノラック	210着	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）
汚染区域用靴	10足	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）
セルフエアセット	4台	—
酸素呼吸器	5台	

※予備を含む。（今後、訓練等で見直しを行う。）

b. 計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	保管数※	考え方
個人線量計 （電子式線量計）	70台	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）＋46名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕
個人線量計 （ガラスバッチ）	70台	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）＋46名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕
GM汚染サーベイメータ	3台	中央制御室のモニタリング及びチェンジングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ	2台	中央制御室のモニタリングに使用
可搬型エリアモニタ	3台	各エリアにて使用 設置のタイミングは，チェンジングエリア設営と同時

※予備を含む。（今後、訓練等で見直しを行う。）

c. チェンジングエリア用資機材及び除染資材

品名	保管数※	考え方
エアータント	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2 巻	
フェンス	4 枚	
バリア	2 個	
粘着マット	2 枚	
ヘルメット掛け	1 式	
ポリ袋	20 枚	
テープ	2 巻	
ウエス	1 箱	
ウェットティッシュ	2 巻	
はさみ	1 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 式	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	1 台 (予備 1 台)	
乾電池内蔵型照明	2 台 (予備 1 台)	

※予備を含む。(今後、訓練等で見直しを行う。)

d. 飲食料

品名	保管数※	考え方
食料	420 食	20 名 (6/7 号炉運転員 18 名 + 余裕) × 7 日 × 3 食
飲料水(1.5 リットル)	280 本	20 名 (6/7 号炉運転員 18 名 + 余裕) × 7 日 × 2 本
よう素剤	320 錠	20 名 (6/7 号炉運転員 18 名 + 余裕) × (初日 2 錠 + 2 日目以降 1 錠 / 1 日 = 8) × 2 交代

※予備を含む。(今後, 訓練等で見直しを行う。)

e. その他資機材

品名	保管数※	考え方
酸素・二酸化炭素濃度計	3 台 (予備 1 台)	—
LEDライト (ランタンタイプ)	20 個	中央制御室対応として, 主盤エリア5台 + 裏盤エリア10台 + 待避室2台 + 予備3台)
LEDライト (三脚タイプ)	4 個	ランタンタイプ LED の補助
ヘッドライト (ヘルメット装着用)	100 個	6 号及び 7 号炉の運転員全員に配備

※予備を含む。(今後, 訓練等で見直しを行う。)

表 3 通信連絡設備の確保

(1) 発電所内の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所内	携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機※	6号及び7号炉 中央制御室
	送受話器 (警報装置含む)	ハンドセット スピーカー	6号及び7号炉 中央制御室
			免震重要棟内緊急時対策所
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	無線連絡設備	常設※	6号及び7号炉 中央制御室
			免震重要棟内緊急時対策所
		可搬型※	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
			免震重要棟内緊急時対策所
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

(2) 発電所内外の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所内外	電力保安通信用電話設備	固定電話機	6号及び7号炉 中央制御室
			免震重要棟内緊急時対策所
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		PHS 端末	6号及び7号炉 中央制御室
			免震重要棟内緊急時対策所
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	FAX	6号及び7号炉 中央制御室	
		免震重要棟内緊急時対策所	
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	
	衛星電話設備	常設※	6号及び7号炉 中央制御室
			免震重要棟内緊急時対策所
		可搬型※	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
免震重要棟内緊急時対策所			
テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	免震重要棟内緊急時対策所	
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

(3) 発電所外の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所外	統合原子力防災 ネットワークを用いた 通信連絡設備	テレビ会議システム※ (有線系, 衛星系 共用)	免震重要棟内緊急時対策所
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		IP-電話機※ (有線系, 衛星系)	免震重要棟内緊急時対策所
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		IP-FAX※ (有線系, 衛星系)	免震重要棟内緊急時対策所
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	局線加入電話設備	加入電話機	免震重要棟内緊急時対策所
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		加入FAX	免震重要棟内緊急時対策所
	専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン) (自治体他向)	免震重要棟内緊急時対策所
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	衛星電話設備 (社内向)	衛星社内電話機	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
テレビ会議システム (社内向)		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	
FAX (社内向)		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊での対応状況

外部からの衝撃による損傷の防止	
実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。 2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。	第七条 設計基準対象施設が想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。
「外部からの衝撃による損傷の防止」の大規模損壊での対応状況 添付資料2.1.1 表5参照。	

外部からの衝撃による損傷の防止

- | | |
|---|---|
| <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p> | <p>2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>3 航空機の墜落により発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> |
|---|---|

「外部からの衝撃による損傷の防止」の大規模損壊での対応状況

添付資料2.1.1 表6参照。

火災による損傷の防止

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>
<p>第八条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p>	<p>第十一条 設計基準対象施設が火災によりその安全性が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。 <ul style="list-style-type: none"> イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。 ロ 安全施設（設置許可基準規則第二条第二項第八号に規定する安全施設をいう。以下同じ。）には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。 <ul style="list-style-type: none"> （１）安全施設に使用する材料が、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）である場合 （２）安全施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、安全施設における火災に起因して他の安全施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合 ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。 ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう施設すること。 ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。

火災による損傷の防止

	<ul style="list-style-type: none"> 二 火災の感知及び消火のため、次に掲げるところにより、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び早期に消火を行う設備（以下「消火設備」という。）を施設すること。 イ 火災と同時に発生すると想定される自然現象により、その機能が損なわれることがないこと。 ロ 消火設備にあつては、その損壊、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性が損なわれることがないこと。 三 火災の影響を軽減するため、耐火性能を有する壁の設置その他の延焼を防止するための措置その他の発電用原子炉施設の火災により発電用原子炉を停止する機能が損なわれることがないようにするための措置を講ずること。
<p>第四十一条 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。</p>	<p>第五十二条 重大事故等対処施設が火災によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないう、次に掲げる措置を講じなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。 イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。 ロ 重大事故等対処施設には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。 <ul style="list-style-type: none"> (1) 重大事故等対処施設に使用する材料が、代替材料である場合 (2) 重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であつて、重大事故等対処施設における火災に起因して

火災による損傷の防止

- 他の重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合
- ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。
 - ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう施設すること。
 - ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。
- 二 火災の感知及び消火のため、火災と同時に発生すると想定される自然現象により、火災感知設備及び消火設備の機能が損なわれることがないように施設すること。

火災による損傷防止のうち「影響の低減」の大規模損壊での対応状況

添付資料2.1.1 表6 No.3参照。

溢水による損傷の防止等

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。	第十二条 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。
「溢水による損傷の防止等」(内部溢水)の大規模損壊での対応状況 添付資料2.1.1 表6 No.16参照。	
2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。	2 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出たおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。
設計基準対象施設の要求であり、大規模損壊では対象外である。	

安全施設

設計基準対象施設

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第十二条 5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。	第十五条 4 設計基準対象施設に属する設備であつて、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。
「安全施設及び設計基準対象施設の機能」(内部飛来物)の大規模損壊での対応状況 添付資料2.1.1 表6 No.17参照。	

大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について

大規模損壊発生時、作業者は、個人線量計を装着し、緊急作業従事者は緊急作業に係る線量限度（100mSv **又は** 250mSv）、緊急作業従事者でない者は通常の線量限度（50mSv/年，100mSv/5 年）を超えないように確認を行う。また、放射性物質の放出後、放射性物質濃度の高い場所で作業を行う場合は、全面マスク等の放射線防護具を装着する。

なお、プラントの状況把握の困難な大規模損壊初動対応においては、副原子力防災管理者又は当直長が、プラント状況（炉心損傷の可能性、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プールからの漏えいの有無等）を考慮し、大気に放出された放射性物質が大規模損壊対応に影響を与える可能性がある場合、放射線防護具類の着用を指示する。

以下に、大規模損壊対応及び消火活動対応に必要な装備品について整理する。

1. 大規模損壊対応時に着用する装備品について

表1 プラント対応時の装備品

名称	着用基準	
	炉心損傷の徴候 あり	炉心損傷の徴候 なし
ガラスバッチ	現場作業を行っていない間も含め 必ず着用	同左
個人線量計（電子式線量計）	必ず着用	同左
綿手袋・ゴム手袋	必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
汚染防護服（タイベック）	緊急を要する作業を除き着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
アノラック・汚染作業用長靴 （胴長靴）	湿潤作業を行う場合に着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある湿潤作業を行う場合に着用
高線量対応防護服 （タングステンベスト）	移動を伴わない高線量下での作業 を行う場合に着用	同左
全面マスク	必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある湿潤作業を行う場合に着用
セルフエアセット	酸欠等のおそれがある場合着用	同左

表 2 火災対応時の装備品

名称	着用基準	
	炉心損傷の徴候 あり	炉心損傷の徴候 なし
ガラスバッチ	現場作業を行っていない間も含め 必ず着用	同左
個人線量計（電子式線量計）	必ず着用	同左
全面マスク	必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある 湿潤作業を行う場合着用
セルフエアセット	内部被ばく，酸欠等のおそれがある 場合着用	同左
防火服	火災近くでの作業を行う場合着用	同左

表 3 緊急作業に係る線量限度

	緊急作業に係る線量限度
実効線量	100mSv 又は 250mSv（緊急作業従事者に選定された者）

（女子については、妊娠する可能性がないと診断された者に限る。）

2. 放射線防護具等の携行について

大規模損壊対応において、作業者は、各箇所には配備されている装備品一式を携行し、副原子力防災管理者又は当直長の指示により必要な放射線防護具の着用を行う。なお、個人線量計については、被ばく管理のため必ず着用し、各対応を行う。

