

別紙 2 (本文) の一部補正

別紙 2（本文）を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
－9－ ～ －83－		(記載変更)	別紙 1 に変更する。

変 更 の 内 容

<各号の名称>

各号の名称について、下記のとおり変更する。なお、下記以外の名称については従前に同じ。

変更前	変更後
三、原子炉の型式、熱出力及び基数	三 発電用原子炉の型式、熱出力及び基数
四、原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地	四 発電用原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地
五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備	五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備
六、原子炉施設の工事計画	六 発電用原子炉施設の工事計画
七、原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量	七 発電用原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量

<第五号の項目区分>

第五号の項目区分について、下記のとおり変更する。

変更前	変更後
<p>イ. 原子炉施設の位置</p> <p>(イ) 敷地の面積及び形状</p> <p>(ロ) 敷地内における主要な原子炉施設の位置</p> <p>ロ. 原子炉施設の一般構造</p> <p>(イ) 耐震構造</p> <p>(追加)</p> <p>(ロ) その他の主要な構造</p> <p>ハ. 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(イ) 炉心</p> <p>(1) 構造</p> <p>(2) 燃料体の最大そう入量</p> <p>(3) 主要な核的制限値</p> <p>(4) 主要な熱的制限値</p> <p>(ロ) 燃料体</p> <p>(1) 燃料材の種類</p> <p>(2) 被覆材の種類</p> <p>(3) 燃料要素の構造</p> <p>(4) 燃料集合体の構造</p> <p>(5) 最高燃焼度</p> <p>(ハ) 減速材及び反射材の種類</p> <p>(ニ) 原子炉容器</p> <p>(1) 構造</p>	<p>イ 発電用原子炉施設の位置</p> <p>(1) 敷地の面積及び形状</p> <p>(2) 敷地内における主要な発電用原子炉施設の位置</p> <p>ロ 発電用原子炉施設の一般構造</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>(2) 耐津波構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>ハ 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(1) 発電用原子炉の炉心</p> <p>(i) 構造</p> <p>(ii) 燃料体の最大挿入量</p> <p>(iii) 主要な核的制限値</p> <p>(iv) 主要な熱的制限値</p> <p>(2) 燃料体</p> <p>(i) 燃料材の種類</p> <p>(ii) 燃料被覆材の種類</p> <p>(iii) 燃料要素の構造</p> <p>(iv) 燃料集合体の構造</p> <p>(v) 最高燃焼度</p> <p>(3) 減速材及び反射材の種類</p> <p>(4) 原子炉容器</p> <p>(i) 構造</p>

変更前	変更後
<p>(2) 最高使用圧力及び最高使用温度</p> <p>(ホ) 放射線しゃへい体の構造</p> <p>(ハ) その他の主要な事項</p> <p>ニ. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備</p> <p>(イ) 核燃料物質取扱設備の構造</p> <p>(ロ) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力</p> <p>(1) 新燃料貯蔵庫</p> <p>(2) 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>(追加)</p> <p>ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備</p> <p>(イ) 一次冷却設備</p> <p>(1) 冷却材の種類</p> <p>(2) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>(3) 冷却材の温度及び圧力</p> <p>(ロ) 二次冷却設備</p> <p>(ハ) 非常用冷却設備</p> <p>(1) 冷却材の種類</p> <p>(2) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>(ニ) その他の主要な事項</p>	<p>(ii) 最高使用圧力及び最高使用温度</p> <p>(5) 放射線遮蔽体の構造</p> <p>(6) その他の主要な事項</p> <p>ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備</p> <p>(1) 核燃料物質取扱設備の構造</p> <p>(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力</p> <p>(i) 新燃料貯蔵庫</p> <p>(ii) 燃料プール</p> <p>(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力</p> <p>ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備</p> <p>(1) 一次冷却材設備</p> <p>(i) 冷却材の種類</p> <p>(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>(iii) 冷却材の温度及び圧力</p> <p>(2) 二次冷却設備</p> <p>(3) 非常用冷却設備</p> <p>(i) 冷却材の種類</p> <p>(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>(4) その他の主要な事項</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 残留熱除去系</li> <li>(2) 原子炉隔離時冷却系</li> <li>(3) 原子炉浄化系</li> <li>(追加)</li> <li>(追加)</li> <li>(追加)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 残留熱除去系</li> <li>(ii) 原子炉隔離時冷却系</li> <li>(iii) 原子炉浄化系</li> <li>(iv) 原子炉補機冷却系</li> <li>(v) 最終ヒートシンクへ熱を 輸送するための設備</li> <li>(vi) 重大事故等の収束に必要 となる水の供給設備</li> </ul>
<p>へ. 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(イ) 計装 <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 核計装の種類</li> <li>(2) その他の主要な計装の種類</li> </ul> </li> <li>(ロ) 安全保護回路 <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉停止回路の種類</li> <li>(2) その他の主要な安全保護回 路の種類</li> </ul> </li> <li>(ハ) 制御設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 制御材の個数及び構造</li> <li>(2) 制御材駆動設備の個数及び 構造</li> <li>(3) 反応度制御能力</li> </ul> </li> <li>(ニ) 非常用制御設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 制御材の個数及び構造</li> <li>(2) 主要な機器の個数及び構造</li> <li>(3) 反応度制御能力</li> </ul> </li> <li>(ホ) その他の主要な事項</li> </ul>	<p>へ. 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 計装 <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 核計装の種類</li> <li>(ii) その他の主要な計装の種類</li> </ul> </li> <li>(2) 安全保護回路 <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 原子炉停止回路の種類</li> <li>(ii) その他の主要な安全保護回 路の種類</li> </ul> </li> <li>(3) 制御設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 制御材の個数及び構造</li> <li>(ii) 制御材駆動設備の個数及び 構造</li> <li>(iii) 反応度制御能力</li> </ul> </li> <li>(4) 非常用制御設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 制御材の個数及び構造</li> <li>(ii) 主要な機器の個数及び構造</li> <li>(iii) 反応度制御能力</li> </ul> </li> <li>(5) その他の主要な事項</li> </ul>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 制御棒引抜阻止回路</li> <li>(2) 警報装置</li> <li>(3) 制御棒価値ミニマイザ</li> <li>(4) 原子炉再循環流量制御系</li> <li>(5) 原子炉圧力制御系</li> <li>(6) 中央制御室</li> <li>(追加)</li> <li>(7) 選択制御棒そう入機構</li> <li>(追加)</li> <li>(追加)</li> <li>(追加)</li> <li>(追加)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 制御棒引抜阻止回路</li> <li>(ii) 警報装置</li> <li>(iii) 制御棒価値ミニマイザ</li> <li>(iv) 原子炉再循環流量制御系</li> <li>(v) 原子炉圧力制御系</li> <li>(vi) 中央制御室</li> <li>(vii) 原子炉水位制御系</li> <li>(viii) 選択制御棒挿入機構</li> <li>(ix) 再循環ポンプ・トリップ機能</li> <li>(x) 所内用空気系</li> <li>(xi) 計装用空気系</li> <li>(xii) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</li> <li>(xiii) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</li> </ul>
<p>ト. 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(イ) 気体廃棄物の廃棄施設 <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 構造</li> <li>(2) 廃棄物の処理能力</li> <li>(3) 排気口の位置</li> </ul> </li> <li>(ロ) 液体廃棄物の廃棄設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 構造</li> <li>(2) 廃棄物の処理能力</li> </ul> </li> </ul>	<p>ト. 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 気体廃棄物の廃棄施設 <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 構造</li> <li>(ii) 廃棄物の処理能力</li> <li>(iii) 排気口の位置</li> </ul> </li> <li>(2) 液体廃棄物の廃棄設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 構造</li> <li>(ii) 廃棄物の処理能力</li> </ul> </li> </ul>



変更前	変更後
<p>(3) 排水口の位置</p> <p>(ハ) 固体廃棄物の廃棄設備</p> <p>(1) 構造</p> <p>(2) 廃棄物の処理能力</p> <p>チ. 放射線管理施設の構造及び設備</p> <p>(イ) 屋内管理用の主要な設備の種類</p> <p>(1) 出入管理設備（1号炉と共用，既設）</p> <p>(2) 試料分析・測定設備（1号炉と共用，既設）</p> <p>(3) 放射線監視設備</p> <p>(4) 個人管理用測定設備及び測定機器（1号炉と共用，一部既設）</p> <p>(追加)</p> <p>(追加)</p> <p>(ロ) 屋外管理用の主要な設備の種類</p>	<p>(iii) 排水口の位置</p> <p>(3) 固体廃棄物の廃棄設備</p> <p>(i) 構造</p> <p>(ii) 廃棄物の処理能力</p> <p>チ 放射線管理施設の構造及び設備</p> <p>(1) 屋内管理用の主要な設備の種類</p> <p>(i) 出入管理設備（1号及び2号炉共用，既設）</p> <p>(ii) 試料分析・測定設備（1号，2号及び3号炉共用，既設）</p> <p>(iii) 放射線監視設備</p> <p>(iv) 個人管理用測定設備及び測定機器（1号，2号及び3号炉共用，既設）</p> <p>(v) 遮蔽設備</p> <p>(vi) 換気空調設備</p> <p>(2) 屋外管理用の主要な設備の種類</p>
<p>リ. 原子炉格納施設の構造及び設備</p> <p>(イ) 構造</p> <p>(1) 形式</p> <p>(2) 形状</p> <p>(3) 寸法</p> <p>(4) 材料</p> <p>(5) 主要貫通部</p>	<p>リ 原子炉格納施設の構造及び設備</p> <p>(1) 原子炉格納容器の構造</p> <p>(i) 形式</p> <p>(ii) 形状</p> <p>(iii) 寸法</p> <p>(iv) 材料</p> <p>(v) 主要貫通部</p>

変更前	変更後
<p>(ロ) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率 (追加)</p> <p>(追加)</p> <p>(追加)</p> <p>(ハ) その他の主要な事項</p> <p>(1) 格納容器内ガス濃度制御系</p> <p>    a. 可燃性ガス濃度制御系</p> <p>    b. 窒素ガス置換系</p> <p>(2) 格納容器冷却系</p> <p>(3) 原子炉棟</p> <p>(4) 非常用ガス処理系 (追加)</p> <p>ヌ. その他原子炉の附属施設の構造及び設備 (追加)</p> <p>(イ) 非常用電源設備の構造</p> <p>(ロ) その他の主要な事項</p> <p>(1) 原子炉補機冷却系</p> <p>(2) 換気系 (追加)</p>	<p>(2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率</p> <p>(3) 非常用格納容器保護設備の構造</p> <p>(i) 設計基準対象施設</p> <p>(ii) 重大事故等対処設備</p> <p>(4) その他の主要な事項</p> <p>(3), (i), a. 格納容器内ガス濃度制御系</p> <p>(a) 可燃性ガス濃度制御系</p> <p>(b) 窒素ガス制御系</p> <p>(3), (i), b. 格納容器冷却系</p> <p>(i) 原子炉棟</p> <p>(ii) 非常用ガス処理系</p> <p>(iii) 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備</p> <p>ヌ その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備</p> <p>(1) 常用電源設備の構造</p> <p>(2) 非常用電源設備の構造</p> <p>(3) その他の主要な事項 (削除)</p> <p>(削除)</p> <p>(i) 火災防護設備</p>

変更前	変更後
(追加)	(ii) 浸水防護設備
(追加)	(iii) 所内ボイラ
(追加)	(iv) 補機駆動用燃料設備
(追加)	(v) 非常用取水設備
(追加)	(vi) 緊急時対策所
(追加)	(vii) 通信連絡設備
(3) 復水貯蔵タンク	(viii) 復水貯蔵タンク
(4) 補助復水貯蔵タンク	(ix) 補助復水貯蔵タンク
(追加)	(x) 低圧原子炉代替注水槽
(5) トーラス水受入タンク (1号炉と共用)	(xi) トーラス水受入タンク (1号及び2号炉共用, 既設)

## 五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

「イ 発電用原子炉施設の位置」の記述のうち、2号炉に関して、以下のとおり変更する。

### イ 発電用原子炉施設の位置

#### (1) 敷地の面積及び形状

発電用原子炉施設を設置する敷地は、島根半島のほぼ中央、日本海に面した松江市鹿島町に位置している。このあたりは、標高150m程度の山が日本海まで迫り、海岸線は屈曲して数多くの湾を形成している。

敷地の地質は、新第三紀中新世の堆積岩類及び貫入岩類、並びにそれらを覆う被覆層から構成される。

敷地の形状は、これらの湾の一つである敷地北側の輪谷湾を中心とした半円状であり、東西及び南側を山に囲まれている。

敷地全体の広さは、埋立面積約7万m<sup>2</sup>を含め約192万m<sup>2</sup>である。

地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設（以下「耐震重要施設」という。）は、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（以下「基準地震動S<sub>s</sub>」という。）による地震力が作用した場合においても接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動S<sub>s</sub>による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

耐震重要施設以外の設計基準対象施設については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

耐震重要施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液化化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が

損なわれるおそれがない地盤に設置する。

耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

耐震重要施設については、基準地震動  $S_s$  による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動  $S_s$  による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動  $S_s$  による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動  $S_s$  による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、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。）又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動  $S_s$  による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

## (2) 敷地内における主要な発電用原子炉施設の位置

2号原子炉は、敷地中央部の輪谷湾に面し、1号炉の西側に隣接して設置する。2号排気筒は、原子炉の北西側に設置する。復水器冷却用水の2号取水口は、輪谷湾に設置し、復水器冷却用水の2号放水口は、発電所敷地前面の沖合約100mの海底に設置する。

屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建物等から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事故対処設備並びに使用済燃料貯蔵槽（燃料プール）の冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）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、複数箇所に分散して保管する設計とする。

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、又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。）に対して想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響を想定し、複数のアクセスルートの中から、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分散して保管する設計とする。

原子炉の中心から敷地境界までの距離は、東方向で約1,350m、西方向で約940m、また、南方向で約780mであり、最短距離は南南西方向で約730mである。

「ロ 発電用原子炉施設の一般構造」の記述のうち、2号炉に関して、以下のとおり変更する。

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

本発電用原子炉施設は、発電用原子炉、原子炉冷却設備、タービン設備及び各種の安全防護設備等からなる。各設備は、原子炉建物、タービン建物、制御室建物等に収納するが、一部の設備は屋外に設置する。本発電用原子炉施設は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「電気事業法」等の関連法令の要求を満足するとともに、原子力規制委員会が決定した「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」（以下「設置許可基準規則」という。）及び関連する審査基準等に適合するように設計する。

(1) 耐震構造

本発電用原子炉施設は、次の方針に基づき耐震設計を行い、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。

(i) 設計基準対象施設の耐震設計

設計基準対象施設については、耐震重要度分類に応じて、適用する地震力に対して、以下の項目に従って耐震設計を行う。

- a. 耐震重要施設は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。
- b. 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、耐震重要度分類を以下のとおり、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。

Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を

持つ施設，自ら放射性物質を内蔵している施設，当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設，これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し，放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設，並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって，その影響が大きいもの

Bクラス：安全機能を有する施設のうち，機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設

Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

c. Sクラスの施設（e. に記載のもののうち，津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。），浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。）及び敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。）を除く。），Bクラス及びCクラスの施設は，建物・構築物については，地震層せん断力係数 $C_i$ に，それぞれ3.0，1.5及び1.0を乗じて求められる水平地震力，機器・配管系については，それぞれ3.6，1.8及び1.2を乗じた水平震度から求められる水平地震力に十分に耐えられるように設計する。建物・構築物及び機器・配管系ともに，おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられるように設計する。

ここで，地震層せん断力係数 $C_i$ は，標準せん断力係数 $C_0$ を0.2以上とし，建物・構築物の振動特性，地盤の種類等を考慮して求められる値とする。



ただし、土木構造物の静的地震力は、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。

Sクラスの施設（e.に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、建物・構築物については、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる鉛直震度、機器・配管系については、これを1.2倍した鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

d. Sクラスの施設（e.に記載のものうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）は、基準地震動 $S_s$ による地震力に対して安全機能が保持できるように設計する。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持するように設計し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動 $S_s$ による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。

また、弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられるように設計する。建物・構築物については、発生する応力に対して、「建築基準法」等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるように設計する。

なお、基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

基準地震動  $S_s$  は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定する。

策定した基準地震動  $S_s$  の応答スペクトルを第 1 図及び第 2 図に、加速度時刻歴波形を第 3 図～第 7 図に示す。

基準地震動  $S_s$  の策定においては、S 波速度が 700m/s 以上で著しい高低差がなく拡がりを持って分布している硬質地盤に解放基盤表面を設定することとし、標高 -10m の位置とする。

また、弾性設計用地震動  $S_d$  は、基準地震動  $S_s$  との応答スペクトルの比率が目安として 0.5 を下回らないような値として、工学的判断から基準地震動  $S_s$  に係数 0.5 を乗じて設定する。さらに、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」における基準地震動  $S_1$  の応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮した地震動も弾性設計用地震動  $S_d$  として設定する。

なお、B クラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動  $S_d$  に 2 分の 1 を乗じた地震動によりその影響についての検討を行う。建物・構築物及び機器・配管系ともに、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられるように設計する。

e. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びにこれらが設置された建物・構築物は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計する。ただし、浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配

管については、弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は  $S$  クラスの施設に適用する静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられるように設計する。

なお、基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

f. 耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、事象選定及び影響評価を行う。なお、影響評価においては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

g. 設計基準対象施設は、防波壁の設置及び地盤改良を実施したことにより地下水の流れが遮断され地下水位が上昇するおそれがあることを踏まえ、地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備を設置し、同設備の効果が及ぶ範囲においては、その機能を考慮した設計地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては、自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。

h. 炉心内の燃料被覆材（燃料被覆管）の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。

弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるように設計する。

基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないように設計する。

(ii) 重大事故等対処施設の耐震設計

重大事故等対処施設については、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態、重大事故等時の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として、設備分類に応じて以下の項目に従って耐震設計を行う。

a. 重大事故等対処施設について、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて(a), (b), (c)及び(d)のとおり分類し、以下の設備分類に応じて設計する。

(a) 常設重大事故防止設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵プール（以下「燃料プール」という。）の冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの

(a-1) 常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

(a-2) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、(a-1)以外のもの

(b) 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの

(c) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち，重大事故等時に機能を期待する設備であって，重大事故の発生を防止する機能を有する(a-1)及び(a-2)以外の常設のもの

(d) 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備であって可搬型のもの

b. 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのものの)

が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は，基準地震動  $S_s$  による地震力に対して，重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。建物・構築物については，構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し，建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系については，その施設に要求される機能を保持するように設計し，塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように，また，動的機器等については，基準地震動  $S_s$  による応答に対して，その設備に要求される機能を保持するように設計する。

c. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。)

は，代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。常設重大事故防止設備（設計基準拡張）(当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのものの)が設置される重大事故等対処施設は，当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えられるように設計

する。なお、Bクラス施設の機能を代替する常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち、共振のおそれのある施設又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設のうち、当該設備が属する耐震重要度分類がBクラスであって、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動  $S_d$  に2分の1を乗じた地震動によりその影響についての検討を行う。建物・構築物及び機器・配管系ともに、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。建物・構築物については、発生する応力に対して、「建築基準法」等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるように設計する。

- d. 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持するように設計し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動  $S_s$  による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。
- e. 可搬型重大事故等対処設備は、地震による周辺斜面の崩壊、溢水、火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。
- f. 重大事故等対処施設に適用する動的地震力は、水平2方向及び

鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

- g. 重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びにこれらが設置された建物・構築物は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計する。
- h. 上記 b. 及び d. の施設は、Bクラス及びCクラスの施設、上記 c. の施設、上記 e. の設備並びに常設重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備及び常設重大事故防止設備（設計基準拡張）のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、そ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に設計する。波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、事象選定及び影響評価を行う。なお、影響評価においては、上記 b. 及び d. の施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。
- i. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設は、防波壁の設置及び地盤改良を実施したことにより地下水の流れが遮断され地下水位が上昇するおそれがあることを踏まえ、地下水位を一定の範囲に保持する地下水位低下設備を設置し、同設備の効果が及ぶ範囲においては、その機能を考慮した設計地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては、自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。

## (2) 耐津波構造

本発電用原子炉施設は、その供用中に当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して、次の方針に基づき耐津波設計を行い、「設置許可基準規則」に適合する構造とする。

(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計

設計基準対象施設は、基準津波に対して、以下の方針に基づき耐津波設計を行い、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。基準津波の策定位置を第8図に、基準津波の時刻歴波形を第9図に示す。

また、設計基準対象施設のうち、津波から防護する設備を「設計基準対象施設の津波防護対象設備」とする。

a. 設計基準対象施設の津波防護対象設備(非常用取水設備を除く。)

を内包する建物及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。なお、設置許可基準規則 別記3の「建屋及び区画」は島根原子力発電所2号炉における「建物及び区画」に該当する。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

(a) 設計基準対象施設の津波防護対象設備(非常用取水設備を除く。)を内包する建物及び区画は、基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設を設置し、津波の流入を防止する設計とする。

(b) 上記(a)の遡上波については、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在、設備等の配置状況並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を検討する。また、地震による変状又は繰り返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討する。

(c) 取水路、放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、流入の可能性のある経路(扉、開口部、貫通口等)を特定し、必要に応じ津波防護施設及び浸水防止設備の



- 浸水対策を施すことにより、津波の流入を防止する設計とする。
- b. 取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止する設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。
- (a) 取水・放水施設の構造上の特徴等を考慮して、取水・放水施設、地下部等における漏水の可能性を検討した上で、漏水が継続することによる浸水範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、同範囲の境界において浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、浸水防止設備を設置することにより浸水範囲を限定する設計とする。
- (b) 浸水想定範囲及びその周辺に設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認する。
- (c) 浸水想定範囲における長期間の浸水が想定される場合は、必要に応じ排水設備を設置する。
- c. 上記 a. 及び b. に規定するもののほか、設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して必要に応じ浸水対策を施す設計とする。
- d. 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止する。そのため、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ（以下(2)において「非常用海水ポンプ」という。）については、基準津波による水位の低下に対して、非常用海水ポ

ンプが機能保持でき、かつ、冷却に必要な海水が確保できる設計とする。また、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して取水口、取水管及び取水槽の通水性が確保でき、かつ、取水口からの砂の混入に対して非常用海水ポンプが機能保持できる設計とする。なお、漂流物については、定期的な調査により人工構造物の設置状況の変化を把握する。

e. 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性、流入経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できる設計とする。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

f. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては、地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰り返しの襲来による影響、津波による二次的な影響（洗掘、砂移動、漂流物等）及びその他自然現象（風、積雪等）を考慮する。

g. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに非常用海水ポンプの取水性の評価に当たっては、入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位及び潮位のばらつきを考慮して安全側の評価を実施する。なお、その他の要因による潮位変動についても適切に評価し考慮する。また、地震により陸域の隆起又は沈降が想定される場合、想定される地震の震源モデルから算定される敷地の地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施する。

