

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-1 改 83
提出年月日	平成 29 年 10 月 6 日

## 東海第二発電所

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

平成 29 年 10 月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

## 1. 重大事故等対策

下線部：今回提出資料

### 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

## 重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の対処に係る基本方針

### 【要求事項】

発電用原子炉施設において、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しく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ける当該事故等に対処するために必要な体制の整備に関し、原子炉等規制法第43条の3の24第1項の規定に基づく保安規定等において、以下の項目が規定される方針であることを確認すること。

なお、申請内容の一部が本要求事項に適合しない場合であっても、その理由が妥当なものであれば、これを排除するものではない。

### 【要求事項の解釈】

要求事項の規定については、以下のとおり解釈する。

なお、本項においては、要求事項を満たすために必要な措置のうち、手順等の整備が中心となるものを例示したものである。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は、以下の解釈において規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等についても当然含まれるものであり、これらを含めて手順書等が適切に整備されなければならない。

また、以下の要求事項を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、要求事項に照らして十分な保安水準が達成できる技術的根拠があれば、要求事項に適合するものと判断する。

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え，重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しく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ける以下の重大事故等対処設備に係る事項，復旧作業に係る事項，支援に係る事項及び手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し当該事故等に対処するために必要な手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。

「1. 重大事故等対策」について手順を整備し，重大事故等の対応を実施する。「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」の「2.1 可搬型設備等による対応」は「1. 重大事故等対策」の対応手順を基に，大規模な損壊が発生した場合の様々な状況においても，事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し，大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。

また，重大事故等又は大規模損壊に対処し得る体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については，技術的能力の審査基準で規定する内容に加え，設置許可基準規則に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した表1.0.1に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。

整備する手順書については「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1.1から1.19」にて補足する。

## 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

#### 目 次

1.0.1	重大事故等への対応に係る基本的な考え方	1.0-9
(1)	重大事故等対処設備に係る事項	1.0-9
a.	切り替えの容易性	1.0-9
b.	アクセスルートの確保	1.0-9
(2)	復旧作業に係る事項	1.0-13
a.	予備品等の確保	1.0-13
b.	保管場所	1.0-14
c.	アクセスルートの確保	1.0-14
(3)	支援に係る事項	1.0-15
(4)	手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備	1.0-16
a.	手順書の整備	1.0-16
b.	教育及び訓練の実施	1.0-21
c.	体制の整備	1.0-22
1.0.2	共通事項	1.0-30
(1)	重大事故等対処設備に係る事項	1.0-30
a.	切り替えの容易性	1.0-30
b.	アクセスルートの確保	1.0-31
(2)	復旧作業に係る事項	1.0-37
a.	予備品等の確保	1.0-37
b.	保管場所	1.0-38



c .	アクセスルートの確保	1.0-38
(3)	支援に係る事項	1.0-39
(4)	手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備	1.0-43
a .	手順書の整備	1.0-43
b .	教育及び訓練の実施	1.0-51
c .	体制の整備	1.0-57

## 添付資料 目次

下線部：今回提出資料

- 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 復旧作業に必要な資機材及び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 重大事故等対策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 重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練について
- 添付資料1.0.10 重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の体制について
- 添付資料1.0.11 重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の原子炉主任技術者の役割等について
- 添付資料1.0.12 東京電力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 災害対策本部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わる体制の整

備について

添付資料1.0.16 重大事故等発生時における東海発電所及び東海低レベル放射性廃棄物埋設事業所からの影響について

## 1.0.1 重大事故等への対応に係る基本的な考え方

### (1) 重大事故等対処設備に係る事項

#### a. 切り替えの容易性

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備については、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるように、当該操作等を明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実にできるよう訓練を実施する。

#### b. アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、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保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、または他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、別ルートも考慮して複数ルートを確保する。

複数ルートのうち少なくとも 1 ルートは、想定される自然現象、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。）（以下「外部人為事象」という。）、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能な

ルートも確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、想定される自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を、人為事象に対して航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

想定される自然現象又は外部人為事象のうち、洪水、地滑り、高潮、ダムの崩壊、爆発及び船舶の衝突については、立地的要因により影響を受けることはない。また、落雷、生物学的事象及び電磁的障害については、直接の影響はない。

一方、津波については、基準津波の他に敷地に遡上する津波についても考慮した。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る。また、屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所は周囲を植生に囲まれていることから、防火帯の内側に設置したうえで、森林からの離隔距離を確保し、複数箇所に分散して保管する。

重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、緊急用取水ピットの状況確認、ホース敷設ルートの状況確認を行い、あわせて、軽油貯蔵タンク、可搬型設備用軽油タンク、常設代替交流電源設備、その他

屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺構造物の倒壊、周辺タンク等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地中埋設構造物の損壊）、風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダを保管、使用し、それを運転できる要員を確保する。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けないアクセスルートを確認する。

地震及び津波の影響については、基準津波の影響を受けず、かつ、基準地震動 $S_s$ に対して影響を受けないルートを複数確保する。更にこのアクセスルートの中から、敷地に遡上する津波の影響を受けないアクセスルートを少なくとも1ルート確保する。

屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち、森林火災、外部人為事象のうち、爆発、近隣工場等の火災に対して、別ルートも考慮した複数のアクセスルートを確認する。有毒ガスに対しては、複数のアクセスルート確保に加え、防護具等の装備により通行に影響はない。

屋外アクセスルートの周辺構造物の損壊による障害物については、ホイールローダによる撤去あるいは複数のアクセスルートによる別ルートの通行を行う。

屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊や道

路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する。

不等沈下及び地中構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所において、アクセスルートに影響がある場合は事前対策（路盤補強等）を講じるが、想定を上回る段差が発生した場合は、別ルートの通行または土のうによる段差解消対策により対処する。

アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響（降灰）については、ホイールローダによる撤去及び除灰を行う。また、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤの装着により通行性を確保する。

屋外のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。夜間及び停電時の確実な運搬や移動のため可搬型照明装置を配備する。また、現場との通信連絡手段を確保する。

重大事故等が発生した場合において、屋内の現場操作場所までのアクセスルートの状況確認を行い、合わせて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内アクセスルートは、地震、津波、その他自然現象による影響及び外部人為事象に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故等が発生した場合において必要となる現場操作を実施する場所まで移動可能なルートを選定

する。また、地震時に通行が阻害されないように、通行性確保対策として、アクセスルート上の資機材を固縛、転倒防止により通行に支障をきたさない措置を講じる。

屋外及び屋内のアクセスルート近傍で溢水が発生した場合は、現場の状況に応じて、適切な放射線防護具や薬品防護具を選定した上で、屋内アクセスルートを通行する。

屋外及び屋内のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の薬品タンクからの漏えいを考慮した薬品防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動が出来るように、可搬型照明を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。

## (2) 復旧作業に係る事項

重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

### a. 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

- ・ 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備



を復旧する。

- ・ 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・ 復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

また、予備品への取替のために必要な資機材等を確保する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替作業に必要な資機材等として、がれき撤去のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

#### b. 保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管する。

#### c. アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、地震、津

波その他の自然現象等を想定し、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確認するとともに、実効性のある運用管理を実施する。

設備の復旧作業に支障がないよう、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確認する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたさないよう、通行性を確保する。

確保するアクセスルートは、ルート上にがれき等が散乱していても重機による復旧が可能であり、かつ、重大事故等対策に必要なホース又はケーブルの敷設が可能なルートとする。

### (3) 支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所構内であらかじめ用意する重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応が維持できるようにする。

また、プラントメーカ、協力会社、他の原子力事業者等とあらかじめ協議、合意の上、外部からの支援計画を定め、プラントメーカ、協力会社からは、事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援や要員派遣等の支援及び燃料の供給の協定を締結し、事故等発生後6日間までに外部からの支援を受けられる支援計画を定める。

他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能な資機材の搬送、要員の派遣、放射線量をはじめとする環境情報収集の支援及び作業を行う上で必要となるアクセスルート確保作業の支

援等の発電所における事故収束活動を支援できるように支援計画を定める。

さらに、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、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、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及び燃料等の確保を行い、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日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また、原子力事業所災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

#### (4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，手順書を整備し，教育及び訓練を実施するとともに，**要員**を確保する等の必要な体制を整備する。

##### a. 手順書の整備

重大事故等発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。

また，手順書は使用主体に応じて，**当直**運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。），発電所災害対策要員（以下「災害対策要員」という。）が使用する手順等（以下「災害対策本部手順等」という。）を整備する。

- (a) 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は東海発電所との同時被災等の過酷な状態において，限られた時間の中で東海第二の発

電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類,その入手の方法及び判断基準を整理し,運転手順書にまとめる。

発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるように,パラメータを計測する計器故障又は計器故障が疑われる場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順,パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。

- (b) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために,最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるように,あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書に整備する。

炉心損傷が避けられない状況においては,炉心へ注水すべきか又は原子炉格納容器へ注水すべきか判断に迷い,対応が遅れることで,原子炉格納容器の破損に至ることがないように,原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては,設備への悪影響を懸念することなく,迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

全交流動力電源喪失時等において,準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため,準備に要する時間を考慮の上,手順着手の判断基準を明確にした手順を

整備する。

炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素制御装置の必要な起動時期を見失うことがないように、水素制御装置を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。

その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

- (c) 重大事故等時の対応において、財産（設備等）保護より安全性を優先する共通認識を持って行動できるよう、社長はあらかじめ方針を示す。

重大事故発生時の運転操作において、当直発電長が迷うことなく判断できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた運転手順を定め、判断基準を明記する。

重大事故等時の災害対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、災害対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。

また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づいた災害対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。

- (d) 重大事故等時に使用する手順書は、当直運転員が使用するものと、当直運転員を除いた災害対策要員が使用する手順書に分けて整備する。

重大事故等対応時には複数の手順書を用いて対処するところから、中央制御室と災害対策本部との間で緊密に連携して対応操作を行う。

災害対策要員が使用する手順書には、体制、通報及び災害対策本部内の連携等について明確にし、その中に災害対策本部手順書を整備して、支援の具体的内容等、重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確にする。

運転手順書は、事故の進展状況に応じて適切に使用可能とするため、運転手順書間の移行基準を示す。また、事故対応中は複数の運転手順書を並行して使用することを考慮して関連付ける。

事故発生時は、事象の判別を行う運転手順書により事象判別を行い、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に移行する。

また、多重故障等により安全機能が喪失した場合は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。

事象判別を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータを常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する機能ベースの運転手順書に移行する。

ただし、原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。

多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に戻り処置を行う。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、

炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応処置を実施する。

- (e) 重大事故等に対処するために把握することが必要なパラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを整理するとともに、主要なパラメータが故障等により計測不能な場合に、当該パラメータを推定する手順及び可搬型計測器により計測する手順を運転手順書及び災害対策本部で使用する手順書に整備する。また、記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する。

重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を運転手順書に整理する

有効性評価等にて整理した有効な情報について、当直運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転手順書に整理する。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし、災害対策本部手順書に整理する。

- (f) 前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、

冷却操作を開始する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

b. 教育及び訓練の実施

災害対策要員は、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて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、教育及び訓練を計画的に実施する。

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要員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災害対策要員の力量の維持及び向上を図る。

現場作業に当たっている重大事故等対策要員が必要な作業を確実に完了できるよう、当直運転員と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

災害対策要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

重大事故等対策活動のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

- (a) 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等時の発電用原子炉施設の物理挙動及びプラント挙動等に関する知識の向上を図ることができる教育及び訓練等を実施する。



- (b) 災害対策要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、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演習を計画的に実施する。

- (c) 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する。

- (d) 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等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。

- (e) 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

c. 体制の整備

重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。

- (a) 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役

割分担及び責任者を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて、非常事態を宣言し、災害対策要員の非常招集、通報連絡を行い、発電所災害対策本部（以下「災害対策本部」という。）を設置するとともに、重大事故等対策を実施する。

災害対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、技術的助言を行う技術支援組織及び環境を整える運営支援組織で編成し、組織が効率的に重大事故等対策を実施できるよう、作業班の構成を行う。また、各班には、班員に対して必要な指示を行う本部員と、班員に対して具体的な作業指示や作業状況を本部に報告を行う班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。また、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うことができるよう、発電所内外に必要な要員を常時確保する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。また、重大事故時等対策の実施に当たり、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、災害対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

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、災害対策要員は発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡(プラントの状況、対策の状況)を行い、発電用原子炉主任技術者は得られた情報に基づき、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡を受けた合、災害対策本部に駆けつける。重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに災害対策本部に駆けつけられるよう、早期に非常招集が可能なエリア（東海村又は隣接市町村）に発電用原子炉主任技術者又は代行者を配置する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

- (b) 実施組織は、当直、重大事故等の現場活動を行う重大事故等対応要員及び初期消火活動を行う自衛消防隊で構成する。

実施組織の要員は、庶務班（アクセスルートの確保、消火活動等の実施）、保守班（給水確保及び電源確保に伴う措置等の実施）及び運転班（事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置等の実施）で構成され、各班には必要な指示を行う班長を配置する。

- (c) 隣接する東海発電所との同時発災により各発電所での対応が必要な事象が発生した場合、災害対策本部は、各発電所の状況や使用可能な設備、事象の進展等の状況を共有し、東海発電所長及び東海第二発電所長を兼務する災害対策本部長が対応すべき優先順位の最終的な判断を行う。

また、情報の混乱により通報連絡が遅れることのないよう、通報連絡を行う情報班を設け、原子力災害対策特別措置法に定められた通報連絡先へ円滑に通報連絡を行う体制とする。

東海第二発電所の発電用原子炉主任技術者は、東海第二発電所の保安監督を誠実かつ、最優先に行う。

発電用原子炉主任技術者の選任については、隣接する東海発電所は廃止措置中であり、かつ、全燃料取り出し中である。

このため、東海発電所において重大事故等は発生せず、複数号炉の同時被災を考慮する必要が無いことから、東海第二発電所のみ発電用原子炉主任技術者を選任している。

- (d) 災害対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

支援組織のうち技術支援組織は、技術班（事故状況の把握・評価、プラント状態の進展予測・評価、事故拡大防止対策の検討及び技術的助言等）、放射線管理班（発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置等に関する技術的助言、二次災害防止に関する措置等）、保守班（事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示、不具合設備の応急復旧及び技術的助言、放射性物質の汚染除去等）、運転班（プラント状態の把握及び災害対策本部へのインプット、事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示及び技術的助言等）で構成し、各班には必要な指示を行う本部員と班長を配置する。

支援組織のうち運営支援組織は、情報班（事故に関する情報収集・整理及び連絡調整、本店対策本部及び社外機関との連絡調整等）、広報班（発生した事象に関する広報、関係地方公共団体の対応、報道機関等の社外対応、発電所内外へ広く情報提供等）、庶務班（災害対策本部の運営、防災資機材の調

達及び輸送，所内警備，避難誘導，医療(救護)に関する措置，二次災害防止に関する措置等)で構成し，各班には必要な指示を行う本部員と班長を配置する。

- (e) 重大事故等対策の実施が必要な状況において，事故原因の除去等の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため，所長(原子力防災管理者)は，事象に応じて警戒事態，非常事態を宣言し，災害対策要員の非常招集，通報連絡を行い，発電所警戒本部又は発電所災害対策本部を設置して対処する。

夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)において，重大事故等が発生した場合でもすみ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。

なお，地震により一斉通報システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも，地震の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合にすみやかに対応する要員は，重大事故等に対処する要員として災害対策要員 21 名，当直運転員 7 名，火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊 11 名の合計 39 名を確保する。

重大事故等が発生した場合，重大事故等対策要員のうち初動の運転対応及び保修対応を行う重大事故等対策要員は，中央制御室に参集するとともに，緊急時対策本部要員(指揮者等)と初動後の保修対応を行う重大事故等対策要員は，代替緊急時対策所又は緊急時対策所(緊急時対策棟内)に参集し，通報連絡，給水確保及び電源確保等の各要員の任務に応じた対応を行う。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し，所定の要員に欠員が生じた場合は，夜間・