(1) 配備箇所

- ・ 中央制御室
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

(2) 携行品一式

- ・ 放射線防護具：タイベック，ゴム手袋，全面マスク，個人線量計

3. 火災対応時の装備品について

大規模損壊時の消火活動の装備品については、中央制御室，又は出入管理所等に配備してある防火服及びセルフエアセット等の必要な装備品を着用し消火対応を行う。

(1) 装備品

- ・ 個人線量計
- ・ 全面マスク又はセルフエアセット

- ・ 防火服

4. 大規模損壊対応時の留意事項

作業者は、個人線量計を携帯するとともに、適時、線量を確認し、自身の被ばく状況を把握する。

作業者は、被ばく管理のため、消火活動時の滞在箇所、滞在時間及び被ばく線量等の情報を確認・記録する。

予期せぬ放射線量の上昇が確認された場合は、その場を一時的に離れ、緊急時対策本部（対策本部設置前であれば、副原子力防災管理者又は当直長）の指示により対応する。

緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて

当社は福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓を踏まえ、事故以降、緊急時体制の見直しを進めてきている。具体的には、緊急時訓練を繰り返し実施して見直しを重ね、実効的な組織を目指して継続的な改善を行っているところである。

こうした取り組みを経て現在柏崎刈羽原子力発電所において組織している緊急時体制について、以下に説明する。

1. 基本的な考え方

柏崎刈羽原子力発電所の緊急時体制を図 1 に示す。

緊急時体制の構築に伴う基本的な考え方は以下のとおり。

・機能毎の整理

まず基本的な機能を以下の 4 つに整理し、機能ごとに責任者として「統括」を配置する。さらに「統括」の下に機能班を配置する。

- ① 情報収集・計画立案
- ② 現場対応
- ③ 対外対応
- ④ ロジスティック・リソース管理

これらの統括の上に、組織全体を統括し、意思決定、指揮を行う「本部長(所長)」を置く。

このように役割、機能を明確に整理するとともに、階層化によって管理スパンを適正な範囲に制限する。

・権限委譲と自律的活動

あらかじめ定める要領等に記載された手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されており、各統括、班長は上位職の指示を待つことなく、自律的に活動する。

・戦略の策定と対応方針の確認

計画・情報統括は、本部長のブレーンとして事故対応の戦略を立案し、本部長に進言する。また、こうした視点から対応実施組織が行う事故対応の方向性の妥当性を常に確認し、必要に応じて是正を助言する。

・申請号炉と長期停止号炉の分離

プラントごとに行う現場対応については、申請号炉である 6 号及び 7 号炉と長期停止号炉である 1～5 号炉に対応する組織を分離する。

- 申請号炉の復旧操作対応

申請号炉である6号及び7号炉については、万一の両プラント同時被災の場合の錯綜する状況にも適切に対応できるようにするため、各号炉を統括する者をそれぞれに置き（「6号統括」と「7号統括」）、統括以下、号炉ごとに独立した組織とすることで、要員が担当号炉に専念できる体制とする。

- 本部長の管理スパン

以上のように統括を配置すると、本部長は1～7号炉の現場の対応について、1～5号統括、6号統括、7号統括の3名を管理することになる。

本部長は各統括に基本的な役割を委譲していることから、3名の統括を通じて全号炉の管理をするが、プラントが事前の想定を超えた状況になり、2基を超えるプラントで本部長が統括に対して直接の指示を行う必要が生じた場合には、本部長の判断により、本部長が指名した者と本部長が役割を分割し、それぞれの担当号炉を分けて管理する。（図2）