(ii) 重大事故等対処施設の耐津波設計

重大事故等対処施設は、基準津波に対して、以下の方針に基づき耐津波設計を行い、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。基準津波の策定位置を第8図に、

基準津波の時刻歴波形を第9図に示す。

また、重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備のうち、津波から防護する設備を「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」とする。

a. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

(a) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を設置する建物及び区画のうち、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画並びに可搬型重大事故等対処設備保管場所である第4保管エリアについては、基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設を設置し、津波の流入を防止する設計とする。

(b) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を設置する建物及び区画のうち、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画並びに可搬型重大事故等対処設備保管場所である第4保管エリア以外は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。

(c) 上記(a)及び(b)の遡上波の到達防止に当たっての検討は、

(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計を適用する。

(d) 取水路、放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、津波が流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、必要に応じて実施する浸水対策については、(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計を適用する。

b. 取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を考慮の

上，漏水による浸水範囲を限定し，重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。具体的には(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計を適用する。

c. 上記 a. 及び b. に規定するもののほか，重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画については，浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する。そのため，浸水防護重点化範囲を明確化するとともに，必要に応じて実施する浸水対策については，(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計を適用する。

d. 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する。そのため，非常用海水ポンプについては，(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計を適用する。また，大量送水車及び大型送水ポンプ車については，基準津波による水位の変動に対して取水性を確保でき，取水口からの砂の混入に対して，ポンプが機能保持できる設計とする。

e. 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については，(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計を適用する。

f. 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに非常用海水ポンプの取水性の評価に当たっては，(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計を適用する。

### (3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

#### a. 設計基準対象施設

##### (a) 外部からの衝撃による損傷の防止

安全施設は，発電所敷地で想定される洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り・土石流，火山の影響及び生

物学的事象の自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計とする。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

上記に加え、重要安全施設は、科学的技術的知見を踏まえ、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じる応力について、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせる。

また、安全施設は、発電所敷地又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害の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設計とする。

なお、発電所敷地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。）のうち、飛来物（航空機落下）については、確率的要因により設計上考慮する必要はない。また、ダムの崩壊については、立地的要因により考慮する必要はない。

想定される自然現象及び発電所敷地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。）の組合せについては、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学

的事象，森林火災等を考慮する。事象が単独で発生した場合の影響と比較して，複数の事象が重畳することで影響が増長される組合せを特定し，その組合せの影響に対しても安全機能を損なわない設計とする。

ここで，想定される自然現象及び発電所敷地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，安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

#### (a-1) 風（台風）

安全施設は，設計基準風速による風荷重に対し，安全施設及び安全施設を内包する建物の構造健全性の確保若しくは風（台風）による損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。

#### (a-2) 竜巻

安全施設は，想定される竜巻が発生した場合においても，作用する設計荷重に対して，その安全機能を損なわない設計とする。また，安全施設は，過去の竜巻被害状況及び発電所のプラント配置から想定される竜巻に随伴する事象に対して，安全機能を損なわない設計とする。

竜巻に対する防護設計を行うための設計竜巻の最大風速は，92m/s とし，設計荷重は，設計竜巻による風圧力による荷重，気圧差による荷重及び飛来物が安全施設に衝突する際の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びに安全施設に常時作用する荷重，運転時荷重及びその他竜巻以外の自然現象による荷重等

を適切に組み合わせたものとして設定する。

安全施設の安全機能を損なわないようにするため、安全施設に影響を及ぼす飛来物の発生防止対策を実施するとともに、作用する設計荷重に対する安全施設及び安全施設を内包する区画の構造健全性の確保若しくは飛来物による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

飛来物の発生防止対策として、飛来物となる可能性のあるもののうち、資機材、車両等については、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設定する設計飛来物（鋼製材（長さ 4.2m×幅 0.3m×高さ 0.2m、質量 135kg、飛来時の水平速度 51m/s、飛来時の鉛直速度 34m/s）より大きなものに対し、固縛、固定又は防護すべき施設からの離隔を実施する。

#### (a-3) 凍結

安全施設は、設計基準温度による凍結に対し、安全施設及び安全施設を内包する建物の構造健全性の確保若しくは凍結を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

#### (a-4) 降水

安全施設は、設計基準降水量による浸水及び荷重に対し、安全施設及び安全施設を内包する建物の構造健全性の確保若しくは降水による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

(a-5) 積雪

安全施設は、設計基準積雪量による荷重及び閉塞に対し、安全施設及び安全施設を内包する建物の構造健全性の確保若しくは積雪による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

(a-6) 落雷

安全施設は、設計基準電流値による雷サージに対し、安全機能を損なわない設計とすること若しくは雷サージによる損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

(a-7) 地滑り・土石流

安全施設は、地滑り・土石流に対し、斜面からの離隔距離を確保し地滑り・土石流のおそれがない位置に設置すること若しくは地滑り・土石流による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

(a-8) 火山

安全施設は、発電所の運用期間中において発電所の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象として設定した層厚56cm、粒径4.0mm以下、密度 $0.7\text{g/cm}^3$ （乾燥状態）～ $1.5\text{g/cm}^3$ （湿潤状態）の降下火砕物に対し、以下のような設計とすることにより降下火砕物による直接的影響に対して機能維持すること若しくは降下火砕物による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応又はそ



れらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

- ・ 構造物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計とすること
- ・ 水循環系の閉塞に対して狭隘部等が閉塞しない設計とすること
- ・ 換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞）に対して降下火砕物が侵入しにくい設計とすること
- ・ 水循環系の内部における摩耗並びに換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（摩耗）に対して摩耗しにくい設計とすること
- ・ 構造物の化学的影響（腐食）、水循環系の化学的影響（腐食）並びに換気系、電気系及び計測制御系に対する化学的影響（腐食）に対して短期での腐食が発生しない設計とすること
- ・ 発電所周辺の大気汚染に対して中央制御室換気系は、降下火砕物が侵入しにくく、さらに外気を遮断できる設計とすること
- ・ 電気系及び計測制御系の盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する計測制御系統施設（安全保護系盤）、計測制御用電源設備（計装用無停電電源設備）及び非常用所内電源設備（所内低圧系統）の設置場所の換気空調設備は、降下火砕物が侵入しにくい設計とすること
- ・ 降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対して、降下火砕物の除去や換気空調設備外気取入口のフィルタの取替え若しくは清掃又は換気空調設備の停止若しくは系統隔離運転モードとすることにより安全機能を損なわない設計とすること  
さらに、降下火砕物による間接的影響である7日間の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に

対し、発電所の安全性を維持するために必要となる電源の供給が継続できることにより安全機能を損なわない設計とする。

(a-9) 生物学的事象

安全施設は、生物学的事象として海生生物であるクラゲ等の発生及び小動物の侵入に対し、その安全機能を損なわない設計とする。

海生生物であるクラゲ等の発生に対しては、クラゲ等を含む塵芥による原子炉補機海水系等への影響を防止するため、除じん装置及び海水ストレーナを設置し、必要に応じて塵芥を除去すること、小動物の侵入に対しては、屋内設備は建物止水処置により、屋外設備は端子箱貫通部の閉止処置を行うことにより、安全施設の生物学的事象に対する健全性の確保若しくは生物学的事象による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

(a-10) 火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）

安全施設は、想定される外部火災において、最も厳しい火災が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。

発電所敷地又はその周辺で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。）として想定される森林火災の延焼防止を目的として、発電所周辺の植生を確認し、作成した植生データ等をもとに求めた最大火線強度（4,154kW/m）から算出される防火帯（約21m）を敷地内に設ける。

防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限とする。

また、森林火災による熱影響については、最大火線強度の影響を考慮した場合においても、離隔距離の確保等により安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

発電所敷地又はその周辺で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。）として、想定される近隣工場等の火災・爆発については、離隔距離の確保、若しくは、近隣工場等の火災・爆発による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応、又は、それらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

また、想定される発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災については、離隔距離の確保、若しくは、航空機が落下し、その火災による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応、又は、それらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

外部火災による屋外施設への影響については、屋外施設の温度を許容温度以下とすることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

また、外部火災の二次的影響であるばい煙及び有毒ガスによる影響については、換気空調設備等に適切な防護対策を講じることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

(a-11) 有毒ガス

安全施設は、想定される有毒ガスの発生に対し、中央制御室換気系等により、中央制御室の居住性を損なわない設計とする。

(a-12) 船舶の衝突

安全施設は、航路を通行する船舶の衝突に対し、航路からの

離隔距離を確保することにより、安全施設の船舶の衝突に対する健全性の確保若しくは船舶の衝突による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

(a-13) 電磁的障害

安全施設は、電磁的障害による擾乱に対し、制御盤へ入線する電源受電部へのラインフィルタの設置、外部からの信号入出力部へのラインフィルタや絶縁回路の設置、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により、安全施設の電磁的障害に対する健全性の確保若しくは電磁的障害による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

(b) 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止

発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、核物質防護対策として、その区域を人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって区画して、巡視、監視等を行うことにより、侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。

また、探知施設を設け、警報、映像等を集中監視するとともに、核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行うことができる設計とする。

さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な侵入を防止する設計とする。

発電用原子炉施設に不正に爆発性又は可燃性を有する物件そ

の他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、持込み点検を行うことができる設計とする。

不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。

#### (c) 火災による損傷の防止

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を損なうことのないよう、火災防護対策を講じる設計とする。

火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域を火災区域及び火災区画に、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域を火災区域に設定する。

設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

#### (c-1) 基本事項

##### (c-1-1) 火災区域及び火災区画の設定

建物等の火災区域は、耐火壁により囲まれ、他の区域と分離されている区域を、(c-1-2) 火災防護対策を講じる安全機能を有する構築物、系統及び機器の抽出に示す安全機能を有する構築物、系統及び機器の配置も考慮して設定する。

建物内のうち、火災の影響軽減の対策が必要な、原子炉の高

温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁、天井、床により隣接する他の火災区域と分離するよう設定する。

屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、(c-1-2) 火災防護対策を講じる安全機能を有する構築物、系統及び機器の抽出に示す安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域を、火災区域として設定する。

また、火災区画は、建物内及び屋外で設定した火災区域を系統分離等に応じて分割して設定する。

#### (c-1-2) 火災防護対策を講じる安全機能を有する構築物、系統及び機器の抽出

発電用原子炉施設は、火災によりその安全性が損なわれることがないように、適切な火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる対象として設計基準対象施設を設定する。

その上で、上記構築物、系統及び機器の中から、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための構築物、系統及び機器を抽出し、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。抽出した構築物、系統及び機器を「安全機能を有する構築物、系統及び機器」という。

なお、上記に含まれない構築物、系統及び機器は、「消防法」、「建築基準法」及び一般社団法人日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策を講じる設計とする。

#### (c-1-3) 火災防護計画

発電用原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するため、火災防護計画を策定する。

火災防護計画には、計画を遂行するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の運営管理、必要な要員の確保及び教育・訓練、並びに火災防護対策を実施するために必要な手順等について定めるとともに、発電用原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器については、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づき、必要な火災防護対策を行うことについて定める。

重大事故等対処施設については、火災の発生防止、並びに火災の早期感知及び消火を行うことについて定める。

その他の発電用原子炉施設については、「消防法」、「建築基準法」及び一般社団法人日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策を行うことについて定める。

外部火災については、安全施設を外部火災から防護するための運用等について定める。

#### (c-2) 火災発生防止

##### (c-2-1) 火災の発生防止対策

火災の発生防止については、発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域又は火災区画に対する火災の発生防止対策を講じるほか、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉に対する対策、発火源への対策、水素ガスに対する換気及び漏えい検出対策、電気系統の過電流による過熱及び焼損の防止対策等を講じる設計とする。

なお、放射線分解等により発生する水素ガスの蓄積防止対策は、水素ガスや酸素ガスの濃度が高い状態で滞留及び蓄積することを防止する設計とする。

##### (c-2-2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、主要な構造材、ケーブル、チャコール・フィルタを除く換気空調設備のフ

フィルタ、保温材及び建物内装材は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とする。また、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものを使用する設計、又は、当該構築物、系統及び機器の機能を確保するために必要な不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものの使用が技術上困難な場合には、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

このうち、安全機能を有する機器に使用するケーブルは、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。

また、建物内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用する設計とする。

#### (c-2-3) 自然現象による火災の発生防止

島根原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき自然現象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を抽出した。

これらの自然現象のうち、火災を発生させるおそれのある落雷及び地震について、これらの現象によって火災が発生しないように、以下のとおり火災防護対策を講じる設計とする。

落雷によって、発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器に火災が発生しないよう、避雷設備の設置及び接地網の布設を行う設計とする。

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、耐震クラスに応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「設置許可基準規則」第四条に示す要求を満足するよう、「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」に従い耐震設計を行う設計とする。

#### (c-3) 火災の感知及び消火

火災の感知及び消火については、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、早期の火災感知及び消火を行うための火災感知設備及び消火設備を設置する設計とする。

火災感知設備及び消火設備は、(c-2-3) 自然現象による火災の発生防止で抽出した自然現象に対して、火災感知及び消火の機能、性能が維持できる設計とする。

火災感知設備及び消火設備については、設けられた火災区域及び火災区画に設置された安全機能を有する構築物、系統及び機器の耐震クラスに応じて、地震に対して機能を維持できる設計とする。

また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計とする。

##### (c-3-1) 火災感知設備

火災感知器は、環境条件や火災の性質を考慮して型式を選定し、固有の信号を発する異なる感知方式を組み合わせる設計とする。火災感知設備は、外部電源喪失時においても火災の感知が可能なように電源確保を行い、中央制御室で常時監視できる設計とする。

##### (c-3-2) 消火設備

安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画で、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置して消火を行う設計とするとともに、全域ガス消火設備を設置する場合は、作動前に職員等の

退出ができるよう警報を発する設計とする。

また、原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器の相互の系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置される消火設備は、選択弁等の動的機器の単一故障も考慮し、系統分離に応じた独立性を備えた設計とする。

消火用水供給系は、2時間の最大放水量を確保し、水道水系等と共用する場合は隔離弁を設置し消火を優先する設計とし、水源及び消火ポンプは多重性又は多様性を有する設計とする。また、屋内、屋外の消火範囲を考慮し消火栓を配置するとともに、移動式消火設備を配備する設計とする。

消火設備の消火剤は、想定される火災の性質に応じた十分な容量を配備し、管理区域で放出された場合に、管理区域外への流出を防止する設計とする。

消火設備は、火災の火炎等による直接的な影響、流出流体等による二次的影響を受けず、安全機能を有する構築物、系統及び機器に悪影響を及ぼさないよう設置し、外部電源喪失時の電源確保を図るとともに、中央制御室に故障警報を発する設計とする。また、防火ダンパを設け煙の二次的影響が安全機能を有する構築物、系統及び機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお、消火設備を設置した場所への移動及び操作を行うため、蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。

#### (c-4) 火災の影響軽減

火災の影響軽減については、安全機能を有する構築物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響を軽減するため、以下の対策を講じる設計とする。原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機

能を有する構築物，系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器を設置する火災区域は，3時間以上の耐火能力を有する耐火壁，天井，床により他の火災区域と分離する設計とする。また，互いに相違する系列間の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル並びにこれらに関連する非安全系ケーブルは，3時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離された設計，又は互いに相違する系列間の水平距離が6 m以上あり，かつ，火災感知設備及び自動消火設備を設置する設計，又は互いに相違する系列間を1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離し，かつ，火災感知設備及び自動消火設備を設置する設計とする。系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置される消火設備は，系統分離に応じた独立性を有する設計とする。

ただし，火災の影響軽減のための措置を講じる設計と同等の設計として，中央制御室制御盤に関しては，金属外装ケーブルの使用並びに操作スイッチの離隔等による分離対策，高感度煙検出設備の設置，中央制御室に常駐する運転員による消火活動等により，上記設計と同等な設計とする。

補助盤室制御盤に関しては，金属外装ケーブルの使用並びに操作スイッチの離隔等による分離対策，高感度煙検出設備の設置，中央制御室からの手動操作により早期の起動も可能な全域ガス消火設備で早期に消火を行うことにより，上記設計と同等な設計とする。

また，原子炉格納容器に関しては，運転中は窒素ガス置換され火災は発生せず，内部に設置された安全機能を有する構築物，系統及び機器が火災により機能を損なうおそれはないことから，原子炉起動中並びに低温停止中の状態に対して措置を講じる設計とする。原子炉格納容器内の機器には難燃ケーブルを使用す

る設計とし、火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは、離隔距離の確保、金属製の電線管等の使用等により火災の影響軽減対策を行う設計とする。また、固有の信号を発する異なる感知方式の感知器を設ける設計とし、消火器又は消火栓を用いた運転員及び初期消火要員による速やかな初期消火活動により上記設計と同等な設計とする。

#### (c-5) 火災影響評価

設備等の設置状況を踏まえた可燃性物質の量等を基に想定される発電用原子炉施設内の火災によって、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び低温停止が達成できる設計とし、火災影響評価にて確認する。

また、発電用原子炉施設内の火災によって運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合に、それらに対処するために必要な機器の単一故障を考慮しても異常状態を収束できる設計とし、火災影響評価にて確認する。

#### (c-6) その他

(c-2) 火災発生防止から(c-5)火災影響評価のほか、安全機能を有する構築物、系統及び機器のそれぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

#### (d) 溢水による損傷の防止

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設計とする。

そのために、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、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。

また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持でき

る設計とする。さらに、燃料プールにおいては、燃料プールの冷却機能及び燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。

ここで、これらの機能を維持するために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という。）について、これら設備が、没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。

また、溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。

溢水評価では、溢水源として発生要因別に分類した以下の溢水を主として想定する。また、溢水評価に当たっては、溢水防護区画を設定し、溢水評価が保守的になるように溢水経路を設定する。

- ・ 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水
- ・ 発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水
- ・ 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（燃料プール等のスロッシングにより発生する溢水を含む。）
- ・ その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水

溢水評価に当たっては、溢水防護対象設備の機能喪失高さ（溢水の影響を受けて、溢水防護対象設備の安全機能を損なうおそ

れがある高さ)及び溢水防護区画を構成する壁,扉,堰,設備等の設置状況を踏まえ,評価条件を設定する。

溢水評価において,溢水影響を軽減するための壁,扉,堰等の浸水防護設備,床ドレンライン,ブローアウト・パネル等の設備については,必要により保守点検や水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより,溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。また,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,配管その他の設備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設計とする。

(e) 誤操作の防止

設計基準対象施設は,プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して,色分けや銘板取付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置,中央監視操作の盤面配置,理解しやすい表示方法とするとともに施錠管理を行い,運転員の誤操作を防止する設計とする。

また,中央制御室は耐震性を有する制御室建物内に設置し,放射線防護措置(遮蔽及び換気空調設備の系統隔離運転の実施),火災防護措置(感知・消火設備の設置),照明用電源の確保措置を講じ,環境条件を想定しても,運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作することができる設計とするとともに,現場操作についても同様な環境条件を想定しても,設備を容易に操作することができる設計とする。

(f) 安全避難通路等

発電用原子炉施設には,その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路及び照明用の電源

が喪失した場合においても機能を損なわない避難用照明を設ける。

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、非常用照明、直流非常灯及び電源内蔵型照明を設置する。非常用照明は非常用低圧母線、直流非常灯は非常用直流電源設備に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とするとともに、電源内蔵型照明は非常用低圧母線に接続し、内蔵蓄電池を備える設計とする。また、作業場所までの移動等に必要な照明として内蔵電池を備える可搬型照明を配備する。

(g) 安全施設

(g-1) 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする以下の機器については、想定される最も過酷な条件下においても安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。設計に当たっては、想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆及び運転員の被ばく、当該単一故障の除去又は修復のためのアクセス性、補修作業性並びに当該作業期間における従事者の被ばくを考慮する。

- ・非常用ガス処理系の配管の一部

- ・中央制御室換気系のダクトの一部及び非常用チャコール・フィルタ・ユニット

また、重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする以下の機器については、単一故障を仮定した場合においても安全機能を達成できる設計とする。

- ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）格納容器スプレイ・ヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）

安全施設の設計条件を設定するに当たっては、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

また、安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

(g-2) 安全施設は、蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物により安全性を損なわないように設計する。蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策を行うことにより、破損事故の発生確率を低くするとともに、タービン・ミサイルの発生を仮に想定しても安全機能を有する構築物、系統及び機器への到達確率を低くすることによって、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(g-3) 重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続することを考慮する。



重要安全施設に該当する中央制御室については、1号炉が廃止措置段階であることを踏まえ、1号及び2号炉それぞれに必要な運転員を確保するとともに、2号炉運転段階における1号炉運転員については、社内規程に基づき2号炉運転員と同じ教育・訓練を受けることで、2号炉運転員と同じ力量を有していることを要件とする。これにより、2号炉運転員のみでも事故時等の対応は可能であるものの、1号炉運転員も2号炉運転員の力量を有していること、また、共用により1号及び2号炉中央制御室を自由に行き来できる空間とすることで、情報の把握や運転員の融通が容易となり、2号炉の事故時等の補助を円滑に行うことを可能とすることで、運転段階の2号炉の安全性が向上する設計とする。また、送電系統等の共通設備については、当該設備の監視・操作盤についても中央制御室内に共通設備として配置することで、号炉別に設置する場合と比べ、監視を一元的に行い、操作の重複を回避できるなど、効率的で確実な運用が可能な設計とする。

重要安全施設に該当する2号炉非常用高圧母線と3号炉非常用高圧母線については、重大事故等対処設備となる緊急用メタクラを介し、相互に接続する設計とし、重大事故等発生時において2号及び3号炉の緊急用メタクラ遮断器の投入により、将来的に迅速かつ安全に3号炉から電源を融通し電力供給の信頼性を向上させることで、安全性が向上する設計とする。また、これらの相互接続部については、各号炉に設置している遮断器及び緊急用メタクラ遮断器を通常時、切状態にして物理的に分離することで、自動で投入されることなく、3号炉の電気故障が2号炉に波及しないようにすることで、要求される安全機能を満たすことができる設計とする。