休日（平日の勤務時間帯以外）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。

必要な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・休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常招集できるよう、定期的に通報連絡訓練を実施する。

(f) 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記（b）項及び（c）項のとおり明確にするとともに、各班に責任者である班長及び副班長を配置する。

(g) 災害対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である本部長の所長（原子力防災管理者）が不在の場合に備え、あらかじめ定めた順位に従い、副原子力防災管理者がその職務を代行する。また、災害対策本部の各班を統括する本部員、班長についても不在の場合に備え、代行者をあらかじめ明確にする。

(h) 災害対策要員が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。

支援組織が、重大事故等対応に必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（以下「S

PD S」という。), 発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, I P - 電話機, I P - F A X), 衛星電話設備及び無線連絡設備等を備えた緊急時対策所を整備する。

- (i) 支援組織は, 発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について, 原子力施設事態即応センターに設置する本店対策本部, 国, 関係自治体等の発電所内外の組織への通報連絡を実施できるよう, 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等を配備し, 広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

災害対策本部の運営及び情報の収集を行う班が, 本店対策本部と災害対策本部間において発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。

また, 本店対策本部との情報共有を密にすることで報道発表, 外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店対策本部で実施し, 災害対策本部が事故対応に専念でき, かつ, 発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する

- (j) 重大事故等発生時に, 発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所において非常事態が宣言された場合には, 社長は本社における本店非常事態を発令し, 社長を本部長とする本店総合災害対策本部(以下「本店対策本部」という。)を設置する。本店対策本部は, **全社での体制**とし, 災害対策本部が重大

事故等対策に専念できるよう支援する。また、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本店対策本部が中心となって社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対策を検討できる体制を整備する。

本店庶務班長は、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定する。

本店庶務班長は、原子力事業所災害対策支援拠点へ必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策拠点を運営し、災害対策に必要な資機材等の支援を実施する。

本店庶務班長は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ必要に応じて応援を要請し、支援が受けられる体制を整備する。

- (k) 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

また、重大事故等発生時に、機能喪失した設備の保守を実施するための作業環境の線量低減対策や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、プラントメーカーとの間で支援体制を整備している。



## 1.0.2 共通事項

### (1) 重大事故等対処設備

#### ① 切り替えの容易性

##### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替え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 アクセスルートの確保

##### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。

### (1) 重大事故等対処設備に係る事項

#### a. 切り替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故

等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるように、当該操作等を明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に出来るよう訓練を実施する。

(添付資料 1.0.1)

b. アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、アクセスルートは、別ルートも考慮して複数ルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、想定される自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を、外部人為事象に対して航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

想定される自然現象又は外部人為事象のうち、洪水、地滑

り、高潮、ダムの崩壊、爆発及び船舶の衝突については、立地的要因により影響を受けることはない。また、落雷、生物学的事象及び電磁的障害については、直接の影響はない。

一方、津波については、基準津波の他に敷地に遡上する津波についても考慮した。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る。また、屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所は周囲を植生に囲まれていることから、防火帯の内側に設置したうえで、森林からの離隔距離を確保し、複数箇所に分散して保管する。

#### (a) 屋外アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（可搬型代替注水ポンプ、可搬型代替交流電源設備等）の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、緊急用取水ピットの状況確認、ホース敷設ルートの状況確認を行い、あわせて、軽油貯蔵タンク、可搬型設備用軽油タンク、常設代替交流電源設備、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺構造物の倒壊、周辺タンク等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地中埋設構造物の損壊）、風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールロー

ダ等の重機を保管，使用し，それを運転できる要員を確保する。

また，地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては，道路上への自然流下も考慮した上で，溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する。

地震及び津波の影響については，基準津波の影響を受けず，かつ，基準地震動 $S_s$ に対して影響を受けないルートを複数確保する。更にこのアクセスルートの中から，敷地に遡上する津波の影響を受けないアクセスルートを少なくとも1ルート確保する。

屋外アクセスルートは，想定される自然現象のうち，森林火災，外部人為事象のうち，爆発，近隣工場等の火災に対して，別ルートも考慮した複数のアクセスルートを確認する。有毒ガスに対しては，複数のアクセスルート確保に加え，防護具等の装備により通行に影響はない。

屋外アクセスルートの周辺構造物等の損壊による障害物については，ホイールローダ等の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

屋外アクセスルートは，地震の影響による周辺斜面の崩壊や道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で，ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の復旧を行い，通行性を確保する。

不等沈下及び地中構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所において，アクセスルートに影響がある場合は事前対策（路盤補強等）を講じるが，想定を上回る段差が発生した場合は，別ルートの通行または土のうによる段差解消対策

により対処する。

アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物，積雪，火山の影響（降灰）については，ホイールローダによる撤去及び除灰を行う。また，凍結及び積雪に対して，道路については融雪剤を配備し，車両については走行可能なタイヤの装着により通行性を確保する。

屋外アクセスルートの地震発生時における，火災の発生防止策（可燃物・危険物管理）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については，「火災防護計画」に定める。

屋外及び屋内のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の薬品タンクからの漏えいを考慮した薬品防護具の配備を行い，移動時及び作業時の状況に応じて着用する。

停電時及び夜間時においては，確実に運搬，移動が出来るように，可搬型照明を配備する。また，現場との連絡手段を確保し，作業環境を考慮する。夜間及び停電時の確実な運搬や移動のための可搬型照明装置を配備する。また，現場との通信連絡手段を確保する。

#### (b) 屋内アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合において，屋内の可搬型重大事故等対処設備（可搬型計測器，高圧窒素ポンペ（非常用逃がし安全弁駆動系），可搬型代替直流電源設備等）の操作場所に移動するためのアクセスルートの状況確認を行い，合わせて，その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内アクセスルートは，地震，津波，その他自然現象によ

る影響（洪水，風（台風），竜巻，積雪，凍結，落雷，地滑り，火山の影響，森林火災，高潮，降水，生物学的事象）及び外部人為事象（航空機落下，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズム）に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

屋内アクセスルートは，重大事故等が発生した場合において必要となる現場操作を実施する場所まで移動可能なルートを選定する。また，地震時に通行が阻害されないように，通行性確保対策として，アクセスルート上の資機材を固縛，転倒防止により通行に支障をきたさない措置を講じる。地震及び津波以外の自然現象に対しても，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたアクセスルートを設定する。

屋内アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。

屋外及び屋内のアクセスルート近傍で溢水が発生した場合は，現場の状況に応じて，適切な放射線防護具や薬品防護具を選定した上で，屋内アクセスルートを通行する。

屋外及び屋内のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の薬品タンクからの漏えいを考慮した薬品防護具の配備を行い，移動時及び作業時の状況に応じて着用する。停電時及び夜間時においては，確実に運搬，移動が出来るように，可搬型照明を配備する。また，現場との連絡手段を確保し，作業環境を考慮する。

（添付資料 1.0.2）

## (2) 復旧作業

### ① 予備品等の確保

#### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替え可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。

#### 【解釈】

1 「適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。

### ② 保管場所

#### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。

### ③ アクセスルートの確保

#### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。

## (2) 復旧作業に係る事項

重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

### a. 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

- ・ 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・ 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・ 復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。



また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

b. 保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

(添付資料1.0.3, 1.0.13)

c. アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、地震、津波その他の自然現象等を想定し、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保するとともに、実効性のある運用管理を実施する。

設備の復旧作業に支障がないよう、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたさないよう、通行性を確保する。

確保するアクセスルートは、ルート上にがれき等が散乱していても重機による復旧が可能であり、かつ、重大事故等対策に必要なホース又はケーブルの敷設が可能なルートとする。

(添付資料1.0.2, 1.0.3, 1.0.13)

### (3) 支援

#### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、工場等内で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日間は事故収束対応を維持できる方針であること。

また，関係機関と協議・合意の上，外部からの支援計画を定める方針であること。さらに，工場等外で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，事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。

### (3) 支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため，発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備，予備品及び燃料等の手段により，重大事故等対策を実施し，事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については，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する。

プラントメーカー，協力会社及びその他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備するなど協力関係を構築するとともに，あらかじめ**重大事故等発生に備え**協議，合意の上，**外部からの支援計画を定め，事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援や要員派遣等の支援及び燃料の供給の**協定を締結し，発電所を支援できる体制を整備する。

重大事故等発生後，当社対策本部が発足し協力体制が整い次第，プラントメーカー及び協力会社等から重大事故等発生後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要員の派遣等，重大事故等発生後に必要な支援が受けられる体制を整備している。また，要員の運搬及び資機材の輸送について支援を迅速に得られるよう，協定等を結んでいる。

資機材等の輸送に関しては，専用の輸送車両を常備した運送会社及びヘリコプター運航会社と協力協定を締結し，迅速な物資輸送を可能とするとともに，中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。

原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき，他の原子力事業者からは，要員の派遣，資機材の貸与，環境放射線モニタリングの支援を受けられる他，原子力緊急事態支援組織（以下「支援組織」という。）からは，被ばく低減のために遠隔操作可能な資機材の搬送，要員の派遣，放射線量をはじめとする環境情報収集の支援及び作業を行う上で必要となるアクセスルート確保作業の支援等の発電所における事故収束活動を支援できるように支援計画を定める。

事故等発生後 6 日間までに，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，資機材等を継続的に支援できる体制を整備する。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（通信連絡設備，放射線測定装置等），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，事象発生後 6 日後までに支援できる体制を整備する。

(添付資料 1.0.4)

#### (4) 手順書の整備，訓練の実施及び体制の整備

##### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において，重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，あらかじめ手順書を整備し，訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか，又は整備される方針が適切に示されていること。

##### 【解釈】

- 1 手順書の整備は，以下によること。
  - a) 発電用原子炉設置者において，全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し，限られた時間の中において，発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため，必要となる情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，まとめる方針であること。
  - b) 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を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。（ほう酸水注入系(SLCS)，海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。）
  - c) 発電用原子炉設置者において，財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。

- d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。
- e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。
- f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応(例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作)等ができる手順を整備する方針であること。

#### (4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、人員を確保する等の必要な体制を整備する。

##### a. 手順書の整備

重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応

じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。

重大事故等時に使用する手順書は、当直運転員が使用するものと、当直運転員を除いた災害対策要員が使用する手順書に分けて整備する。

- (a) 全ての交流動力電源及び所内常設直流電源の喪失、安全系の機器又は計測器類の多重故障等の過酷な状態において、限られた時間の中で発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、運転手順書及び災害対策要員が使用する手順書にまとめる。

発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう、パラメータを計測する計器故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を運転手順書及び災害対策要員が使用する手順書に整備する。

具体的には、表1.0.1に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

- (b) 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に、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり整備する。

原子炉停止機能喪失時には、迷わずほう酸水注入を

行えるよう判断基準を明確にした運転手順書を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防止するために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を運転手順書及び災害対策要員が使用する手順書に**あらかじめ**整備する。

原子炉格納容器の破損防止のため、迷わず格納容器圧力逃がし装置の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を、運転手順書及び災害対策要員が使用する手順書に整備する。

全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を災害対策要員が使用する手順書に整備する。

その他、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に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を災害対策要員が使用する手順書に整備する。

- (c) 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先するという共通認識を持って行動できるよう、社長はあらかじめ方針を示す。

重大事故等発生時の運転操作において、**当直**発電長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する。

重大事故等発生時の発電所災害対策本部活動において、重



大事故等対策を実施する際に、発電所の災害対策本部長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針にしたがった判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を、災害対策要員が使用する手順書に整備する。

- (d) 重大事故等対策時に使用する手順書として、**当直**運転員と災害対策要員が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転手順書及び災害対策要員が使用する手順書を適切に定める。

運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて、以下のように構成し定める。

- ・ 警報処置手順書

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に使用

- ・ 非常時運転手順書（事象ベース）

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に使用

- ・ 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）

事故の起回事象を問わず、非常時運転手順書（事象ベース）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に使用

- ・ 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）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に使用。

実施組織が重大事故等対策を的確に実施するためのその他の対応手順として、大気及び海洋への放射性物質の拡散の抑制、中央制御室、モニタリング設備、発電所対策本部並びに通信連絡設備に関する手順書を定める。

災害対策本部は、当直運転員からの要請あるいは災害対策本部の判断により、当直運転員の事故対応の支援を行う。災害対策要員が使用する手順書として、事故状況に応じた手段等を定めた重大事故等対策要領を整備するとともに、現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。

運転手順書は、事故の進展状況に応じて適切に使用可能とするため、運転手順書間の移行基準を示す。また、事故対応中は複数の運転手順書を並行して使用することを考慮して関連付ける。

異常又は事故の発生時、警報処置手順書により初期対応を行う。

警報処置手順書及び非常時運転手順書（事象ベース）で対応中に、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）に移行する。

ただし、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合でも、原子炉スクラ

ム時の確認事項等，異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）に具体的内容を定めている対応については異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）を参照する。

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は，非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）に移行する。

- (e) 重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位，圧力，温度等の計測可能なパラメータを整理し，運転手順書及び災害対策要員が使用する手順書に明記する。

重大事故等に対処するために把握することが必要なパラメータのうち，原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ（以下「主要なパラメータ」という。）を，あらかじめ発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し，運転手順書及び災害対策要員が使用する手順書に整理する。

整理に当たっては，耐震性，耐環境性のある計測機器での確認の可否，記録の可否，直流電源喪失時における可搬型計測器による計測可否等の情報を明記する。

なお，発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は，他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を災害対策要員が使用する運転手順書及び災害対策本部手順書に明記する。

重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測，影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報について、当直運転員が監視すべきパラメータの選定，状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし，運転手順書に整理する。

また，有効性評価等にて整理した有効な情報について，災害対策要員が運転操作を支援するための参考情報とし，災害対策要員が使用する手順書に整理する。

- (f) 前兆事象として把握ができるか，重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して，設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき，前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発表された場合，原子炉を停止し，冷却操作を開始する判断を定めた手順を整備する。また，発電所構内の避難指示及び建屋の水密扉を閉止し，潮位計，取水ピット水位計及び津波監視カメラによる津波の継続監視を行う手順を整備する。

台風進路に想定される場合には，屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検を強化する。

竜巻の発生が予想される場合には，車両の退避又は固縛の実施，クレーン作業の中止，建屋の水密扉等の閉止状態を確認する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については，気象情報の収集，巡視点検の強化及び前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

(添付資料1.0.5, 1.0.6, 1.0.7, 1.0.8)

## 【解釈】

2 訓練は、以下によること。

- a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、その教育訓練等は重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできるものとする方針であること。
- b) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに、下記3 a)に規定する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演習等を計画する方針であること。
- c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。
- d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。
- e) 発電用原子炉設置者において、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、及びそれらを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。

## b. 教育及び訓練の実施

当直運転員及び発電所災害対策要員は、重大事故等発生時において、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、教育及び訓練を継続的に実施する。

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、要員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当直運転員及び災害対策要員の力量の維持及び向上を図る。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育訓練の計画を定め、実施する。

- ・各要員に対し必要な教育及び訓練を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。
- ・各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を年1回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。
- ・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回以上の実施頻度に見直す。
- ・重大事故等対策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は、「重大事故等対策における操作の成立性」で示す必要な重大事故等に対処する要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効果的かつ確実に実施できることを確認する。

- ・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。

運転員及び災害対策要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された重大事故等に対処する要員を必要人数配置する。

重大事故等対策活動のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

計画(P)、実施(D)、評価(C)、改善(A)のプロセスを適切に実施し、PDCAサイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。

- (a) 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等に対処する要員の役割に応じて、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等

を実施する。

重大事故等が発生した場合にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握，確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について，当直運転員及び災害対策要員の役割に応じた，教育及び訓練を定期的実施する。

- (b) 当直運転員及び災害対策要員の各役割に応じて，重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう，重大事故の内容，基本的な対処方法等，定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

現場作業に当たっている災害対策要員が，作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるよう，当直運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

重大事故等発生時のプラント状況の把握，的確な対応操作の選択等，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訓練等を定期的に計画する。