- 発電所全体に亘る活動

発電所全体を所管する自衛消防隊は、火災の発生箇所、状況に応じて、1～5号統括、6号統括、7号統括のいずれかの指揮下で活動する。

また、発電所全体を所管する保安班は、計画・情報統括配下に配置する。

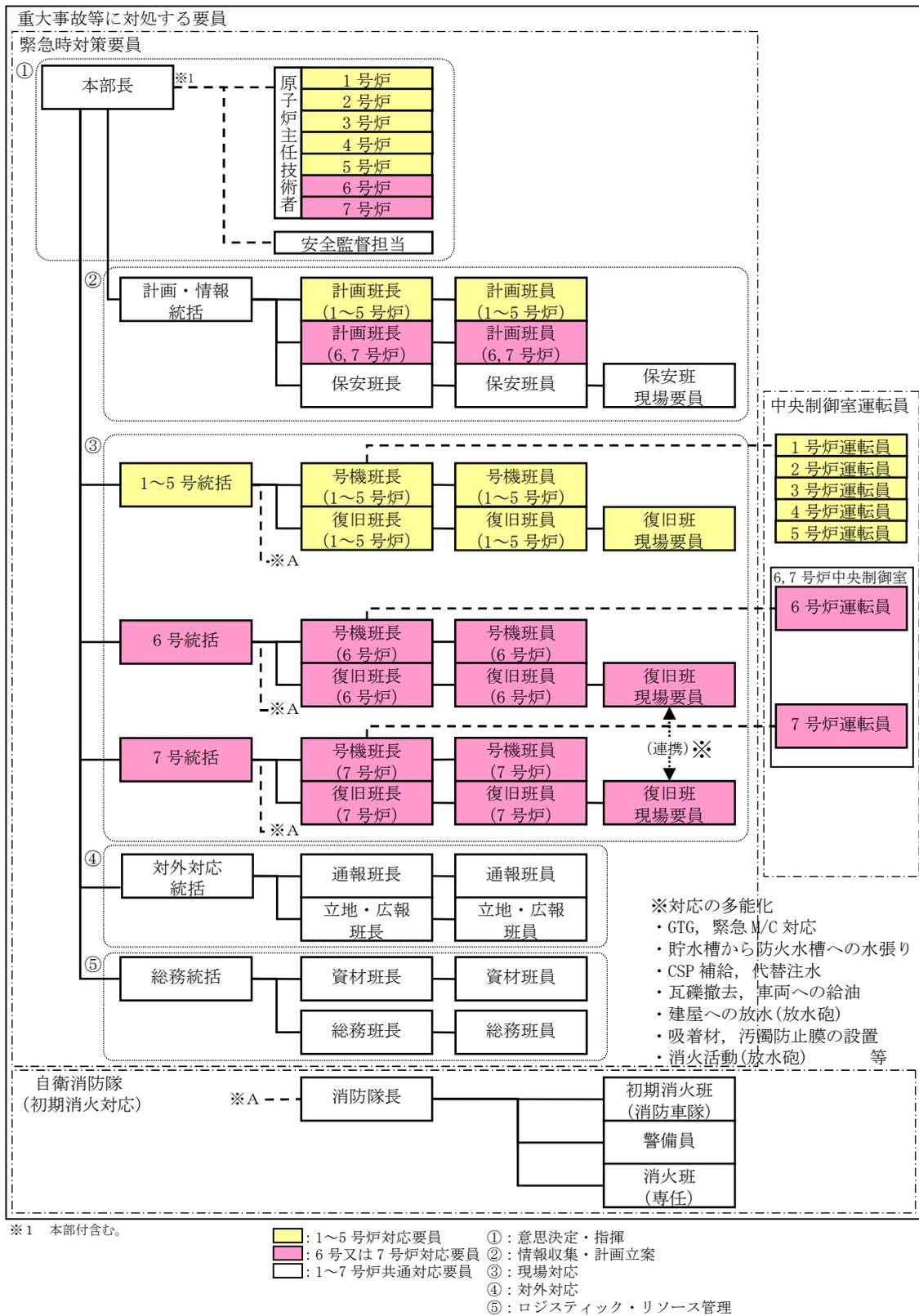


図1 柏崎刈羽原子力発電所 緊急時対策本部, 自衛消防隊及び中央制御室の体制

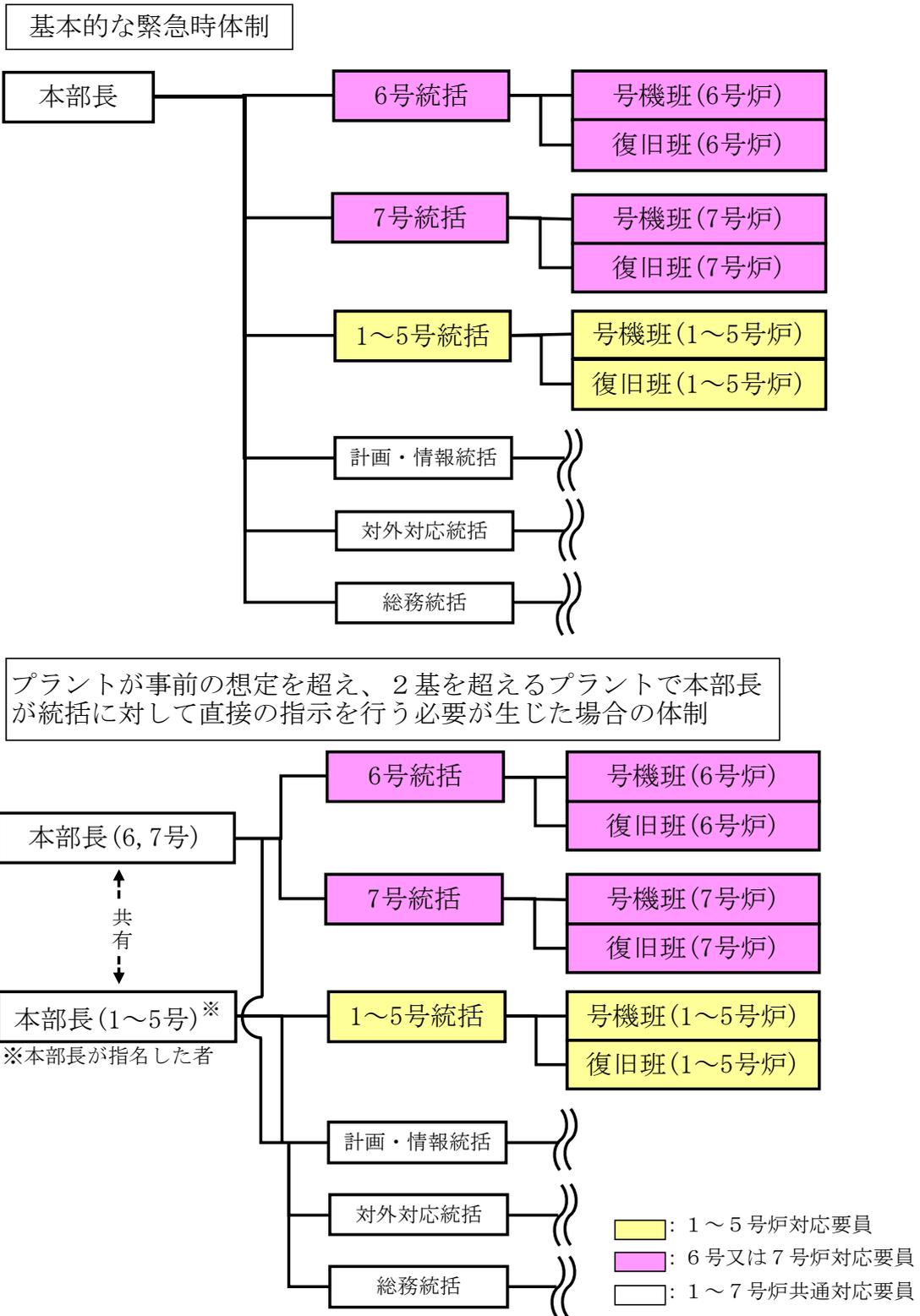
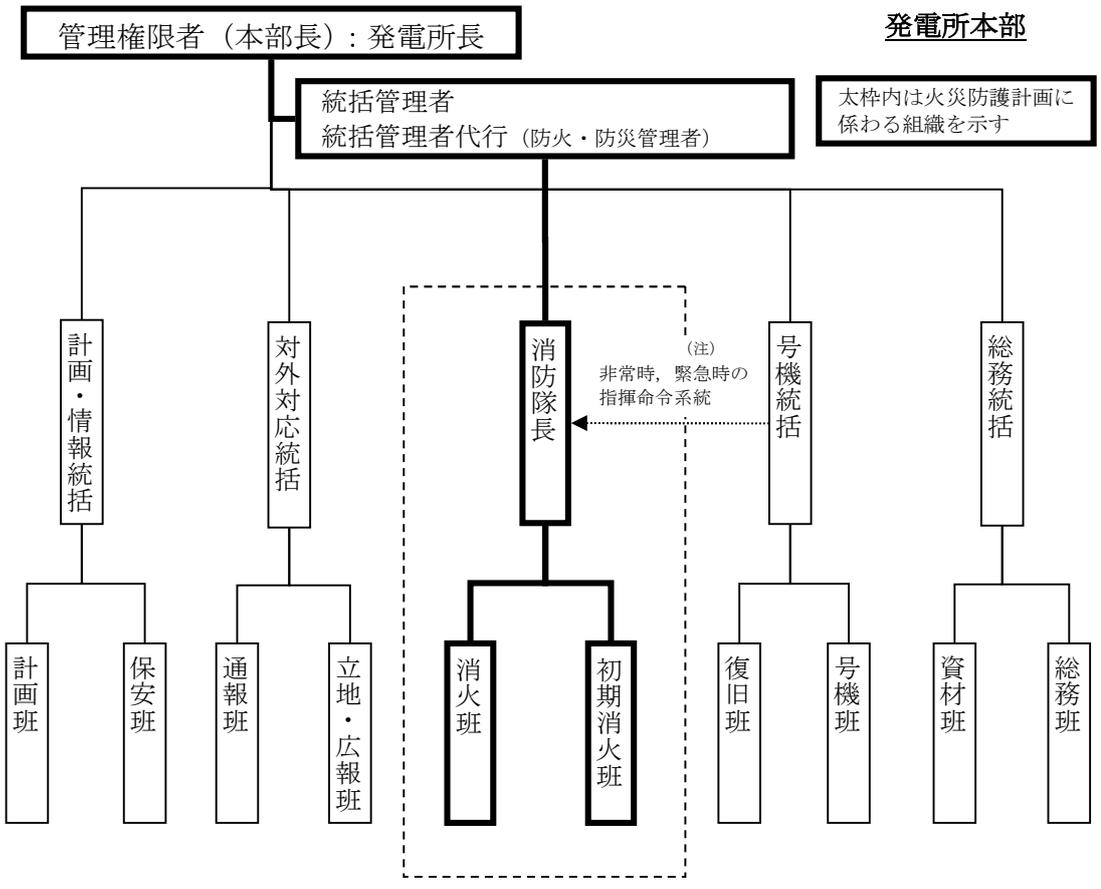


図2 柏崎刈羽原子力発電所 緊急時対策本部体制 (概要)



注：自衛消防隊は非常時対策（一般災害）、緊急時対策（原子力災害）において号機統括の指揮下で活動する。
緊急時対策本部立上後の自衛消防体制については、消防法に基づき作成する消防計画にも定める。

図3 自衛消防隊体制

2. 6号及び7号炉の重大事故発生時における複数同時火災時の対応

(1) 概要

本章では、緊急時対応中に6号及び7号炉で火災が発生し同時に消火活動が必要になった場合の対応について示す。6号及び7号炉の同時火災については、6号及び7号炉の建屋本館内部での火災（以下、「内部火災」という。）のケースと、発電所敷地内での火災（以下、「外部火災」という。）が2箇所が発生したケースの2ケースを示す。

(2) 内部火災の場合

a. 前提条件

- ・緊急時対応の最中に、原因を特定せず6号及び7号炉での同時火災を想定する。
- ・緊急時対応において、運転員の現場操作の前提として消火活動が必要な火災に対しては、運転員の一部を活用する。
- ・建屋内火災のため、消火活動は建屋内の消火器、消火栓を使用する。

b. 内部火災での対応及び体制

6号及び7号炉での同時火災に対する対応フローを図4に、初期消火要員の体制を図5に示す。

当直長は、火災の状況を含めプラント状況の把握や緊急時対策本部との連絡を行っていることから、初期消火活動の指示と現場指揮本部設置までの活動の指揮を執る。消防隊長は、号機統括の指示を受け、速やかに現場指揮本部を設置するとともに、設置後は消火活動の指揮を執る。指揮権の委譲の際には、当直長と現場指揮者から状況説明を受ける。その後は、現場指揮者からの直接的、間接的に適宜状況報告を受け両方の火災対応の指揮を執るとともに、緊急時対策本部との連絡を行う。

消火体制について、初期消火要員として選任されている運転員、消防車隊員（委託）で2班を編成する。初期消火要員に選任されている運転員は通常3名であることから、その他運転員1名を初期消火要員に充て、1班当たり運転員2名、消防車隊3名の計5名で初期消火活動を行う。

なお、建屋内での火災発生に対して、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し維持（以下、「原子炉の安全停止」という。）するための安全機能を有する構築物、系統及び機器（以下、安全機能を有する機器等）という。）を設置する区域で煙充満や放射線の影響により消火活動が困難となる区域は固定式消火

設備を設置する設計であること、安全機能を有する機器等を設置する区域のうち消火器を使用して消火活動を行う区域が限定的であることから、1班5名の初期消火要員で十分対応可能である。