重要安全施設に該当する非常用低圧母線のコントロールセン

タについては、2号炉非常用低圧母線のコントロールセンタと1号炉、3号炉それぞれの非常用低圧母線のコントロールセンタを相互に接続し、1号炉との接続については、重大事故等発生時において1号及び2号炉の非常用低圧母線のコントロールセンタ遮断器の投入により、迅速かつ安全に1号炉からの電源融通を可能とすることで、相互接続することにより安全性が向上する設計とする。また、3号炉との接続については、重大事故等発生時において2号及び3号炉の非常用低圧母線のコントロールセンタ遮断器の投入により、将来的に迅速かつ安全に3号炉からの電源融通を可能とすることで、相互接続することにより安全性が向上する設計とする。なお、これらの相互接続部については、各号炉に設置している遮断器を通常時、切状態にして物理的に分離することで、自動で投入されることなく、1号又は3号炉の電気故障が2号炉に波及しないようにすることで要求される安全機能を満たすことができる設計とする。

安全施設（重要安全施設を除く。）を共用又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(h) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

設計基準対象施設は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。

(i) 全交流動力電源喪失対策設備

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約70分を包絡した約8時間に対し、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設

備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

(j) 炉心等

設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。

炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路（安全保護系）の機能と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。

燃料体、炉心支持構造物並びに原子炉系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の原子炉冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の原子炉冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする。

燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持する設計とする。

燃料体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとし、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じない設計とする。

(k) 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）は、燃料体等を取り扱う能力を有し、燃料体等が臨界に達するおそれがなく、崩壊熱により燃料体等が溶融せず、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できる設計とする。

燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。）は、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納でき、放射性物質の放出を低減できる設計とする。また、燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するとともに、燃料体等が臨界に達するおそれがない設計とする。

使用済燃料の貯蔵施設は、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有し、燃料プールから放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、燃料プールから水が漏れ出した場合において、水の漏れを検知することができる設計とする。

使用済燃料の貯蔵施設は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とすることとし、燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については落下しない設計とする。

燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを中央制御室に伝えるとともに、外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源系からの電源供

給により、燃料プールの水位及び水温並びに放射線量を監視することができる設計とする。

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。）は、以下を考慮した設計とする。

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。

原子炉冷却材の流出を制限するために隔離装置を有する設計とする。

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有する設計とする。なお、原子炉冷却材圧力バウンダリに含まれる接続配管の範囲は、以下とする。

(一) 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。

(二) 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。

(三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のものは、原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。

(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(一)に準ずる。

(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、

通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉、事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記（三）に該当するものとする。

(m) 蒸気タービン

蒸気タービン（安全施設に属するものに限る。）は、想定される環境条件において、材料に及ぼす化学的及び物理的影響を考慮した設計とする。

また、振動対策、過速度対策等各種の保護装置及び監視制御装置によって、運転状態の監視を行い、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(n) 非常用炉心冷却設備

非常用炉心冷却系（安全施設に属するものに限る。）は、原子炉冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材（燃料被覆管）の温度が燃料材の熔融又は燃料体の著しい損傷を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とするとともに、燃料被覆管と冷却材との反応により著しく多量の水素を生じない設計とする。

(o) 一次冷却材の減少分を補給する設備

発電用原子炉施設には、通常運転時又は原子炉冷却材の小規模漏えい時に発生した原子炉冷却材の減少分を補給する設備（安全施設に属するものに限る。）を設ける設計とする。

(p) 残留熱を除去することができる設備

発電用原子炉施設には、発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全施設に属するものに限る。）

を設ける設計とする。

(q) 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備

最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備（安全施設に属するものに限る。）は、原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を除去することができる設計とする。

また、津波、溢水又は発電所敷地若しく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に対して安全性を損なわない設計とする。

(r) 計測制御系統施設

計測制御系統施設は、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるとともに、想定される範囲内で監視できる設計とする。

設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるとともに、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても二種類以上監視し、又は推定することができる設計とする。

発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録され、及び当該記録が保存される設計とする。

(s) 安全保護回路

安全保護回路は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉停止（スクラム）系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止（スクラム）系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。

安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。

駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

安全保護回路のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、不正アクセス行為に対する安全保護回路の物理的分離及び機能的分離を行うとともに、ソフトウェアは設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行うことで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に



分離した設計とする。

(t) 反応度制御系統及び原子炉停止系統

反応度制御系統（原子炉停止系統を含み、安全施設に係るものに限る。以下、本項において同じ。）は、制御棒の位置を制御することによって反応度を制御する制御棒駆動系と中性子吸収材を注入することによって反応度を制御するほう酸水注入系の原理の異なる二つの系統を設ける。

反応度制御系統は、通常運転時の高温状態において、二つの独立した系統がそれぞれ発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても反応度制御系統のうち少なくとも一つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる設計とする。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる設計とする。

原子炉冷却材喪失その他の設計基準事故時において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に維持できる設計とする。

また、制御棒は、反応度価値の最も大きな制御棒1本が固着した場合においても上記を満足する設計とする。

制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさない設計とする。

制御棒、液体制御材その他の反応度を制御する設備は、通常

運転時における圧力，温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において，必要な物理的及び化学的性質を保持できる設計とする。

(u) 中央制御室

中央制御室は，設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視できるとともに，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また，発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため，監視カメラ，気象観測設備及び公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し，中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

発電用原子炉施設には，火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において，中央制御室以外の場所から，発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ，及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し，その後，発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ，及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に，発電用原子炉の運転停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため，従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにする。また，中央制御室内にとどまり，必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し，運転員の勤務形態を考慮し，事故後 30 日間において，運転員が中央制御室に入り，とどまっても，中央制御

室遮蔽（1号及び2号炉共用）を透過する放射線による線量，中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室換気系等の機能とあいまって，「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」及び「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」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。その他，運転員その他の従事者が中央制御室にとどまるため，気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス及びばい煙に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

中央制御室は，有毒ガスが運転員に及ぼす影響により，運転員の対処能力が著しく低下し，安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために，敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては，有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から，有毒化学物質の性状，貯蔵状況等を踏まえ，固定源及び可動源を特定する。また，固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等は，現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。固定源に対しては，運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が，有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより運転員を防護できる設計とする。可動源に対しては，中央制御室換気系の隔離等の対策により運転員を防護できる設計とする。有毒ガス防護に係る影響評価において，有毒ガス影響を軽

減することを期待する防液堤は、保守管理及び運用管理を適切に実施する。

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(v) 放射性廃棄物の処理施設

放射性廃棄物を処理する施設（安全施設に係るものに限る。）は、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有し、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足できる設計とする。

また、液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性物質を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び発電用原子炉施設外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止でき、固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難い設計とする。

(w) 放射性廃棄物の貯蔵施設

放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）は、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とするとともに、固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備にあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。

(x) 発電所周辺における直接線等からの防護

設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率が、十分に低減（空気カーマで1年間当たり50マイクログレイ以下となるように）できる設計とする。

(y) 放射線からの放射線業務従事者の防護

設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減でき、放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができる設計とする。

発電所には、放射線から放射線業務従事者を防護するため放射線管理施設を設け、放射線管理に必要な情報を中央制御室及びその他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設ける設計とする。

(z) 監視設備

発電用原子炉施設には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設備（安全施設に係るものに限る。）を設ける。

モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。なお、無停電電源装置及び非常用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は、モニタリング・ポスト設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所間において有線系回線及び無線系回線により多様性を有し、指示値は中央制御室で監視、記録を行うことができる設計とする。また、緊急時対策所でも監視することができる設

計とする。

モニタリング・ポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発する設計とする。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

(aa) 原子炉格納施設

原子炉格納容器は、格納容器冷却系とあいまって原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる事故時の圧力、温度及び設計上想定された地震荷重に耐えるように設計する。

また、原子炉冷却材喪失事故が発生した場合でも、格納容器冷却系の作動により、温度及び圧力を速やかに下げ、出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を原子炉格納容器の許容値以下に保ち、原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計する。

原子炉格納容器バウンダリが脆性的挙動をせず、かつ、急速な伝播型破断を生じないように、設計に当たっては、応力解析等を行い、予測される発生応力による急速な伝播型破断が生じないように設計する。また、原子炉格納容器バウンダリを構成する鋼製の機器については、最低使用温度を考慮して非延性破壊を防止するように設計する。

原子炉格納容器を貫通する配管系には、原子炉格納容器の機能を確保するために必要な隔離弁を設ける。

原子炉格納容器を貫通する計装配管，制御棒駆動機構水圧配管のような特殊な細管であって特に隔離弁を設けない場合には，隔離弁を設置したのと同等の隔離機能を有するように設計する。

主要な配管（事故の収束に必要な系統の配管を除く。）に設ける原子炉格納容器隔離弁は，設計基準事故時に隔離機能の確保が必要となる場合において，自動的かつ確実に閉止される機能を有する設計とする。

自動隔離弁は，単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合でも，隔離機能が達成できる設計とする。

原子炉格納容器隔離弁は，実用上可能な限り原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

原子炉格納容器内に開口部がある配管又は原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管のうち，原子炉格納容器の外側で閉じていないものにあつては，原子炉格納容器の内側及び外側にそれぞれ1個の隔離弁を設ける設計とする。ただし，その一方の側の設置箇所における配管の隔離弁の機能が，湿気その他隔離弁の機能に影響を与える環境条件によって著しく低下するおそれがあると認められるときは，貫通箇所の外側であつて近接した箇所に2個の隔離弁を設ける設計とする。

原子炉格納容器を貫通し，貫通箇所の内側又は外側において閉じている配管にあつては，原子炉格納容器の外側に1個の隔離弁を設ける設計とする。ただし，当該格納容器の外側に隔離弁を設けることが困難である場合においては，原子炉格納容器の内側に1個の隔離弁を適切に設ける設計とする。

原子炉格納容器隔離弁は，閉止後において駆動動力源が喪失した場合においても隔離機能を喪失しない設計とする。また，原子炉格納容器隔離弁のうち，隔離信号で自動閉止するものは，隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。

原子炉格納容器内に開口部がある配管又は原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管のうち、原子炉格納容器の外側で閉じていない配管に圧力開放板を設ける場合には、原子炉格納容器の内側又は外側に通常時において閉止された隔離弁を少なくとも1個設ける設計とする。

原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備（安全施設に属するものに限る。）として、格納容器冷却系を設ける。

格納容器冷却系は、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定した場合でも、放出されるエネルギーによる設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力、温度が最高使用圧力、最高使用温度を超えないようにし、かつ、原子炉格納容器の内圧を速やかに下げて低く維持することにより、放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。

さらに、格納容器冷却系は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、上記の安全機能を満足するよう、格納容器スプレイ・ヘッド（サプレッション・チェンバ側）を除き多重性及び独立性を有する設計とする。

原子炉格納施設内の雰囲気浄化系（安全施設に係るものに限る。）として、非常用ガス処理系を設ける。

非常用ガス処理系は、原子炉冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれる放射性物質を除去し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させる設計とする。

本設備の動的機器は、多重性を持たせ、また、非常用電源から給電して十分その機能を果たせる設計とする。

原子炉冷却材喪失事故後に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設ける。



(ab) 保安電源設備

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。

また、発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下本項において同じ。）を設ける。

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機、外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が停止することがないように、発電機、送電線、変圧器、母線等に保護継電器を設置し、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、異常を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより、その拡大を防止する設計とする。

特に、重要安全施設においては、多重性を有し、系統分離が可能である母線で構成し、信頼性の高い機器を設置するとともに、非常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。

また、変圧器一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも2回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するとともに、電線路のうち

少なくとも1回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計とする。

設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の発電所内の2以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とする。

非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。

7日間の外部電源喪失を仮定しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しない設計とする。

#### (ac) 緊急時対策所

発電用原子炉施設には、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどま

ることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。また、固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。

固定源に対しては、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることににより、当該要員を防護できる設計とする。可動源に対しては、緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により、当該要員を防護できる設計とする。有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤は、保守管理及び運用管理を適切に実施する。

#### (ad) 通信連絡設備

通信連絡設備は、通信連絡設備（発電所内）、安全パラメータ表示システム（SPDS）、通信連絡設備（発電所外）、データ伝送設備から構成される。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物、

タービン建物等の建物内外各所の者への必要な操作，作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として，所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備，有線式通信設備，無線通信設備及び衛星電話設備の多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。

また，緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として，安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。

発電用原子炉施設には，設計基準事故が発生した場合において，発電所外の本社，国，自治体，その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる通信連絡設備（発電所外）として，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，衛星電話設備（社内向），衛星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設置又は保管する設計とする。

また，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できる設備として，データ伝送設備を設置する設計とする。

通信連絡設備（発電所外）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る通信方式の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。

これらの通信連絡設備については，非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し，外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

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，

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通信連絡設備を設置又は保管する。

(ae) 所内ボイラ

発電用原子炉施設には、タービン、液体廃棄物処理系、タンクの保温用等に必要な蒸気を供給する能力がある所内ボイラを設置する。所内ボイラ（1号及び2号炉共用、既設）は、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

b. 重大事故等対処施設（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止、中央制御室、監視測定設備、緊急時対策所及び通信連絡を行うために必要な設備は、a. 設計基準対象施設に記載）

(a) 重大事故等の拡大の防止等

発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心、燃料プール内の燃料体等及び運転停止中原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

また、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電用原子炉施設外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

(b) 火災による損傷の防止

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、火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、重大事故等対処施設を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(b-1) 基本事項

(b-1-1) 火災区域及び火災区画の設定

建物等の火災区域は、耐火壁により囲まれ、他の区域と分離されている区域を重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置も考慮して火災区域として設定する。

なお、a.(c-1-1) 火災区域及び火災区画の設定において、火災の影響軽減の対策として設定する火災区域は、3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁、天井及び床により隣接する他の火災区域と分離する。

屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、重大事故等対処施設を設置する区域を重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置を考慮するとともに、延焼防止を考慮した管理を踏まえて火災区域として設定する。

また、火災区画は、建物内及び屋外で設定した火災区域を重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置等に応じて分割して設定する。

(b-1-2) 火災防護計画

a.(c-1-3) 火災防護計画に定める。

(b-2) 火災発生防止

(b-2-1) 火災の発生防止対策

火災の発生防止については、発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域又は火災区画に対する火災の発生防止対策を講じるほか、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉に対する対策、発火源への対策、水素ガスに対する換気及び漏えい検出対策、電気系統の過電流による過熱及び焼損の防止対策等を講じる設計とする。

なお、放射線分解等により発生する水素ガスの蓄積防止対策は、水素ガスや酸素ガスの濃度が高い状態で滞留及び蓄積する

ことを防止する設計とする。

#### (b-2-2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

重大事故等対処施設のうち、主要な構造材、ケーブル、チャコール・フィルタを除く換気空調設備のフィルタ、保温材及び建物内装材は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とする。

また、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合には、不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものを使用する設計、又は、当該施設の機能を確保するために必要な不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものの使用が技術上困難な場合には、当該施設における火災に起因して他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

このうち、重大事故等対処施設に使用するケーブルは、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。

また、建物内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用する設計とする。

#### (b-2-3) 自然現象による火災の発生防止

島根原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき自然現象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を抽出した。

これらの自然現象のうち、重大事故等時に火災を発生させるおそれのある落雷、地震、竜巻（風（台風）を含む。）について、これらの現象によって火災が発生しないように、以下のとおり火災防護対策を講じる設計とする。

落雷によって、発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器に火災が発生しないよう、避雷設備の設置及び接地網の布設を行う設計とする。

重大事故等対処施設は、施設の区分に応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「設置許可基準規則」第三十九条に示す要求を満足するよう、「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」に従い、耐震設計を行う設計とする。

竜巻（風（台風）を含む。）について、重大事故等対処施設は、重大事故等時の竜巻（風（台風）を含む。）の影響により火災が発生することがないように、竜巻防護対策を行う設計とする。

なお、森林火災については、防火帯等により、重大事故等対処施設の火災発生防止を講じる設計とする。

### (b-3) 火災の感知及び消火

火災の感知及び消火については、重大事故等対処施設に対して、早期の火災感知及び消火を行うための火災感知設備及び消火設備を設置する設計とする。

火災感知設備及び消火設備は、(b-2-3) 自然現象による火災の発生防止で抽出した自然現象に対して、火災感知設備及び消火設備の機能、性能を維持できる設計とする。火災感知設備及び消火設備については設けられた火災区域又は火災区画に設置された重大事故等対処施設の区分に応じて、地震に対して機能を維持できる設計とする。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

#### (b-3-1) 火災感知設備

火災感知器は、環境条件や火災の性質を考慮して型式を選定し、固有の信号を発する異なる感知方式を組み合わせ設置す



る設計とする。火災感知設備は、全交流動力電源喪失時においても火災の感知が可能なように電源確保を行い、中央制御室で常時監視できる設計とする。

#### (b-3-2) 消火設備

重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画で、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置して消火を行う設計とするとともに、固定式の全域ガス消火設備を設置する場合は、作動前に職員等の退出ができるよう警報を発する設計とする。消火用水供給系は、2時間の最大放水量を確保し、水道水系と共用する場合は隔離弁を設置し消火を優先する設計とし、水源及び消火ポンプは多重性又は多様性を有する設計とする。また、屋内、屋外の消火範囲を考慮し消火栓を配置するとともに、移動式消火設備を配備する設計とする。

消火設備の消火剤は、想定される火災の性質に応じた十分な容量を配備し、管理区域で放出された場合に、管理区域外への流出を防止する設計とする。

消火設備は、火炎等による直接的な影響、流出流体等による二次的影響を受けず、重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさないよう設置し、全交流動力電源喪失時の電源確保を図るとともに、中央制御室に故障警報を発する設計とする。

なお、消火設備を設置した場所への移動及び操作を行うため、蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。

#### (b-4) その他

(b-2) 火災発生防止及び(b-3) 火災の感知及び消火のほか、重大事故等対処施設のそれぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(c) 重大事故等対処設備

(c-1) 多様性，位置的分散，悪影響防止等

(c-1-1) 多様性，位置的分散

共通要因としては，環境条件，自然現象，発電所敷地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（外部人為事象），溢水，火災及びサポート系の故障を考慮する。発電所敷地で想定される自然現象として，地震，津波，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り・土石流，火山の影響及び生物学的事象を選定する。

自然現象の組合せについては，地震，津波，風（台風），積雪及び火山の影響を考慮する

発電所敷地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として，飛来物（航空機落下），ダムの崩壊，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），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のテロリズムを選定する。

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，可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建物については，地震，津波，火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

重大事故緩和設備についても，共通要因の特性を踏まえ，可能な限り多様性を有し，位置的分散を図ること考慮する。

(c-1-1-1) 常設重大事故等対処設備

常設重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，共通要因の特性を踏まえ，可能な限り多様性，独立性，

位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。

ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備について、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他チャンネルの計器を除く。）による推定は、重要監視パラメータと異なる物理量又は測定原理とする等、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を有する方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については、(c-3)環境条件等に記載する。

常設重大事故防止設備は、イ、(1) 敷地の面積及び形状に基づく地盤に設置するとともに、地震、津波及び火災に対して、ロ、(1)、(ii) 重大事故等対処施設の耐震設計、ロ、(2)、(ii) 重大事故等対処施設の耐津波設計及び(3)、(i)、b. (b) 火災による損傷の防止に基づく設計とする。

地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。

風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。

落雷に対して常設代替交流電源設備等は、避雷設備等により防護する設計とする。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。飛来物（航空機落下）に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計、又は駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。

また、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

#### (c-1-1-2) 可搬型重大事故等対処設備

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。

また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計

とする。重大事故等時の環境条件における健全性については、  
(c-3) 環境条件等に記載する。

地震に対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、イ、(1) 敷地の面積及び形状に基づく地盤上に設置する建物内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、(1)、  
(ii) 重大事故等対処施設の耐震設計及び(2)、(ii) 重大事故等対処施設の耐津波設計に基づく設計とする。

火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、(b) 火災による損傷の防止に基づく火災防護を行う。

地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等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り複数箇所に分散して保管する設計とする。

風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等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

図り, 防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。

クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は, 予備を有する設計とする。

飛来物(航空機落下)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対して, 屋内の可搬型重大事故等対処設備は, 可能な限り設計基準事故対処設備等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り複数箇所に分散して保管する設計とする。

屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は, 原子炉建物, タービン建物及び廃棄物処理建物から 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事故対処設備等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, 複数箇所に分散して保管する設計とする。

サポート系の故障に対しては, 系統又は機器に供給される電力, 空気, 油, 冷却水を考慮し, 可搬型重大事故防止設備は, 設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源, 冷却源を用いる設計とするか, 駆動源, 冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また, 水源についても可能な限り, 異なる水源を用いる設計とする。

#### (c-1-1-3) 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口

原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は, 共通要因によって接続することができなくなることを防止するため, それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。

環境条件に対しては, 想定される重大事故等が発生した場合における温度, 放射線, 荷重及びその他の使用条件において,

その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については、(c-3) 環境条件等に記載する。風(台風)、凍結、降水、積雪及び電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。

地震に対して接続口は、イ、(1) 敷地の面積及び形状に基づく地盤上の建物内又は建物面に複数箇所設置する。

地震、津波及び火災に対して接続口は、(1)、(ii) 重大事故等対処施設の耐震設計、ロ、(2)、(ii) 重大事故等対処施設の耐津波設計及び(3)、(i)、b.(b) 火災による損傷の防止に基づく設計とする。

溢水に対して接続口は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。

風(台風)、竜巻、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス、船舶の衝突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接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して、屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける設計とする。同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量を確保し、状況に応じて、それぞれの機能に必要な容量を同時に供給できる設計とする。

#### (c-1-2) 悪影響防止

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービン・ミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、他の設備の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用すること等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、放水砲については、建物への放水により、当該設備の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、重大事故等対処設備がタービン・ミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### (c-1-3) 共用の禁止

常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の発電



用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

(c-2) 容量等

(c-2-1) 常設重大事故等対処設備

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。

「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量、蓄電池容量、計装設備の計測範囲、作動信号の設定値等とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、

系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。

#### (c-2-2) 可搬型重大事故等対処設備

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。

「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、発電機容量、蓄電池容量、ポンベ容量、計測器の計測範囲等とする。

可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばくの低減が図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建物の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり2セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。

また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型蓄電池、可搬型ポンベ等は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。

(c-3) 環境条件等

(c-3-1) 環境条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、自然現象による影響、発電所敷地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の影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。

荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象による荷重を考慮する。

自然現象について、重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、風（台風）、凍結、降水及び積雪を選定する。これらの事象のうち、凍結及び降水については、屋外の天候による影響として考慮する。

自然現象による荷重の組合せについては、地震、風（台風）及び積雪の影響を考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）又は保管する場所に応じて、以下の設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。操作は、中央制御室から可能な設計とする。

原子炉建物原子炉棟内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。

また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

原子炉建物附属棟内及びその他の建物内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。

また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

屋外及び建物屋上の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

また、地震、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。

海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する、又は海で使用する重大事故等対処設備は耐

腐食性材料を使用する設計とする。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への海水の影響を考慮する。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