当直運転員に対しては，知識の向上と手順書の実効性を確認するため，シミュレータ訓練又は模擬訓練を実施する。シミュレータ訓練は，従来からの設計基準事故等に加え，重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。また，重大事故等が発生した時の対応力を養成するため，手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等，多岐にわたる機器の故障を模擬し，関連パラメータによる事象判断能力，代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。また，福島第一



原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、監視計器が設置されている周囲環境条件の変化により、監視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練等を実施する。

災害対策本部の実施組織の要員に対しては、要員の役割に応じて、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注水確保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の習得を図るための個別訓練を、訓練毎に実施頻度を定めて実施する。個別訓練は、訓練毎の訓練対象者全員が実際の設備又は訓練設備を操作する訓練を実施する。

災害対策要員である実施組織及び支援組織に対する教育及び訓練については、アクシデントマネジメントの概要、役割に応じて重大事故等時の原子炉施設の挙動等の机上教育を実施する。

(c) 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知し、普段から保守点検活動を社員自らも行って部品交換等の実務経験を積むことが必要なため、以下の活動を行う。

当直運転員は、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、定期試験及び運転に必要な操作を社員自らが行う。

災害対策要員のうち保修班員は、研修施設にてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換等の実習を社員自らを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規程に基づ

き、現場において、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、工事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社員自らが行う。

重大事故等対策については、災害対策要員が、要員の役割に応じて、可搬型重大事故等対処設備の設置、配管接続、ケーブルの敷設接続、放出される放射性物質の濃度・放射線の量の測定及びアクセスルートの確保、その他の重大事故等対策の資機材を用いた対応訓練を社員自らが行う。

(d) 重大事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等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。

(e) 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

それらの情報及び手順書・社内規程を用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、資機材等に関する情報及びマニュアルの管理を実施する。

(添付資料1.0.9, 1.0.12, 1.0.13)

【解釈】

- 3 体制の整備は、以下によること。
- a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。
  - b) 実施組織とは、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。
  - c) 実施組織は、工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。
  - d) 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。
  - e) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施が必要な状況においては、実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。

- f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。
- g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。
- h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。
- i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。
- j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。
- k) 発電用原子炉設置者において、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であること。

c. 体制の整備

重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。

- (a) 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者等を定め，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

重大事故等対策の実施が必要な状況において，事故原因の除去等の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため，所長は，事象に応じて非常事態を宣言し，災害対策要員の非常招集，通報連絡を行い，発電所災害対策本部を設置して対処する。

所長(原子力防災管理者)は，災害対策本部の本部長として，災害対策本部の統括管理を行い，責任を持って原子力防災の活動方針を決定する。

本部長の下に本部長代理を設置し，本部長代理は本部長を補佐し，本部長が不在の場合は，あらかじめ定めた順位に従い，副原子力防災管理者がその職務を代行する。

災害対策本部は，重大事故等対策を実施する実施組織，実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成する。

また，災害対策本部は，通常時の発電所体制下での運転，日常保守点検活動の実施経験が災害対策本部での事故対応，復旧活動に活かすことができ，組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう，専門性及び経験を考慮した作業班で構成する。

災害対策本部は，本部長，本部長代理，本部員及び発電用原子炉主任技術者で構成される「本部」と，七つの作業班で構成され，役割分担に応じて対処する。

災害対策本部において，指揮命令は基本的に災害対策本部

長を最上位に置き，階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方，下位から上位へは，実施事項等が報告される。また，プラント状況や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため，常に綿密な情報の共有がなされる。

あらかじめ定めた手順に従って運転班（当直発電長）が行う運転操作や復旧操作については，当直発電長の判断により自律的に実施し，運転班本部員に実施の報告が上がってくることになる。

災害対策本部の機能を担う必要要員規模は対応すべき事故の様相，または事故の進展や収束に状況により異なるが，プルーム通過の前・中・後でも要員の規模を拡大・縮小しながら円滑な対応が可能な組織とする。

格納容器ベントに伴ってプルームが通過する際には，プルーム通過時においても緊急時対策所や中央制御室待避室及び二次隔離弁操作室での監視，操作に必要な災害対策要員を残し，それ以外の災害対策要員は、事前に原子力事業所災害対策支援拠点に一時退避する。プルームの通過が判断され次第，原子力事業所災害対策支援拠点に退避していた災害対策要員は，災害対策本部の体制をプルーム通過時の体制から重大事故時の対応体制に移行させるのに合わせ，発電所に要員を招集する。

発電用原子炉主任技術者は，重大事故等が発生した場合の災害対策本部において，その職務に支障をきたすことがないよう，独立性が確保できる配置とし，重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ，最優先に行

うことを任務とする。

また、発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者(所長を含む。)へ指示を行い、災害対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

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、災害対策要員は発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡(プラントの状況、対策の状況)を行い、発電用原子炉主任技術者は得られた情報に基づき、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡を受けた場合、災害対策本部に駆けつける。重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに災害対策本部に駆けつけられるよう、早期に非常招集が可能なエリア(東海村又は隣接市町村)に発電用原子炉主任技術者又は代行者を配置する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

(b) 実施組織は、当直、重大事故等の現場活動を行う重大事故等対応要員及び初期消火活動を行う自衛消防隊で構成する。

実施組織の要員は、庶務班(アクセスルートの確保、消火活動等の実施)、保修班(給水確保及び電源確保に伴う措置等の実施)及び運転班(事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置等の実施)で構成され、各班には必要な指示を

行う班長を配置する。

- (c) 隣接する東海発電所との同時発災により各発電所での対応が必要な事象が発生した場合、災害対策本部は各発電所の状況や使用可能な設備、事象の進展等の状況を共有し、東海発電所長及び東海第二発電所長を兼務する災害対策本部長が対応すべき優先順位の最終的な判断を行う。

また、情報の混乱により通報連絡が遅れることのないよう、通報連絡を行う情報班を設け、原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）に定められた通報連絡先へ円滑に通報連絡を行う体制とする。

東海第二発電所の発電用原子炉主任技術者は、東海第二発電所の保安監督を誠実かつ、最優先に行う。

発電用原子炉主任技術者の選任については、隣接する東海発電所は廃止措置中であり、かつ、全燃料取り出し中である。

このため、東海発電所において重大事故等は発生せず、複数号炉の同時被災を考慮する必要が無いことから、東海第二発電所のみ発電用原子炉主任技術者を選任している。

- (d) 災害対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

支援組織のうち技術支援組織は、技術班（事故状況の把握・評価、プラント状態の進展予測・評価、事故拡大防止対策の検討及び技術的助言等）、放射線管理班（発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置等に関する技術的助言、二次災害防止に関



する措置等），保修班（事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示，不具合設備の応急復旧及び技術的助言，放射性物質の汚染除去等），運転班（プラント状態の把握及び災害対策本部へのインプット，事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示及び技術的助言等）で構成し，各班には必要な指示を行う本部員と班長を配置する。

支援組織のうち運営支援組織は，情報班（事故に関する情報収集・整理及び連絡調整，本店対策本部及び社外機関との連絡調整等），広報班（発生した事象に関する広報，関係地方公共団体の対応，報道機関等の社外対応，発電所内外へ広く情報提供等），庶務班（災害対策本部の運営，防災資機材の調達及び輸送，所内警備，避難誘導，医療(救護)に関する措置，二次災害防止に関する措置等）で構成し，各班には必要な指示を行う本部員と班長を配置する。

- (e) 所長（原子力防災管理者）は，警戒事象（その時点では，公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが，原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく特定事象に至るおそれがある事象），特定事象又は原子力災害対策特別措置法第15条第1項に該当する事象が発生した場合においては，非常事態を宣言し，要員の非常招集，通報連絡を行い，所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所警戒本部又は災害対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し重大事故等の対策を実施する。

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

所内に必要な重大事故等に対処する要員を常時確保する。

非常招集する要員への連絡については、一斉通報システム又は電話を活用する。なお、地震により通信障害等が発生し、一斉通報システム又は電話を用いて非常招集連絡ができない場合においても、発電所周辺地域（東海村）で震度6弱以上の地震が発生した場合には、各災害対策要員は、社内規程に基づき自主的に参集する。

重大事故等が発生した場合にすみやかに対応するため、重大事故等に対処する要員として、災害対策要員21名、当直運転員7名、火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊11名の合計39名を確保する。

また、参集する災害対策要員として、発電所敷地内に待機する39名を除く要員71名（拘束当番）を確保する。

中央制御室の当直運転員は、当直発電長、当直副発電長、当直運転員の計7名／直を配置している。なお、原子炉運転停止中※については、当直運転員を5名／直とする。

※ 原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間

参集する災害対策要員については、多くの要員が東海村内に居住していることから、非常招集から2時間後には、重大事故等対応に必要な要員が参集すると評価しているが、参集性をより高めるため、運転班等の特異な操作の役割を担う要員は、その要員の居住地に応じて発電所近傍に待機させる。

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、社員で対応出来るよう要員を確保する。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し，所定の要員に欠員が生じた場合は，夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）を含め要員の補充を行うとともに，そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。

必要な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・休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常招集できるように，定期的に通報連絡訓練を実施する。

(f) 重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は，上記(a)項，(b)項及び(d)項のとおり明確にするとともに，各班に責任者として本部員及び班長を配置する。

(g) 災害対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに，指揮者である本部長の所長（原子力防災管理者）が不在の場合に備え，あらかじめ定めた順位に従い，副原子力防災管理者がその職務を代行する。また，災害対策本部の各班を統括する本部員，班長についても不在の場合に備え，代行者をあらかじめ明確にする。

**当直**発電長が急病等により勤務の継続が困難となった場合は，発電長代務者が中央制御室へ到着するまでの間，運転管理に当たっている**当直**副発電長が代務に当たることをあらかじめ定めている。

(h) 災害対策要員が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。

支援組織が、重大事故等対応に必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（以下「SPDS」という。）、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）、衛星電話設備及び無線連絡設備等を備えた緊急時対策所を整備する。

実施組織が、中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携行型有線通話装置、無線通話設備及び衛星電話設備等を整備する。また、電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるようヘッドライト及びランタン等を整備する。

これらは、重大事故等時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設又は設備を使用することによって発電用原子炉施設の状態を確認し、必要な発電所内外各所へ通報連絡を行い、また重大事故等対処のため、夜間においても速やかに現場へ移動する。

- (i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本店対策本部、国、関係自治体等の発電所内外の組織への通報連

絡を実施できるよう、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等を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、災害対策本部の各班の報告をもとに情報班にて一元的に集約管理し、発電所内外で共有するとともに、本店対策本部と災害対策本部間において、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及び安全パラメータ表示システム(S P D S)等を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、本店対策本部との情報共有を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店対策本部で実施し、災害対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

- (j) 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所において、警戒事象、特定事象又は原子力災害対策特別措置法第15条第1項に該当する事象が発生した場合においては、非常事態を宣言するとともに本店発電管理室長へ報告する。

報告を受けた本店発電管理室長はただちに社長に報告し、社長は本店における非常事態を発令する。本店発電管理室長から連絡を受けた本店庶務班長は、本店における本店対策本部組織の要員を非常招集する。

社長は、本店における非常事態を発令した場合、すみやかに

本店対策本部を設置し、本店対策本部長としてその職務を行う。社長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、本店対策本部の副本部長がその職務を代行する。

社長は、本店対策本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する統括管理を行い、副本部長は本部長を補佐する。本店対策本部各班長は、本部長が行う災害対策活動を補佐する。

本店対策本部は、全社での体制とし、災害対策本部が重大事故等対策に専念できるよう支援する。

本店対策本部は、福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定めた体制とすることにより、社長を本部長とした指揮命令系統を明確にし、災害対策本部が重大事故等対策に専念できる体制を整備する。

情報班は、事故に関する情報の収集、災害対策本部への指導・援助及び本店対策本部内での連絡調整、社外関係機関との連絡・調整及び法令上必要な連絡、報告等を行う。

庶務班は、通信施設の確保、要員の確保、応援計画案の作成及び各班応援計画の取り纏め等を行う。

広報班は、報道機関等との対応、広報関係資料の作成、応援計画案の作成等を行う。

技術班は、原子炉・燃料の安全に係る事項の検討、発電所施設・環境調査施設の健全性確認、災害対策本部が行う応急活動の検討、応援計画案の作成等を行う。

放射線管理班；放射線管理に係る事項の検討、個人被ばくに係る事項の検討、応援計画の作成等を行う。

保健安全班は、緊急被ばく医療に係る事項の検討、応援計画案の作成等を行う。

社長は、発電所における重大事故等対策の実施を支援するために、原子力災害対策特別措置法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を本店庶務班長に指示する。

本店庶務班長は、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定する。

本店庶務班長は、原子力事業所災害対策支援拠点へ必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策拠点を運営し、災害対策に必要な資機材等の支援を実施する。

庶務班長は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ必要に応じて応援を要請し、支援が受けられる体制を整備する。

- (k) 本店対策本部は、**全社での体制とし**、重大事故等の拡大防止を図り、特に中長期の対応について災害対策本部の活動を支援することを役割としている。このため、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合には、本店対策本部が中心となり、プラントメーカー及び、協力会社を含めた社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備するとともに、**主要な設備※**の取替物品を**あらかじめ**確保する。

※ 主要な設備とは、短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため、長期的に使用する設備等をいう。

また、重大事故等発生時に、機能喪失した設備の保守を実施するための作業環境の線量低減対策や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、プラントメーカーとの間で支援体制を整備している。

(添付資料1.0.10, 1.0.11, 1.0.15, 1.0.16)



東海第二発電所  
災害対策要員の作業時における  
装備について

<目 次>

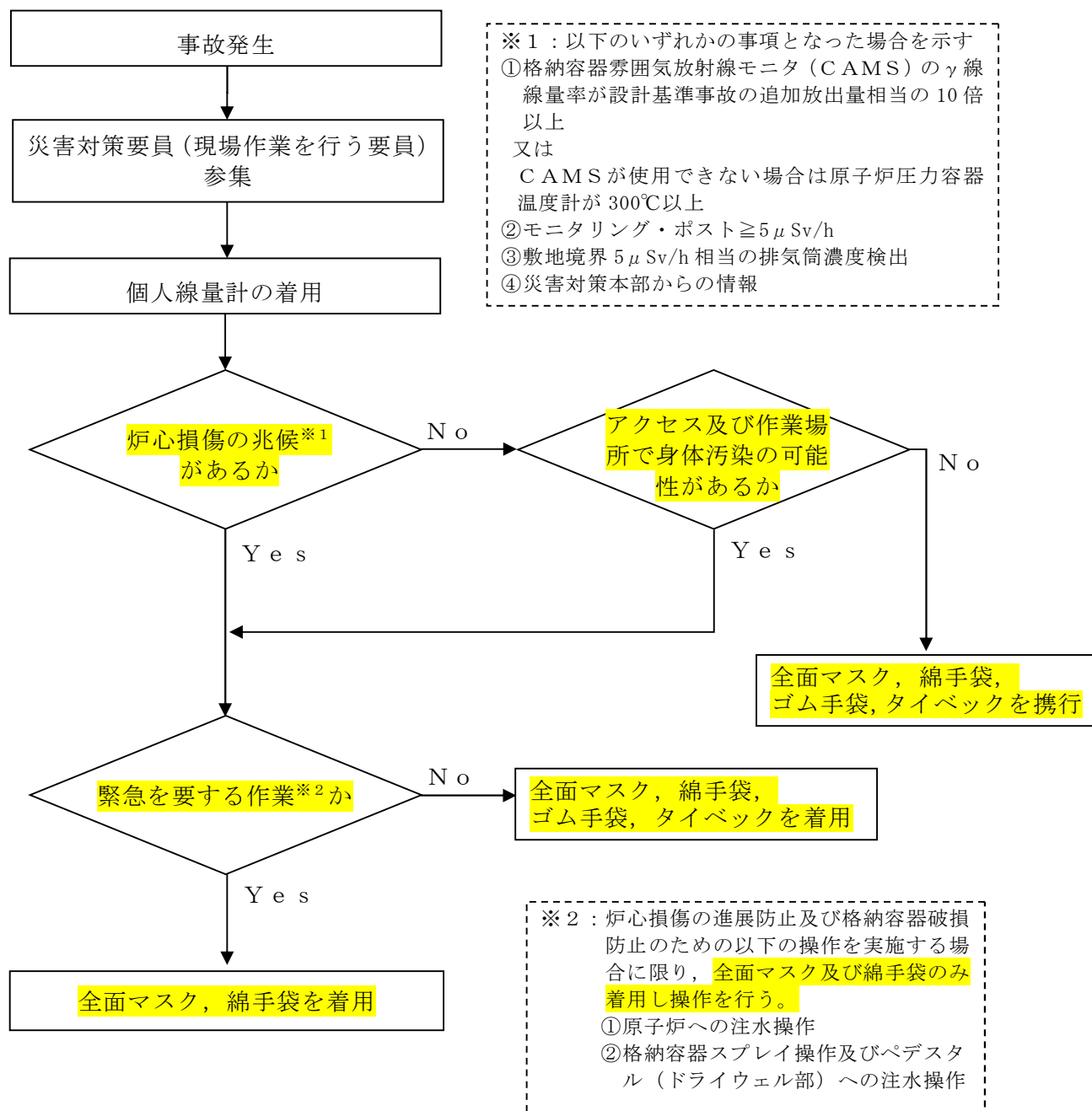
1. 初動対応時における放射線防護具類の選定.....	1.0.13-1
2. 初動対応時における装備.....	1.0.13-3
3. 放射線防護具類の着用等による個別操作時間への影響について.	1.0.13-7
(1) 操作場所までの移動経路について.....	1.0.13-7
(2) 操作場所での状況設定について.....	1.0.13-7
(3) 作業環境による個別操作時間への影響評価.....	1.0.13-7