初期消火要員に編入した運転員は、本来の現場操作対応を行うため、消火活動が終了とした時点で、消防隊長の判断により速やかに現場操作対応に戻ることとする。

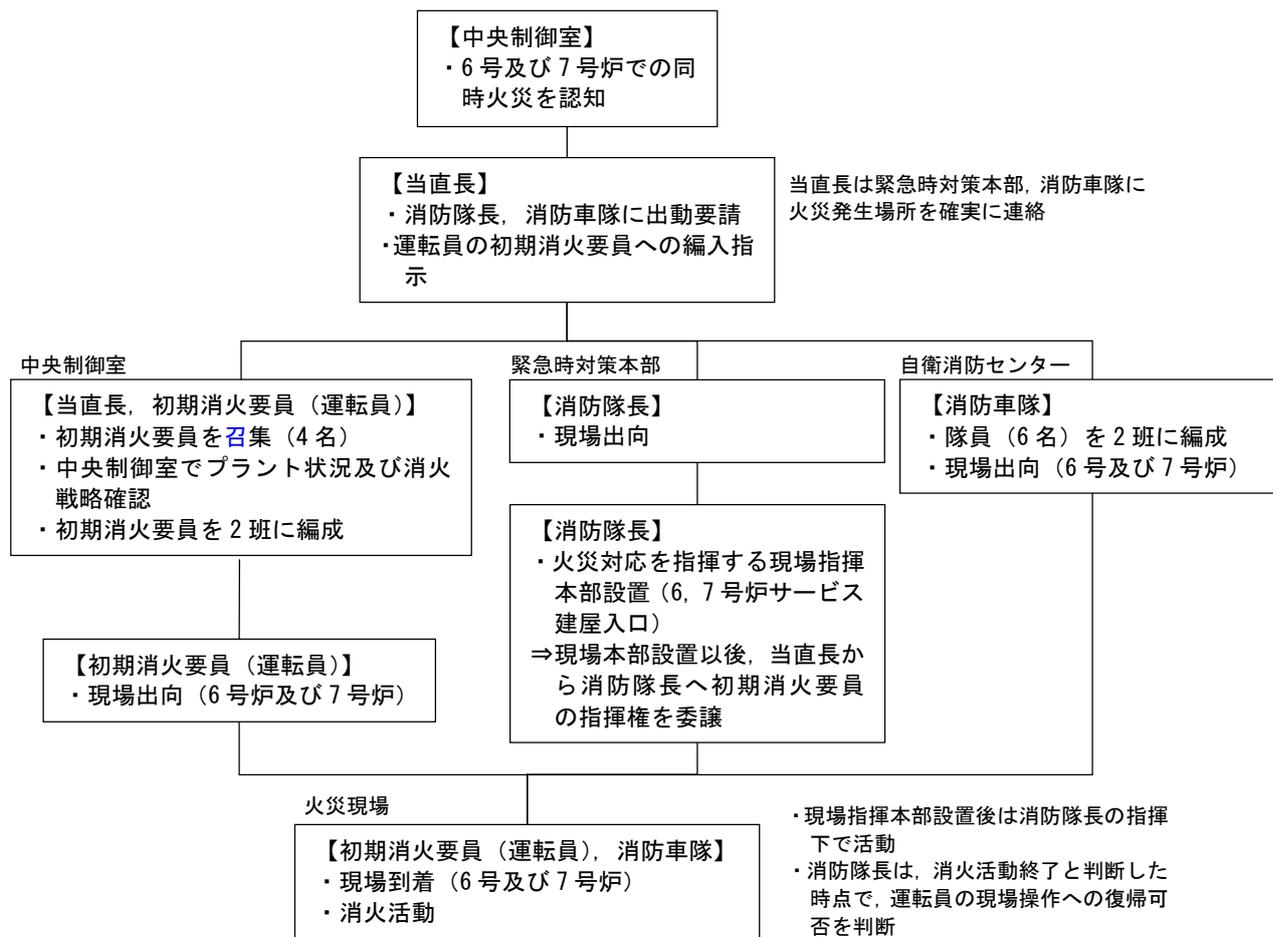


図4 建屋内部での同時火災に対する対応フロー

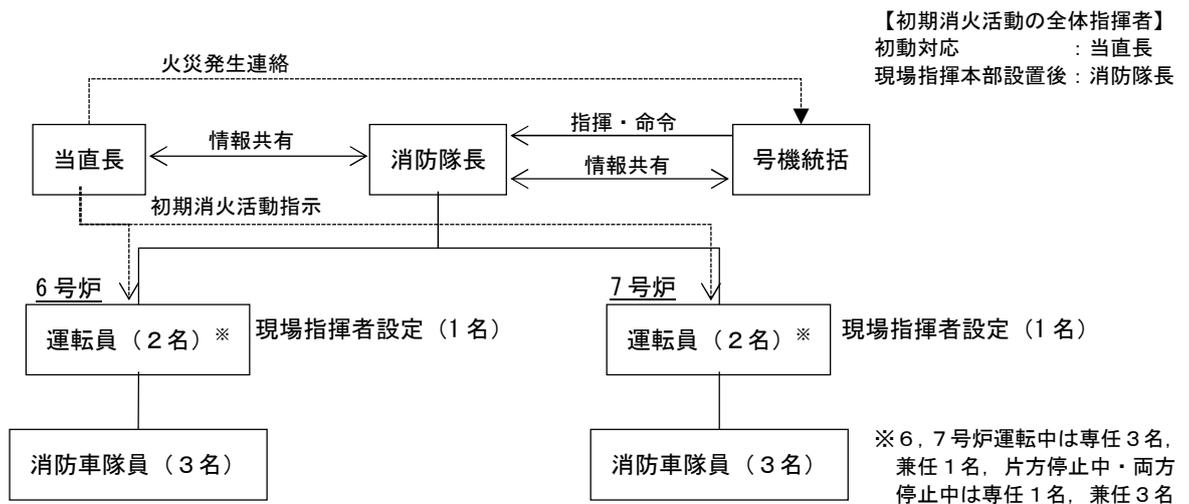


図5 6号及び7号炉同時火災（内部火災）発生時の初期消火体制

(3) 外部火災の場合

a. 前提条件

- ・外部火災として、緊急時対応中に発電所敷地内で現場操作を妨げるような火災が同時に2箇所が発生することを想定する。
- ・消火活動は化学消防車、ポンプ車の組合せにより、消火活動を行う。
- ・化学消防車の操作は、消防車隊が行う。
- ・復旧班の現場操作を前提として消火活動が必要な火災に対しては、消防車の操作が可能な復旧班現場要員を活用する。

b. 外部火災での対応及び体制

6号及び7号炉での同時火災に対する対応フローを図6に、初期消火要員の体制を図7に示す。

外部火災における消火活動は、消防隊長が指揮を執る。通常、敷地内の1箇所の火災発生に対しては、火災対応のため常時待機している消防車隊員6名で十分対応可能であるが、復旧班の現場操作を前提として消火活動が必要な敷地内2箇所の同時火災に対して、消防車隊員に加え復旧班現場要員（6号及び7号炉各7名）から注水隊員6名を充て、消火活動を行う。

実際の放水活動は、化学消防車とポンプ車の組合せで行うことから、1班当たり消防車隊3名、注水隊員3名で2班を編成し、2箇所に分かれて消火活動を行う。その際、消防車隊3名は化学消防車の操作、注水隊はポンプ車の操作を行う。

一方、初期消火活動に充てられた注水隊員は本来緊急時の原子炉注水対応を行うため、消火活動が終了とした時点で、消防隊長の判断により速やかに原子炉注水作業に戻ることにする。