発電所敷地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のうち重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定する電磁的障害に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等時においても電磁波により機能を損なわない設計とする。

重大事故等対処設備は、事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。

溢水に対しては、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水措置等を実施する。

#### (c-3-2) 重大事故等対処設備の設置場所

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所で操作可能な設計、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能な設計、又は中央制御室遮蔽区域内である中

央制御室から操作可能な設計とする。

(c-3-3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

(c-4) 操作性及び試験・検査性

(c-4-1) 操作性の確保

(c-4-1-1) 操作性の確実性

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とする。

操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。

現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備は運搬・設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。

現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。

現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計

とする。

現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等、接続方式を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。

想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。

#### (c-4-1-2) 系統の切替性

重大事故等対処設備のうち、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は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

#### (c-4-1-3) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。窒素ガスポンベ、空気ポンベ及びタンクローリ等については、各々専用の接続方式を用いる。

また、同一ポンプを接続する配管は、口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。

#### (c-4-1-4) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保

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、以下の設計とする。

屋外及び屋内において、アクセスルートは、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、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある自然現象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を選定する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地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については、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として選定する飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、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のテロリズムに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。

なお、洪水及びダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことから、アクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火



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2台(予備1台)保管、使用する。

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、通行への影響を受けない箇所にはアクセスルートを確認する設計とする。

津波の影響については、基準津波に対し防波壁の内側にアクセスルートを確認する設計とする。

森林火災については、防火帯の内側(一部、防火帯外側のトンネル区間を含む。)にアクセスルートを確認する設計とする。

地滑り・土石流、飛来物(航空機落下)、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等)、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。

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及び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仮復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。

また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を行う、迂回する、又は砕石による段差解消対策により対処する設計とする。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち、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を装着することにより通行性を確保できる設計とする。

屋内アクセスルートは、自然現象として選定する津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象による影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する設計とする。

また、発電所敷地又はその周辺におけ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として選定する飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する設計とする。

#### (c-4-2) 試験・検査性

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。

試験及び検査は、使用前検査、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。

構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、

原則として分解・開放が可能な設計とする。なお、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、機器の健全性が確認可能な設備については、外観の確認が可能な設計とする。

(d) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

(e) 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設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却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に必要な重大事故等対処設備を設置する。

(f) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(g) 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設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却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、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(h) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

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機能が喪失した場合において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、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(i) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

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重大事故等対処設備を設置及び保管する。炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器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重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(j) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら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重大事故等対処設備並びに原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。これらの重大事故等対処設備は、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じる設計とする。

(k) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下し

た炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

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で、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

(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設備

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重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(m) 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

(n) 燃料プールの冷却等のための設備

燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において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ために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

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燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール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重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(o) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外へ

の放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

(p) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(q) 代替電源設備

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(r) 計装設備

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

「ハ 原子炉本体の構造及び設備」の記述のうち、2号炉に関して、「燃料体（燃料集合体）」を「燃料集合体」、「制御材（制御棒）」を「制御棒」、「原子炉容器（原子炉压力容器）」を「原子炉压力容器」、「しゃへい」を「遮蔽」、「事故時」を「設計基準事故時」、「さかのぼって」を「遡って」、「燃料要素（燃料棒）」を「燃料棒」、「電気事業法」に基づく「通商産業省令」を「原子力規制委員会規則」、「通商産業省令」を「原子力規制委員会規則」、「そう入」を「挿入」に読み替える。

また、「(1) 発電用原子炉の炉心、(iv) 主要な熱的制限値、a. 最小限界出力比」の記述のうち、「(a) 高燃焼度8×8燃料が装荷されるまでのサイクル」及び「(b) 高燃焼度8×8燃料が装荷され、9×9燃料が装荷されるまでのサイクル」の記述を削除し、「(c) 9×9燃料が装荷され、MOX燃料が装荷されるまでのサイクル」を「(a) 9×9燃料が装荷され、MOX燃料が装荷されるまでのサイクル」に、「(d) MOX燃料が装荷されたサイクル以降」を「(b) MOX燃料が装荷されたサイクル以降」に、「i)」を「(b-1)」に、「ii)」を「(b-2)」に変更する。

「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」の記述のうち、2号炉に関して、「(1) 核燃料物質取扱設備の構造」及び「(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力、(ii) 燃料プール、a. 構造」の記述を以下のとおり変更し、「(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力」の記載を追加する。

## ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

### (1) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取替機（1号及び2号炉共用、既設）、原子炉建物天井クレーン（1号及び2号炉共用、既設）等で構成する。

ウラン新燃料は、原子炉建物原子炉棟内に設ける新燃料貯蔵庫等から原子炉建物天井クレーン等で燃料プールに移し、燃料取替機により炉心に挿入する。

MOX新燃料は、MOX新燃料の輸送容器から原子炉建物天井クレーン等で燃料プールに移し、燃料取替機により炉心に挿入する。

燃料の取替えは、原子炉上部のウェルに水を張り、水中で燃料取替機を用いて行う。

使用済燃料は、遮蔽に必要な水深を確保した状態で、水中で燃料取替機により移送し、原子炉建物原子炉棟内の燃料プール（1号及び2号炉共用、既設）の水中に貯蔵する。

燃料取替機は、燃料取扱い時において燃料体等が臨界に達することのない設計とする。

また、燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止する設計とするとともに、燃料プール周辺の設備状況等を踏まえて、燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については落下を防止できる設計とする。

なお、使用済燃料の運搬には、使用済燃料輸送容器を使用する。



## (2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

### (ii) 燃料プール

#### a. 構造

燃料プールは、燃料体等を水中の貯蔵ラックに入れて貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽であり、原子炉建物原子炉棟内に設ける。

燃料プールは、燃料体等の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、燃料プール水位、燃料プール水温、燃料プール上部の空間線量率及び燃料プール水の漏えいを監視する設備を設ける。

燃料プールは、想定されるいかなる状態においても燃料体等が臨界に達することのない設計とする。

また、燃料プールのライニングは、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても燃料プールの機能を損なうような損傷を生じない設計とする。

燃料プールは、残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料体等の貯蔵機能を確保する設計とする。

燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合及び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燃料プールの水位が異常に低下した場合に、臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵ラックの形状により臨界を防止できる設計とする。

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(i) 燃料プール冷却系

燃料プール冷却系は、ポンプ、熱交換器、ろ過脱塩装置等で構成し、使用済燃料及びMOX新燃料からの崩壊熱を除去するとともに、燃料プール水を浄化できる設計とする。さらに、全炉心燃料を取り出した場合においても、残留熱除去系を併用して、燃料プール水の十分な冷却が可能な設計とする。また、残留熱除去系を用いて、燃料プール水の補給も可能な設計とする。

燃料プール冷却系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を経て、最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

a. ポンプ

台数	2
容量	約 200m <sup>3</sup> /h/台

b. 熱交換器

基数	2
----	---

(ii) 燃料プールの冷却等のための設備

燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において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ために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

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燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール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重大事故等対処設備を設置及び保管する。

燃料プールの冷却等のための設備のうち、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの小規模な水の漏えい

その他の要因により燃料プールの水位が低下した場合においても燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止できるように燃料プールの水位を維持するための設備として，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を設ける。

また，燃料プールの冷却等のための設備のうち，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燃料プールの水位が異常に低下した場合においても燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和し，及び臨界を防止するための設備として，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を設ける。

燃料プールに接続する配管の破損等により，燃料プール冷却系戻り配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に，漏えいの継続を防止するため，燃料プール冷却系戻り配管の逆止弁にサイフォンブレイク配管を設ける。

燃料プールの冷却等のための設備のうち，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を抑制するための設備として原子炉建物放水設備を設ける。

燃料プールの冷却等のための設備のうち，重大事故等時において，燃料プールの状態を監視するための設備として，燃料プールの監視設備を設ける。

a. 燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

(a) 燃料プール代替注水

(a-1) 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水

残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃

燃料プールへの補給機能が喪失し，又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に，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ための重大事故等対処設備として，燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）は，大量送水車により，代替淡水源の水を燃料プールのスプレイ系配管等を経由して常設スプレイヘッドから燃料プールへ注水することで，燃料プールの水位を維持できる設計とする。

また，使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）は，代替淡水源が枯渇した場合において，重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

また，大量送水車は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

#### (a-2) 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水

残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し，又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に，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ための重大事故等対処設備として，燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は，大量送水車により代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから燃料プールへ注水することで，燃料プールの水位を維持できる設計とする。

また，使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨

界を防止できる設計とする。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

b. 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

(a) 燃料プールスプレイ

(a-1) 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることにより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重大事故等対処設備として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、大量送水車により、代替淡水源の水を燃料プールスプレイ系配管等を経由して常設スプレイヘッドから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。

また、スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる

設計とする。

(a-2) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合に，燃料損傷を緩和するとともに，燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることにより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重大事故等対処設備として，燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は，大量送水車により，代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。

また，スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって，臨界を防止することができる設計とする。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は，代替淡水源が枯渇した場合において，重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

また，大量送水車は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

(b) 大気への放射性物質の拡散抑制

(b-1) 原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位の異常な低下により，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，燃料損傷時には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重大事故等対処設備として，原

子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建物へ放水することで、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。

本系統の詳細については、リ、(3)、(ii)、e. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備に記載する。

c. 重大事故等時の燃料プールの監視に用いる設備

(a) 燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視

燃料プールの監視設備として、燃料プール水位・温度(SA)、燃料プール水位(SA)、燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)は、想定され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な設計とする。

また、燃料プール監視カメラ(SA)は、想定される重大事故等時の燃料プールの状態を監視できる設計とする。

燃料プール水位(SA)及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から、燃料プール水位・温度(SA)、燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)及び燃料プール監視カメラ(SA)は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

d. 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備

(a) 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱

燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プール冷却系は、燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を経由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。

燃料プール冷却系は、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)が機能喪失した場合でも、常

設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系を用いて、燃料プールを除熱できる設計とする。

燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備を屋外の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備については，ヌ，(2)，(iv) 代替電源設備に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）

常設スプレイヘッダ

数 量 1

燃料プール監視設備

燃料プール水位・温度（S A）

（へ 計測制御系統施設の構造及び設備と兼用）

個 数 1

燃料プール水位（S A）

（へ 計測制御系統施設の構造及び設備と兼用）

個 数 1

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）



(チ, (1), (iii) 放射線監視設備他と兼用)

燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)

(へ 計測制御系統施設の構造及び設備と兼用)

種類	赤外線カメラ
個数	1

燃料プール冷却系

ポンプ (ニ, (3), (i) 燃料プール冷却系と兼用)

台数	1 (予備1)
容量	約 200m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	約 88m

熱交換器 (ニ, (3), (i) 燃料プール冷却系と兼用)

基数	1 (予備1)
伝熱容量	約 1.9MW

[可搬型重大事故等対処設備]

燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッダ), 燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル)

大量送水車

(ホ, (3), (ii), b. (c) 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設備, リ, (3), (ii)

a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備, リ, (3), (ii),

c. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

及びホ, (4), (vi) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備と兼用)

台数	2 (予備1)
容量	168m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage]において) 120m <sup>3</sup> /h/台以上 (吐出圧力

1.4MPa[gage]において)

吐出圧力

0.85MPa[gage]

～1.4MPa[gage]以上

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）

可搬型スプレイノズル

数 量

2（予備1）

原子炉補機代替冷却系

移動式代替熱交換設備（ホ，（4），（v） 最終ヒートシンク  
へ熱を輸送するための設備と兼用）

大型送水ポンプ車（ホ，（4），（v） 最終ヒートシンクへ熱  
を輸送するための設備と兼用）

原子炉建物放水設備

大型送水ポンプ車（リ，（3），（ii）， e． 発電所外への放射  
性物質の拡散を抑制するための設備と兼用）

放水砲（リ，（3），（ii）， e． 発電所外への放射性物質の拡  
散を抑制するための設備と兼用）

「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」の記述のうち、2号炉に関して、「(1) 一次冷却材設備、(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造」、  
「(3) 非常用冷却設備、(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造」、  
「(4) その他の主要な事項、(i) 残留熱除去系」及び「同 (ii) 原子炉隔離時冷却系」の記述を以下のとおり変更し、「(4) その他の主要な事項、(iv) 原子炉補機冷却系」、  
「同 (v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「同 (vi) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」の記述を追加する。

#### ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

##### (1) 一次冷却材設備

##### (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

一次冷却設備（原子炉冷却設備）は、原子炉再循環系、主蒸気系、蒸気タービン、復水器、復水・給水系等で構成する。

原子炉再循環系は、原子炉再循環ポンプ及び原子炉圧力容器内に設けるジェット・ポンプにより、冷却材を炉心に循環させて、炉心の熱除去を行う。炉心で発生した蒸気は、原子炉圧力容器内の気水分離器及び蒸気乾燥器を通した後、主蒸気管でタービンへ導く。タービンで仕事をした蒸気は、復水器で凝縮し、復水は、復水ポンプ、復水脱塩装置、復水昇圧ポンプ、低圧給水加熱器等を通り、給水ポンプにより加圧して高圧給水加熱器を通過して原子炉圧力容器にもどす。

蒸気タービンは、想定される環境条件において材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、耐性を有する材料が用いられ、かつ、蒸気タービンの振動対策及び過速度対策を含み、十分な構造強度を有する設計とし、その運転状態を中央制御室及び現場において監視可能となるように設計する。

なお、炉心で発生した蒸気をタービンを通さず直接復水器に導く

タービン・バイパス系を設ける。

また、原子炉冷却材系の過度の圧力上昇を防止するため、アクチュエータ作動の逃がし弁機能及びバネ作動の安全弁機能を有する逃がし安全弁を主蒸気管に設け、蒸気をサプレッション・チェンバのプール水中に導ける設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリは、原子炉圧力容器及びそれに接続される配管系等から構成され、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉停止系等の作動等とあいまって、圧力及び温度変化に対し十分耐え、その健全性を確保する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管系には、適切に隔離弁を設ける設計とする。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを早期に検出するため、漏えい監視設備を設ける。

原子炉圧力容器は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備として使用する。

a. 原子炉再循環系

(a) ループ数	2
(b) 原子炉再循環ポンプ	
台数	1/ループ
容量	約 7,300m <sup>3</sup> /h/台
(c) 原子炉再循環配管	
材料	ステンレス鋼
内径	約 0.44m (主配管) 約 0.23m (ライザ管)
(d) ジェット・ポンプ	
台数	10/ループ
容量	約 2,400m <sup>3</sup> /h/台

b. 主蒸気系

(a) 主蒸気管本数	4
(b) 主蒸気管	
材 料	炭素鋼
内 径	約 0.55m
(c) 主蒸気流量制限器	
個 数	1 (主蒸気管 1 本当たり)
容 量	200% (主蒸気定格流量に対し)
(d) 主蒸気隔離弁	
個 数	2 (主蒸気管 1 本当たり)
取付位置	ドライウェル貫通部前後
閉鎖時間	3 ~ 5 秒
漏えい率	10%/d/個以下

逃がし安全弁最低設定圧力において  
原子炉圧力容器蒸気相の体積に対し、  
飽和蒸気で

(e) 逃がし安全弁

形 式	バネ式 (アクチュエータ付)
個 数	12
容 量	約 410t/h/個
吹出し場所	サプレッション・プール

c. 蒸気タービン

形 式	くし形 4 車室 6 流排気式
台 数	1
蒸気流量	約 4,600t/h
出 力	820MW

d. 復水器

形 式	表面接触単流半区分式
-----	------------

基 数	1
e. タービン・バイパス系	
系 統 数	1
容 量	約 4,800t/h
f. 給 水 系	
(a) 系 統 数	2
(b) 給水ポンプ（タービン駆動）	
台 数	2
容 量	約 2,900m <sup>3</sup> /h/台
(c) 給水ポンプ（電動機駆動）	
台 数	2
容 量	約 1,400m <sup>3</sup> /h/台
(d) 給 水 管	
材 料	炭素鋼
内 径	約 0.44m

### (3) 非常用冷却設備

#### (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

##### a. 非常用炉心冷却系

非常用炉心冷却系は、工学的安全施設の一設備であって、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系（残留熱除去系の低圧注水モード）、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。非常用炉心冷却系は、サブプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を炉心に注入して、燃料棒を冷却できるようにする。

これらの設備は非常用炉心冷却系として独立性、多重性を有するとともに外部電源喪失時にも非常用電源を電源としてその機能が達成できる設計とする。

また、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系（残留熱除去系の低圧注水モード）及び高圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等

時においても使用する。

(a) 低圧炉心スプレイ系

ポンプ

台 数	1
容 量	約 1,050m <sup>3</sup> /h
全 揚 程	約 190m

(b) 低圧注水系

低圧注水系は，残留熱除去系を低圧注水モードとして運転するものであり，主要設備については，(4)，(i) 残留熱除去系に記述する。

(c) 高圧炉心スプレイ系

ポンプ

台 数	1
容 量	約 320m <sup>3</sup> /h～約 1,050m <sup>3</sup> /h
全 揚 程	約 890m～約 260m

(d) 自動減圧系

弁 個 数	6 (主蒸気系の逃がし安全弁と共用)
弁 容 量	約 400t/h/個 (原子炉圧力 83.0kg/cm <sup>2</sup> g で)

b. 重大事故等対処設備

(a) 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設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却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に必要な重大事故等対処設備を設置する。

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

るための設備のうち、炉心を冷却するための設備として、高圧原子炉代替注水系を設ける。

また、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合に、高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できる設計とする。

(a-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(a-1-1) 高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却

高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高圧原子炉代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉隔離時冷却系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

高圧原子炉代替注水系は、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が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。また、高圧原子炉代替注水系は、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。

なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

(a-2) サポート系故障時に用いる設備

(a-2-1) 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却  
全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により、高



圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させて使用する。

原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。

なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

#### (a-2-2) 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する。

原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

#### (a-3) 監視及び制御に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態での発電用原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）及び原子炉

水位（S A）は原子炉水位を監視又は推定でき、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（S A）は原子炉圧力容器へ注水するための高圧原子炉代替注水系の作動状況を確認できる設計とする。

(a-4) 事象進展抑制のために用いる設備

(a-4-1) ほう酸水注入系による進展抑制

高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定した重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。

本系統の詳細については、へ、(5)、(xii) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

高圧原子炉代替注水系

高圧原子炉代替注水ポンプ

(リ、(3)、(ii)、c. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備と兼用)

台数	1
容量	75m <sup>3</sup> /h 以上
全揚程	913m 以上

ほう酸水注入系

ほう酸水注入ポンプ

(へ、(4) 非常用制御設備他と兼用)

ほう酸水貯蔵タンク

(へ、(4) 非常用制御設備他と兼用)

(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基

準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に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の設備として逃がし安全弁を設ける。

(b-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(b-1-1) 原子炉減圧の自動化

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系による自動減圧を阻止し、代替自動減圧起動阻止スイッチにより代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

(b-1-2) 手動による原子炉減圧

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧

された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサブプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

(b-2) サポート系故障時に用いる設備

(b-2-1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を使用する。

(b-2-1-1) 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、SRV用電源切替盤を切り替えることにより、逃がし安全弁（8個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。

(b-2-1-2) 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、逃がし安全弁（2個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。

(b-2-2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、

逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁窒素ガス供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

なお、逃がし安全弁用窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で逃がし安全弁用窒素ガスポンベの切替えが可能な設計とする。

(b-2-3) 代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧

(b-2-3-1) 代替直流電源設備による復旧

全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、可搬型直流電源設備により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

(b-2-3-2) 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、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所内常設蓄電式直流電源設備を受電し、作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

(b-3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、本系統は、(b-1-2) 手動による原子炉減圧と同じであ

る。

(b-4) インターフェイスシステム L O C A 発生時に用いる設備

インターフェイスシステム L O C A 発生時の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、高圧の原子炉冷却材が原子炉建物原子炉棟へ漏えいして蒸気となり、原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

残留熱除去系注水弁及び低圧炉心スプレイ系注水弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。

逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスボンベの容量の設定も含めて、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室で可能な設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

逃がし安全弁 ((1), (ii), b. 主蒸気系と兼用)

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

個 数 12

容 量 約 15L/個

S R V 用電源切替盤

個 数 1

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル

個 数 1 式

[可搬型重大事故等対処設備]

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）

個 数 2（予備2）

容 量 約 24Ah/個

(c) 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設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却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、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、発電用原子炉を冷却し、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の設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、低圧原子炉代替注水系（常設）を設ける。

(c-1) 原子炉運転中の場合に用いる設備

(c-1-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(c-1-1-1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、非常用交流電源設備に加

えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(c-1-1-2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

(c-1-2) サポート系故障時に用いる設備

(c-1-2-1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、(c-1-1-1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却と同じである。



(c-1-2-2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は，(c-1-1-2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却と同じである。

(c-1-2-3) 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

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により，残留熱除去系（低圧注水モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧する。

残留熱除去系（低圧注水モード）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，残留熱除去ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

(c-1-2-4) 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により，低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，低圧炉心スプレイ系を復旧する。

低圧炉心スプレイ系は，常設代替交流電源設備からの給電に

より機能を復旧し，低圧炉心スプレイ・ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へスプレイすることで炉心を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

(c-1-3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備

(c-1-3-1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による残留溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に，溶融炉心を冷却し，原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として，低圧原子炉代替注水系（常設）は，低圧原子炉代替注水ポンプにより，低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本システムの詳細については，(c-1-1-1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却に記載する。

(c-1-3-2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残留溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に，溶融炉心を冷却し，原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として，低圧原子炉代替注水系（可搬型）は，大量送水車により，

代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する熔融炉心を冷却できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車からの送水により海を利用できる設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

本系統の詳細については、(c-1-1-2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却に記載する。

(c-2) 原子炉停止中の場合に用いる設備

(c-2-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(c-2-1-1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、(c-1-1-1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却と同じである。

(c-2-1-2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、(c-1-1-2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却と同じ

である。

(c-2-2) サポート系故障時に用いる設備

(c-2-2-1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は，  
(c-1-1-1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却と同じである。

(c-2-2-2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は，  
(c-1-1-2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却と同じである。

(c-2-2-3) 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

発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去ポンプ及び熱交換器を經由して原子炉圧力

容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

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については、ヌ、(2)、(iv) 代替電源設備に記載する。

低圧原子炉代替注水系（常設）は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ・ポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧原子炉代替注水系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また、低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイ・

ポンプ及びサプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。

大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプ並びに原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなる

ことを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、残留熱除去系に対しては水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、低圧炉心スプレイ系に対しては、系統全体に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性及び独立性、位置的分散については、又、(2)、(iv) 代替電源設備に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

低圧原子炉代替注水系（常設）

低圧原子炉代替注水ポンプ

(リ、(3)、(ii)、a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備及びリ、(3)、(ii)、c. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備と兼用)