初動対応時における災害対策要員の現場作業における放射線防護具類については、以下のとおり整備する。また、初動対応時における適切な放射線防護具類の選定については、発電長又は放射線管理班長が判断し、着用を指示する。

#### 1. 初動対応時における放射線防護具類の選定

重大事故等発生時は事故対応に緊急性を要すること、通常運転時とは異なる区域の汚染が懸念されることから、通常の防護具類の着用基準ではなく、以下のフローのように作業環境、緊急性等に応じて合理的かつ効果的な放射線防護具類を使用することで、災害対策要員の被ばく線量を低減する。

(第 1.0.13-1 図参照)



- ・ 湿潤状況下で作業を行う場合は、長靴又は胴長靴及びアノラックを追加で着用するとともに、高湿度環境下で作業を行う場合は、全面マスクの代わりに自給式呼吸用保護具等を着用する。
- ・ 主な装備の着用時間は以下の通り。（訓練で確認済み）
  - 【全面マスク，綿手袋】を着用：約2分
  - 【全面マスク，綿手袋，ゴム手袋，タイベック】を着用：約7分
  - 【全面マスク，綿手袋，ゴム手袋，タイベック，アノラック，胴長靴】を装着：約12分
  - 【自給式呼吸用保護具，綿手袋，ゴム手袋，タイベック，アノラック，長靴】を装着：約21分
- ・ 作業後は、放射線管理班長の指示に従って、脱衣，汚染検査及び必要に応じて除染を実施する。

第 1.0.13-1 図 放射線防護具の選定方法

## 2. 初動対応時における装備

- ・発電長又は放射線管理班長は、プラント状態、作業環境及び作業内容を考慮して、必要な放射線防護具を判断し、災害対策要員のうち現場作業を行う要員に着用を指示する。放射線防護具は、常時、中央制御室及び緊急時対策所に保管しているものを使用する。
- ・現場作業を行う要員は、初動対応時から個人線量計を着用し、外部被ばく線量を適切に管理する。
- ・「炉心損傷の兆候がある場合」、又は「現場作業場所及びアクセスルートを通行する際に身体汚染の恐れがある場合」は、全面マスク、綿手袋、ゴム手袋及びタイベックを着用する。ただし、炉心損傷の進展防止及び格納容器破損防止のために実施する緊急を要する作業（原子炉への注水操作、格納容器スプレイ操作及びペDESTALへの注水操作）に限り、全面マスク及び綿手袋のみ着用し、操作を実施する。
- ・上記のいずれにも該当しない場合は、放射線防護具の着用は不要であるが、プラント状態等の変化により移動中又は作業中に着用の指示が新たに出る場合に備えて、放射線防護具を携行する。
- ・中央制御室内は、中央制御室換気系により居住性を確保するため（閉回路運転による放射性物質の流入防止及びフィルターによる放射性物質の除去（希ガス除く））、放射線防護具の着用は不要とするが、中央制御室換気系の機能喪失時は、内部被ばく低減のため全面マスクを着用する。ただし、炉心損傷の進展防止及び格納容器破損の防止のために早急な対応操作が必要な場合には、一時的に操作を優先し、操作後に全面マスクを着用する。
- ・作業後は、放射線管理班長の指示に従って脱衣、汚染検査及び必要に応じて除染を実施する。

- ・ 遮蔽ベストは、移動を伴う作業においては作業時間が増加し被ばく線量が増加する可能性があるため原則着用せず、移動を伴わない高線量作業時に着用する。
- ・ 湿潤状況下（管理区域内で内部溢水が起こっている場所）で作業を行う場合には、アノラック、長靴又は胴長靴を追加で着用するとともに、高湿度環境下では全面マスクに装着するチャコールフィルターの劣化が早くなる恐れがあるため、自給式呼吸用保護具等を着用する。

（第 1.0.13-1 表，第 1.0.13-2 図参照）

第 1.0.13-1 表 災害対策要員の初動対応時における装備

名 称	着用基準			備考
	①	②	③	
	「炉心損傷の兆候がある場合」、又は「現場作業場所及びアクセスルートを通行する際に身体汚染の恐れがある場合」※2	①において、緊急を要する作業の場合※2	中央制御室において、中央制御室換気系の機能喪失時	
個人線量計※1	着用			—
全面マスク			着用※3	—
自給式呼吸用保護具	全面マスクを着用（湿潤作業時は自給式呼吸用保護具を着用）		—	使用可能時間 240分
綿手袋	着用			—
ゴム手袋	着用	—	—	—
タイベック	着用	—	—	—
アノラック	湿潤作業時に着用		—	—
長靴・胴長靴	湿潤作業時に着用		—	—
遮蔽ベスト	移動を伴わない高線量作業時に着用		—	質量 約 20kg

※1 個人線量計は事故発生時に必ず着用する。

※2 身体汚染が発生した場合には、作業後に脱衣、汚染検査及び必要に応じて除染を実施する。

※3 炉心損傷の進展防止及び格納容器破損の防止のために早急な対応操作が必要な場合には、一時的に操作を優先し、操作後に全面マスクを着用する。



個人線量計



タイベック



アノラック



長靴



洞長靴



遮蔽ベスト



全面マスク



自給式呼吸用保護具

第 1.0.13-2 図 放射線防護具類



### 3. 放射線防護具類の着用等による個別操作時間への影響について

災害対策要員の個別操作時間については、訓練実績等に基づく現場への移動時間と現場での操作時間により算出する。

移動時間については、重大事故等を考慮して設定されたアクセスルートによる現場への移動時間を測定し、操作時間については、重大事故等を考慮した操作場所の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を仮定し、放射線防護具類の着用時間を考慮の上、操作時間を算出する。

ここでは、放射線防護具類着用等の作業環境による個別操作時間への影響について評価する。

#### （1）操作場所までの移動経路について

- a. アクセスルートとして設定したルートを移動する。
- b. 全交流動力電源喪失等により、建屋照明等が使用できず、建屋内が暗い状況を考慮する。
- c. 炉心損傷の徴候がある場合には、放射線防護具類を着用して現場に移動することを考慮する。

#### （2）操作場所での状況設定について

- a. 地震等を想定しても操作スペースは確保可能とする。
- b. 作業場所は照明の無い暗い状況での作業を考慮する。
- c. 炉心損傷の徴候がある場合には、放射線防護具類を着用して現場に移動することを考慮する。

#### （3）作業環境による個別操作時間への影響評価

操作時間に影響を与える作業環境を考慮し、「放射線防護具類を着用した状態での作業」、「暗所での作業」、「通信環境」について評価した結果、作業環境による個別操作時間への有意な影響がないことを確認した。

a. 放射線防護具類を着用した状態での作業評価

炉心損傷の徴候がある場合には、放射線防護具類を着用して現場操作を実施することから、放射線防護具類を着用した状態での作業について評価を実施した。

(a) 評価条件

イ. 初動作業時における放射線防護具類は「2. 初動対応時における装備」に基づき、放射線防護具類（全面マスク、汚染防護服等）を着用する。

ロ. 通常との作業性を比較するため、有意差が発生する可能性がある屋外での作業を選定する。

(b) 評価結果

通常装備での作業と比較すると、全面マスクにより視界が若干狭くなること及び全面マスクにより作業報告等を伝達する際には少し大きな声を出す必要があることが確認されたが、放射線防護具類を着用した状態であっても**操作者の動作が制限されるものではなく、操作時間に有意な影響がないことを訓練により確認した。**（第 1.0.13-3 図、第 1.0.13-4 図、第 1.0.13-2 表参照）



第 1.0.13-3 図 放射線防護具類を着用した状態での可搬型代替注水ポンプ車の設置作業



第 1.0.13-4 図 放射線防護具類を着用した状態での電源車のケーブル敷設作業

第 1.0.13-2 表 放射線防護具を着用した状態での操作時間<sup>※1</sup>の比較

	通常服	放射線防護具 <sup>※2</sup> 装備	評価
可搬型代替注水ポンプ車の設置作業	15 分 00 秒	14 分 55 秒	有意な差無し
電源車のケーブル敷設作業	8 分 00 秒	7 分 02 秒	有意な差無し

※1 操作時間は操作の実績時間を平均した時間

※2 放射線防護具として、全面マスク、タイベック、綿手袋、ゴム手袋を装備

#### b. 暗所作業の評価

全交流動力電源喪失により、建屋内照明等が使用できない状況を想定し、暗所における作業性について評価を実施した。

##### (a) 評価条件

イ. 暗所作業時に使用する可搬型照明として、LEDライト、ランタン、ヘッドライトを中央制御室等に配備する。(第 1.0.13-3 表, 第 1.0.13-5 図参照)

ロ. 暗所作業の成立性を確認するため、可搬型照明 (ヘッドライト) を使用して操作を実施する。(第 1.0.13-6 図参照)

第 1.0.13-3 表 可搬型照明

名 称	仕 様	数 量*	保管場所*
L E D ライト	乾電池式	14 個	中央制御室
		5 個	廃棄物処理操作室
		20 個	緊急時対策所
ランタン	乾電池式	20 個	中央制御室
		20 個	緊急時対策所
ヘッドライト	乾電池式	14 個	中央制御室
		20 個	緊急時対策所

※数量，保管場所については，今後の検討により変更となる可能性がある。



L E D ライト



ランタン



ヘッドライト

第 1.0.13-5 図 可搬型照明



(通常状態)



(可搬照明を使用した  
状態での作業)



(暗所環境下での  
作業状況の例)

第 1.0.13-6 図 可搬型照明を使用した状態での作業状況

(b) 評価結果

ヘッドライトを使用することにより，操作を行うために必要な明るさは十分確保されるため，個別操作時間に有意な影響がないことを確認した。

なお，より容易に操作が可能となるよう，建屋内の作業エリア，アクセスルートには，蓄電池内蔵型照明が設置されている。(第 1.0.13-7 図参照)



第 1.0.13-7 図 蓄電池内蔵型照明の例

c. 通信環境の評価

(a) 評価条件

中央制御室，緊急時対策所等及び現場間での通信手段として，運転指令装置，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備，携行型有線通話装置等の通信手段を整備する。

(第 1.0.13-8 図参照)

(b) 評価結果

重大事故等が発生した場合であっても，整備している通信手段により，通常時と同等の通信環境が保持可能であり，個

別操作時間に有意な影響はないと評価する。また、炉心損傷の徴候がある場合には、放射線防護具類（全面マスク）を着用し、作業状況報告のための通話を実施するが、着用しない状況より大きな声を出す必要があるものの通話可能であり、個別操作時間に有意な影響がないことを確認している。



運転指令装置



電力保安通信用  
電話設備（携帯型）



衛星電話設備  
（携帯型）



無線連絡設備  
（携帯型）



携行型有線通話装置

第 1.0.13-8 図 通信連絡設備

## 東海第二発電所

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手順等 比較表

<目 次>

第 1.0.14-1 表	技術的能力対応手段と有効性評価比較表……………	1.0.14-1
第 1.0.14-2 表	技術的能力対応手段と手順等比較表……………	1.0.14-10





第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (2/11)

技術的能力 審査基準		重要事故シーケンス																									
		炉心の著しい損傷の防止							原子炉格納容器の破損の防止							使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止									
		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(長期T B)	全交流動力電源喪失(T B D, T B U)	全交流動力電源喪失(T B P)	全交流動力電源喪失(取水機能が喪失した場合)	崩壊熱除去系機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	津波浸水による注水機能喪失	格納容器破損(格納容器過圧・過温破損)	格納容器破損(代替降圧冷却を使用しない場合)	格納容器破損(格納容器過圧・過温破損)	格納容器破損(代替降圧冷却を使用する場合)	格納容器雰囲気直接加熱	高圧溶融物放出	溶融燃料 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
技術的能力 審査基準		対応手段																									
1.3	原子炉減圧の自動化	●	●	●	●	●	●		●	●														●	●		
	代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧																										
	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復				●																						
	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復				○																						
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復																										
	高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素確保																										
	可搬型窒素供給装置(小型)による窒素確保																										
	代替直流電源設備による復旧																										
	代替交流電源設備による復旧																										
	炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止															●	●	●									
	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応										●																
逃がし安全弁の背圧対策																											

● : 有効性評価において、解析上考慮している  
○ : 有効性評価において、解析上考慮していない

※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (3/11)

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		重要事故シナジス																											
		炉心の著しい損傷の防止									原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止										
		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（長期T B）	全交流動力電源喪失（T B D、T B U）	全交流動力電源喪失（T B P）	全交流動力電源喪失（取水機能が喪失した場合）	崩壊熱除去系機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による注水機能喪失	格納容器圧力・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（代替循環冷却系・過温破損）	格納容器圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	格納容器圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	格納容器圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧溶融物放出／格納容器圧力直接加熱	溶融燃料／冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故 1	想定事故 2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入		
技術的能力審査基準	対応手段																												
1.4	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水				●																				●		●		
	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水		●								●																		
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱																									●	●	●	
	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	●	○				●	●		●	●		●	●	○	○	○	○	○	○	○				○	●	○		
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	○	○	●	●	●	○	○		○	○	●		○	○	○	○	○	○	○	○				○	○	○		
	代替循環冷却系による原子炉注水	○	○							○	○		●	○					●						○	○	○		
	消火系による原子炉注水	○	○	○	○	○	○	○		○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○				○	○	○		
	補給水系による原子炉注水	○	○	○	○	○	○	○		○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○				○	○	○		
	残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水			●	●	●					●														●		●		
	低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水																												
	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却																○	○		○									
	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却																○	○		○									
	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却																●	●		●									
	消火系による残存溶融炉心の冷却																○	○		○									
補給水系による残存溶融炉心の冷却																○	○		○										
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱																								●	●	●			

●：有効性評価において、解析上考慮している  
○：有効性評価において、解析上考慮していない

※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (3/11)