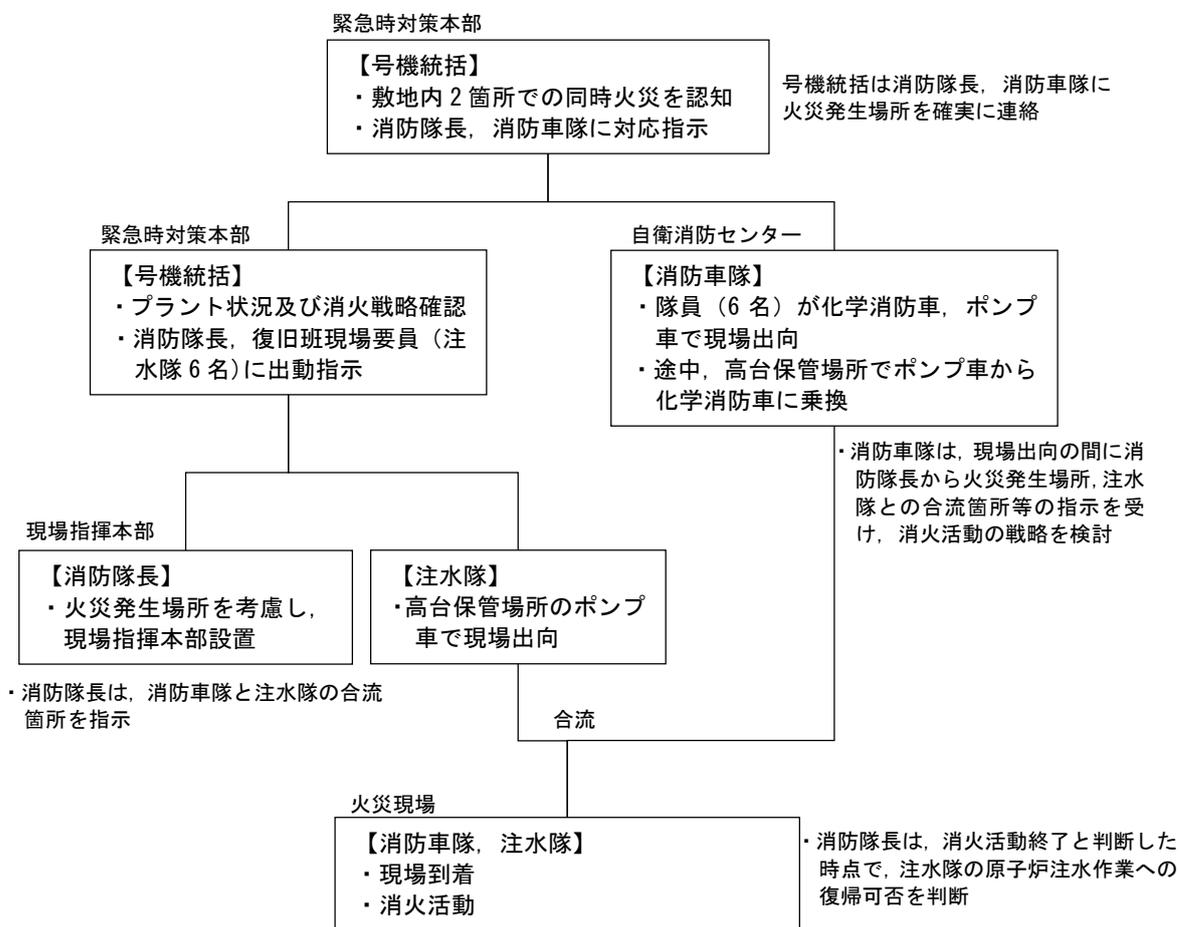


図 6 発電所敷地内での同時火災に対する対応フロー

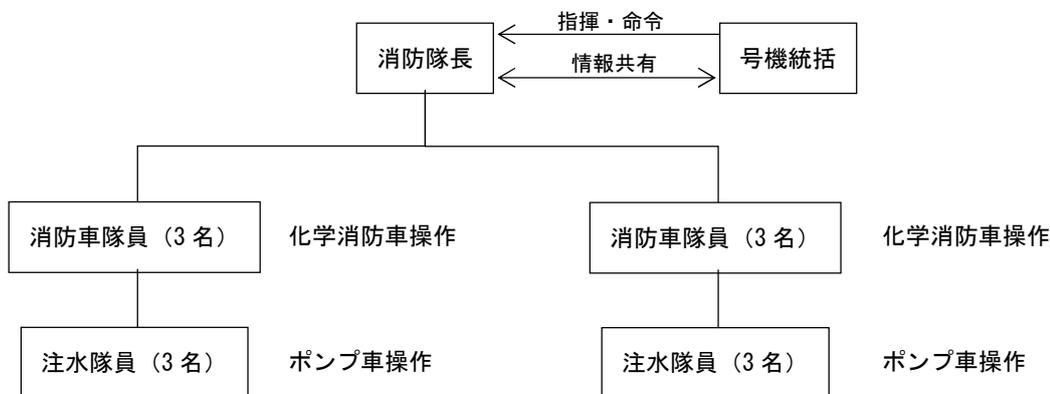


図 7 緊急時における敷地内の同時火災発生時の初期消火体制

表 1 自衛消防隊編成表（現場指揮本部）

構成	所属等		役割
消防隊長 (1)	平日昼間：①防災安全GM ②防災安全担当 ③運転管理担当 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）： 自衛消防隊専属の宿直者		①現場指揮本部の責任者 ②消火活動全体の指揮 ③当直長への消火活動の情報提供・プラント情報の共有 ④公設消防窓口（プラント状況・消火活動の情報提供）
初期消火班 (15) (16) ^{※1}	当直長(1) ^{※2}	1号炉[1] 2号炉[1] 3号炉[1] 4号炉[1] 5号炉[1] 6,7号炉[1]	計6名 ①公設消防への通報（発電関連設備） ②運転員（初期消火要員）への初期消火指示 ③プラントの情報提供，消火活動の情報共有（当直長は現場での消火活動のメンバーには属さない）
	運転員(3) ^{※2}	1号炉[3] 2号炉[2] ^{※3} 3号炉[2] ^{※3} 4号炉[2] ^{※3} 5号炉[2] ^{※4} 6,7号炉[3](4) ^{※5}	計14名 ①屋内・屋外での消火活動（発電関連設備） ②当該現場での消火戦略検討・指揮（現場支援担当又は当直主任） ③火災発生場所での消火活動の指揮（現場支援担当又は当直主任） ④火災発生現場（建屋内）への公設消防誘導・説明
	正門警備員(2)		①屋内・屋外での消火活動（その他区域） ②火災発生現場（構内全域）への公設消防誘導（1）
	放射線測定要員・放射線測定当番(2)		線量測定
	消防車隊	防護本部警備員(1) 委託員(6)	指揮者から消防車隊への指示伝達係 ①屋内・屋外での消火活動 ②化学・水槽付消防車による消火活動 ^{※6}
消火班 (30)	班長：専任(2)，兼任可(1) 班員：専任(16)，兼務可(11) (専任) 消火専任の要員 (兼務) 機能班との兼務可		【参集状況に応じ，現場にて班長が役割分担を指名】 ●消火係 ①消火活動（消火器・屋外消火栓等の使用） ●現場整理・資機材搬送係 ①現場交通整理（公設消防車両の誘導） ②火災現場保存（関係者以外の立入規制含む） ③消火活動資機材の運搬（現場指揮本部機材含む） ●情報係 ①発電所本部への情報連絡 ②火災現場での情報収集・記録 ●救護係 ①負傷者の救護 ②総務班医療係到着までの介護

() 内は人数

※1：1～5号炉は各号炉15名で構成。6,7号炉は通常15名，6,7号炉同時火災では16名で構成。

※2：発電関連設備での火災発生時が対象，[]内は各号炉の初期消火要員。

※3：単独火災発生時は1号炉初期消火要員1名を補充。

※4：単独火災発生時は6,7号炉初期消火要員1名を補充。

※5：6,7号炉の何れか一方の号炉の火災では3名で活動。6,7号炉同時火災では運転員1名を補充し4名で活動。

※6：管理区域（固体廃棄物貯蔵庫・管理区域備品倉庫）は活動が可能。

用語の定義

・発電関連設備

周辺防護区域内において，原子力発電所の運転等に直接関係する建物（原子炉建屋等），防護区域外であっては水処理建屋，154kV変電所，66kV開閉所，給水建屋等の運転員の巡視区域の建物等をいう。

・その他区域

発電関連設備以外で，発電所敷地内にある当社所有の建物（事務本館，免震重要棟，防護本部，副防護本部，サービスホール，技能訓練棟，原子炉保修訓練棟，予備品倉庫（大湊），発電倉庫（大湊）等），高台保管場所，森林，伐採木仮置き場等をいう。

3. 役割・機能（ミッション）

緊急体制における各職位の役割・機能（ミッション）を、表2に示す。

この中で、特に緊急時にプラントの復旧操作を担当する号機班と復旧班、及び号機統括の役割・機能について、以下のとおり補足する。

○号機班

プラント設備に関する運転操作について、当直による実際の対応を確認する。この運転操作には、常設設備を用いた対応まで含む。

これらの運転操作の実施については、本部長から当直副長にその実施権限が委譲されているため、号機班から特段の指示がなくても、当直が手順にしたがって自律的に実施し、号機班へは実施の報告が上がって来ることになる。万一、当直の対応に疑義がある場合には、号機班長は当直に助言する。

○復旧班：

設備や機能の復旧や、可搬型設備を用いた対応を実施する。

これらの対応の実施については、復旧班にその実施権限が委譲されているため、復旧班が手順にしたがって自律的に準備し、号機統括へ状況の報告を行う。

○号機統括：

当直及び号機班と復旧班の実施するプラント復旧操作に関する報告を踏まえて、担当号炉における復旧活動の責任者として当該活動を統括する。

なお、あらかじめ決められた範囲での復旧操作については当直及び復旧班にその実施権限が委譲されているため、号機統括は万一对応に疑義がある場合には是正の指示を行う。

また、当該号炉の火災の場合には、自衛消防隊の指揮を行う。

表 2 各職位のミッション

職 位	ミ ッ シ ョ ン
本部長	<ul style="list-style-type: none"> ・防災態勢の発令、変更の決定 ・対策本部の指揮・統括 ・重要な事項の意思決定
原子炉主任技術者	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉安全に関する保安の監督、本部長への助言
安全監督担当	<ul style="list-style-type: none"> ・人身安全に関する安全の監督、本部長への助言
計画・情報統括	<ul style="list-style-type: none"> ・事故対応方針の立案 ・プラントパラメータ等の把握とプラント状態の予測 ・本部長への技術的進言・助言（重大事故等対処設備等構内設備の活用）
計画班	<ul style="list-style-type: none"> ・事故対応に必要な情報（パラメータ、常設設備の状況・可搬型設備の準備状況等）の収集、プラント状態の進展予測・評価 ・プラント状態の進展予測・評価結果の事故対応方針への反映 ・アクシデントマネジメントの専門知識に関する計画・情報統括のサポート
保安班	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価 ・被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する緊急時対策要員への指示 ・影響範囲の評価に基づく対応方針に関する計画・情報統括への助言 ・放射線の影響の専門知識に関する計画・情報統括のサポート
号機統括	<ul style="list-style-type: none"> ・対象号機に関する事故の影響緩和・拡大防止に関わるプラント設備の運転操作への助言、可搬型設備を用いた対応、不具合設備の復旧の統括
号機班	<ul style="list-style-type: none"> ・当直からの重要パラメータ及び常設設備の状況の入手、対策本部へインプット ・事故対応手段の選定に関する当直のサポート ・当直からの支援要請に関する号機統括への助言
当 直（運転員）	<ul style="list-style-type: none"> ・重要パラメータ及び常設設備の状況把握と操作 ・中央制御室内監視・操作の実施 ・事故の影響緩和、拡大防止に関わるプラントの運転操作
復旧班	<ul style="list-style-type: none"> ・事故の影響緩和・拡大防止に関わる可搬型設備の準備と操作 ・可搬型設備の準備状況の把握、号機統括へインプット ・不具合設備の復旧の実施
自衛消防隊	<ul style="list-style-type: none"> ・初期消火活動（消防車隊）
対外対応統括	<ul style="list-style-type: none"> ・対外対応活動の統括 ・対外対応情報の収集、本部長へのインプット
通報班	<ul style="list-style-type: none"> ・社外関係機関への通報連絡
立地・広報班	<ul style="list-style-type: none"> ・自治体派遣者の活動状況把握とサポート ・マスコミ対応者への支援
総務統括	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所対策本部の運営支援の統括
資材班	<ul style="list-style-type: none"> ・資材の調達及び輸送に関する一元管理 ・原子力緊急事態支援組織からの資機材受入調整
総務班	<ul style="list-style-type: none"> ・要員の呼集、参集状況の把握、対策本部へインプット ・食料・被服の調達 ・宿泊関係の手配 ・医療活動 ・所内の警備指示 ・一般入所者の避難指示 ・物的防護施設の運用指示 ・他の班に属さない事項

4. 指揮命令及び情報の流れについて

緊急時組織において、指揮命令は基本的に本部長を頭に、階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方、下位から上位へは、実施事項等が報告される。これとは別に、常に横方向の情報共有が行われ、例えば同じ号炉の号機班と復旧班等、連携が必要な班の間には常に綿密な情報の共有がなされる。

なお、あらかじめ定めた手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されているため、その範囲であれば特に本部長や統括からの指示は要しない。複数号炉にまたがる対応や、あらかじめ定めた手順を超えるような場合には、本部長や統括が判断を行い、各班に実施の指示を行うことになる。

5. その他

(1) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の体制

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）については、上述した緊急時体制をベースに、特に初動対応に必要な要員を中心に宿直体制をとり、常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していくこととなる。

(2) 要員が負傷した際の代行の考え方

特に夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において万一何らかの理由で要員が負傷する等により役割が実行できなくなった場合には、平日昼間のように十分なバックアップ要員がないことが考えられる。こうした場合には、同じ機能を担務する下位の職位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務する（例：復旧班長が負傷した場合は復旧班副班長が代行するか、又は統括が兼務する）。具体的な代行者の選定については、上位職の者（例えば班長の代行者については統括）が決定する。

緊急時対策要員の確保に関する基本的な考え方について

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行えるよう、発電所内に必要な要員を常時確保する。

また、火災発生時の初期消火活動に対応するため、初期消火活動要員についても発電所内に常時確保する。

重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、社員で対応できるよう要員を確保する。

所定の緊急時対策要員数に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め緊急時対策要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた緊急時対策要員の体制に係る管理を行う。

緊急時対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。

1. 6号及び7号炉発電所対策本部の要員参集

平日の勤務時間帯に原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合、電話、サイレン吹鳴、所内放送、ページング等にて発電所内の緊急時対策要員に対して非常召集を行い、発電所対策本部を設置した上で活動を実施する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合、発電所対策本部体制が立ち上がるまでの間については、運転員及び発電所内に常駐している緊急時対策要員を主体とした初動体制を確立し、迅速な対応を図る。

(1) 運転員

6号及び7号炉について、中央制御室の運転員は、当直長、当直副長、当直主任、現場支援担当、当直副主任、主機操作員及び補機操作員の計18名／直を配置している。

重大事故発生時には事故発生号炉の当直副長が、重大事故等対策に係る運転操作に関する指揮・命令・判断を行い、中央制御室で運転操作を行う運転員及び現場で対応する運転員は、当直副長指示のもと重大事故等対策の対応

を行うために整備された手順書に従い事故対応を行う。当直長は適宜、発電所対策本部の号機班長と連携しプラント対応操作の状況を報告する。

なお、運転員の勤務形態は、通常サイクル5班2交替で運用しており、重大事故時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないよう、通常時と同様の勤務形態を継続することとしていること、及び重大事故の対応に当たっては号炉ごとに完結できるよう、号炉ごとに中央制御室運転員2名、現場運転員4名（2人1組で2チーム）の体制を整えていることから、特定の運転員に負荷が集中することはない。