台数	1（予備1）
容量	約 230m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	約 190m

[可搬型重大事故等対処設備]

低圧原子炉代替注水系（可搬型）

大量送水車

(ニ、(3)、(ii) 燃料プールの冷却等のための設備他と

兼用)

(4) その他の主要な事項

(i) 残留熱除去系

残留熱除去系は、その運転方法（モード）により次の各機能をもたせる。すなわち、原子炉停止後、崩壊熱と原子炉圧力容器、配管及び冷却材の保有熱とを除去する原子炉停止時冷却モード並びに非常用炉心冷却系としての低圧注水モードの各機能をもたせ、ポンプ、熱交換器等で構成する。

また、本系統は、想定される重大事故等時においても使用する。

a. ポンプ

台数	3
容量	約 1200m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	約 95m

b. 熱交換器

基数	2
----	---

(ii) 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後、何らかの原因で給水系が停止した場合に原子炉水位を維持するための設備であり、原子炉蒸気の一部を用いたタービン駆動ポンプにより、サプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注入する。

ポンプ

台数	1
容量	約 100m <sup>3</sup> /h
全揚程	約 120m～約 900m

(iv) 原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系は、原子炉補機の冷却を行うための設備であり、ポンプ、熱交換器等で構成する。



また、この系統は、想定される重大事故等時においても使用する。

(v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

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機能が喪失した場合において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、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、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の設備として、格納容器フィルタベント系及び原子炉補機代替冷却系を設ける。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、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の重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

本系統の詳細については、リ、(3)、(ii)、b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備に記載する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、原子炉補機代替冷却系は、サブプレッション・チェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、屋外の接続口より移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

移動式代替熱交換設備は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大型送水ポンプ車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備については、ヌ、(2)、(iv) 代替電源設備に記載する。

格納容器フィルタベント系は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却

系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。

また、格納容器フィルタベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作機構を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。

格納容器フィルタベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性及び独立性を有する設計とし、大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）

に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉補機代替冷却系は、格納容器フィルタベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物及び格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプ並びに原子炉建物外の格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機海水系に対して独立性を有するとともに、移動式代替熱交換設備から屋外の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。

また、大型送水ポンプ車から屋内の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉補機代替冷却系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性及び独立性、位置的分散については、又、  
(2)、(iv) 代替電源設備にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器フィルタベント系

第1ベントフィルタスクラバ容器

(リ, (3), (ii), b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備他と兼用)

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器

(リ, (3), (ii), b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備他と兼用)

圧力開放板

(リ, (3), (ii), b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備他と兼用)

遠隔手動弁操作機構

(リ, (3), (ii), b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備他と兼用)

[可搬型重大事故等対処設備]

原子炉補機代替冷却系

移動式代替熱交換設備

(リ, (3), (ii), b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及びニ, (3), (ii) 燃料プールの冷却等のための設備と兼用)

数 量 2 (予備1)

熱交換器

組 数 1

伝熱容量 約 23MW (海水温度 30℃において)

移動式代替熱交換設備淡水ポンプ

台 数 2

容 量 約 300m<sup>3</sup>/h/台

全揚程 約 75m

## 大型送水ポンプ車

(リ, (3), (ii), b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備, ニ, (3), (ii) 燃料プールの冷却等のための設備及びホ, (4), (vi) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備と兼用)

台 数 2 (予備 1)

容 量 約 1,800m<sup>3</sup>/h/台

吐出圧力 1.2MPa[gage]

### (vi) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に, 重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて, 発電用原子炉施設には, 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備のうち, 重大事故等の収束に必要なとなる水源として, 低圧原子炉代替注水槽, サプレッション・チェンバ及びほう酸水貯蔵タンクを設ける。

これら重大事故等の収束に必要なとなる水源とは別に, 代替淡水源として輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2) を設ける。

また, 淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2) が使用できない場合に, 海を水源として利用できる設計とする。

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備のうち, 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して, 重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な設備として, 大量送水車を設ける。

また, 海を利用するために必要な設備として, 大量送水車を設ける。  
代替水源からの移送ルートを確認し, ホース及びポンプについて

は、複数箇所に分散して保管する。

a. 重大事故等の収束に必要な水源

(a) 低圧原子炉代替注水槽を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）の水源として、低圧原子炉代替注水槽を使用する。

各系統の詳細については、ホ、(3)、(ii)、b.(c) 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設備、リ、(3)、(ii)、a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備及びリ、(3)、(ii)、c. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備に記載する。

(b) サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード、格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード）の水源として、サプレッション・チェンバを使用する。

各系統の詳細については、ホ、(4)、(i) 残留熱除去系、ホ、(3)、(ii)、a. 非常用炉心冷却系、ホ、(4)、(ii) 原子炉隔離時冷却系、ホ、(3)、(ii)、b.(a) 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設備及びリ、(3)、(ii)、b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備に記載する。

(c) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として、ほう酸水貯蔵タンクを使用する。

本系統の詳細については、へ、(5)、(xii) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備に記載する。

(d) 代替淡水源を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源として、また、燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の水源として、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を使用する。

各系統の詳細については、ホ、(3)、(ii)、b.(c) 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設備、リ、(3)、(ii)、a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備及びリ、(3)、(ii)、c. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備及びニ、(3)、(ii) 燃料プールの冷却等のための設備に記載する。

(e) 海を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）



が使用できない場合に、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源として、また、燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の水源として海を利用するための重大事故等対処設備として、大量送水車を使用する。

大量送水車は、海水を各系統へ供給できる設計とする。

また、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車及び原子炉建物放水設備の大型送水ポンプ車の水源として、海を使用する。

各系統の詳細については、ホ、(3)、(ii)、b.(c) 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設備、ホ、(4)、(v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備、リ、(3)、(ii)、a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備、リ、(3)、(ii)、c. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備、ニ、(3)、(ii) 燃料プールの冷却等のための設備及びリ、(3)、(ii)、e. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備に記載する。

(f) 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）

想定される重大事故等が発生した場合において、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺の確認ができる設備として、構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）を設置する。

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、中央制御室及び緊急時対策所から輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の周辺を監視することが可能な設計とする。

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

b. 水源へ水を供給するための設備

(a) 低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための設備

重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として，大量送水車を使用する。

大量送水車は，代替淡水源である輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の淡水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。

また，淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）が使用できない場合に，重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として，大量送水車を使用する。

大量送水車は，海水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

低圧原子炉代替注水槽（ヌ，(3)，(x) 低圧原子炉代替注水槽と兼用)

サプレッション・チェンバ（リ，(1) 原子炉格納施設の構造及び設備と兼用)

ほう酸水貯蔵タンク（へ，(4) 非常用制御設備と兼用)

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上)

[可搬型重大事故等対処設備]

大量送水車

(ニ，(3)，(ii) 燃料プールの冷却等のための設備と兼用)

「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」の記述のうち、2号炉に関して、「原子炉」を「発電用原子炉」、「そう入」を「挿入」に読み替え、「(1) 計装、(ii) その他の主要な計装の種類」、「(2) 安全保護回路」(ただし「(ii) その他の主要な安全保護回路の種類」を除く。), 「(4) 非常用制御設備、(ii) 主要な機器の個数及び構造」及び「(5) その他の主要な事項、(vi) 中央制御室」の記述を以下のとおり変更する。

また「(5) その他の主要な事項、(vii) 原子炉水位制御系」、「同(ix) 原子炉再循環ポンプ・トリップ機能」、「同(x) 所内用空気系」、「同(xi) 計装用空気系」、「同(xii) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」及び「同(xiii) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」の記載を追加する。

#### へ 計測制御系統施設の構造及び設備

##### (1) 計装

##### (ii) その他の主要な計装の種類

発電用原子炉施設の監視及び制御のため、原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環流量、給水流量、主蒸気流量、制御棒駆動水圧力等の計測制御装置を設ける。

重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ(炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ)は、十、ハ、(1) 第10-1表 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パラメータの選定で分

類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、十、ハ、(1) 第 10-1 表 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パラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。

a. 監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、十、ハ、(1) 第 10-1 表 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計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。

b. 計器電源喪失時に使用する設備

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備については、ヌ、(2)、(iv) 代替電源設備に記載する。

また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

c. パラメータ記録時に使用する設備

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録できる設計とする。

(2) 安全保護回路

安全保護回路(安全保護系)は、「原子炉停止回路(原子炉保護系)」及び「その他の主要な安全保護回路(工学的安全施設作動回路)」で構

成する。

安全保護回路は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

(i) 原子炉停止回路の種類

原子炉停止回路（原子炉保護系）は、次に示す条件により発電用原子炉をスクラムさせるため、二重（2チャンネル）の「1 out of 2」方式の回路を設け、2チャンネルの同時作動によって発電用原子炉をスクラムさせる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. 格納容器圧力高
- d. 中性子束高（平均出力領域計装又は中間領域計装）
- e. 中性子計装不作動（平均出力領域計装又は中間領域計装）
- f. スクラム排出水容器水位高
- g. 主蒸気隔離弁閉
- h. 主蒸気止め弁閉
- i. 蒸気加減弁急速閉（タービン・バイパス弁不作動の場合）
- j. 主蒸気管放射線高
- k. 地震大

なお、原子炉保護系の電源喪失、原子炉モード・スイッチ「停止」及び手動の場合にも発電用原子炉はスクラムする。

(4) 非常用制御設備

(ii) 主要な機器の個数及び構造

ポンプ

台数	2（うち1台は予備）
容量	約 10m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	約 870m

ほう酸水貯蔵タンク

基数	1
容量	約 20m <sup>3</sup>

(5) その他の主要な事項

(vi) 中央制御室

中央制御室は、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視できるとともに、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため、監視カメラ、気象観測設備、公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し、中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

発電用原子炉施設には、火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。

気体状の放射性物質並びに火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、発電用原子炉の運転停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにする。また、中央制御室内にとどまり、必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務

形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、「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」及び「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」に示される 100mSv を下回るように遮蔽を設ける。その他、運転員その他の従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける。さらに、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定する。また、固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等は、現場の状況を踏まえ、評価条件を設定する。固定源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより運転員を防護できる設計とする。可動源に対しては、中央制御室換気系の隔離等の対策により運転員を防護できる設計とする。有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤は、保守管理及び運用管理を適切に実施する。

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。



炉心の著しい損傷が発生した場合においても、運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、LEDライト（三脚タイプ）、再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用チャコール・フィルタ・ユニット、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室換気系は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタを内蔵した非常用チャコール・フィルタ・ユニット並びにチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンからなる非常用ラインを設け、非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通した外気を取り込み、中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。

また、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室換気系は外気との連絡口を遮断し、非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離するとともに、中央制御室待避室を中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故時に、中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

また、全面マスク等の着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備する。

再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡を行うため、無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）を使用する。

無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためにプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を設置する。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である非常用照明が使用できない場合の重大事故等対処設備としてLEDライト（三脚タイプ）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、外気と中央制御室との間が

正圧化に必要な差圧が確保できていること、及び中央制御室と中央制御室待避室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため、中央制御室差圧計及び待避室差圧計を使用する。

また、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握するため、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。また、照明については、チェンジングエリア用照明により確保できる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として、非常用ガス処理系及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を使用する。非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排気ファン、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、非常用ガス処理系排気ファンにより原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒に沿わせて設ける排気管から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。

原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建物に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリ

を形成する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止できる設計とする。なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室から遠隔操作又は現場において人力により操作できる設計とする。

非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、チ、(1)、(v) 遮蔽設備に記載する。

再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用チャコール・フィルタ・ユニット、中央制御室待避室正圧化装置(空気ボンベ)、中央制御室差圧計及び待避室差圧計は、チ、(1)、(vi) 換気空調設備に記載する。

代替交流電源設備は、ヌ、(2)、(iv) 代替電源設備に記載する。

非常用ガス処理系は、リ、(4)、(ii) 非常用ガス処理系に記載する。

#### [常設重大事故等対処設備]

中央制御室遮蔽

(チ、(1)、(v) 遮蔽設備と兼用)

中央制御室待避室遮蔽

(チ、(1)、(v) 遮蔽設備と兼用)

無線通信設備(固定型)

(ヌ、(3)、(vii) 通信連絡設備と兼用)

衛星電話設備(固定型)

(ヌ、(3)、(vii) 通信連絡設備と兼用)

再循環用ファン

(チ、(1)、(vi) 換気空調設備と兼用)

チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン

(チ, (1), (vi) 換気空調設備と兼用)

非常用チャコール・フィルタ・ユニット

(チ, (1), (vi) 換気空調設備と兼用)

中央制御室差圧計

(チ, (1), (vi) 換気空調設備と兼用)

待避室差圧計

(チ, (1), (vi) 換気空調設備と兼用)

非常用ガス処理系排気ファン

(リ, (4), (ii) 非常用ガス処理系と兼用)

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置

個 数 2

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室待避室正圧化装置 (空気ボンベ)

(チ, (1), (vi) 換気空調設備と兼用)

LEDライト (三脚タイプ)

個 数 2 (予備 1)

酸素濃度計

個 数 2 (予備 1)

二酸化炭素濃度計

個 数 2 (予備 1)

プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)

個 数 1 (予備 1)

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

(vii) 原子炉水位制御系

原子炉水位を一定に保つようにするため、原子炉水位制御系を設ける。

この系は、原子炉給水流量、主蒸気流量及び原子炉水位の信号を取り入れ、タービン駆動給水ポンプの速度を調整すること等により原子炉給水流量を制御する。

(ix) 再循環ポンプ・トリップ機能

タービン・トリップ又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力を抑制するため、主蒸気止め弁の閉止又は蒸気加減弁急速閉止の信号により、再循環ポンプ2台を同時にトリップする機能を設ける。

(x) 所内用空気系

所内用空気系は、圧縮機、空気レシーバ等で構成する。空気レシーバを経て供給される圧縮空気は、ろ過機の逆洗、ほう酸水貯蔵タンクの攪拌等に用いる。

(xi) 計装用空気系

計装用空気系は、圧縮機、空気レシーバ、空気乾燥器等で構成する。

本システムにより圧縮空気を供給される機器は、空気作動の弁、制御器等である。計装用空気系の圧縮機が故障した場合でも、所内用空気系の圧縮機によって、計装用空気系に圧縮空気を供給できる設計とする。

(xii) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行し、炉心の著しい損傷を

防止するための設備として、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）及びほう酸水注入系を設ける。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチについては、(5)、(xiii) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備に記載する。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

また、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。

(b) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故

等対処設備として、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により、原子炉再循環ポンプ2台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を制御できる設計とする。

また、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、原子炉再循環ポンプを停止させることができる設計とする。

(c) ほう酸水注入

原子炉保護系、制御棒、制御棒駆動機構、制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

個 数 1

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

個 数 1

制御棒

（へ，（3） 制御設備と兼用）

制御棒駆動機構

（へ，（3） 制御設備と兼用）

水圧制御ユニット

（へ，（3） 制御設備と兼用）

ほう酸水注入系

（へ，（4） 非常用制御設備他と兼用）



(xiii) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に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の設備として、逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）及び逃がし安全弁窒素ガス供給系を設ける。

逃がし安全弁については、ホ、(3)、(ii)、b.(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備に記載する。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 原子炉減圧の自動化

自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。

12個の逃がし安全弁のうち、2個がこの機能を有している。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系による自動減圧を阻止し、代替自動減圧起動阻止スイッチにより

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁窒素ガス供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

なお、逃がし安全弁用窒素ガスボンベの圧力が低下した場合は、現場で逃がし安全弁用窒素ガスボンベの切替えが可能な設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

代替自動減圧ロジック

（代替自動減圧機能）

個数 1

自動減圧起動阻止スイッチ

個数 2

代替自動減圧起動阻止スイッチ

個数 1

[可搬型重大事故等対処設備]

逃がし安全弁用窒素ガスボンベ

個数 15（予備 15）

容量 約 47L/個

充填圧力 約 15MPa[gage]

「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備」の記述のうち、2号炉に関して、「原子炉」を「発電用原子炉」に、「0」を「L」に読み替え、「(2) 液体廃棄物の廃棄設備、(i) 構造」、「同(Ⅲ) 排水口の位置」及び「(3) 固体廃棄物の廃棄設備、(i) 構造」の記述を以下のとおり変更する。

## ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

### (2) 液体廃棄物の廃棄設備

#### (i) 構造

液体廃棄物の廃棄設備（液体廃棄物処理系）は、廃棄物の性状に応じて処理するため、機器ドレン系（1号及び2号炉共用、既設）、床ドレン・化学廃液系（1号及び2号炉共用、既設）、ランドリ・ドレン系（1号及び2号炉共用、既設）等で構成する。

a. 機器ドレン系は、機器ドレン・タンク、ろ過脱塩器、脱塩器、処理水タンク等で構成する。

本系の処理済液は、復水貯蔵タンクに回収して再使用する。

b. 床ドレン・化学廃液系は、床ドレン・タンク、化学廃液タンク、濃縮器、ろ過脱塩器、脱塩器、処理水タンク等で構成する。

本系の処理済液は、原則として復水貯蔵タンクに回収して再使用するが、一部については放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水放水路に放出する場合がある。

c. ランドリ・ドレン系は、収集タンク、濃縮器、脱塩器、サンプル・タンク、ろ過器、ランドリ・ドレン・タンク等で構成する。

本系の処理済液は、放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水放水路に放出する。

これら液体廃棄物処理系の主要機器は独立した区域に設けるか、せきを設置する等、放射性物質の漏えいを防止する設計とする。

#### (Ⅲ) 排水口の位置

排水口は、発電所敷地前面の沖合約100mの海底に設置する復水器

冷却水放水口（1号，2号及び3号炉共用，既設）である。

### (3) 固体廃棄物の廃棄設備

#### (i) 構造

固体廃棄物の廃棄設備（固体廃棄物処理系）は，廃棄物の種類に応じて処理又は貯蔵保管するため，濃縮廃液タンク（1号及び2号炉共用，既設），ランドリ・ドレン濃縮廃液タンク（1号及び2号炉共用，既設），樹脂貯蔵タンク（1号及び2号炉共用，既設），スラッジ貯蔵タンク（1号及び2号炉一部共用，既設），ドラム詰装置（1号及び2号炉共用），雑固体廃棄物焼却設備（1号，2号及び3号炉共用，既設），雑固体廃棄物処理設備（1号，2号及び3号炉共用，既設），減容機（1号及び2号炉共用，既設），サイトバンカ（1号，2号及び3号炉共用，既設），固体廃棄物貯蔵所（1号，2号及び3号炉共用，既設）等で構成する。

床ドレン・化学廃液系の濃縮器から発生する濃縮廃液は，濃縮廃液タンクで放射能を減衰させた後，ドラム詰装置でドラム缶内に固化材（セメント）と混合して固化し貯蔵保管する。

ランドリ・ドレン系の濃縮器から発生する濃縮廃液は，ランドリ・ドレン濃縮廃液タンクに集め放射能を減衰させた後，雑固体廃棄物焼却設備で焼却する。焼却灰はドラム缶に詰めて貯蔵保管するか，又は雑固体廃棄物処理設備で熔融した後，ドラム缶内にモルタル固化して貯蔵保管する。

復水系及び液体廃棄物処理系の脱塩器から発生する使用済樹脂及びろ過脱塩器から発生するフィルタ・スラッジは，樹脂貯蔵タンク及びスラッジ貯蔵タンクに貯蔵し放射能を減衰させた後，雑固体廃棄物焼却設備で焼却する。焼却灰はドラム缶に詰めて貯蔵保管するか，又は雑固体廃棄物処理設備で熔融した後，ドラム缶内にモルタル固化して貯蔵保管する。

復水系及び液体廃棄物処理系以外の脱塩器から発生する使用済樹

脂及びろ過脱塩器から発生するフィルタ・スラッジは、樹脂貯蔵タンク及びスラッジ貯蔵タンクに貯蔵する。

可燃性雑固体廃棄物は、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか、又は雑固体廃棄物焼却設備で焼却する。焼却灰はドラム缶に詰めて貯蔵保管するか、又は雑固体廃棄物処理設備で熔融した後、ドラム缶内にモルタル固化して貯蔵保管する。不燃性雑固体廃棄物は、圧縮可能なものは圧縮減容し、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか、又は雑固体廃棄物処理設備で、熔融してドラム缶内にモルタル固化するか、若しくは熔融しないでドラム缶内にモルタル固化して、貯蔵保管する。

なお、貯蔵保管している可燃性雑固体廃棄物、焼却灰、不燃性雑固体廃棄物についても必要に応じて焼却、熔融、モルタル固化し、ドラム缶に詰めて貯蔵保管する。

また、使用済制御棒等の放射化された機器は燃料プールに貯蔵した後、サイトバンカに貯蔵保管する。

雑固体廃棄物焼却設備及び雑固体廃棄物処理設備からの排ガスは、フィルタを通し放射性物質濃度を監視しつつ専用の排気口から放出する。

固体廃棄物処理系は、廃棄物の破砕、圧縮、焼却、熔融、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等を防止する設計とする。

上記濃縮廃液等を詰めたドラム缶等は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵所に貯蔵保管する。

なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。

「チ 放射線管理施設の構造及び設備」の記述のうち、2号炉に関して、  
「(1) 屋内管理用の主要な設備の種類、(iii) 放射線監視設備」及び「(2)  
屋外管理用の主要な設備の種類」の記述を以下のとおり変更し、「(1) 屋  
内管理用の主要な設備の種類、(v) 遮蔽設備」及び「同 (vi) 換気空調  
設備」の記載を追加する。

#### チ 放射線管理施設の構造及び設備

発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の安全管理を確実に行  
うため、次の放射線管理施設を設ける。

##### (1) 屋内管理用の主要な設備の種類

###### (iii) 放射線監視設備

各系統の放射性物質の濃度、管理区域内等の主要箇所的外部放射  
線に係る線量当量率等を監視、測定するために、プロセス放射線モ  
ニタリング設備、エリア放射線モニタリング設備及び放射線サーベ  
イ機器（1号、2号及び3号炉共用、既設）を設ける。

プロセス放射線モニタリング設備及びエリア放射線モニタリング  
設備については、設計基準事故時における迅速な対応のために必要  
な情報を中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。

重大事故等時の燃料プール上部の空間線量率を測定するための燃  
料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）につい  
ては、ニ、(3)、(ii) 燃料プールの冷却等のための設備に記載する。

重大事故等時の原子炉格納容器内の放射線量率を測定するための  
格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）及び格納容器雰囲気  
放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）を設ける。

格納容器フィルタベント系の排出経路における放射性物質濃度を  
測定するための第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・  
低レンジ）については、リ、(3)、(ii)、d. 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に記載する。

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための加圧判断ができるよう、放射線量を監視、測定するための可搬式エリア放射線モニタについては、ヌ、(3)、(vi) 緊急時対策所に記載する。

プロセス放射線モニタリング設備	一式
エリア放射線モニタリング設備	一式
放射線サーベイ機器	
(1号、2号及び3号炉共用、既設)	一式

[常設重大事故等対処設備]

燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)

(ニ、(3)、(ii) 燃料プールの冷却等のための設備及びへ 計測制御系統施設の構造及び設備と兼用)

高レンジ

個 数 1

低レンジ

個 数 1

格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)

(へ 計測制御系統施設の構造及び設備と兼用)

個 数 2

格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)

(へ 計測制御系統施設の構造及び設備と兼用)

個 数 2

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

(へ 計測制御系統施設の構造及び設備及びり、(3)、(ii)、d.