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		重要事故シナリ																										
		炉心の著しい損傷の防止									原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止									
		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 (長期TB)	全交流動力電源喪失 (TB, TBU)	全交流動力電源喪失 (TB)	全交流動力電源喪失 (取水機能が喪失した場合)	崩壊熱除去系機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	津波浸水による注水機能喪失	格納容器圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替隔離冷却を使用しない場合)	格納容器過圧・温度による静的負荷 (代替隔離冷却を使用しない場合)	格納容器過圧・過温破損 (格納容器過圧・過温破損) (代替隔離冷却を使用する場合)	格納容器窒素放出/格納容器窒素直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故 1	想定事故 2	崩壊熱除去系機能喪失 (残留熱除去系による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入			
																										技術的能力審査基準	対応手段	
1.5	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱																											
	残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) によるサブプレッション・プールの除熱		●					●	●																			
	残留熱除去系 (格納容器スプレー冷却系) による原子炉格納容器内の除熱			●																								
	残留熱除去系海水系による除熱																											
	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	●						●	●																			
	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	○							○	○																		
	格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント	○							○	○																		
	緊急用海水系による除熱			○	○	○	●				●	●	○	●	●	●	●						○	○	○			
代替残留熱除去系海水系による除熱			○	○	○	○						○	○	○	○	○						○	○	○				

※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (4/11)

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		重要事故シーケンス																							
		炉心の著しい損傷の防止							原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止								
		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(長期TB)	全交流動力電源喪失(TB, TBU)	全交流動力電源喪失(TBP)	崩壊除去系機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	崩壊除去系機能喪失(取水機能が喪失した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	津波浸水による注水機能喪失	零圧気圧力・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))	零圧気圧力・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))	格納容器零気直接加熱	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器外の溶融燃料 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊除去機能喪失(残留熱除去系による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
技術的能力 審査基準	対応手段																								
1.6	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による原子炉格納容器内の除熱																								
	残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)によるサブプレッション・プール水の除熱		●							●															
	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却	●		○	○	○	○	●		●		●	●	●	●	●	●								
	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却	○		●	●	●	○	○		○	●	○	○				○								
	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱	○		○	○	○	○	○		○	○	○	●	●	●	●									
	消火系による原子炉格納容器内の冷却	○		○	○	○	○	○		○		○	○				○								
	補給水系による原子炉格納容器内の冷却	○					○	○		○		○	○				○								
	ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の除熱	○		○		○	○	○	○		○	○	○	○	○	○	○								
	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)復旧後の原子炉格納容器内の除熱			●	●	●	●				●														
残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)復旧後のサブプレッション・プール水の除熱			●	●	●	●				●															
1.7	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											○	●	○	○	○	○								
	遠隔人力操作機構による現場操作											○	○	○	○	○	○								
	原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換																								
	原子炉格納容器の負圧による破損防止																								
	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											●	○	●	●	●	●								
	サブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入											○	○	○	○	○	○								

格納容器→原子炉格納容器への修正について、1.6及び1.7は現時点(20170913)において、本文修正版なしのため事前処置(1.5、1.9は修正版あり)

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (5/11)

技術的能力 審査基準		重要事故シーケンス																									
		炉心の著しい損傷の防止							原子炉格納容器の破損の防止					使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止											
		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(長期TB)	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	全交流動力電源喪失(TBP)	崩壊熱除去系機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	崩壊熱除去系機能喪失(取水機能が喪失した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	津波浸水による注水機能喪失	格納容器内気直接加熱	格納容器内気圧力・温度による静的負荷(代替循環冷却を使用しない場合)	格納容器内気圧力・温度による静的負荷(代替循環冷却を使用する場合)	格納容器内気圧力・温度による静的負荷	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器外の溶融燃料 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	
●: 有効性評価において、解析上考慮している ○: 有効性評価において、解析上考慮していない		※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																									
対応手段																											
1.8	格納容器下部注水系(常設)によるベDESTAL(ドライウエル部)への注水												○	○	●	●	○	●									
	格納容器下部注水系(可搬型)によるベDESTAL(ドライウエル部)への注水													○	○	○	○	○	○								
	消火系によるベDESTAL(ドライウエル部)への注水													○	○	○	○	○	○								
	補給水系によるベDESTAL(ドライウエル部)への注水																										
	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水																										
	高圧代替注水系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													●	●				●								
	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水													○	○				○								
	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水													●	○				●								
	消火系による原子炉圧力容器への注水													○	○				○								
	補給水系による原子炉圧力容器への注水													○	○				○								
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入													●	●	○	○	●	○									
1.9	不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化																										
	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化													●		●	●	●	●								
	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及び酸素の排出																										
	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																										
	格納容器内水素濃度計(SA)及び格納容器酸素濃度計(SA)による原子炉格納容器内の水素の濃度及び酸素濃度監視													●	●	●	●	●	●								
	格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視																										
代替電源設備による給電																											

格納容器→原子炉格納容器への修正について、1.5、1.9は修正版あり

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (6/11)

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		重要事故シーケンス																									
		炉心の著しい損傷の防止								原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止									
		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 (長期 T B)	全交流動力電源喪失 (T B D, T B U)	全交流動力電源喪失 (T B P)	全交流動力電源喪失 (取水機能が喪失した場合)	崩壊熱除去系機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA 時注水機能喪失	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	津波浸水による注水機能喪失	格納容器破損による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	代替隔離冷却を使用しない場合 (格納容器過圧・過温破損)	代替隔離冷却を使用する場合 (格納容器過圧・過温破損)	格納容器雰囲気直接加熱	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器外の溶融燃料   冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故 1	想定事故 2	崩壊熱除去系機能喪失 (残留熱除去系による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	
技術的能力 審査基準	対応手段																										
1.10	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制																										
	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視																										
	代替電源設備による給電																										
	格納容器頂部注水系 (常設) による原子炉ウエルへの注水																										
	格納容器頂部注水系 (可搬型) による原子炉ウエルへの注水 (淡水/海水)																										
	原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出																										

● : 有効性評価において、解析上考慮している  
○ : 有効性評価において、解析上考慮していない

※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (6/11)

技術的能力 審査基準		重要事故シナジェス																																					
		炉心の著しい損傷の防止										原子炉格納容器の破損の防止							使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止																		
		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 (長期 T B)	全交流動力電源喪失 (T B D, T B U)	全交流動力電源喪失 (T B P)	全交流動力電源喪失 (取水機能が喪失した場合)	崩壊熱除去系機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA 時注水機能喪失	格納容器パイパス (インターフェイスシステム LOCA)	津波浸水による注水機能喪失	格納容器パイパス (インターフェイスシステム LOCA)	格納容器過圧・過温破損 (代替隔離冷却を使用しない場合)	格納容器過圧・過温による静的負荷 (代替隔離冷却を使用しない場合)	格納容器過圧・過温による静的負荷 (代替隔離冷却を使用する場合)	格納容器過圧・過温による静的負荷 (代替隔離冷却を使用する場合)	格納容器過圧・過温による静的負荷 (代替隔離冷却を使用する場合)	格納容器過圧・過温による静的負荷 (代替隔離冷却を使用する場合)	高圧溶融物放出	格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料   冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故 1	想定事故 2	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入								
技術的能力 審査基準		対応手段																																					
1.11		常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水																							○	○													
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水																								●	●												
		補給水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																								○	○												
		漏えい抑制																																					
		常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイ																								○	○												
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイ																								○	○												
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールのスプレイ																								○	○												
		漏えい緩和																																					
		大気への拡散抑制																																					
		使用済燃料プールの監視																								○	○												
		代替電源による給電																																					
		代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

● : 有効性評価において、解析上考慮している  
○ : 有効性評価において、解析上考慮していない

※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。



第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (7/11)

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		重要事故シナジェス																										
		炉心の著しい損傷の防止							原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止											
		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(長期T B)	全交流動力電源喪失(T B D, T B U)	全交流動力電源喪失(T B P)	全交流動力電源喪失(取水機能が喪失した場合)	崩壊熱除去系機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	津波浸水による注水機能喪失	格納容器内直接加熱(格納容器過圧・過温破損)	格納容器過圧・過温破損(代替隔離冷却を使用しない場合)	格納容器過圧・過温による静的負荷(代替隔離冷却を使用する場合)	格納容器過圧・過温による静的負荷	格納容器過圧・過温による静的負荷	高圧溶融物放出	溶融燃料 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	
● : 有効性評価において、解析上考慮している	○ : 有効性評価において、解析上考慮していない	※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																										
技術的能力審査基準	対応手段																											
1.12	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気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																											
	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																											
	化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器(消防車用)による延焼防止処置																											
	可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤(大型ポンプ用)による航空機燃料火災への泡消火																											
1.13	代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	●		●	●	●	●	●		●	●	●		○	○	○	○	○	○	○						●		
	代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却	●		●	●	●	●	●		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●								
	代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水													○	○	●	○	●	●	●								
	代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水																											
	代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ																					●	●					
	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水																											
	代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給																											
	サブプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水			●	●	●	●		●		●	●																
	サブプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	●		●	●	●	●	●			●	●														●	●	●
	サブプレッション・プールを水源とした格納容器内の徐熱	●		●	●	●	●	●	●		●	●																
	サブプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉圧力容器の冷却及び格納容器内の徐熱	○		○	○	○	○	○		○		○	●	○	●	●	●	●	●	●						○	○	○
	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	○		●	●	●	○	○		○		●	○	○	○	○	○	○	○	○								○
	淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	○		●	●	●	○	○		○		●	○	○	○	○	○	○	○	○						○	○	○
淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却	○		●	●	●	○	○		○		●	○	○	○	○	○	○	○	○									
淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給																												

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (8/11)

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		重要事故シーケンス																											
		炉心の著しい損傷の防止							原子炉格納容器の破損の防止							使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止											
		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(長期TBE)	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	全交流動力電源喪失(TBP)	崩壊熱除去系機能喪失(取水機が喪失した場合)	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器パイパス(インターフェイスシステムLOCA)	津波浸水による注水機能喪失	格納容器空囲気直接加熱	格納容器空囲気放出	空囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	空囲気圧力・温度による静的負荷(代替隔離冷却を使用しない場合)	空囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	代替隔離冷却を使用する場合	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器外の溶融燃料 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	
●: 有効性評価において、解析上考慮している ○: 有効性評価において、解析上考慮していない		※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																											
技術的能力審査基準	対応手段																												
1.13	淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水																												
	淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ																					●	●						
	ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	○		○	○	○	○	○	○		○							○	○	○	○					○	○	○	
	ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却	○		○	○	○	○	○																					
	ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注水																												
	ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水																						○	○					
	復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水	○	○				○	○		○								○	○	○	○	○					○	○	○
	復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	○																									○	○	○
	復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却	○																○	○	○	○	○							
	復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水																												
	復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水																						○	○					
	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水																												
	淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給																												
	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水																												
	海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水																												
	海を水源とした格納容器内の冷却																												
	海を水源とした格納容器下部への注水																												
海を水源とした格納容器頂部への注水																													

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (9/11)

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		重要事故シナシス																											
		炉心の著しい損傷の防止										原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止									
		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(長期TB)	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	全交流動力電源喪失(TBP)	全交流動力電源喪失(取水機能が喪失した場合)	崩壊熱除去系機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	津波浸水による注水機能喪失	霧閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	霧閉気圧力・温度による静的負荷(代替隔離冷却を使用しない場合)	霧閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	代替隔離冷却を使用する場合	高圧溶融物放出	格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	
●: 有効性評価において、解析上考慮している ○: 有効性評価において、解析上考慮していない		※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																											
技術的能力審査基準	対応手段																												
1.13	海を水源とした最終ヒートシンク(海洋)への代替熱輸送			○	○	○	●					●	●	●	●	●	●									○	○	○	
	海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制																												
	海を水源とした航空機燃料火災への泡消火																												
	海を水源とした非常用ディーゼル(高圧炉心スプレィ系を含む)発電機用海水系への代替送水																												
	海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入	○	○				○	○	●	○			○	○	○														
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給(淡水/海水)	●								●				●															
	可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給(淡水/海水)	●								●				●															
	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水																												
	高圧炉心スプレィ系による原子炉圧力容器への注水																												
淡水から海水への切替え																													

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (10/11)

技術的能力 審査基準		重要事故シナジェス																											
		炉心の著しい損傷の防止									原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止										
		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(長期TB)	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	全交流動力電源喪失(TBP)	崩壊熱除去系機能喪失(取水機能が喪失した場合)	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	津波浸水による注水機能喪失	格納容器破損	格納容器過圧・過温破損(代替隔離冷却を使用しない場合)	格納容器過圧・過温による静的負荷(代替隔離冷却を使用しない場合)	格納容器過圧・過温による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	格納容器過圧・過温による静的負荷(代替隔離冷却を使用する場合)	高圧溶融物放出	格納容器雰囲気直接加熱	溶融燃料 冷却材相互作用	原子炉圧力容器外の溶融燃料 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
技術的能力 審査基準		対応手段																											
●: 有効性評価において、解析上考慮している ○: 有効性評価において、解析上考慮していない		※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																											
1.14	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電			●	●	●	●				●	●	●	●	●	●	●	●									●		
	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電			○	○	○									○	○	○	○	○	○							○		
	高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電																												
	非常用及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧																												
	所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電			●		●	●				●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●					●		
	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電				○																						○		
	常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	●		●	●	●	●	●		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電			○	○	○									○	○	○	○	○	○	○	○					○		
	常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電			●	●	●	●	●		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電																												
	可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給	●		●	●	●			●		●		●										●	●					
	タンクローリから各機器への給油	●		●	●	●			●		●		●										●	●					
	軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油	●		●	●	●	●		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (11/11)

技術的能力 審査基準		重要事故シーケンス																								
		炉心の著しい損傷の防止								原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止								
		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(長期T B)	全交流動力電源喪失(T B D, T B U)	全交流動力電源喪失(T B P)	崩壊熱除去系機能喪失(取水機能が喪失した場合)	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	津波浸水による注水機能喪失	格納容器破損	格納容器過圧・過温破損(代替隔離冷却を使用しない場合)	格納容器過圧・過温による静的負荷	高圧溶融物放出	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器外の溶融燃料 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
●: 有効性評価において、解析上考慮している ○: 有効性評価において、解析上考慮していない		※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																								
対応手段																										
計器故障時の手順																										
計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合の手順				●	●	●	●				●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●				●	
1.15 所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電		●		●	●	●	●		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●				●	
常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電					●																					
可搬型代替直流電源設備からの給電																										
可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視																										
1.16 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保 交流動力電源が正常な場合の運転手順																										
中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順																										
中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順																										
中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順																										
中央制御室の照明を確保する手順																										
中央制御室待避室の照明を確保する手順																										
中央制御室待避室の準備手順																										
データ表示装置(待避室)によるプラントパラメータの監視手順																										
衛星電話設備(可搬型)(退避室)による通信連手順																										
その他の放射線防護措置等に関する手順等																										
チェン징エリアの設置及び運用手順																										

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (1/14)

技術的能力対応手段と手順等 比較表		*	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)													非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)										災害対策本部で使用する手順書		備考														
		電源喪失	スクラム	反応度制御	水位確保	減圧冷却	PCV 圧力制御	S/P 水位制御	S/P 温度制御	D/W 温度制御	PCV 水素濃度制御	二次格納施設制御	使用済燃料プール制御	水位回復	急速減圧	水位不明	AM 初期対応	AM 設備別操作手順	損傷炉心への注水	注水・1	長期の原子炉水位の確保	注水・2	注水・3・a	注水・3・b	注水・4	長期の R P V 破損後の注水	損傷炉心冷却後の除熱		除熱・1	除熱・2	除熱・3	R P V 破損後の除熱	放出	PCV 破損防止	R/B 水素爆発防止	水素	フェーズ I	フェーズ II	重大事故等対策要領			
項目	対応手段																																									
【要求事項 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	原子炉手動スクラム		○	○																																						
	代替制御棒挿入機能による制御棒挿入			○																																						
	選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制			○																																						
	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制			○																																						
	自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止			○													○																									
	ほう酸水注入			○																																						
	原子炉水位低下による原子炉出力抑制																																									
制御棒手動挿入				○																																						
【要求事項 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	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水		○	○	○	○								○		○	○	○	○	○	○																					
	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水																																									
	中央制御室からの高圧代替注水系起動			○	○	○								○		○	○	○	○	○	○	○																				
	現場での人力操作による高圧代替注水系起動																○																									
	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	○	○	○	○	○								○		○	○	○	○	○	○	○																				
	代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	○	○	○	○	○								○		○	○	○	○	○	○	○																				
	高圧代替注水系 (中央制御室起動時) の監視計器																																									
	高圧代替注水系 (現場起動時) の監視計器																																									
	ほう酸水注入系による原子炉注水																																									
制御棒駆動水圧系による原子炉注水																																										