また、柏崎刈羽原子力発電所1～5号炉には21名の運転員が当直業務を行っており、発電所に緊急事態勢が発令された場合、必要に応じて速やかに各号炉の使用済燃料プールに保管されている燃料に対する必要な措置を実施することにより、複数号炉の同時被災の場合にも適切に対応できる。具体的には、使用済燃料プール水位の監視を実施するとともに、スロッシングや使用済燃料プールの損傷による水位低下に対し、常設設備等を使用した冷却水補給操作等の必要な措置を実施する。また、使用済燃料プールのライナーが損傷し、ライナードレン集合部分においても破断した場合、使用済燃料プールから大量の冷却水漏えいが発生するが、1～5号炉は3年以上運転を停止しており、炉心から使用済燃料プールへ取り出された燃料の崩壊熱は十分に低いことから直ちに使用済燃料プールに貯蔵している燃料の著しい損傷により放射性物質が放出されるおそれはない。このため、発電所外から参集要員が参集した時点で1～5号炉の使用済燃料プールへ注水する操作の対応に当たることとする。

(2) 発電所に常駐している緊急時対策要員（運転員除く）

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）には、発電所内に常駐している緊急時対策所にて対応を行う要員33名（意思決定・指揮を行う要員5名、実施組織として現場対応を行う要員12名、技術支援組織として情報収集・計画立案を行う要員5名、運営支援組織として対外対応を行う要員4名及びロジスティック・リソース管理を行う要員2名）、現場で対応を行う復旧班要員14名（電源隊6名、送水隊2名、注水隊4名、給油隊2名）及び放射線測定等を行う保安班要員2名の合計49名を非常召集し、発電所対策本部の初動体制を確立するとともに、各要員は任務に応じた対応を行う。

なお、緊急時対策要員は合計49名が発電所内に常駐しており、重大事故時においても、中長期での緊急時対策所や現場での対応に支障が出ることがないよう、緊急時対策要員は交替で対応可能な人員を確保していること、及び

重大事故等の対応に当たっては作業ごとに対応可能な要員を確保し、対応する手順において役割と分担を明確化していることから、特定の現場要員に負荷が集中することはない。

自衛消防隊（消防車隊）6名については、自衛消防隊建屋にて24時間常駐しており、火災発生時に速やかに火災現場へ出動する。

緊急時対策要員の常駐場所と参集方法については別紙1に示す。

(3) 発電所外から発電所に参集する緊急時対策要員

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合に、発電所外にいる緊急時対策要員を速やかに非常召集するため、「自動呼出・安否確認システム」、「通信連絡手段」等を活用し、要員の非常召集を行う。

新潟県内で震度6弱以上の地震が発生した場合には、非常召集連絡がなくても自発的に発電所に参集する。

地震等により家族、自宅等が被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は、家族の身の安全を確保した上で参集する。

参集場所は、基本的には柏崎エネルギーホール又は刈羽寮とするが、発電所の状況が入手できる場合は、直接発電所へ参集可能とする。

柏崎エネルギーホール又は刈羽寮に参集した要員は、発電所対策本部と非常召集に係る以下の確認、調整を行い、発電所に集団で移動する。

- ① 発電所の状況、召集人数、必要な装備（放射線防護服、マスク、線量計を含む）
- ② 召集した要員の確認（人数、体調等）
- ③ 持参品（通信連絡設備、懐中電灯等）
- ④ 天候、災害情報（道路状況含む）等
- ⑤ 参集場所（免震重要棟内緊急時対策所、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

発電所への参集者に対しては、発電所正門に参集場所となる緊急時対策所を掲示することにより、免震重要棟内緊急時対策所若しくは5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のどちらの施設で活動を実施しているかについて周知する。

(4) 非常召集となる要員

発電所対策本部（全体体制）については、発電所員約1,200名のうち、約960名（平成27年9月現在）が柏崎市又は刈羽村に在住しており、数時間で相当数の要員の非常召集が可能である。

以上のように、様々な事態を想定して重大事故等対策に係る緊急時対策要員を確保する方針としていることから、必要な要員は確保できるものと考えているが、大規模損壊においては、不測の事態が発生することも考えられ、限られた人的資源により対応が必要となる場合も想定される。

この場合、原子力防災管理者は、プラント情報を基に放射性物質の放出低減の観点で最も優先すべき対応を決定し、その対応に必要な要員を重点的に割り当てる。そのため、要員の多様化を図る。また、事故進展は時々刻々と変化することを認識し、各プラントの状況を常に確認しつつ、必要な対応を適切に行うよう努める。

緊急時対策要員の常駐場所と参集方法

大規模損壊発生時における緊急時対策要員の動きについては以下のとおり。

- 平日勤務時間中においては、緊急時対策要員のほとんどは事務本館で執務しており、召集連絡を受けた場合は、速やかに免震重要棟内緊急時対策所に集合する。
- 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）は、初動対応要員（本部要員，現場要員）が事務本館等での執務若しくは免震重要棟に隣接した建物に宿泊しており、召集連絡を受けた場合は、速やかに徒歩で免震重要棟内緊急時対策所に集合する。
- 発電所立地地域に震度 6 弱以上（気象庁発表）の地震の発生した場合に、初動対応要員が免震重要棟入口近傍に参集の後、免震重要棟内緊急時対策所の使用可否を判断し、使用可能と判断できない場合は、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する。
- 自衛消防隊（消防車隊）については、自衛消防隊建屋にて 24 時間常駐しており、火災発生時に速やかに火災現場へ出動する。



図 1 事務本館，緊急時対策所等の位置関係

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の立ち上げについて

免震重要棟は、地震発生中に免震重要棟の建物上屋の変位量が免震装置（積層ゴム）の設計目標置の変位量(75cm)を超えていたかを識別することができる措置（以下、「変位量識別用ポール(75cm)」という。）を講じた設計とする。一方、大きな地震が生じた後にはそれが更に大規模な地震を誘発する可能性を排除できないことから、上記の変位量識別用ポール（75cm）に加え、免震重要棟基礎部に設置する地震計により連続的に地震観測を行うことで、免震重要棟内緊急時対策所の使用可否の判断を行う。

発電所立地地域に震度6弱以上（気象庁発表）の地震が発生した場合、以下の要領により、免震重要棟内緊急時対策所の使用可否を判断し、使用可能と判断できない場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する。

- ① 初動対応要員は、免震重要棟の入口に一時参集する。
- ② 初動対応要員は、変位量識別用ポールの損傷の有無によって、地震動により免震重要棟の建物上屋の変位量が75cmを超えなかったこと、免震重要棟基礎部に設置する地震計により震度7未満であることを確認する。
- ③ 本部長は、上記の確認結果の報告を受け、変位量識別用ポール（75cm）が損傷しておらず、地震計が震度7未満の場合は、免震重要棟内緊急時対策所の使用を判断する。②、③の所要時間は約10分である。
- ④ 変位量識別用ポール（75cm）が損傷していた場合（以下、「ケースA」という。）、変位量識別用ポール（75cm）が損傷しておらず、地震計が震度7であった場合（以下、「ケースB」という。）は、本部長は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動を判断する。
- ⑤ 免震重要棟内緊急時対策所を使用中に、更に建物に影響があるような地震見舞われた場合は、上記②～④の要領で免震重要棟の建物上屋の変位量及び免震重要棟基礎部の地震計の震度を確認し、本部長は免震重要棟内緊急時対策所の継続使用、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動を判断する。

（以下、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動すると判断した場合）

- ⑥ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する際、基本的に必要最小限の

要員を免震重要棟又はその近傍に残し、本部長はその要員を指名する。

- ⑦ 保安班は、屋外が放射性物質で汚染している場合は、要員に必要な防護具類を着用させる。
- ⑧ 本部長を含めた初動対応要員は、必要最小限の要員をケースAの場合は免震重要棟の近傍、ケースBの場合は免震重要棟内緊急時対策所に残して、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する。その際のアクセスルートについては、図1のとおり。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動時間は76分程度である。

その間、ケースAの場合は、免震重要棟の近傍に残った要員は、免震重要棟又は宿泊場所から持ち出した通信連絡設備（衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（可搬型））で、各中央制御室と連絡を取り合い、プラントの状況を把握し、免震重要棟の近傍に残った本部長代行のもと緊急時対応業務を実施する。

ケースBの場合は、免震重要棟内緊急時対策所に残った要員が通信連絡設備を使用し、各中央制御室と連絡を取り合い、プラントの状況を把握し、免震重要棟内緊急時対策所に残った本部長代行（(a)意思決定・指揮機能を担務）の指揮のもと対応する。

本部長代行以外の免震重要棟の近傍に残る要員（ケースA）又は免震重要棟内に残った要員（ケースB）は、原子力防災組織の基本的機能とする(b)情報収集・計画立案、(c)現場対応、(d)対外対応、(e)ロジスティック・リソース管理機能に対応した要員をそれぞれ残し対応業務を行う。基本的な考え方は次のとおり本部長代行を含め8名で対応に当たるが、プラントの状況により適宜対応する。

上記(b)及び(c)に係る機能への対応として、計画・情報統括又は計画班長のいずれか1名、6号統括又は号機班長（6号炉）のいずれか1名、7号統括又は号機班長（7号炉）のいずれか1名、及び1～5号統括又は号機班長（1～5号炉）のいずれか1名がプラント状況の把握、本部長移動中／到着後の状況報告を行う。

また、(d)に係る機能への対応として、対外対応統括、通報班長、立地・広報班長又は通報班員のうちの2名が本社官庁連絡班に通報内容を電話し通報を依頼する業務を実施し、(e)に係る機能への対応を総務統括又は総務班長のいずれか1名で実施する。

- ⑨ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備、必要な情報を把握できる設備等へは、通常、5号炉共通用高圧母線、及び6号炉若しくは7号炉の非常用高圧母線より行われるが、5号炉共通用高圧母線、及び6号炉若しくは7号炉の非常用高圧母線より受電できない場合は、5号炉