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と兼用)

高レンジ

個 数 2

低レンジ

個 数 1

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬式エリア放射線モニタ

(ヌ, (3), (vi) 緊急時対策所と兼用)

個 数 1 (予備 1)

(v) 遮蔽設備

放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するため、遮蔽設備を設ける。

a. 中央制御室遮蔽

中央制御室遮蔽は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。また、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、100mSv を下回るよう設計する。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な遮蔽設備として、中央制御室遮蔽を設ける。

b. 中央制御室待避室遮蔽

炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設け、中央制御室待避室には、遮蔽設備として、中央制御室待避室遮蔽を設ける。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室遮蔽

(へ, (5), (vi) 中央制御室と兼用) 一式



中央制御室遮蔽は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

中央制御室待避室遮蔽

(へ, (5), (vi) 中央制御室と兼用) 一式

c. 緊急時対策所遮蔽

重大事故等が発生した場合においても、緊急時対策所で当該重大事故等に対処するために必要な遮蔽設備として、緊急時対策所遮蔽を設置する設計とする。

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

本設備については、ヌ, (3), (vi) 緊急時対策所に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

緊急時対策所遮蔽

(ヌ, (3), (vi) 緊急時対策所と兼用) 一式

(vi) 換気空調設備

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去低減が可能な換気空調設備を設ける。

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

a. 原子炉棟換気系、タービン建物換気系及び廃棄物処理建物換気系

原子炉棟換気系、タービン建物換気系及び廃棄物処理建物換気系は、それぞれ原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物に外気を供給し、その排気を必要に応じてフィルタを通して排気筒

から大気へ放出する。

b. 中央制御室換気系

中央制御室等の換気及び冷暖房を行うための中央制御室換気系を設ける。

中央制御室換気系には、通常のラインの他、チャコール・フィルタを内蔵した非常用チャコール・フィルタ・ユニット及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンからなる非常用ラインを設け、設計基準事故時には外気との連絡口を遮断し、チャコール・フィルタを通る系統隔離運転モードとし、運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気をチャコール・フィルタで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対し、中央制御室換気系の外気取入れを手動で遮断し、系統隔離運転モードに切り替えることが可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な換気空調設備として、中央制御室換気系は、粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタを内蔵した非常用チャコール・フィルタ・ユニット並びにチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンからなる非常用ライン及び中央制御室外気取入調節弁を設ける。

[常設重大事故等対処設備]

再循環用ファン

(へ、(5)、(vi) 中央制御室と兼用)

台 数	1 (予備 1)
容 量	約 120,000m <sup>3</sup> /h/台

チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン

(へ, (5), (vi) 中央制御室と兼用)

台 数 1 (予備 1)

容 量 約 32,000m<sup>3</sup>/h/台

非常用チャコール・フィルタ・ユニット

(へ, (5), (vi) 中央制御室と兼用)

基 数 1

粒子除去効率 99.9%以上 (0.3μm 以上の粒子)

よう素除去効率 95%以上 (相対湿度 70%以下において)

中央制御室差圧計

(へ, (5), (vi) 中央制御室と兼用)

個 数 1

c. 中央制御室待避室正圧化装置 (空気ボンベ)

炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室待避室を正圧化し、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐために必要な換気空調設備として、中央制御室待避室正圧化装置 (空気ボンベ) を設ける。

[常設重大事故等対処設備]

待避室差圧計

(へ, (5), (vi) 中央制御室と兼用)

個 数 1

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室待避室正圧化装置 (空気ボンベ)

空気ボンベ (へ, (5), (vi) 中央制御室と兼用)

本 数 15 (予備 35)

容 量 約 50L/本

充填圧力 約 19.6MPa [gage]

d. 緊急時対策所換気空調設備

緊急時対策所の緊急時対策所換気空調設備は、重大事故等時において、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。なお、緊急時対策所換気空調設備の設計にあたっては、緊急時対策所の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。また、緊急時対策所外の火災により発生するばい煙又は有毒ガスに対する換気設備の隔離及びその他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

緊急時対策所の緊急時対策所換気空調設備として、差圧計を設置し、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）を保管する設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

差圧計

(又, (3), (vi) 緊急時対策所と兼用)

個 数 1

[可搬型重大事故等対処設備]

緊急時対策所空気浄化送風機

(又, (3), (vi) 緊急時対策所と兼用)

台 数 1 (予備 2)

容 量 約 1,500m<sup>3</sup>/h/台

緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

(又, (3), (vi) 緊急時対策所と兼用)

型 式 横型

基 数 1 (予備 2)

容 量	約 1,500m <sup>3</sup> /h/基
効 率	
単体除去効率	99.97%以上 (0.15 μ m 粒子) / 95%以上 (有機よう素), 99%以上 (無機よう素)
総合除去効率	99.99%以上 (0.7 μ m 粒子) / 99.75%以上 (有機よう素), 99.99%以上 (無機よう素)

#### 緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンペ)

(又, (3), (vi) 緊急時対策所と兼用)

本 数	454 (予備 86)
容 量	約 50L/本
充填圧力	約 19.6MPa[gage]

#### (2) 屋外管理用の主要な設備の種類

発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電所外へ放出する放射性物質の濃度、発電所敷地内外の放射線等を監視するために排気筒モニタ、液体廃棄物処理系排水モニタ (1号及び2号炉共用, 既設)、敷地境界付近固定モニタリング設備 (1号, 2号及び3号炉共用, 既設)、放射能観測車 (1号, 2号及び3号炉共用, 既設) 及び気象観測設備 (1号, 2号及び3号炉共用, 既設) を設ける。

排気筒モニタ、液体廃棄物処理系排水モニタ並びに敷地境界付近固定モニタリング設備のうちモニタリング・ポストについては、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。

モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の

短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。なお、無停電電源装置及び非常用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。

モニタリング・ポストから中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所までのデータ伝送系は、多様性を有する設計とする。指示値は、中央制御室で監視及び記録を行うことができる設計とする。また、緊急時対策所でも監視することができる設計とする。

モニタリング・ポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発する設計とする。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備として、可搬式モニタリング・ポスト、放射能測定装置及び小型船舶を設ける。

モニタリング・ポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、可搬式モニタリング・ポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリング・ポストを代替し得る十分な個数を保管する。

また、可搬式モニタリング・ポストは、重大事故等が発生した場合

に、発電所海側及び緊急時対策所付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。

可搬式モニタリング・ポストの指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。

放射能観測車のダスト・よう素サンプル、よう素モニタ又はダストモニタが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する。

放射性物質の濃度及び放射線量を測定するための重大事故等対処設備として、放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壤中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。発電所の周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。

これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として、可搬式気象観測装置を設ける。

気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、可搬式気象観測装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその

結果を記録できる設計とする。

可搬式気象観測装置の指示値は，衛星系回線により伝送し，緊急時対策所で監視できる設計とする。

モニタリング・ポストは，非常用所内電源に接続しており，非常用所内電源が喪失した場合は，代替交流電源設備である常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

常設代替交流電源設備については，ヌ，(2)，(iv) 代替電源設備に記載する。

排気筒モニタ	一式
液体廃棄物処理系排水モニタ	一式
敷地境界付近固定モニタリング設備	一式
放射能観測車	一式
気象観測設備	一式

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬式モニタリング・ポスト(ヌ，(3)，(vi) 緊急時対策所と兼用)

個 数 10 (予備 2)

放射能測定装置 一式 (予備を含む。)

小型船舶

個 数 1 (予備 1)

可搬式気象観測装置

個 数 1 (予備 1)



「リ 原子炉格納施設の構造及び設備」の記述のうち、2号炉に関して、「電気事業法」に基づく「通商産業省令」を「原子力規制委員会規則」、  
「窒素ガス置換系」を「窒素ガス制御系」に読み替え、「(1) 原子炉格納  
容器の構造」(ただし「(i) 形式」以降を除く。)及び「(2) 原子炉格納  
容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率」の記述を以下のとおり変更  
し、「(3) 非常用格納容器保護設備の構造、(ii) 重大事故等対処設備」  
及び「(4) その他の主要な事項、(iii) 水素爆発による原子炉建物等の損  
傷を防止するための設備」の記載を追加する。

## リ 原子炉格納施設の構造及び設備

### (1) 原子炉格納容器の構造

原子炉格納容器は、上下部半球胴部円筒形のドライウエル、円環形  
のサプレッション・チェンバ等からなる圧力抑制形であり、その基礎  
は岩盤で支持する。

原子炉格納容器は、「原子力規制委員会規則」に基づき、設計、製作  
及び検査を行い、これらに適合する構造とする。なお、必要に応じ日  
本産業規格、米国機械学会規格等を援用する。

原子炉格納容器の最低使用温度は10℃とする。

### (2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率

原子炉格納容器

最高使用圧力*	427kPa[gage]
最高使用温度*	ドライウエル 171℃
	サプレッション・チェンバ 104℃
漏えい率	0.5%/d 以下

原子炉格納容器内空間部容積に対し、常温、  
空気、最高使用圧力の0.9倍の圧力において

※ 設計基準対象施設としての値

原子炉格納容器は、重大事故等時において、設計基準対象施設とし

での最高使用圧力及び最高使用温度を超えることが想定されるが、重大事故等時には設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。

(3) 非常用格納容器保護設備の構造

(ii) 重大事故等対処設備

a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

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重大事故等対処設備を設置及び保管する。炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器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重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、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に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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に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の設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける。

(a) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

(a-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(a-1-1) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）

は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(a-1-2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を経由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

(a-2) サポート系故障時に用いる設備

(a-2-1) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）

が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（常設）は、(a-1-1) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却と同じである。

(a-2-2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、(a-1-2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却と同じである。

(a-2-3) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（格納容器冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

(a-2-4) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサ

ポート系の故障により，残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により，サブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

(b) 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内冷却に用いる設備

(b-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(b-1-1) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系（格納容器冷却モード）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として，格納容器代替スプレイ系（常設）は，低圧原子炉代替注水ポンプにより，低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内にスプレイすることで，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ことができる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本システムの詳細については，(a-1-1) 格納容器代替スプレイ系

(常設)による原子炉格納容器の冷却に記載する。

(b-1-2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、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ことができる設計とする。

また、スプレイした水が原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

本系統の詳細については、(a-1-2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却に記載する。

(b-2) サポート系故障時に用いる設備

(b-2-1) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源

喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（常設）は、（a-1-1）格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却と同じである。

(b-2-2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、（a-1-2）格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却と同じである。

(b-2-3) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備は、「（a-2-3）常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧」と同じである。

(b-2-4) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の復旧

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備は、（a-2-4）常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プー

ル水冷却モード)の復旧と同じである。

格納容器代替スプレイ系(常設)及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)は、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の設備として兼用する設計とする。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備については、又、(2)、(iv) 代替電源設備に記載する。

格納容器代替スプレイ系(常設)は、残留熱除去系(格納容器冷却モード)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動できることで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系(格納容器冷却モード)に対して多様性を有する設計とする。

格納容器代替スプレイ系(常設)の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系(常設)の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また、格納容器代替スプレイ系(常設)は、低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系(格納容器冷却モード)に対して異なる水源を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及びサプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図



る設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）に対して多様性を有する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする格納容器代替スプレイ系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。

大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系

(可搬型)は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器代替スプレイ系(常設)及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器冷却モード)に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性,独立性及び位置的分散については,ヌ,(2),  
(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器代替スプレイ系(常設)

低圧原子炉代替注水ポンプ

(ホ,(3),(ii),b.(c) 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設備他と兼用)

[可搬型重大事故等対処設備]

格納容器代替スプレイ系(可搬型)

大量送水車

(ニ,(3),(ii) 燃料プールの冷却等のための設備他と兼

用)

b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

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過圧による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ために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、残留熱代替除去系を設け

る。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける。

(a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、残留熱代替除去系は、残留熱代替除去ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレーすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレーされた水とともに、ベント管を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環する。

残留熱代替除去系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車により冷却できる設計とする。

原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備を屋外の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発

生じた熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

(b) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去できる設計とする。また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。

本系統はサプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性

のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器フィルタベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用とする。

格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。遠隔手動弁操作機構の操作場所は、原子炉建物付属棟内とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、放射線防護を考慮した設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器等は、第1ベントフィルタ格納槽内に設置し、第1ベントフィルタスクラバ容器等の周囲には遮蔽体を設け、格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。残留熱代

替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。残留熱代替除去系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との隔離を考慮した設計とする。

残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・チェンバは原子炉建物原子炉棟内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については、ヌ、(2)、(iv) 代替電源設備に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

残留熱代替除去系

残留熱代替除去ポンプ

台数	1 (予備 1)
容量	約 150m <sup>3</sup> /h/台
全揚程	約 70m

残留熱除去系熱交換器 (ホ、(4)、(i) 残留熱除去系) と兼用)

基数	1
伝熱容量	約 9.1MW

格納容器フィルタベント系

第 1 ベントフィルタスクラバ容器

(ホ、(4)、(v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及びリ、(3)、(ii)、d. 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と兼用)

個数	4
系統設計流量	約 9.8kg/s
放射性物質除去効率	99.9%以上

(粒子状放射性物質に対して)

99%以上

(無機よう素に対して)

#### 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器

(ホ, (4), (v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及びり, (3), (ii), d. 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と兼用)

個数	1
系統設計流量	約 9.8kg/s
放射性物質除去効率	98%以上

(有機よう素に対して)

#### 圧力開放板

(ホ, (4), (v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及びり, (3), (ii), d. 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と兼用)

個数	1
設定破裂圧力	約 80kPa[gage]

#### 遠隔手動弁操作機構

(ホ, (4), (v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備と兼用)

個数	5
----	---

#### [可搬型重大事故等対処設備]

##### 残留熱代替除去系

##### 移動式代替熱交換設備

(ホ, (4), (v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備他と兼用)

##### 大型送水ポンプ車

(ホ, (4), (v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備他と兼用)



c. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

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重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、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できるよう、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための設備として、ペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける。

また、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制するための設備として、コリウムシールドを設ける。

(a) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備

(a-1) ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、ペDESTAL代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却で

きる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

また、コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。

(a-2) ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水をペDESTAL代替注水系を經由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

また、コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止で

きる設計とする。

(a-3) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウエル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

本系統の詳細については、a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備に記載する。

また、コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウエル機器ドレンサンプ及びドライウエル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。

(b) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

(b-1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）を使用する。なお、この場合は、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と並行して行う。

本系統の詳細については、ホ、(3)、(ii)、b. (c) 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設

備に記載する。

(b-2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を使用する。なお、この場合は、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と並行して行う。

本系統の詳細については、ホ，(3)，(ii)，b.(c) 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設備に記載する。

(b-3) 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、高圧原子炉代替注水系を使用する。なお、この場合は、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と並行して行う。

本系統の詳細については、ホ，(3)，(ii)，b.(a) 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設備に記載する。

(b-4) 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

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用する。なお、この場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び高圧原子炉代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して行う。

本系統の詳細については、へ，(5)，(xii) 緊急停止失敗時に

発電用原子炉を未臨界にするための設備に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備については，ヌ，(2)，(iv) 代替電源設備に記載する。

ペDESTAL代替注水系（常設），ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし，ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで，多様性を有する設計とする。

ペDESTAL代替注水系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，ペDESTAL代替注水系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を經由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を經由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，ペDESTAL代替注水系（常設）は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで，代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）に対して，異なる水源を有する設計とする。

更に，ペDESTAL代替注水系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は，格納容器スプレイ・ヘッドによるドライウエル内へのスプレイにより原子炉格納容器下部へ注水することで，原子炉格納容器下部に直接注水するペDESTAL代替注水系（可搬型）の流路に対して独立性を有する設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を經由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を經由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、ペDESTAL代替注水系（常設）並びにペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については、ヌ、(2)、(iv) 代替電源設備に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

ペDESTAL代替注水系（常設）

低圧原子炉代替注水ポンプ

(ホ、(3)、(ii)、b.(c) 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設備他と兼

用)

コリウムシールド

材 料            ジルコニア

厚      さ            約 0.13m 以上

低圧原子炉代替注水系（常設）

低圧原子炉代替注水ポンプ

（ホ，（3），（ii），b．（c） 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設備他と兼  
用）

高圧原子炉代替注水系

高圧原子炉代替注水ポンプ

（ホ，（3），（ii），b．（a） 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設備と兼用）

ほう酸水注入系

ほう酸水注入ポンプ（へ，（4） 非常用制御設備他と兼用）

ほう酸水貯蔵タンク（へ，（4） 非常用制御設備他と兼用）

[可搬型重大事故等対処設備]

ペDESTAL代替注水系（可搬型）

大量送水車

（ニ，（3），（ii） 燃料プールの冷却等のための設備他と兼  
用）

格納容器代替スプレイ系（可搬型）

大量送水車

（ニ，（3），（ii） 燃料プールの冷却等のための設備他と兼  
用）

低圧原子炉代替注水系（可搬型）

大量送水車

（ニ，（3），（ii） 燃料プールの冷却等のための設備他と兼

用)

d. 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、窒素ガス代替注入系を設ける。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を監視する設備として、水素濃度監視設備を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化する設計とする。

(a) 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-1) 窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化

原子炉格納容器内を不活性化するための重大事故等対処設備



として、窒素ガス代替注入系は、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給することで、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。

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

原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口水素濃度を設ける。

また、放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるよう、

第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設ける。

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

本系統の詳細については、b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備に記載する。

(b) 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

(b-1) 格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）

による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。

格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

(b-2) 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監視及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガ

スを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。

格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

なお、原子炉補機代替冷却系から冷却水を供給することにより、サンプリングガスを冷却できる設計とする。

常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、ヌ、(2)、(iv) 代替電源設備に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器フィルタベント系

第1ベントフィルタスクラバ容器

(リ、(3)、(ii)、b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備他と兼用)

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器

(リ、(3)、(ii)、b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備他と兼用)

圧力開放板

(リ、(3)、(ii)、b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備他と兼用)

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)

(チ、(1)、(iii) 放射線監視設備他と兼用)

格納容器水素濃度（S A）

(へ 計測制御系統施設の構造及び設備と兼用)

個 数 1

格納容器酸素濃度（S A）

(へ 計測制御系統施設の構造及び設備と兼用)

個 数 1

格納容器水素濃度（B系）

（へ 計測制御系統施設の構造及び設備と兼用）

個 数 1

格納容器酸素濃度（B系）

（へ 計測制御系統施設の構造及び設備と兼用）

個 数 1

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ガス代替注入系

可搬式窒素供給装置

台 数 1（予備1）

容 量 約 100m<sup>3</sup>/h[normal]/台

格納容器フィルタベント系

第1ベントフィルタ出口水素濃度

（へ 計測制御系統施設の構造及び設備と兼用）

個 数 1（予備1）

e. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として、原子炉建物放水設備及び海洋拡散抑制設備を設ける。

また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、原子炉建物放水設備を設ける。

(a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備

(a-1) 大気への放射性物質の拡散抑制

(a-1-1) 原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑

制

大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建物へ放水できる設計とする。大型送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できる設計とする。

(a-2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

(a-2-1) 海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制

海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備は、放射性物質吸着材、シルトフェンス等で構成する。

放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水排水路集水柵3箇所を設置できる設計とする。

シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する2箇所（2号炉放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とし、輪谷湾は小型船舶により設置できる設計とする。

(b) 原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備

(b-1) 航空機燃料火災への泡消火

(b-1-1) 原子炉建物放水設備による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とする。

[可搬型重大事故等対処設備]

## 大型送水ポンプ車

(ニ, (3), (ii) 燃料プールの冷却等のための設備と兼用)

台数	1 (予備 1)
容量	1,800m <sup>3</sup> /h/台
吐出圧力	1.4MPa[gage]

## 放水砲

(ニ, (3), (ii) 燃料プールの冷却等のための設備と兼用)

台数	1 (予備 1)
----	----------

## 泡消火薬剤容器

個数	5 (予備 1)
容量	1,000L/個

## 放射性物質吸着材

a) 雨水排水路集水柵 (No. 3 排水路) 用

個数	1 組/箇所
----	--------

b) 雨水排水路集水柵 (2 号炉放水槽南) 用

個数	1 組/箇所
----	--------

c) 雨水排水路集水柵 (2 号炉廃棄物処理建物南) 用

個数	1 組/箇所
----	--------

## シルトフェンス

a) 2 号炉放水接合槽用

本数	2 (予備 2) ※ <sup>1</sup>
----	-------------------------

※<sup>1</sup> 1 本の二重構造

b) 輪谷湾用

本数	32 (予備 2) ※ <sup>2</sup>
----	--------------------------

※<sup>2</sup> 16 本の二重構造

## 小型船舶

台数	1 (予備 1)
----	----------

(4) その他の主要な事項

(iii) 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を設ける。また、原子炉建物内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、原子炉建物水素濃度監視設備を設ける。

a. 水素濃度制御による原子炉建物等の損傷を防止するための設備

(a) 静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、静的触媒式水素処理装置は、運転員の起動操作を必要とせずに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建物原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素処理装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

b. 水素濃度監視

(a) 原子炉建物水素濃度監視設備による水素濃度測定

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の

うち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスの濃度を測定するため、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、原子炉建物水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備については、ヌ，(2)，(iv) 代替電源設備に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

静的触媒式水素処理装置

種 類	触媒反応式
個 数	18
水素処理容量	約 0.50kg/h/個

(水素濃度 4.0vol%，100℃，大気圧において)

静的触媒式水素処理装置入口温度

(へ 計測制御系統施設の構造及び設備と兼用)

個 数	2
計測範囲	0～100℃

静的触媒式水素処理装置出口温度

(へ 計測制御系統施設の構造及び設備と兼用)

個 数	2
計測範囲	0～400℃

原子炉建物水素濃度

(へ 計測制御系統施設の構造及び設備と兼用)