\*: 非常時運転手順書 (事象ベース)  
注: R P V とは, 原子炉圧力容器を示す。



第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (3/14)

技術的能力対応手段と手順等 比較表		* 電源喪失	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)													非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)								災害対策本部で使用する手順書			備考								
		スクラム	反応度制御	水位確保	減圧冷却	PCV圧力制御	S/P水位制御	S/P温度制御	D/W温度制御	PCV水素濃度制御	二次格納施設制御	使用済燃料プール制御	水位回復	急速減圧	水位不明	AM初期対応	AM設備別操作手順	損傷炉心への注水 注水・1	長期の原子炉水位の確保 注水・2	RPV破損前のベデスタル初期注水 注水・3、a	RPV破損後のベデスタル注水 注水・3、b	長期のRPV破損後の注水 注水・4	損傷炉心冷却後の除熱 除熱・1	RPV破損後の初期格納容器スプレイ 除熱・2	RPV破損後の除熱 除熱・3	PCV破損防止		放出 R/B水素爆発防止	水素 R/B水素爆発防止	フェーズⅠ アクシデントマネジメントガイド	フェーズⅡ アクシデントマネジメントガイド	重大事故等対策要領			
項目	対応手段																																		
	残留熱除去系(低压注水系)による原子炉注水																																		
	低压炉心スプレイ系による原子炉注水																																		
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱																																		
	低压代替注水系(常設)による原子炉注水		○	○	○	○					○						○	○				○													
	低压代替注水系(可搬型)による原子炉注水															○																○			
	代替循環冷却系による原子炉注水																																		
	消火系による原子炉注水															○																			
【要項事項 1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に発電用原子炉を冷却するための手順等	補給水系による原子炉注水															○																○			
	残留熱除去系(低压注水系)復旧後の原子炉注水	○														○																			
	低压炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水																																		
	低压代替注水系(常設)による残存熔融炉心の冷却															○																			
	低压代替注水系(可搬型)による残存熔融炉心の冷却															○																	○		
	代替循環冷却系による残存熔融炉心の冷却																																		
	消火系による残存熔融炉心の冷却															○																			
	補給水系による残存熔融炉心の冷却																○																	○	
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)復旧後の原子炉除熱	○														○																			

\*：非常時運転手順書(事象ベース)  
注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。



第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (3/14)

技術的能力対応手段と手順等 比較表		非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）														非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）								災害対策本部で使用する手順書		備考													
		電源喪失	スクラム	反応度制御	水位確保	減圧冷却	PCV圧力制御	S/P水位制御	S/P温度制御	D/W温度制御	PCV水素濃度制御	二次格納施設制御	使用済燃料プール制御	水位回復	急速減圧	水位不明	AM初期対応	AM設備別操作手順	損傷炉心への注水	注水・1	長期の原子炉水位の確保	注水・2	注水・3・a	注水・3・b	注水・4		長期のRPV破損後の注水	損傷炉心冷却後の除熱	除熱・1	除熱・2	除熱・3	RPV破損後の除熱	PCV破損防止	放出	R/B水素爆発防止	水素	アクシデントマネジメントガイド	フェーズⅠ	フェーズⅡ
項目	対応手段																																						
※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																																							
【要求事項 1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱																																						
	残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱																																						
	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱																																						
	残留熱除去系海水系による除熱																																						
	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																																						
	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																																						
	格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント																																						
	緊急用海水系による除熱																																						
代替残留熱除去系海水系による除熱																																							

\*：非常時運転手順書（事象ベース）  
注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。







第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (6/14)

項目	* 電 源 喪 失	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)														非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)										災害対策本部で使用する手順書			備 考									
		スクラム	反応度制御	水位確保	減圧冷却	P/CV圧力制御	S/P水位制御	S/P温度制御	D/W温度制御	P/CV水素濃度制御	二次格納施設制御	使用済燃料プールの制御	水位回復	急速減圧	水位不明	AM初期対応	AM設備別操作手順	損傷炉心への注水 注水・1	長期の原子炉水位の確保 注水・2	RPV破損前のベドスタル初期注水 注水・3・a	RPV破損後のベドスタル注水 注水・3・b	長期のRPV破損後の注水 注水・4	損傷炉心冷却後の除熱 除熱・1	除熱・2	RPV破損後の除熱 除熱・3	P/CV破損防止	放出	R/B水素爆発防止		水素	フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド	フェーズⅡ アクシデントマネージメントガイド	重大事故等対策要領					
		※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																																				
技術的能力対応手段と手順等 比較表																																						
項目	対応手段																																					
	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水											○					○																					
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水											○					○																				○	
	補給水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											○					○																					
	漏えい抑制																																					
[要求事項 1.11] 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ											○					○																				○	
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ											○					○																				○	
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ											○					○																				○	
	漏えい緩和																																				○	
	大気への拡散抑制																																				○	
	使用済燃料プールの監視																																					
	代替電源による給電	○																○																			○	
	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却												○																									

\*：非常時運転手順書（事象ベース）  
注：RPVとは、原子炉压力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (7/14)

技術的能力対応手段と手順等 比較表		*	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)													非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)										災害対策本部で使用する手順書			備考													
		電源喪失	スクラム	反応度制御	水位確保	減圧冷却	PCV圧力制御	S/P水位制御	S/P温度制御	D/W温度制御	PCV水素濃度制御	二次格納施設制御	使用済燃料プール制御	水位回復	急速減圧	水位不明	AM初期対応	AM設備別操作手順	損傷炉心への注水	注水・1	長期の原子炉水位の確保	注水・2	RPV破損前のベデスタル初期注水	注水・3・a	RPV破損後のベデスタル注水	注水・3・b	RPV破損後の注水	注水・4		長期のRPV破損後の注水	損傷炉心冷却後の除熱	除熱・1	RPV破損後の初期格納容器スプレイ	除熱・2	RPV破損後の除熱	除熱・3	PCV破損防止	放出	R/B水素爆発防止	水素	アクシデントマネージメントガイド	フェーズⅠ
項目		対応手段																																								
【要求事項 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		可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気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																																								
		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																																								
		化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器(消防車用)による延焼防止処置																																								
【要求事項 1.13】 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等		可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤(大型ポンプ用)による航空機燃料火災への泡消火																																								
		代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水																																								
		代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却																																								
		代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水																																								
		代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水																																								
		代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ																																								
		代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水																																								
		代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給																																								
		サブプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水																																								
		サブプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水																																								
		サブプレッション・プールを水源とした格納容器内の徐熱																																								
		サブプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉圧力容器の冷却及び格納容器内の徐熱																																								
		淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水																																								
淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水																																										
淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却																																										

\* : 非常時運転手順書 (事象ベース)  
注 : RPVとは、原子炉圧力容器を示す。







第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (10/14)

技術的能力対応手段と手順等 比較表		*		非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)													非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)						災害対策本部で使用する手順書		備考														
				電源喪失	スクラム	反応度制御	水位確保	減圧冷却	PCV圧力制御	S/P水位制御	S/P温度制御	D/W温度制御	PCV水素濃度制御	二次格納施設制御	使用済燃料プール制御	水位回復	急速減圧	水位不明	AM初期対応	AM設備別操作手順	損傷炉心への注水	注水・1	長期の原子炉水位の確保	注水・2		R/V破損前のベデスタル初期注水	注水・3, a	R/V破損後のベデスタル注水	注水・3, b	長期のR/V破損後の注水	注水・4	損傷炉心冷却後の除熱	除熱・1	R/V破損後の初期格納容器スプレイ	除熱・2	R/V破損後の除熱	除熱・3	PCV破損防止	放出
※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																																							
項目	対応手段																																						
【要求事項 1.14】 電源の確保に関する手順等	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	○																○																				○	
	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	○																○																				○	
	高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電																																						
	非常用及び高压炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧																																						○
	所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	○																																				○	
	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	○																																				○	
	常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	○																																					
	可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	○																																					
	常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	○																																					
	可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	○																																					
	可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給																																						○
	タンクローリから各機器への給油																																						○
軽油貯蔵タンクから常設代替高压電源装置への給油																																						○	
【要求事項 1.15】 事故時の計装に関する手順等	計器故障時の手順																																					○	
	計器の計測範囲 (把握能力) を超えた場合の手順																																					○	
	所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電																																					○	
	常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電	○																																				○	
	可搬型代替直流電源設備からの給電																																					○	
可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視																																					○		

\*：非常時運転手順書 (事象ベース)  
注：R P Vとは、原子炉圧力容器を示す。







第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (14/14)

技術的能力対応手段と手順等 比較表		*	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）												非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）								災害対策本部で使用する手順書			備考																
			電源喪失	スクラム	反応度制御	水位確保	減圧冷却	PCV圧力制御	S/P水位制御	S/P温度制御	D/W温度制御	PCV水素濃度制御	二次格納施設制御	使用済燃料プール制御	水位回復	急速減圧	水位不明	AM初期対応	AM設備別操作手順	損傷炉心への注水	注水・1	長期の原子炉水位の確保	注水・2	RPV破損前のベデスタル初期注水	注水・3・a		RPV破損後のベデスタル注水	注水・3・b	長期のRPV破損後の注水	注水・4	長期のRPV破損後の注水	損傷炉心冷却後の除熱	除熱・1	RPV破損後の初期格納容器スプレイ	除熱・2	RPV破損後の除熱	除熱・3	PCV破損防止	放出	R/B水素爆発防止	水素	アクシデントマネジメントガイド
項目		対応手段																																								
【要求事項 1.19】 通信連絡に関する手順等		発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための対応手順																						○																		
		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と共有する対応手順																						○																		
		発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための対応手順																						○																		
		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と共有する対応手順																						○																		
		代替電源設備から給電する対応手順																						○																		

\*：非常時運転手順書（事象ベース）  
注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。

## 東海第二発電所

格納容器の長期にわたる状態維持に  
係わ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	1.0.15-4
(1) 格納容器除熱手段について	1.0.15-4
(2) 代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した 対策について	1.0.15-6
3. 作業環境の線量低減対策の対応例について	1.0.15-11
(1) 代替循環冷却系運転時の線量低減の対応について	1.0.15-11
(2) 汚染水発生時の対応について	1.0.15-12
4. 残留熱除去系の復旧方法について	1.0.15-17
(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について	1.0.15-17
(2) 残留熱除去系の復旧手順について	1.0.15-17
5. 外部からの支援について	1.0.15-19

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。

東海第二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 12 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。

東海第二発電所原子力事業者防災業務計画にて定める復旧計画に関する事項は以下のとおり。

- ・ 原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握
- ・ 原子炉施設の除染及び放射線遮蔽の実施
- ・ 原子炉施設損傷部の修理、改造の実施

災害対策本部は、招集した要員により、復旧計画に基づき災害発生後の長期対応を行う。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、適切かつ効果的な対応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) 代替循環冷却系による格納容器除熱においては、格納容器の圧力を、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である。格納容器の温度については、サブプレッション・プールの温度が長期にわたり最高使用温度に近い状態で継続するが、150℃を下回っている。



トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチに使用されている改良E P D M製シール材は一般特性として耐温度性が150℃であることから、格納容器の放射性物質の閉じ込め機能は維持される。また、代替循環冷却系は重大事故が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故に対処するために必要な機能を有効に発揮できる設計とし、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を行うこととする。

(3) 炉心損傷後に代替循環冷却系の運転を実施することによる負の影響として、建屋内の環境線量が上昇し、故障した機器の復旧等の作業が困難になることが考えられる。

(4) 代替循環冷却系による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確認しているが、故障した残留熱除去系の復旧等の対策についても検討が必要である。

(5) 重大事故等発生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. 格納容器の冷却手段」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)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」にそれぞれとりまとめ

る。

最後に(5)の発電所外からの支援体制について「5. 外部からの支援について」に示す。

## 2. 格納容器の冷却手段

### (1) 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、東海第二発電所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。

第 1.0.15-1 表に格納容器除熱手段を示す。また、第 1.0.15-1 図、第 1.0.15-2 図、第 1.0.15-3 図に格納容器除熱手段の概要図を示す。

第 1.0.15-1 表に示すとおり、東海第二発電所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整備するとともに、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による除熱手段も整備しており、多様な除熱手段を有しているといえる。また、格納容器バウンダリが確保される除熱手段のうち、サプレッション・プールを水源とした除熱手段については、第 1.0.15-2 表に示すとおり、フロントライン系とサポート系に対して、それぞれ複数の手段を整備することにより、多様な除熱手段を確保している。

第 1.0.15-1 表 格納容器除熱手段

	除熱手段	
	格納容器バウンダリが確保される除熱手段	代替循環冷却系
残留熱除去系 A 系 / B 系		○
緊急用海水系		○
代替残留熱除去系海水系		△
残留熱除去系海水系 A 系 / B 系		○
ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器除熱		△
格納容器バウンダリが確保されない除熱手段	格納容器圧力逃がし装置によるベント	○
	耐圧強化ベント	○

○:有効性評価で考慮する設備, △:有効性評価で考慮していない設備

第 1.0.15-2 表 サプレッション・プールを水源とした除熱手段に係る  
フロントライン系 / サポート系の関係

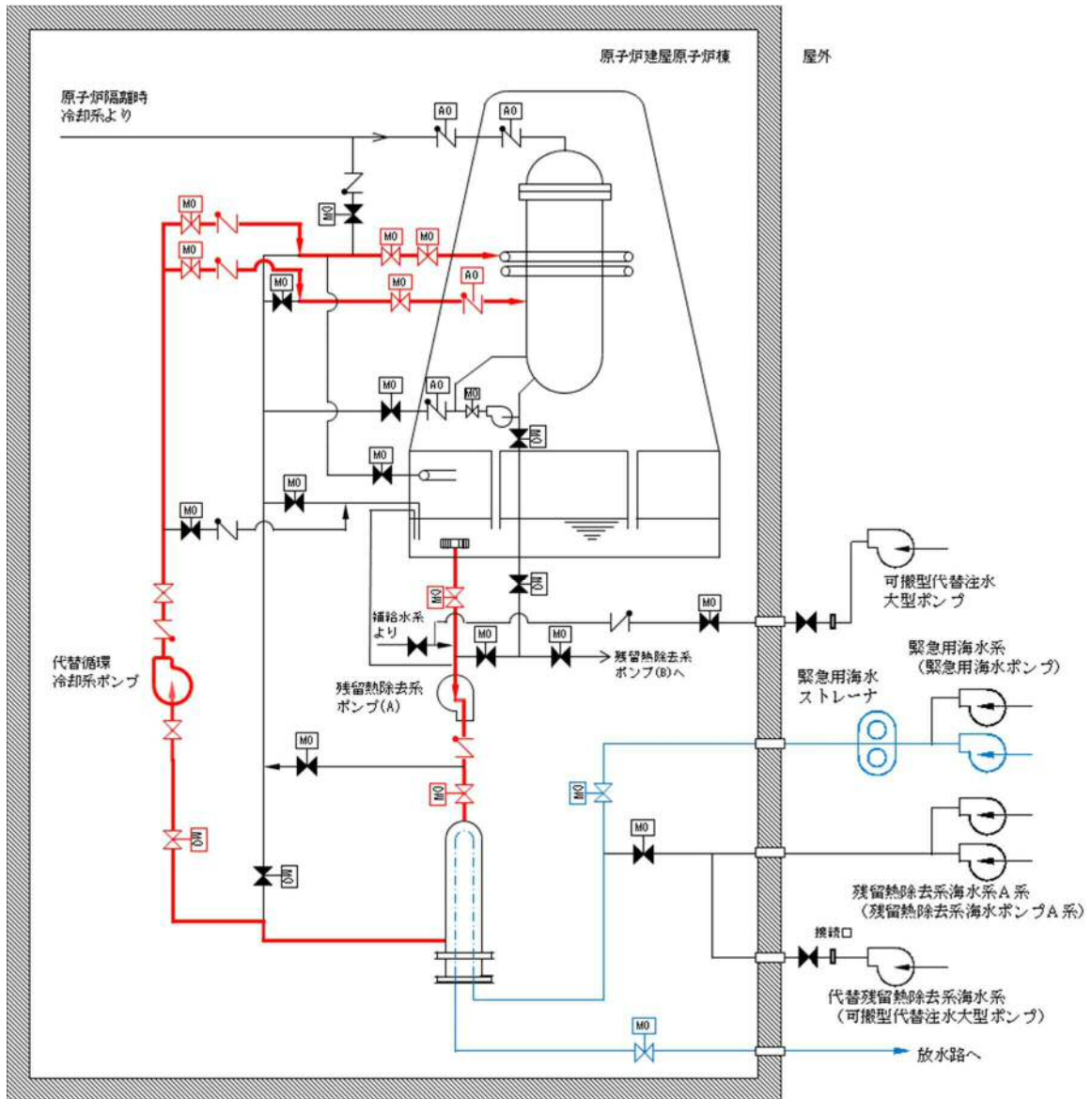
		サポート系			
		緊急用海水系	海水系代替残留熱除去系	海水系 A 系残留熱除去系	海水系 B 系残留熱除去系
ライン系	フロント	代替循環冷却系	○	○	○
		残留熱除去系 A 系	○	○	○
		残留熱除去系 B 系	○	○	○