原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を起動し、それからの受電に切替えることで給電する。本部長は、可搬型電源設備を起動する要員について、現場対応を妨げることがないように、現場対応でない要員の中から指名する。本部及び主要な機能班の机等はあらかじめ配備されており、本部立ち上げに要する要員は5名程度で可能である。免震重要棟の使用可否判断、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動、可搬型電源設備起動も含めて102分程度で対応可能である。タイムチャートは図2に示す。

- ⑩ 本部長は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の本部立ち上げ後に、免震重要棟又はその近傍に残った要員から移動中に収集されたプラント状況等の報告を受ける。
- ⑪ 免震重要棟又はその近傍に残った要員は、本部長への報告の後に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に向けて移動し、合流する。



図1 免震重要棟内緊急時対策所から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
に移動する際のアクセスルート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

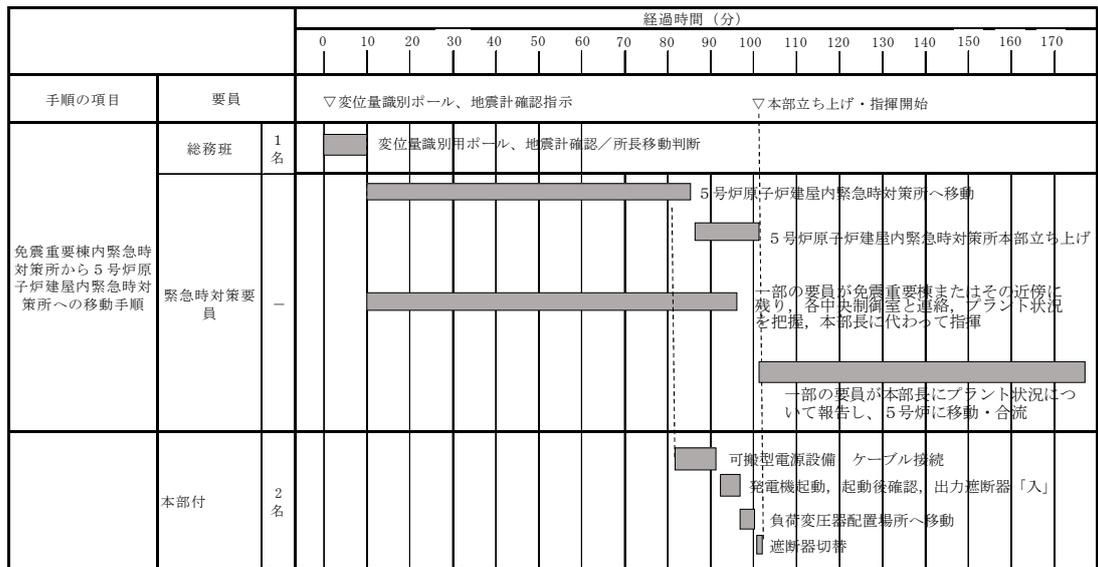


図2 免震重要棟内緊急時対策所から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動を判断並びに移動するための手順タイムチャート

運転員及び緊急時対策要員に対する教育及び訓練内容について

運転員及び緊急時対策要員は、常日頃から重大事故等発生時の対応のための教育及び訓練を実施することにより、事故対応に必要な力量の習得を行い、当該事故等発生時においても的確な判断のもと、平常心をもって適切な対応操作が行えるように準備している。

1. 運転員の教育及び訓練（表 1, 4, 5 参照）

運転員に対する教育及び訓練については、机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため、重大事故時の物理挙動やプラント挙動等の教育を実施する。また、知識の向上と実効性を確認するため、自社のシミュレータ又はBWR運転訓練センターにてシミュレーション可能な範囲において、対応操作訓練を実施する。

また、運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定例試験及び運転に必要な操作を行うことにより、普段から、設備についての習熟を図る。

2. 実施組織（運転員を除く）に対する教育及び訓練（表2, 4, 5参照）

実施組織（運転員を除く）に対する教育及び訓練については、机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため、アクシデントマネジメントの概要について教育するとともに、役割に応じて重大事故時の物理挙動やプラント挙動等の教育を実施する。

また、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取り扱い方法等の個別訓練を、年1回以上実施する。

実施組織のうち保全部員は、技能訓練施設にてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた社内マニュアルに基づき、現場に立ち、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、施工要領書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を行うことにより、普段から、設備についての習熟を図る。

3. 支援組織に対する教育及び訓練（表3, 4参照）

支援組織に対する教育及び訓練については、机上教育にて支援組織の位置付け、実施組織との連携及び資機材等に関する教育に加え、役割に応じた教育を実施する。

また、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための総合訓練を年1回以上実施する。

これらの重大事故等対策訓練については、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順の内容理解（作業の目的、事故シーケンスとの関係等）や資機材の取り扱い方法等の習得を図るため個別訓練等を年1回以上実施する。

さらに、訓練においては、悪条件（高線量下、夜間、悪天候（降雨、降雪、強風等）及び照明機能低下等）を想定し、必要な防護具等を着用した訓練も実施する。

なお、重大事故等対策に使用する資機材及び手順書については、担当箇所にて適切に管理しており、訓練の実施に当たっては、これらの資機材及び手順書を用いて実施し、訓練より得られた改善点を適宜反映する。

表 1 重大事故等対策に関する教育（運転員の主な教育内容）（1/2）

教育名	目的	内容	対象者	時間・頻度
異常時対応訓練 (指揮, 状況判断)	異常時に指揮者として適切な指揮, 状況判断ができるよう, 異常時操作の対応(判断・指揮命令)及び, 警報発生時の監視項目について理解する。	<ul style="list-style-type: none"> ・異常時操作の対応(判断, 指揮命令含む) ・警報発生時の監視項目 	当直長, 当直副長	3年間で30時間以上 (他の項目も含む)
異常時対応訓練 (中央制御室内対応)	異常時に中央制御室において適切な処置がとれるように, 警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する。役割に応じた活動に要する資機材等に関する知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の起動停止に関する操作と監視項目 ・各設備の運転操作と監視項目 ・警報発生時の対応操作(中央制御室) ・異常時操作の対応(中央制御室) 	当直長, 当直副長, 当直主任, 当直副主任, 主機操作員	
異常時対応訓練 (現場機器対応)	異常時に現場において適切な処置がとれるように, 警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する。	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の起動停止の概要 ・各設備の運転操作の概要(現場操作) ・警報発生時の対応操作(現場操作) ・異常時操作の対応(現場操作) 	当直長, 当直副長, 当直主任, 当直副主任, 主機操作員, 補機操作員	
シミュレータ訓練Ⅰ (連携訓練)	異常事象対応時(設計基準外事象含む)の連携措置の万全を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・運転操作の連携訓練 【重大事故等の対応を含む】※ 	当直長, 当直副長, 当直主任, 当直副主任, 主機操作員, 補機操作員	3年間で15時間以上
シミュレータ訓練Ⅱ	警報発生時及び異常事象時(設計基準外事象含む)対応の万全を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・起動停止・異常時・警報発生時対応訓練 【重大事故等の対応を含む】※ 	当直主任, 当直副主任, 主機操作員	3年間で9時間以上
シミュレータ訓練Ⅲ	警報発生時及び異常事象時(設計基準外事象含む)対応の万全を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・起動停止, 異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練 【重大事故等の対応を含む】※ 	当直長, 当直副長	3年間で9時間以上

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、充実強化した内容

表 1 重大事故等対策に関する教育（運転員の主な教育内容）（2/2）

教育名	目的	内容	対象者	時間・頻度
アクシデントマネジメント教育(基礎的知識)	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要 ※ 	当直長，当直副長， 当直主任， 当直副主任，主機操作 員，補機操作員	1 回/年
アクシデントマネジメント教育(応用的知識)	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	当直長，当直副長	1 回/年
防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（EAL）※ 	実施組織 (役割に応じた項目)	1 回/年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

表2 重大事故等対策に関する教育（実施組織（運転員を除く）の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
アクシデントマネジメント教育(基礎的知識)	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要 ※ 	実施組織	1回/年
アクシデントマネジメント教育(応用的知識)	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	実施組織 (統括，班長)	1回/年
防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（EAL）※ 	実施組織 (役割に応じた項目)	1回/年
総合訓練	想定した原子力災害への対応，各機能や組織間の連携等，組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・各機能班の活動 ・各機能班の連携 ・本部の意思決定 ・本社本部との連携 <p>【重大事故等を想定し，上記を実施】※</p>	緊急時対策要員	1回/年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

表3 重大事故等対策に関する教育（支援組織の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
アクシデントマネジメント教育（基礎的知識）	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要 ※ 	技術支援組織， 運営支援組織（広報班， 立地班，通報班）	1回/年
アクシデントマネジメント教育（応用的知識）	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	技術支援組織 （統括，班長，要員（計画班））	1回/年
防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（EAL）※ 	技術支援組織，運営支援組織 （役割に応じた項目）	1回/年
総合訓練	想定した原子力災害への対応，各機能や組織間の連携等，組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・各機能班の活動 ・各機能班の連携 ・本部の意思決定 ・本社本部との連携 <p>【重大事故等を想定し，上記を実施】※</p>	緊急時対策要員	1回/年
その他訓練	あらかじめ定められた機能を発揮できるようにするために資機材操作を含めて行い，機能毎の対応能力向上を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・通報訓練 ・モニタリング訓練 ・避難誘導訓練 ・緊急時被ばく医療訓練 	該当者	1回/年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