個 数	[触媒式] 1
	[熱伝導式] 6



「ヌ その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備」の記述のうち、2号炉に関して、「(2) 非常用電源設備の構造」の記述を以下のとおり変更し、「(1) 常用電源設備の構造」、「(3) その他の主要な事項、(i) 火災防護設備」、「同 (ii) 浸水防護設備」、「同 (iii) 所内ボイラ」、「同 (iv) 補機駆動用燃料設備」、「同 (v) 非常用取水設備」、「同 (vi) 緊急時対策所」、「同 (vii) 通信連絡設備」及び「同 (x) 低圧原子炉代替注水槽」の記載を追加する。

ヌ その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

(1) 常用電源設備の構造

(i) 発電機

台 数	1
容 量	約 870, 000kVA

(ii) 外部電源系

220kV	2回線(1号, 2号及び3号炉共用, 既設)((2) 非常用電源設備の構造と兼用)
66kV	1回線(1号及び2号炉共用, 既設)((2) 非常用電源設備の構造と兼用)

発電機, 外部電源系, 非常用所内電源系, その他の関連する電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流に対し, 検知できる設計とする。

(iii) 変圧器

a. 主変圧器

台 数	1
容 量	約 840, 000kVA
電 圧	15. 2kV/220kV (一次/二次)

b. 所内変圧器

台 数	2
容 量	約 32,000kVA/台
電 圧	15.2kV/6.9kV (一次/二次)

c. 起動変圧器

台 数	1
容 量	約 40,000kVA
電 圧	220kV/6.9kV (一次/二次)

d. 予備変圧器 (1号及び2号炉共用, 既設)

台 数	1
容 量	約 25,000kVA
電 圧	63kV/6.9kV (一次/二次)

(2) 非常用電源設備の構造

(i) 受電系統

220kV 2回線(1号, 2号及び3号炉共用,  
既設)((1) 常用電源設備  
の構造と兼用)

66kV 1回線(1号及び2号炉共用, 既設)  
( (1) 常用電源設備の構造  
と兼用)

(ii) 非常用ディーゼル発電機

a. 非常用ディーゼル発電機

台 数	2
出 力	約 5,840kW/台
起動時間	約 10 秒

b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

台 数	1
出 力	約 3,200kW

起動時間 約 13 秒

c. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

基数 5

容量 約 170kL/基 (2 基)

約 100kL/基 (3 基)

d. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

基数 1

容量 約 170kL

7 日間の外部電源喪失を仮定しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機 1 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台を 7 日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

(iii) 蓄電池

a. 蓄電池 (非常用)

型式 鉛蓄電池

組数 6

容量 A-115V 系蓄電池

約 1,200Ah/組

B-115V 系蓄電池及び B 1-115V  
系蓄電池 (S A)

約 4,500Ah/組

230V 系蓄電池 (R C I C)

約 1,500Ah/組

高圧炉心スプレイ系用蓄電池

約 500Ah/組

A－原子炉中性子計装用蓄電池  
約 90Ah/組

B－原子炉中性子計装用蓄電池  
約 90Ah/組

(iv) 代替電源設備

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

代替電源設備のうち，重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む。），可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。また，重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として，燃料補給設備を設ける。

a. 代替交流電源設備による給電

(a) 常設代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障（以下「全交流動力電源喪失」という。））した場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備は，ガスタービン発電機，ガスタービン発電機用サービスタンク，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，ガスタービン発電機用軽油タンク，電路，計測制御装置等で構成し，ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系，又は S A ロードセンタ，S A 1 コントロールセンタ及び S A 2

コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は、ガスタービン発電機用サービスタンクより自重でガスタービン発電機に燃料を補給できる設計とする。

また、ガスタービン発電機用サービスタンクの燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンクよりガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。

常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

(b) 可搬型代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用する。

可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を非常用高圧母線C系、非常用高圧母線D系、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。

高圧発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

b. 代替直流電源設備による給電

(a) 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用する。

所内常設蓄電式直流電源設備は、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）、SA用115V系蓄電池、B-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）、SA用115V系充電器、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から8時間後に、不要な負荷の切離しを行い、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をB-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）及びSA用115V系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

常設代替直流電源設備は、SA用115V系蓄電池、SA用115V系充電器、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、SA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をSA用115V系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

(b) 可搬型直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用する。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車、B 1 - 115V 系充電器 (S A)、S A 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用)、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を代替所内電気設備、B 1 - 115V 系充電器 (S A)、S A 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

高圧発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

可搬型直流電源設備は、高圧発電機車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。

可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

#### c. 代替所内電気設備による給電

設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用する。

代替所内電気設備は、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、S A ロードセンタ、S A 1 コントロールセンタ、S A 2 コントロールセンタ、充電器電源切替盤、S A 電源切替盤、重大事故操作盤、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系、計測制御装置等で構成し、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とす

る。

代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を図る設計とする。

#### d. 燃料補給設備による給油

重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ及びホースを使用する。

大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリへの軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。

常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ガスタービン発電機をガスタービンにより駆動することで、ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、原子炉建物から離れたガスタービン発電機建物内に設置することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレ



レイ系ディーゼル発電機，非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク，原子炉建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ，タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

常設代替交流電源設備は，ガスタービン発電機から非常用高圧母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備は，非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで，冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また，可搬型代替交流電源設備は，常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，高圧発電機車をディーゼルエンジンにより駆動することで，ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは，屋外の原子炉建物から離れた場所に保管することで，原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク，高圧炉心スプレ

イ系ディーゼル発電機燃料デイトンク，原子炉建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ，タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

また，可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは，ガスタービン発電機建物内に設置するガスタービン発電機，ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替交流電源設備は，高圧発電機車から非常用高圧母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備は，原子炉建物及び廃棄物処理建物内の非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統と異なる区画に設置することで，非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備は，蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統の蓄電池及び充電器から

直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統に対して独立性を有する設計とする。

常設代替直流電源設備は、廃棄物処理建物内に設置し、非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

常設代替直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

また、B 1 - 115V 系充電器 (S A)、S A 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) により交流電力を直流に変換できることで、蓄電池 (非常用) を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備の高圧発電機車、B 1 - 115V 系充電器 (S A)、S A 用 115V 系充電器、230V 系充電器 (常用) 及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所及び廃棄物処理建物内に設置又は保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発

電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク，原子炉建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ，タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び廃棄物処理建物内の異なる区画に設置する充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

可搬型直流電源設備は，高圧発電機車から直流母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から直流母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

代替所内電気設備の緊急用メタクラは，ガスタービン発電機建物内に設置し，S Aロードセンタ及びS A 1コントロールセンタは，原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで，非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備のメタクラ切替盤，S A電源切替盤及びS A 2コントロールセンタは，原子炉建物付属棟内に設置し，代替する機能を有する非常用所内電気設備とは異なる区画に設置することで，代替する機能を有する非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は、屋外に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の充電器電源切替盤は廃棄物処理建物内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の重大事故操作盤は制御室建物内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、代替所内電気設備は代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。

燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

ガスタービン発電機用軽油タンクは、原子炉建物及びタービン建物から離れた場所に設置することで、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

ガスタービン発電機

台 数 1 (予備 1)

容 量 約 6,000kVA/台

ガスタービン発電機用サービスタンク

基 数 1 (予備 1)

容 量 約 7.9m<sup>3</sup>/基

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

台 数 1 (予備 1)

容 量 約 4.0m<sup>3</sup>/h/台

ガスタービン発電機用軽油タンク

基 数 1

容 量 約 560m<sup>3</sup>

B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池 (S A)

((2), (iii), a. 蓄電池 (非常用) と兼用)

組 数 1

容 量 約 4,500Ah

(B-115V系蓄電池 : 約 3,000Ah

B1-115V系蓄電池 (S A) : 約 1,500Ah)

230V系蓄電池 (R C I C)

((2), (iii), a. 蓄電池 (非常用) と兼用)

組 数 1

容 量 約 1,500Ah

S A用 115V系蓄電池

組 数 1

容 量 約 1,500Ah

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

((2), (ii), c. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクと兼

用)

基 数	5
容 量	約 170m <sup>3</sup> /基 (2 基)
	約 100m <sup>3</sup> /基 (3 基)

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク

(2), (ii), d. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクと兼用)

基 数	1
容 量	約 170m <sup>3</sup>

[可搬型重大事故等対処設備]

高圧発電機車

台 数	6 (予備 1)
容 量	約 500kVA/台

タンクローリ

台 数	1 (予備 1)
容 量	約 3.0m <sup>3</sup> /台

(3) その他の主要な事項

(i) 火災防護設備

a. 設計基準対象施設

火災防護設備は、火災区域及び火災区画を考慮し、火災感知、消火又は火災の影響軽減の機能を有するものとする。

火災感知設備は、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器を組み合わせることを基本とするが、各火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や火災の性質を考慮し、上記の設置が適切でない場合においては、非アナログ式の炎感知器、非アナログ式の防爆型の煙感知器、非アナログ式の防爆型の熱感知器、高感度煙検出設備等の火災感知器も含めた中から2つの異なる感

知方式の感知器を設置する。また、中央制御室で常時監視可能な火災受信機盤を設置する。

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作により、安全機能を有する構築物、系統及び機器（ロ、(3)、(i)、a.(c-1-2) 火災防護対策を講じる安全機能を有する構築物、系統及び機器の抽出と同じ。）の安全機能を損なわない設計とし、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難である火災区域又は火災区画であるかを考慮し、全域ガス消火設備等を設置する。

火災の影響軽減の機能を有するものとして、安全機能を有する構築物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画の火災及び隣接する火災区域又は火災区画の火災による影響を軽減するため、火災耐久試験で確認された3時間以上の耐火能力を有する耐火壁又は1時間以上の耐火能力を有する隔壁等を設置する。

#### b. 重大事故等対処施設

火災防護設備は、火災区域及び火災区画を考慮し、火災感知又は消火の機能を有するものとする。

火災感知設備は、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器を組み合わせ設置することを基本とするが、各火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や火災の性質を考慮し、上記の設置が適切でない場合においては、非アナログ式の炎感知器、非アナログ式の防爆型の煙感知器、非アナログ式の防爆型の熱感知器、高感度煙検出設備等の火災感知器も含めた中から2つの異なる感知方式の感知器を設置する。また、中央制御室で常時監視可能な火災受信機盤を設置する。

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作により、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設計



とし、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難である火災区域又は火災区画であるかを考慮し、全域ガス消火設備等を設置する。

(ii) 浸水防護設備

a. 津波に対する防護設備

設計基準対象施設は、基準津波に対して、その安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならないこと、また、重大事故等対処施設は、基準津波に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならないことから、防波壁、防波壁通路防波扉、流路縮小工、屋外排水路逆止弁、防水壁、水密扉、隔離弁、床ドレン逆止弁、貫通部止水処置等により、津波から防護する設計とする。

防波壁（多重鋼管杭式擁壁）

個 数 1

防波壁（逆T擁壁）

個 数 1

防波壁（波返重力擁壁）

個 数 1

防波壁通路防波扉

個 数 4

流路縮小工

個 数 2

屋外排水路逆止弁

個 数 14

防水壁

個 数 2

水密扉

個 数 一式

隔離弁

個 数 6

床ドレン逆止弁

個 数 一式

貫通部止水処置

個 数 一式

b. 内部溢水に対する防護設備

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設計とする。そのために、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動又は燃料プール等のスロッシングによる溢水が発生した場合においても、発電用原子炉施設内における壁、扉、堰等により、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。また、燃料プールの冷却機能及び燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。

(iii) 所内ボイラ

発電所の運転に必要な量、圧力の蒸気を供給できる系統構成とする。所内ボイラ（1号及び2号炉共用、既設）の損傷時においても、発電用原子炉施設の安全性に影響を与えない設計とする。

(iv) 補機駆動用燃料設備

重大事故等に対処するために使用する可搬型又は常設設備の動作に必要な駆動燃料を貯蔵及び補給する燃料設備としてガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリを設ける。

ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリについては、(2)、(iv)、d. 燃料補給設備による

給油に記述する。

(v) 非常用取水設備

設計基準事故に対処するために必要となる原子炉補機冷却系及び高圧炉心スプレイ補機冷却系の冷却用の海水を確保するために、取水口、取水管及び取水槽を設置する。

また、基準津波による水位低下時において、冷却に必要な海水を確保するために、海水ポンプを長尺化する。

非常用取水設備の取水口、取水管及び取水槽は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備として使用する。

取水口、取水管及び取水槽は、基準津波による水位低下に対して、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの取水性を保持できる容量を十分に有している。

取水口

個	数	2
---	---	---

取水管

個	数	2
---	---	---

取水槽

個	数	1
---	---	---

(vi) 緊急時対策所

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。

そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を

踏まえ固定源及び可動源を特定する。また、固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。

固定源に対しては、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、当該要員を防護できる設計とする。可動源に対しては、緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により、当該要員を防護できる設計とする。

有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤は、保守管理及び運用管理を適切に実施する。

緊急時対策所は、敷地高さ標高 50m の高台に設置する設計とする。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する設計とする。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

緊急時対策所は、異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とする。また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握するために、SPDS データ収集サーバ、SPDS 伝送サーバ及びSPDS データ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、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、衛星電話設備（社内向）、無線通信設備、衛星電話設

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設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、機能を喪失しないよう設計するとともに、緊急時対策所は、基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、ロ、(1)、(ii) 重大事故等対処施設の耐震設計及びロ、(2)、(ii) 重大事故等対処施設の耐津波設計に基づく設計とする。

また、緊急時対策所の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する。

緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。

重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽、緊

急時対策所換気空調設備，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式エリア放射線モニタを設ける。

緊急時対策所の居住性については，想定する放射性物質の放出量を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし，かつ，緊急時対策所内でのマスクの着用，交替要員体制，安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても，緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所遮蔽は，重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって，緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所換気空調設備として，緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは，可搬型ダクトを用いて緊急時対策所を正圧化し，放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また，緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）は，プルーム通過時において，緊急時対策所を正圧化し，希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。

緊急時対策所には，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。また，室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視，測定するため，さらに緊急時対策所正圧化装置による正圧化判断のために使用する可搬式エリア放射線モニタを緊急時対策所に保管する設計とするとともに，可搬式モニタリング・ポストを第1保管エリア及び第4保管エリアに保管する設計とする。

緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処

するために必要な情報を把握できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに緊急時対策所において把握できる設計とする。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても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の設備として、無線通信設備、衛星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設置又は保管する。

緊急時対策所は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して、合計2台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を2台保管する設計とする。

緊急時対策所用発電機の燃料は、燃料補給設備である緊急時対策所用燃料地下タンク及びタンクローリにより給油できる設計とする。なお、緊急時対策所用発電機は、プルーム通過時において、燃料を給油せずに運転できる設計とする。

タンクローリは、燃料を給油できる容量を有するものを1台使用する。保有数は1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへの燃料の補給は、ホースを用いる設計とする。

緊急時対策所の遮蔽については、チ、(1)、(v) 遮蔽設備にて記載する。

緊急時対策所の換気設備については、チ、(1)、(vi) 換気空調設

備にて記載する。

可搬式エリア放射線モニタについては、チ、(1)、(iii) 放射線監視設備にて記載する。

可搬式モニタリング・ポストについては、チ、(2) 屋外管理用の主要な設備の種類にて記載する。

安全パラメータ表示システム(S P D S)、衛星電話設備、無線通信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については、ヌ、(3)、(vii) 通信連絡設備にて記載する。

所内通信連絡設備(警報装置を含む。)

(ヌ、(3)、(vii) 通信連絡設備と兼用) 一式

局線加入電話設備

(ヌ、(3)、(vii) 通信連絡設備と兼用) 一式

電力保安通信用電話設備

(ヌ、(3)、(vii) 通信連絡設備と兼用) 一式

テレビ会議システム(社内向)

(ヌ、(3)、(vii) 通信連絡設備と兼用) 一式

専用電話設備

(ヌ、(3)、(vii) 通信連絡設備と兼用) 一式

衛星電話設備(社内向)

(ヌ、(3)、(vii) 通信連絡設備と兼用) 一式

[常設重大事故等対処設備]

緊急時対策所遮蔽

(チ、(1)、(v) 遮蔽設備と兼用) 一式

差圧計

(チ、(1)、(vi) 換気空調設備と兼用)

個 数 1

緊急時対策所用燃料地下タンク

基 数 1



容 量	約 45m <sup>3</sup>
緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	
個 数	1
緊急時対策所 低圧母線盤	
個 数	1
安全パラメータ表示システム (SPDS)	
(へ 計測制御系統施設の構造及び設備及びヌ, (3), (vii) 通信 連絡設備と兼用)	一式
無線通信設備 (固定型)	
(ヌ, (3), (vii) 通信連絡設備と兼用)	一式
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-電話機及びIP-FAX)	
(ヌ, (3), (vii) 通信連絡設備と兼用)	一式
衛星電話設備 (固定型)	
(ヌ, (3), (vii) 通信連絡設備と兼用)	一式
[可搬型重大事故等対処設備]	
緊急時対策所空気浄化送風機	
(チ, (1), (vi) 換気空調設備と兼用)	
台 数	1 (予備2)
容 量	約 1,500m <sup>3</sup> /h/台
緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	
(チ, (1), (vi) 換気空調設備と兼用)	
基 数	1 (予備2)
容 量	約 1,500m <sup>3</sup> /h/基
無線通信設備 (携帯型)	
(ヌ, (3), (vii) 通信連絡設備と兼用)	一式
衛星電話設備 (携帯型)	
(ヌ, (3), (vii) 通信連絡設備と兼用)	一式

緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）

（チ，（1），（vi） 換気空調設備と兼用）

本 数 454（予備 86）

容 量 約 50L/本

酸素濃度計

個 数 1（予備 1）

二酸化炭素濃度計

個 数 1（予備 1）

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

可搬式エリア放射線モニタ

（チ，（1），（iii） 放射線監視設備と兼用）

台 数 1（予備 1）

可搬式モニタリング・ポスト

（チ，（2） 屋外管理用の主要な設備の種類と兼用）

台 数 10（予備 2）

緊急時対策所用発電機

個 数 2（予備 2）

容 量 約 220kVA/台

タンクローリ

台 数 1（予備 1）

容 量 約 3.0m<sup>3</sup>/台

（vii） 通信連絡設備

通信連絡設備は，通信連絡設備（発電所内），安全パラメータ表示システム（SPDS），通信連絡設備（発電所外），データ伝送設備から構成される。

発電用原子炉施設には，設計基準事故が発生した場合において，

中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物，タービン建物等の建物内外各所の者への必要な操作，作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として，所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備，有線式通信設備，無線通信設備及び衛星電話設備の多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。また，緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として，安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。

通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）については，非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し，外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

発電用原子炉施設には，設計基準事故が発生した場合において，発電所外の本社，国，自治体，その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる通信連絡設備（発電所外）として，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，衛星電話設備（社内向），衛星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設置又は保管する設計とする。また，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できる設備として，データ伝送設備を設置する設計とする。

通信連絡設備（発電所外）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る通信方式の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。

通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については，非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し，

外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

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通信連絡設備を設置又は保管する。

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ための通信連絡設備（発電所内）、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できる安全パラメータ表示システム（SPDS）及び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ための通信連絡設備（発電所内）を設ける。

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ための通信連絡設備（発電所内）として、衛星電話設備、無線通信設備及び有線式通信設備を設置又は保管する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）及び無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管する設計とする。

有線式通信設備は、中央制御室近傍の廃棄物処理建物内に保管する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

また、衛星電話設備及び無線通信設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、中央制御室待避室においても使用できる設計とする。

衛星電話設備及び無線通信設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、非常用交流

電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備及び無線通信設備のうち緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び有線式通信設備は、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電式電池を用いるものについては、別の端末又は予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また、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ができる設計とする。

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するための設備として、SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバは、廃棄物処理建物内に設置し、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所内に設置する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバは、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備

又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に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通信連絡設備（発電所内）は、通信連絡設備（発電所内）と同じである。

緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としての安全パラメータ表示システム（SPDS）、無線通信設備及び衛星電話設備については、固縛又は転倒防止処置を講じる等、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所外）、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できるデータ伝送設備及び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ための通信連絡設備（発電所外）を設ける。

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所外）として、衛星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設置又は保管する設計とする。

衛星電話設備は、通信連絡設備（発電所内）と同じである。

重大事故等が発生した場合において、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できる設備として、SPDS伝送サーバで構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。

データ伝送設備は、緊急時対策所内に設置する設計とする。なお、データ伝送設備を構成するSPDS伝送サーバは、安全パラメータ表示システム（SPDS）のSPDS伝送サーバと同じである。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、緊急時対策所内に設置する設計とする。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に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通信連絡設備（発電所外）は、通信連絡設備（発電所外）と同じである。

緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としてのデータ伝送設備、衛星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については、固縛又は転倒防止処置を講じる等、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

非常用交流電源設備については、(2) 非常用電源設備の構造に記載する。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、(2)、(iv) 代替電源設備に記載する。

緊急時対策所用発電機については、(3)、(vi) 緊急時対策所に記載する。

中央制御室、廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員、緊急時対策要員

及び自衛消防隊の対応状況等)を共有・考慮しながら総合的な管理(事故処理を含む。)を行うことができ、安全性の向上を図る設計とする。

これらの通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

通信連絡設備の一覧を以下に示す。

所内通信連絡設備(警報装置を含む。)

(ヌ, (3), (vi) 緊急時対策所と兼用) 一式

局線加入電話設備

(ヌ, (3), (vi) 緊急時対策所と兼用) 一式

電力保安通信用電話設備

(ヌ, (3), (vi) 緊急時対策所と兼用) 一式

テレビ会議システム(社内向)

(ヌ, (3), (vi) 緊急時対策所と兼用) 一式

専用電話設備

(ヌ, (3), (vi) 緊急時対策所と兼用) 一式

衛星電話設備(社内向)

(ヌ, (3), (vi) 緊急時対策所と兼用) 一式

無線通信設備(固定型)

(ヌ, (3), (vi) 緊急時対策所と兼用) 一式

[常設重大事故等対処設備]

無線通信設備(固定型)

(ヘ, (5), (vi) 中央制御室及びヌ, (3), (vi) 緊急時対策所と兼用) 一式

衛星電話設備(固定型)

(ヘ, (5), (vi) 中央制御室及びヌ, (3), (vi) 緊急時対策所と兼用) 一式



安全パラメータ表示システム（SPDS）

（へ 計測制御系統施設の構造及び設備及びヌ，(3)，(vi) 緊急時対策所と兼用） 一式

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

（ヌ，(3)，(vi) 緊急時対策所と兼用） 一式

データ伝送設備 一式

[可搬型重大事故等対処設備]