○:使用可能な組み合わせ

(2) 代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について

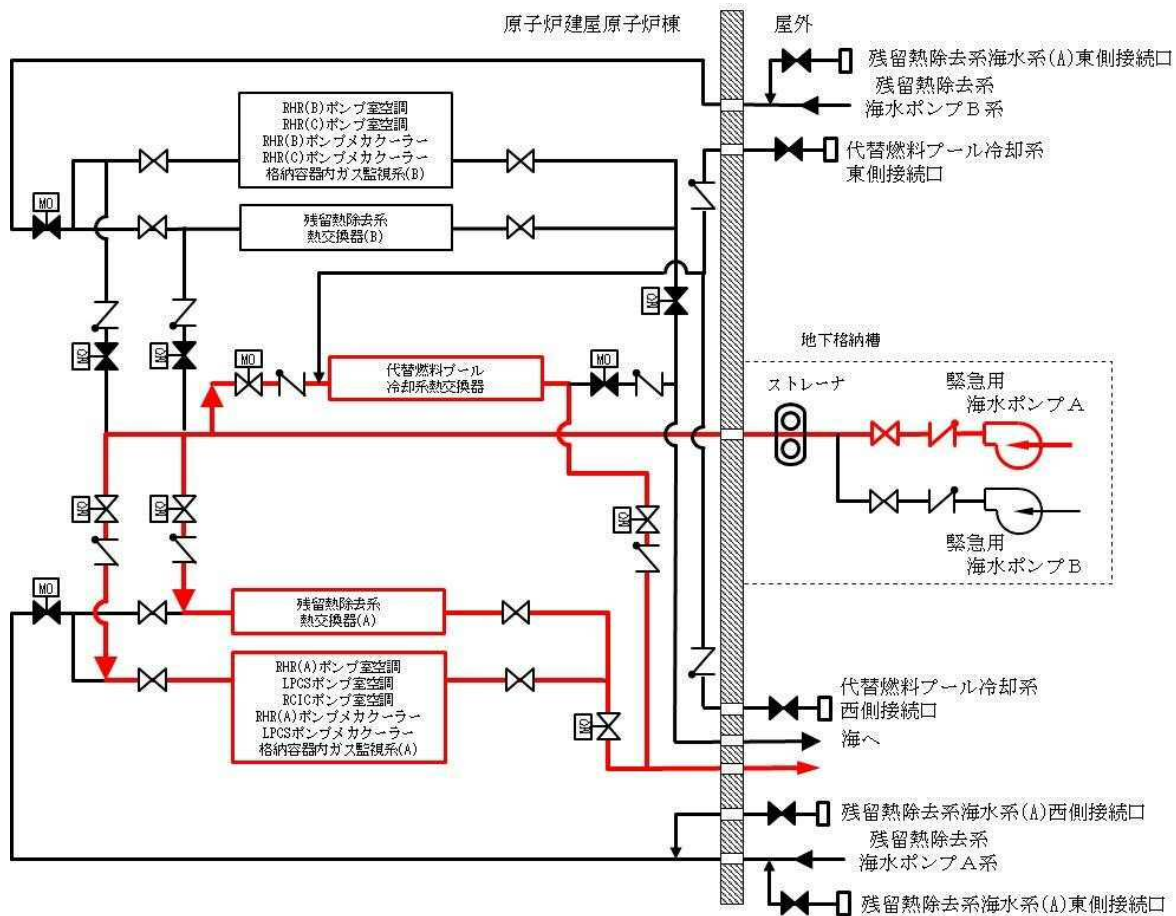
代替循環冷却系を運転する場合には、サブプレッション・プールを水源として原子炉及び格納容器内に冷却水を循環させることとなるため、系統水が流れる配管が高線量となる。放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）が使用されている機器について、代替循環冷却系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。

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。このため、サブプレッション・プールからの吸込部には、閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型のストレーナを第23回定期検査時に設置しており、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い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（可搬型代替注水大型ポンプを使用した淡水供給）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（第1.0.15-4図参照）。



代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイ実施、緊急用海水系による海水通水実施時の図を示す。

第 1.0.15-1 図 代替循環冷却系

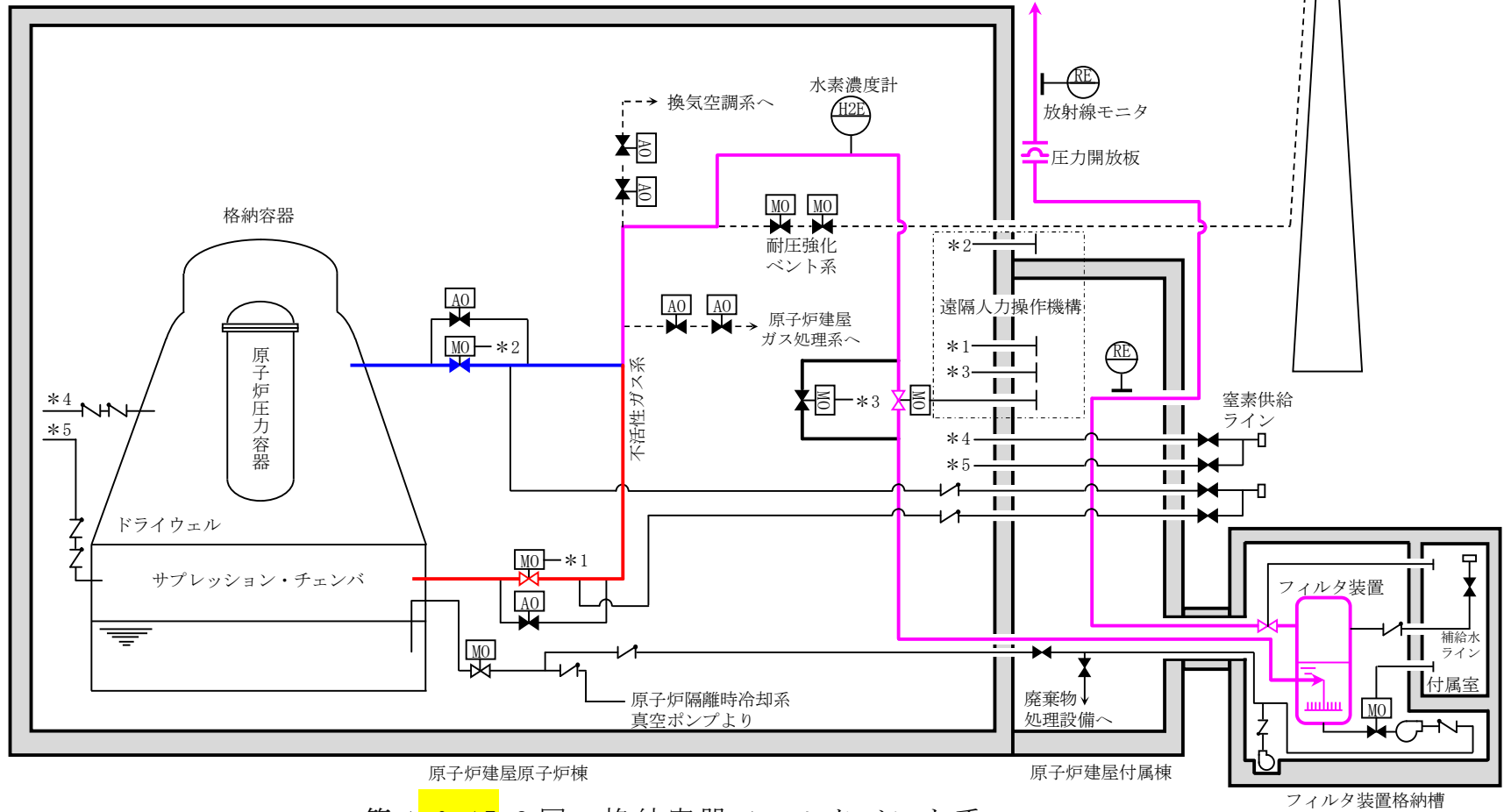


※ 系統構成は緊急用海水系による A 系通水時の状態を示す

第 1.0.15-2 図 緊急用海水系等海水系

- ドライウェル (D/W) ベントの流路
- ウェットウェル (W/W) ベントの流路
- D/Wベント及びW/Wベント共通の流路

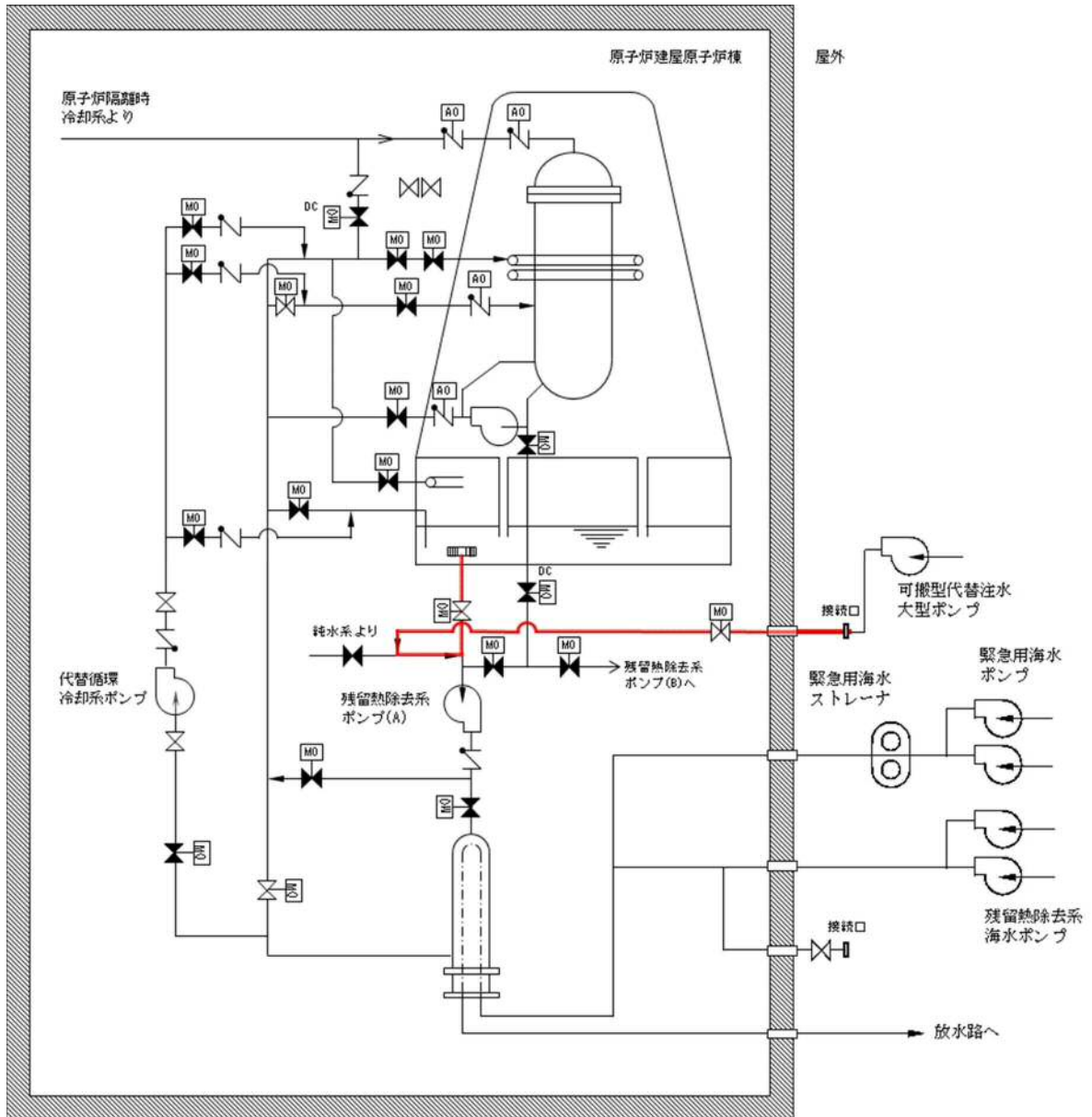
※系統構成はW/Wベント時の状態を示す。



第 1.0.15-3 図 格納容器フィルタベント系

1.0.15-9





第 1.0.15-4 図 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) 代替循環冷却系運転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機能が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が、万が一の故障等も考慮し、残留熱除去系の復旧についても検討が必要と考えられる。ここでは、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での残留熱除去系の復旧作業の概要を示す。

代替循環冷却系は、サプレッション・プールからの吸込み、サプレッション・プール水の冷却並びに原子炉及び格納容器への注水に、残留熱除去系 A 系を使用する設計としている。このため、復旧する残留熱除去系は、代替循環冷却系の運転に伴う線量影響を受けにくい残留熱除去系 B 系を優先する。

残留熱除去系 B ポンプ室での機器交換等の作業を想定した場合、原子炉建屋原子炉棟地下 2 階の残留熱除去系 B ポンプ室及び原子炉建屋原子炉棟 1 階から地下 1 階の残留熱除去系 B ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。