表 4 重大事故等対策に関する訓練(1/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
電源確保	GTG による給電	○多様なハザード対応手順 ・「GTG(2 台)による荒浜側緊急用 M/C 受電」 ・「GTG(1 台)による荒浜側緊急用 M/C 受電」	復旧班員	・GTG 操作:2回/年 ・緊急用 M/C 受電:1回/年
	電源車による給電	○多様なハザード対応手順 ・「電源車による P/C 7C-1 受電」	復旧班員	・電源車操作:2 回/年 ・P/C 受電:1 回/年 ・ケーブル接続:2 回/年
	緊急用 M/C からの受電	○事故時運転操作手順書(EOP) ・「緊急用 M/C による M/C C・D 受電」	運転員	・緊急用 M/C による M/C C・D 受電:1 回/年
	号機間融通	○事故時運転操作手順書(EOP) ・「D/G による緊急用 M/C への受電」	運転員	・D/G による緊急用 M/C への受電:1 回/年
		○多様なハザード対応手順 ・「各号機 D/G(A)による荒浜側緊急用 M/C 受電から各号機への送電」	復旧班員	・緊急用 M/C 受電:1 回/年
GTG, 電源車への燃料補給	○多様なハザード対応手順 ①「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリーへの給油」 ②「地下軽油タンクからローリーへの給油」 ③「タンクローリーから各機器等への給油」	復旧班員	①非常用 D/G 軽油タンクからの補給:1 回/年 ①非常用 D/G 軽油タンクへのフランジ接続:2 回/年 ②③軽油地下タンクからの補給:1 回/年	

表 4 重大事故等対策に関する訓練(2/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
炉心損傷 緩和	高圧の原子炉への注入 操作	○事故時運転操作手順書(EOP) ①「RCIC現場起動」 ②「HPCF緊急注水」 ③「CRDによる原子炉注水」 ④「SLCポンプによる原子炉注水」	運転員	①RCIC現場起動:1回/年 ②HPCF緊急注水:1回/年 ③CRDによる原子炉注水:1回/年 ④SLCポンプによる原子炉注水:1回/年
	原子炉の減圧	○事故時運転操作手順書(EOP) ①「SRV駆動源確保」 ②「バッテリーによるSRV開放(多重伝送盤)」	運転員	①SRV駆動源確保:1回/年 ②バッテリーによるSRV開放(多重伝送盤):1回/年
	低圧の原子炉への注入 操作	○事故時運転操作手順書(EOP) ①「RHRによる原子炉注水」 ②「MUWCによる原子炉注水」 ③「消火ポンプによる原子炉注水」 ④「消防車による原子炉注水」	運転員	①RHRによる原子炉注水:1回/年 ②MUWCによる原子炉注水:1回/年 ③消火ポンプによる原子炉注水:1回/年 ④消防車による原子炉注水:1回/年
		○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水:1回/年 ・消防車による連結送水:2回/年
	最終ヒートシンクへの熱輸 送	○事故時運転操作手順書(EOP) ①「RHRによる原子炉除熱」 ②「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」	運転員	①RHRによる原子炉除熱:1回/年 ②熱交換器ユニットによる補機冷却水確保:1回/年
○多様なハザード対応手順 ・「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」		復旧班員	・資機材移動・配置:1回/年 ・代替 Hx 車移動:1回/年 ・ホース接続:1回/年 ・ケーブル接続:1回/年 ・代替 RSW ポンプ設置:1回/年 ・電源車操作:2回/年	

表 4 重大事故等対策に関する訓練(3/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
格納容器 破損防止	格納容器内の冷却・減圧	○事故時運転操作手順書(EOP) ①「MUWC による PCV スプレイ」 ②「消火ポンプによる PCV スプレイ」 ③「消防車による PCV スプレイ」 ④「格納容器フィルタベント」 ⑤「耐圧強化ベント」 ⑥「PCV ベント弁駆動源確保[予備ボンベ]」	運転員	①MUWC による PCV スプレイ:1 回/年 ②消火ポンプによる PCV スプレイ:1 回/年 ③消防車による PCV スプレイ:1 回/年 ④格納容器フィルタベント:1 回/年 ⑤耐圧強化ベント:1 回/年 ⑥PCV ベント弁駆動源確保[予備ボンベ]:1 回/年
		○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水:1 回/年 ・消防車による連結送水:2 回/年
	水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止	○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水:1 回/年 ・消防車による連結送水:2 回/年
使用済燃料 プール水位 維持及び燃 料損傷緩和	使用済燃料プールへの注水	○事故時運転操作手順書(EOP) ①「RHR による SFP 注水」 ②「SPCU による SFP 注水」 ③「MUWC による SFP 注水」 ④「消火ポンプによる SFP 注水」 ⑤「消防車による SFP 注水」	運転員	①RHRによる SFP 注水:1 回/年 ②SPCUによる SFP 注水:1 回/年 ③MUWC による SFP 注水:1 回/年 ④消火ポンプによる SFP 注水:1 回/年 ⑤消防車による SFP 注水:1 回/年
		○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水:1 回/年 ・消防車による連結送水:2 回/年
	使用済燃料プールへのスプレイ	○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水:1 回/年 ・消防車による連結送水:2 回/年
放射性物質 放出緩和	発電所外への放射性物質の拡散抑制	○多様なハザード対応手順 ・「放射線物質放出箇所へのスプレイ(淡水/海水)」	復旧班員	・大容量送水設備:1 回/年

表 4 重大事故等対策に関する訓練(4/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
水源確保	防火水槽への補給	○多様なハザード対応手順 ①「貯水池から大湊側防火水槽への補給」 ②「消防車による防火水槽への海水補給」	復旧班員	①貯水池から大湊側への送水:2回/年 ②消防車による注水:1回/年 ③消防車による連結送水:2回/年
	送水	○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水:1回/年 ・消防車による連結送水:2回/年
	CSP への補給	○多様なハザード対応手順 ・「消防車による CSP への補給」	復旧班員	・消防車による注水:1回/年 ・消防車による連結送水:2回/年
その他対策	アクセスルートの確保	○多様なハザード対応手順 ・「状況確認とアクセスルート確保」 ・「段差復旧・陥没箇所復旧」 ・「瓦礫除去」	復旧班員	・瓦礫撤去範囲重機走行(ホイールローダ):1回/月 ・瓦礫撤去(ホイールローダ):1回/月 ・道路段差復旧(ホイールローダ):1回/月 ・瓦礫撤去(ショベルカー※):1回/月
	事故時の計装	○多様なハザード対応手順 ・「重要監視計器復旧」	復旧班員	・SFP 水位計及び監視パラメータのデジタルレコーダへの接続:2回/年
	中央制御室の居住性の確保	○事故時運転操作手順書(EOP) ・「中操待避室陽圧化」	運転員	・中操待避室陽圧化:1回/年

※ショベルカーは自主対策設備

表 4 重大事故等対策に関する訓練(5/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
その他対策	緊急時対策所の居住性の確保	○緊急時対策本部運営要領 ①「緊急時対策所及び中央制御室のチェンジングエリア設営」 ②「緊急時対策所及び中央制御室の放射線測定」 ③「緊急時対策所機能の移設」 ④「免震棟ガスタービン発電機手動起動手順書」	保安班員	①緊急時対策所及び中央制御室のチェンジングエリア 設営:1回/年 ②緊急時対策所及び中央制御室の放射線測定:1回/年
			総務班員	③緊急時対策所機能移設:1回/年 ④対策本部設営:2回/年
	環境モニタリング	○緊急時対策本部運営要領 ①「放射能観測車による測定」 ②「緊急時構内モニタリング」 ③「海上モニタリング」 ④「可搬型モニタリングポストによる測定」 ⑤「モニタリングポスト電源確保」 ⑥「モニタリングポストのバックグラウンド低減」	保安班員	①放射能観測車による測定:1回/年 ②緊急時構内モニタリング:1回/年 ③海上モニタリング:1回/年 ④可搬型モニタリングポストによる測定:1回/年 ⑤モニタリングポスト電源確保:1回/年 ⑥モニタリングポストのバックグラウンド低減:1回/年
	気象条件の測定	○緊急時対策本部運営要領 ・「可搬型代替気象観測装置による測定」	保安班員	・可搬型代替気象観測装置による測定:1回/年
消火活動	○火災防護計画 ①「初期消火班の連携」 ②「消防車による消火」	自衛消防隊	①火災対応訓練:1回/年 ②消防車操作訓練:1回/年	

表5 プラント設備への習熟のための保守点検活動

対象者	主な活動	保守点検活動の内容（例）	社内マニュアル
入社1年目 原子力技術系社員 （全員）	現場実習	<ul style="list-style-type: none"> 入社後、原子力発電所の基礎知識を約1ヶ月半学んだ後、発電所の当直にて、3ヶ月間現場実習を受ける。現場を中心に巡視点検（実習）、系統・設備の現場トレース、運転操作OJT等を受け、現場設備に習熟している。その後、引き続き当直業務に就く場合と、保守等の業務に就く場合があり、各職場で現場業務を実施。 	教育及び訓練基本マニュアル
運転員	巡視点検	<ul style="list-style-type: none"> 巡視点検を1回以上/直で実施。 必要により簡易な保守を実施。 	運転管理基本マニュアル
	運転操作	<ul style="list-style-type: none"> プラント起動又は停止時の運転操作及び機器の状態確認 非常用炉心冷却設備等の定期的な起動試験に係る運転操作及び機器の状態確認 	運転管理基本マニュアル
保全員	保守管理	<ul style="list-style-type: none"> 設備ごとに担当者を定め、プラント運転中の定期的な巡視、及びプラント起動停止時や試運転時に立会い、異常有無等の状態を確認。 設備不具合時等に設備の状況を把握し、原因の特定及び復旧方針を策定。デジタル制御装置については、不具合基板を特定し基板取替作業を実施。 	保守管理基本マニュアル
	工事管理 （調達管理）	<ul style="list-style-type: none"> 各設備の定期的な保守点検工事、あるいは修繕工事等において、当社立会のホールドポイントを定めて、設備毎の担当者が分解点検等の現場に立会い、設備の健全性確認を行うとともに、作業の安全管理等を実施。 	保守管理基本マニュアル 調達管理基本マニュアル
	教育訓練	<ul style="list-style-type: none"> 保全部配属後、技能訓練施設において、基本的な設備（制御弁、ポンプ、モータ、手動弁、遮断器、検出器、伝送器、制御器等）の分解点検や組立て及び点検調整等の実習トレーニングを行い、現場技能を習得している。 また、OJTを主体に専門知識の習得を図ることで、技術に堪能な人材を早期に育成している。 	教育及び訓練基本マニュアル