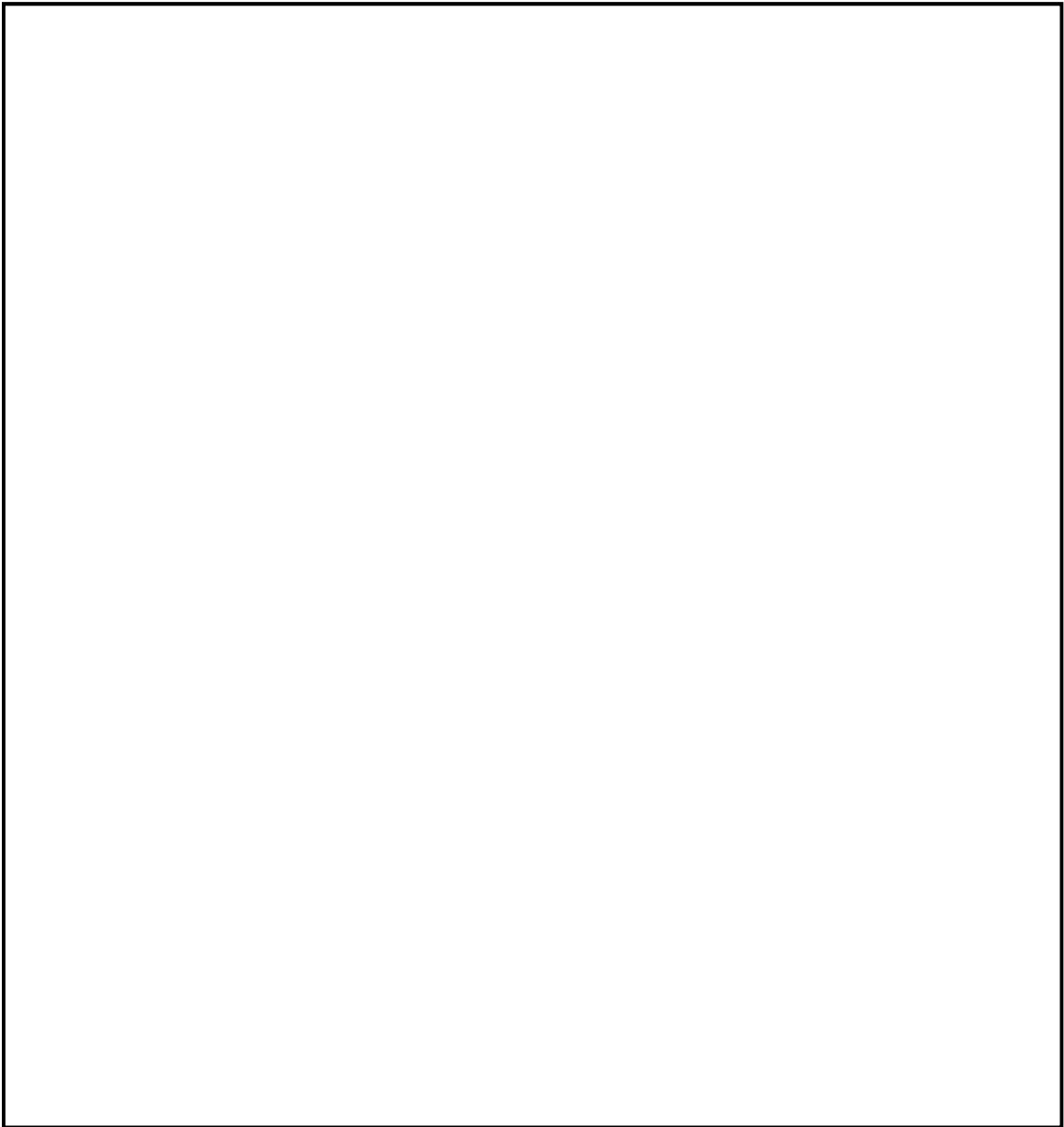
第 1.0.15-5 図に示すとおり、代替循環冷却系の運転により高線量となる配管は、主に残留熱除去系 A 系の熱交換器室に敷設される。このため、熱交換器室の壁等による遮蔽に期待できること、残留熱除去系 B ポンプ室及び同上部ハッチ付近から離れていることから、アクセスは可能であると考えられる。また、復旧作業時には必要に応じて遮蔽体の使用、適切な放射線防護具を装備することにより、線量による影響の低減を図る。

なお、代替循環冷却系の運転を行っていない場合には、残留熱除去系 A 系も復旧対象になることも考えられる。残留熱除去系については、

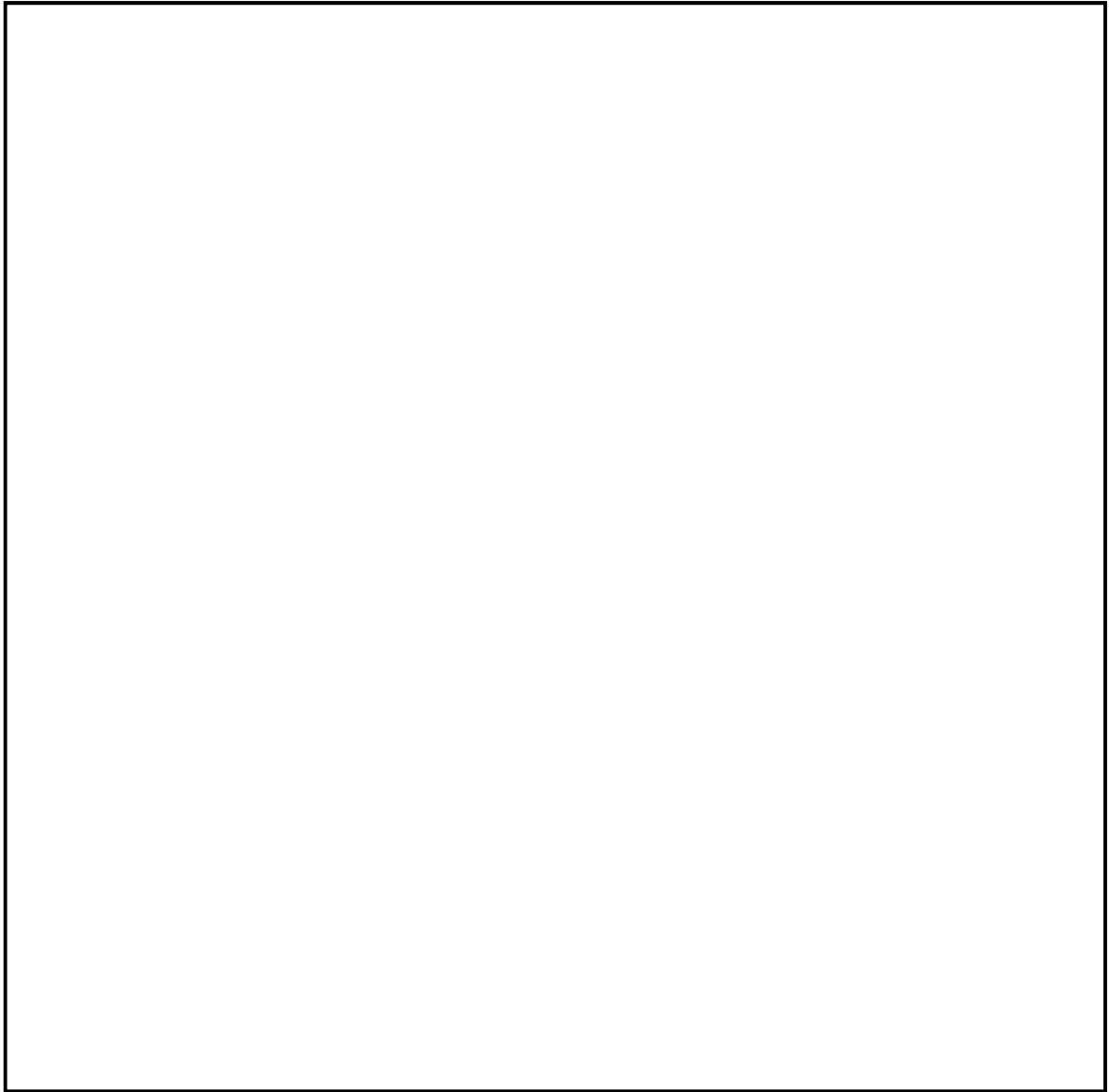
第 1.0.15-4 図に示す系統を使用し、外部水源から洗浄用水を系統内に供給（可搬型代替注水大型ポンプによる淡水供給）することが可能な系統構成である。このため、復旧作業の前に、必要に応じて、系統全体のフラッシングを行うことで、配管内の系統水に含まれる放射性物質を、可能な限りサプレッション・プールに送水し、放射線量を低減させる。

(2) 汚染水発生時の対応について

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、国内での汚染水処理の知見を活用し、汚染水処理装置の設置等の適用をプラントメーカーの協力を得ながら対応する。

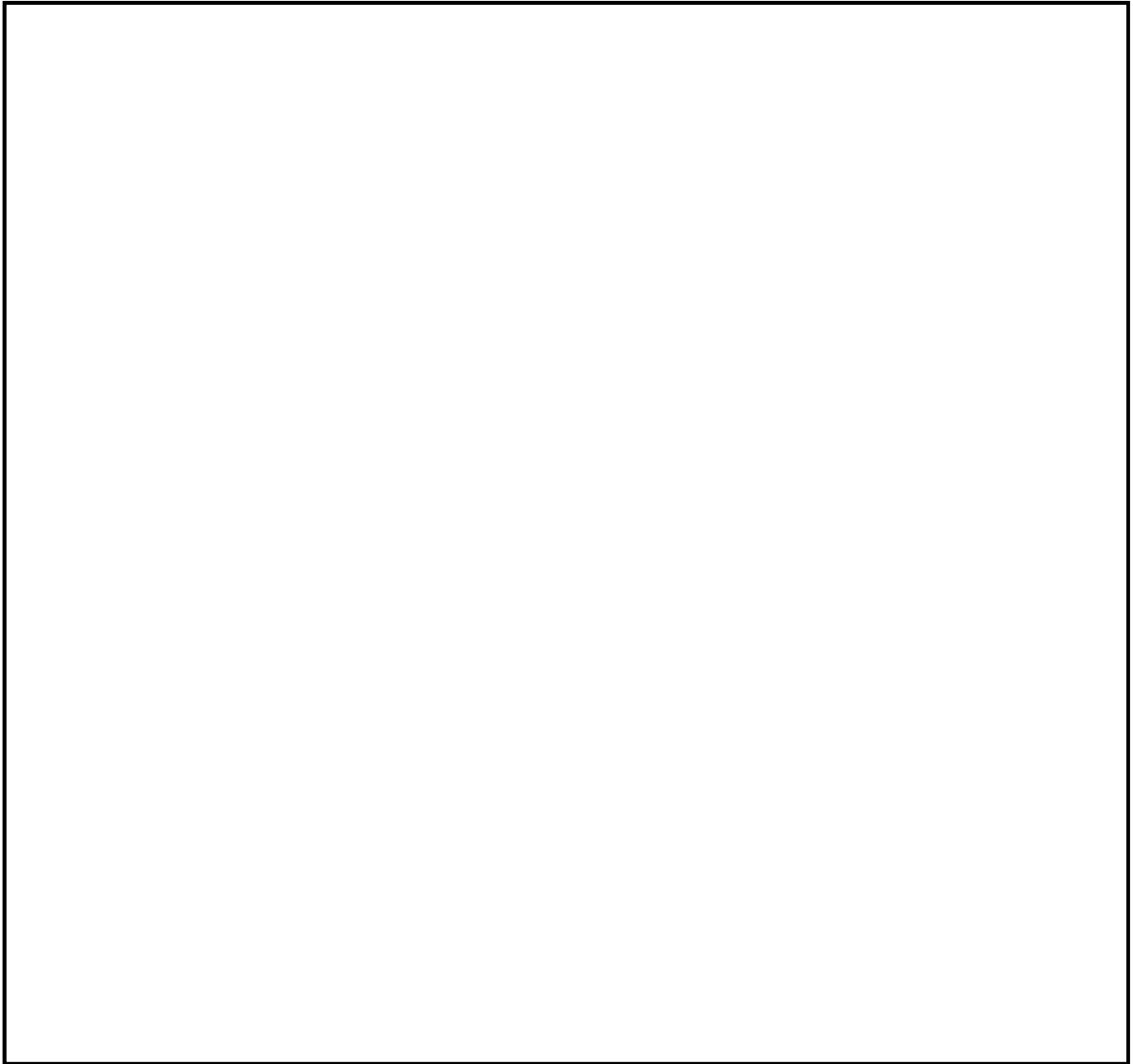


第 1.0.15-5 図 機器配置図 (1/4)

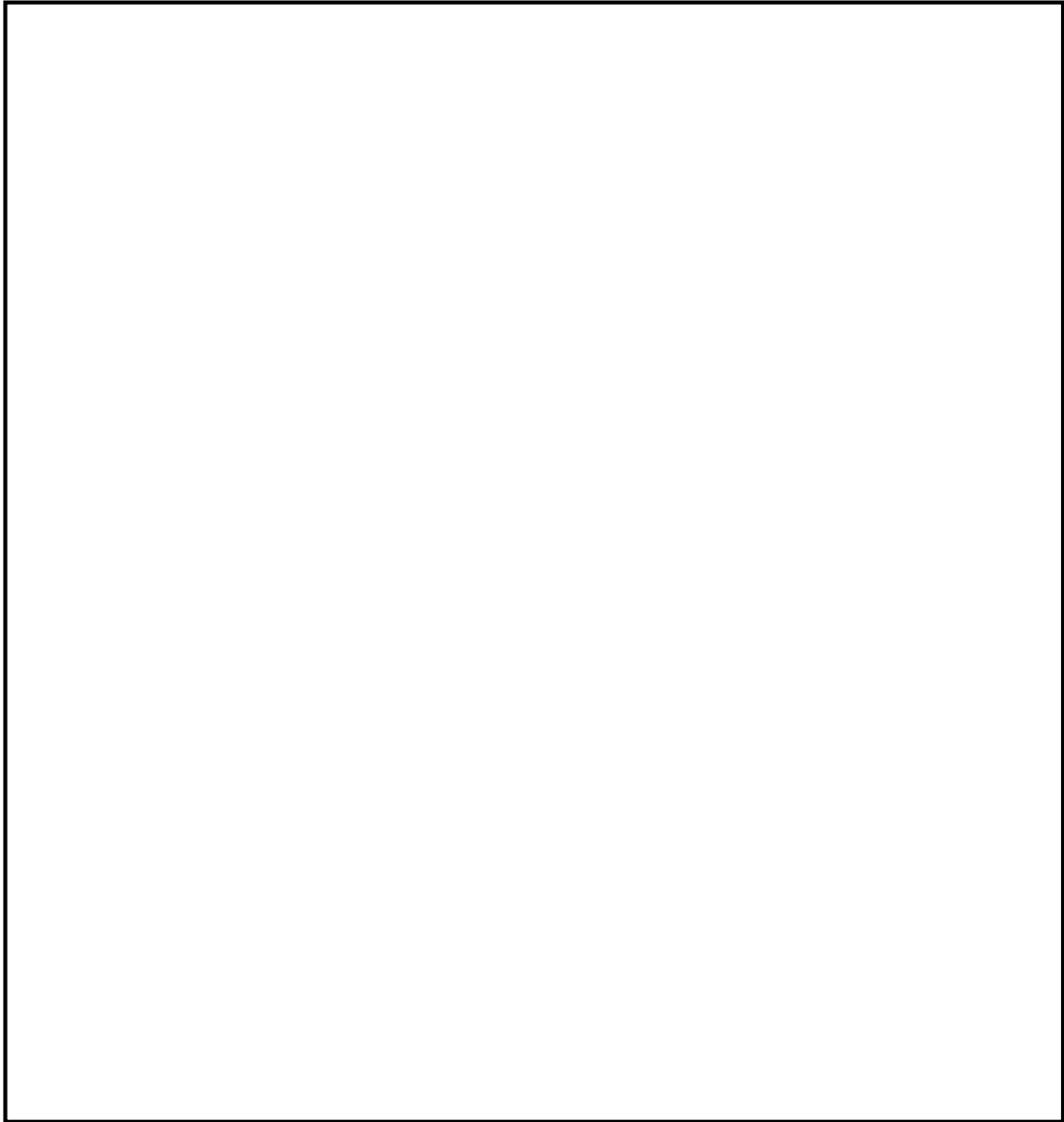


第 1.0.15-5 図 機器配置図 (2/4)





第 1.0.15-5 図 機器配置図 (3/4)



第 1.0.15-5 図 機器配置図 (4/4)

#### 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、予備品の活用やサイト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場合もあると考えられる。

残留熱除去系の復旧に当たり、残留熱除去系海水系については、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機器であり、機械的故障と電氣的故障の要因が考えられる残留熱除去系海水系ポンプ電動機を予備品として確保し、重要安全施設との位置的分散を考慮し保管している。(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から、複数の残留熱除去系が同時浸水により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、残りの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

炉心損傷も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、災害対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を「**アクシデントマネジメント故障機器復旧手順ガイドライン**」にて整備している。

本手順では、機器の故障個所、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，故障個所の特定と対策の選択を行い，故障個所に応じた復旧手順にて復旧を行う。

## 5. 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（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）、協力会社等から重大事故等発生後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、東海第二発電所の技術支援に関する覚書等を締結し、重大事故等発生後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。