有線式通信設備 一式

無線通信設備（携帯型）

（ヌ，(3)，(vi) 緊急時対策所と兼用） 一式

衛星電話設備（携帯型）

（ヌ，(3)，(vi) 緊急時対策所と兼用） 一式

有線式通信設備，無線通信設備，衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

(x) 低圧原子炉代替注水槽

低圧原子炉代替注水槽には，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉への注入水，格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器への注入水を貯留する。

基 数	1
容 量	約 1,230m <sup>3</sup>

## 九 発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項

2号炉に関して、「発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）」を「発電用原子炉施設」に、「原子炉施設」を「発電用原子炉施設」に読み替える。

また、「イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法」の記述のうち、2号炉に関して、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」を「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に読み替える。

「ハ 敷地境界外における実効線量の算定の条件及び結果」の記述のうち、2号炉に関して、「(1) 線量の評価条件、(i) 気体廃棄物中の放射性希ガスの $\gamma$ 線に起因する実効線量、b. 気象条件」及び「(2) 線量の評価結果」の記述を以下のとおり変更する。

#### ハ 敷地境界外における実効線量の算定の条件及び結果

##### (1) 線量の評価条件

###### (i) 気体廃棄物中の放射性希ガスの $\gamma$ 線に起因する実効線量

###### b. 気象条件

2号及び3号炉に関する気象条件は、現地における2009年1月から2009年12月までの観測による実測値を使用する。

なお、1号炉に関する気象条件は、現地における1996年1月から1996年12月までの観測による実測値を使用する。

##### (2) 線量の評価結果

敷地境界外における1号、2号及び3号炉からの気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線による実効線量、液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合の実効線量は、それぞれ約 $7.8\mu\text{Sv/y}$ 、約 $12\mu\text{Sv/y}$ 及び約 $1.5\mu\text{Sv/y}$ となり、合計約 $21\mu\text{Sv/y}$ である。

この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値 $50\mu\text{Sv/y}$ を下回る。

なお、発電用原子炉施設の設計及び管理によって、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマが、人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 $50\mu\text{Gy}$ を下回るようにする。

十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

2号炉に関して、「原子炉施設」を「発電用原子炉施設」に読み替える。

また、「イ 運転時の異常な過渡変化 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果」の記述のうち、2号炉に関して、「窒素ガス置換系」を「窒素ガス制御系」に読み替える。

「ロ 設計基準事故 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果」の記述のうち、2号炉に関して、「(2) 解析条件、(iii) 環境への放射性物質の異常な放出、a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損、(f)」, 「同 b. 主蒸気管破断、(v)」, 「同 c. 燃料集合体の落下、(1)」及び「同 (m)」, 「同 d. 原子炉冷却材喪失、(o)」及び「同 (p)」, 「同 e. 制御棒落下、(1)」及び「同 (m)」並びに「(3) 評価結果、(v)」の記述を以下のとおり変更する。

ロ 設計基準事故 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

[9×9燃料が装荷され、MOX燃料が装荷されるまでのサイクル]

(2) 解析条件

(iii) 環境への放射性物質の異常な放出

a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損

(f) 大気中に放出される希ガスは、タービン建物換気系の作動を考慮するので排気筒から放出されるものとする。放出された希ガスによる敷地境界外の $\gamma$ 線空気カーマは、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

b. 主蒸気管破断

(v) 主蒸気隔離弁閉止後、主蒸気隔離弁を通して大気中へ放出される核分裂生成物による敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

また、敷地境界外の希ガス及びハロゲン等による $\gamma$ 線空気カーマは、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガス及びハロゲン等の全放出量を乗じて求める。

なお、よう素以外のハロゲン等の内部被ばくによる実効線量は、よう素の内部被ばくによる実効線量に比べて十分小さいためその評価は省略する。

c. 燃料集合体の落下

(1) 敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

(m) 敷地境界外の希ガスによる $\gamma$ 線空気カーマは、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

d. 原子炉冷却材喪失

(o) 敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

(p) 敷地境界外の希ガスによる $\gamma$ 線空気カーマは、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

e. 制御棒落下

(1) 敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続

時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

(m) 敷地境界外の希ガスによる $\gamma$ 線空気カーマは、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

### (3) 評価結果

(v) 敷地境界外の実効線量については、「燃料集合体の落下」の場合が最も大きく、約  $8.0 \times 10^{-2}$  mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

[MOX燃料が装荷されたサイクル以降]

(2) 解析条件

(iii) 環境への放射性物質の異常な放出

a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損

(f) 大気中に放出される希ガスは、タービン建物換気系の作動を考慮するので排気筒から放出されるものとする。放出された希ガスによる敷地境界外の $\gamma$ 線空気カーマは、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

b. 主蒸気管破断

(v) 主蒸気隔離弁閉止後、主蒸気隔離弁を通して大気中へ放出される核分裂生成物による敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

また、敷地境界外の希ガス及びハロゲン等による $\gamma$ 線空気カーマは、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガス及びハロゲン等の全放出量を乗じて求める。

なお、よう素以外のハロゲン等の内部被ばくによる実効線量は、よう素の内部被ばくによる実効線量に比べて十分小さいためその評価は省略する。

c. 燃料集合体の落下

(1) 敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。



(m) 敷地境界外の希ガスによる $\gamma$ 線空気カーマは、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

d. 原子炉冷却材喪失

(o) 敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

(p) 敷地境界外の希ガスによる $\gamma$ 線空気カーマは、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

e. 制御棒落下

(1) 敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

(m) 敷地境界外の希ガスによる $\gamma$ 線空気カーマは、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

(3) 評価結果

(v) 敷地境界外の実効線量については、「燃料集合体の落下」の場合が最も大きく、約  $8.0 \times 10^{-2}$  mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

「ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果」を以下のとおり追加する。

ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(1) 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

東京電力株式会社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するおそれがある場合若しくは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。

また，1号及び3号炉の原子炉圧力容器に燃料が装荷されていないことを前提とする。

「(i) 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。「(ii) 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「a. 可搬型設備等による対応」は「(i) 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も対応を実施する。また，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第10-1表に示す「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。

(i) 重大事故等対策

a. 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、確実に実行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に、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

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，又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，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。），溢水及び火災を想定しても，運搬，移動に支障をきたすことのないように，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋内及び屋外アクセスルートに対する自然現象については，網羅的に抽出するために，地震，津波に加え，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水，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，森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち，発電所敷地及びその周辺での発生の可能性，屋外アクセスルートへの影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として，地震，津波，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り・土石流，火山の影響及び生物学的事象を選定する。

なお，森林火災の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ことを考慮し，森林火災については，人為によるもの（火災・爆発）として選定する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地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。）については，網羅的に抽出するために，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等），ダムの

崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。これらの事象のうち，発電所敷地及びその周辺での発生の可能性，屋外アクセスルートへの影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として，飛来物（航空機落下），ダムの崩壊，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害を選定する。また，重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

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は複数箇所分散して保管する。

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，取水箇所の状況確認及びホース敷設ルートの状況確認を行い，併せて，軽油タンク，常設代替交流電源設備及び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地震による影響（周辺構造物等の損壊，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，液状化に伴う浮き上がり並びに地中埋設構造物の損壊），その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物，積雪並びに火山の影響）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，

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。津波の影響については、基準津波の影響を受けない防波壁の内側にアクセスルートを確認する。地滑り・土石流に対しては、複数のアクセスルート確保に加え、地滑り・土石流の影響を受けないアクセスルートを確認する。屋外アクセスルートは、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。）のうち飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、迂回路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。

森林火災については、防火帯の内側（一部、防火帯外側のトンネル区間を含む。）にアクセスルートを確認する。

洪水及びダム崩壊については立地的要因により設計上考慮する必要はない。

なお、落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはなく、生物学的事象に対しては容易に排除可能であり、電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことからアクセスルートへの影響はない。

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。

液状化、揺すり込みによる不等沈下及び地中埋設物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、これらがアクセスルートに影響がある場合は、あらかじめ段差緩和対策を実施する。

想定を上回る段差が発生した場合は、迂回路を通行するか、ホイールローダ等の重機による段差箇所の復旧により、通行性を確保する。

屋外アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響については、ホイールローダ等の重機による撤去を行う。なお、想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。

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を装着することにより通行性を確保する。

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までのアクセスルートの状況確認を行い、併せて、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、津波及びその他想定される自然現象による影響並びに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、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故等時に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、屋内アクセスルート上の資機材については、必要に応じて固縛又は転倒防止処置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。

機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を

着用することにより、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、移動ができるように、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。

#### b. 復旧作業に係る事項

重大事故等時において、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

重大事故等時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あらかじめ確保する。

- ・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を行う。

また，予備品の取替え作業に必要な資機材として，がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機及び夜間その他の作業環境の対応を想定した照明機器をあらかじめ確保する。

(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，「a. (b)アクセスルートの確保」と同じ実効性のある運用管理を実施する。

c. 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手段（重大事故等対処設備，予備品，燃料等）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。

関係機関等と協議及び合意のうえ，外部からの支援計画を定め，協力体制が整い次第，プラントメーカからは事故収束及び復旧対策に関する技術支援，協力会社からは事故収束及び復旧対策に必要な要員等の支援，燃料及び資機材の輸送支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給支援を受けられるようにする。なお，資機材等の輸送に関しては，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。

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受けられるようにするほか、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ロボット、無線重機等の資機材並びに資機材を操作する要員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を定める。

発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備す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、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、発電所の支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品及び放射線防護資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

#### d. 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に、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊（以下「重大事故等に対処する要員」という。）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に手順書を整備する。

また、手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書（以下「運転操作手順書」という。）及び緊急時対策要員が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）を整備する。

さらに、緊急時対策本部用手順書は使用主体に応じて、緊急

時対策本部が使用する手順書，緊急時対策本部のうち技術支援組織が使用する手順書及び緊急時対策本部のうち実施組織（当直（運転員）以外）が使用する手順書に分類して整備する。

- (a-1) すべての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器又は計測器類の多重故障，複数号炉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2号炉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，運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書にまとめる。

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運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に整備する。

具体的には，第10-1表に示す「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。

- (a-2) 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操作手順書又は緊急時対策本部用手順書に整備する。

原子炉停止機能喪失時においては，迷わずほう酸水注入を行えるように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を防ぐ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に判断基準を明確にした手順を整備する。

原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器フィルタベント系の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を運転操作手順書に整備する。

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、準備に要する時間を考慮のうえ、手順着手の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を防ぐ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。

(a-3) 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に、社長はあらかじめ方針を示す。

重大事故等時の運転操作において、当直副長が躊躇せず判断できるように、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操作手順書を整備し、判断基準を明記する。

重大事故等時の緊急時対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、緊急時対策本部長は、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緊急時対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。

(a-4) 重大事故等時に使用する手順書として、発電所内の運転員及び緊急時対策要員が連携し、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、運転操作手順書及び緊急時

対策本部用手順書を適切に定める。

運転操作手順書は、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構成し定める。

緊急時対策本部は、運転員からの要請あるいは緊急時対策本部の判断により、運転員の事故対応の支援を行う。緊急時対策本部用手順書として、事故状況に応じた戦略の検討及び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。

運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるように、移行基準を明確にする。

異常又は事故発生時は、「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」により初期対応を行う。

事象が進展した場合には、「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」の記載に従い、「事故時操作要領書（事象ベース）」に移行する。

「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」又は「事故時操作要領書（事象ベース）」による対応中は、パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能及び原子炉格納容器の健全性）を常に監視し、異常時の操作に関する「事故時操作要領書（徴候ベース）」の導入条件が成立した場合には、異常時の操作に関する「事故時操作要領書（徴候ベース）」に移行する。

ただし、異常時の操作に関する「事故時操作要領書（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「事故時操作要領書（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「事故時操作要領書（事象ベース）」を参照する。

異常又は事故が収束した場合は、異常時の操作に関する「事

故時操作要領書（徴候ベース）」に従い復旧の措置を行う。

異常時の操作に関する「事故時操作要領書（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、緊急時における運転操作に関する「事故時操作要領書（シビアアクシデント）」に移行する。

(a-5) 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位, 圧力, 温度等の計測可能なパラメータを整理し, 運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に明記する。

重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を直接監視することが必要なパラメータを, あらかじめ選定し, 運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に整理する。

整理に当たっては, 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運転操作手順書に明記する。

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緊急時対策本部用手順書に明記する。

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, 監視パラメータ等を緊急時対策本部用手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報について, 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, 運転操作手順書に整理する。

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, 緊急時対策本部用手順書に整理する。

(a-6) 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、発電用原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、引き波により取水槽水位が低下した場合等、発電用原子炉の運転継続に支障がある場合に、発電用原子炉を手動停止する手順を整備する。

降下火砕物の降灰が想定される場合には、火山の情報を把握し、監視体制、連絡体制の強化を行う手順を整備する。また、降灰が確認された場合には、除灰等を行う手順を整備する。

土石流の発生が想定される場合には、監視カメラ及び巡視による監視強化を行う手順を整備する。また、土石流の発生により淡水源が使用できない場合を想定し、海を水源とした対応手順を整備する。

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。

(a-7) 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるように、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を整備する。固定源に対しては、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。可動源に対しては、換気空調設備の隔離等により、運転員及び緊急時対策要員のうち重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応において重大事故等に対処するために必要

な指示を行う要員に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順と体制を整備する。

有毒ガスの発生による異常を検知した場合、通信連絡設備により、有毒ガスの発生を発電所内の必要な要員に周知する手順を整備する。

#### (b) 教育及び訓練の実施

重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等時において、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、重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度及び内容で計画的に実施することにより、重大事故等に対処する要員の力量の維持及び向上を図る。

重大事故等対策における中央制御室での操作、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、第10-2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の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に、教育及び訓練により、効率的かつ確実に実施できることを確認する。

重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等時における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できるように、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。

重大事故等に対処する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。

(b-1) 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を実施する。

(b-2) 重大事故等に対処する要員の役割に応じて、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に、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。

現場作業に当たっている緊急時対策要員が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるように、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等を計画的に実施する。

(b-3) 重大事故等時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等により、発電用原子炉施設、予備品等について熟知する。

(b-4) 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練、夜間及び降雨、強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等、様々な状況を想定し、訓練を実施する。

(b-5) 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備、事故時用の資機材等に関する情報並びに手順書が即時に利用できるように、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及び手順書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。

(c-1) 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、事象に応じて緊急時警戒体制、緊急時非常体制又は緊急時特別非常体制（以下総称して「緊急時体制」という。）を発令し、重大事故等に対処する要員の非常招集及び通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部を設置して対処する。

緊急時対策本部は、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し、組織が効率的に重大事故等対策を実施できるように、専門性及び経験を考慮した機能班を構成する。また、各班の役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、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。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時の緊急時対策本部において、その職務に支障をきたすことがないように、独立性を確保する。発電用原子炉主任技術者は、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の監督を誠実かつ最優先に行うことを任務とする。

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、重大事故等に

対処する要員（緊急時対策本部長を含む。）へ指示を行い、緊急時対策本部長は、その指示を踏まえて事故の対処方針を決定する。

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、重大事故等に対処する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に、通信連絡設備により必要の都度、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後、速やかに緊急時対策本部に駆けつけられるように、早期に非常招集が可能なエリア（松江市）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。

(c-2) 実施組織は、事故の影響緩和及び拡大防止に係るプラントの運転操作を行う当直（運転員）、当直（運転員）からの重要パラメータの入手及び事故対応手段の選定に関する情報提供を行う班、事故の影響緩和及び拡大防止に係る可搬型重大事故等対処設備の準備と操作並びに不具合設備の応急措置を行う班及び消火活動を行う自衛消防隊で構成し、重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

(c-3) 実施組織は、複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合においても対応できる組織とする。

緊急時対策本部は、複数号炉の同時被災の場合において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう、緊急時対策本部長が活動方針を示し、プラント監視統括は、事故状況の把握の

統括並びに事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作への助言の統括を行い、復旧統括は可搬型設備を用いた対応、不具合設備の復旧及び消火活動の統括を行う。

複数号炉の同時被災の場合において、必要な重大事故等に対処する要員を発電所内に常時確保することにより、重大事故等対処設備を使用して2号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに、他号炉の被災対応ができる体制とする。

また、複数号炉の同時被災時において、当直（運転員）は号炉ごとの運転操作指揮を2号炉は当直副長、1号炉は当直主任が行い、号炉ごとに運転操作に係る情報収集や事故対策の検討等を行うことにより、情報の混乱や指揮命令が遅れることのない体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、2号炉の保安の監督を、誠実かつ最優先に行い、重大事故等に対処する要員（緊急時対策本部長を含む。）に保安上の指示を行う。

また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、発電用原子炉主任技術者は、緊急時対策本部から得られた情報に基づき、保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（緊急時対策本部長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

(c-4) 緊急時対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

実施組織に対して技術的助言を行うための技術支援組織は、原子炉の運転に関するデータ収集、分析、評価等を行う班、発電所内外の放射線・放射性物質の濃度の状況把握、影響範囲の評価等を行う班で構成する。また、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整えるための運営支援組織は、緊急時対策

総本部が行う報道機関対応の支援を行う班，自治体からの問い合わせ対応，自治体派遣者の支援を行う班，情報の収集，共有等を行う班，関係機関への通報連絡等を行う班，緊急時対策本部の運営支援，資機材及び輸送手段の確保，重大事故等に対処する要員の人員把握，避難誘導，資機材及び輸送手段の確保，救出・医療活動を行う班，出入り管理及び警備当局対応，緊急車両の誘導を行う班で構成し，各班には必要な指示を行う班長を配置する。

(c-5) 重大事故等対策の実施が必要な状況において，所長（原子力防災管理者）は，事象に応じて緊急時体制を発令し，重大事故等に対処する要員の非常招集及び通報連絡を行い，所長（原子力防災管理者）を本部長とする緊急時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）においては，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に，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。

なお，地震の影響による通信障害等によって非常招集連絡ができない場合においても，地震の発生により，重大事故等に対処する要員は社内規程に基づき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速やかに対応するため，発電所内に緊急時対策要員 31 名，運転員 9 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 7 名の合計 47 名を確保する。

なお，原子炉運転中においては，運転員を 9 名とし，また原子炉運転停止中においては，運転員を 7 名とする。

重大事故等が発生した場合，緊急時対策要員は，緊急時対策所に参集し，各要員の任務に応じた対応を行う。

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、特定の重大事故等に対処する要員に被ばくが集中しないように、重大事故等に対処する要員を確保する。

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、所定の重大事故等に対処する要員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）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。

重大事故等に対処する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、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる発電用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）を含めて必要な重大事故等に対処する要員を非常招集できるように、定期的に連絡訓練を実施する。

(c-6) 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並びに当直（運転員）の機能は、上記(c-1)項、(c-2)項及び(c-4)項のとおり明確にするとともに、責任者として配下の各班の監督責任を有する統括、対策の実施責任を有する班長及び当直副長を配置する。

(c-7) 緊急時対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である緊急時対策本部長の所長(原子力防災管理者)が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。また、統括、班長及び当直副長についても欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

(c-8) 重大事故等に対処する要員が実効的に活動するための施設、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、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（SPDS）、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、無線通信設備等を備えた緊急時対策所を整備する。

また、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、有線式通信設備等を整備する。

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、これらの施設及び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信連絡を行う。

(c-9) 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、本社の原子力施設事態即応センターに設置する緊急時対策総本部、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に、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する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。

緊急時対策本部の支援組織は、緊急時対策総本部と緊急時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、報道発表、外部からの問い合わせ等については、緊急時対策総本部で実施し、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。

(c-10) 重大事故等時に、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。

発電所における緊急時体制発令の報告を受け、本社における

緊急時体制を発令した場合，速やかに本社の原子力施設事態即応センターに発電所外部の支援組織である緊急時対策総本部を設置する。

緊急時対策総本部は，原子力部門のみでなく他部門も含めた全社（全社とは，中国電力株式会社及び中国電力ネットワーク株式会社のことをいう。）での体制とし，緊急時対策本部が重大事故等対策に専念できるよう技術面及び運用面で支援する。

緊急時対策総本部は，社長を緊急時対策総本部長とした指揮命令系統を明確にし，緊急時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。

緊急時対策総本部長は，「原子力災害対策特別措置法」第十条通報後，原子力事業所災害対策支援拠点の設営を指示する。緊急時対策総本部は，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し，必要な要員を派遣するとともに，発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材等の支援を実施する。

また，緊急時対策総本部は，他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織より技術的な支援が受けられる体制を整備する。

(c-11) 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，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えによる復旧手段を整備する。

また，重大事故等時に，機能喪失した設備の復旧を実施するための作業環境の線量低減対策や，放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について，事故収束対応を円滑に実施するため，平時から連絡体制を構築するとともに，必要な対応



を検討できる協力体制を継続して構築する。

(ii) 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

a. 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の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は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，当該手順書に従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，発電用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。

(a) 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、特定の事象の発生や検知がなくても、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書で対応可能なよう配慮する。

また、発電用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発電用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。

(a-1) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を想定するに当たっては、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、その中から考慮すべき自然災害に対して、設計基準を超えるような規模を想定し、発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組合せについても考慮する。

また、事前予測が可能な自然現象については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。

さらに、事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して

事象の進展を考慮する。

(a-2) 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考慮

テロリズムに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発電用原子炉施設に大きな影響を与える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し、多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。

(a-3) 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

大規模損壊では、重大事故等時に比べて発電用原子炉施設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、運転員が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。

a) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策

- ・炉心の著しい損傷緩和のための原子炉停止と原子炉圧力容器への注水

b) 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原子炉格納容器の破損回避

c) 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

- ・燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

d) 放射性物質の放出を低減するための対策

- ・水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための対策
- ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建物への放水による拡散抑制

e) 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

f) 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-3-1) 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

大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように対応フローを整備する。また、大規模損壊発生時に使用する手順書を有効かつ効果的に使用するため、対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに、判断フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。

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ついて、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡、衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無、建物の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直副長が行う。また、原子力防災管理者又は当直副長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は、大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

a) 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発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合

- ・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失や中央制御室と連絡が取れない場合を含む。）
  - ・燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し、燃料プールの水位が維持できない場合
  - ・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建物損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合
  - ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合
- b) 原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合
- c) 当直副長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

緊急時対策本部は、発電用原子炉施設の影響予測を行い、その結果を基に各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。

また、非常招集を行った場合、緊急時対策要員及び自衛消防隊は、緊急時対策所へ移動する。ただし、緊急時対策所が使用できない場合は、屋内の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。

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」及び対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行う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、事故時操作要領書、原子力災害対策手順書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、(a-3-2-2)項から(a-3-2-15)項の手順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。

対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に緊急時対策本部長が行う。大規模損壊時の対応に当たっては、次に掲げる(a-3-1-1)、(a-3-1-2)項を実施する。

当直副長又は対応操作の責任者が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、各班の責任者(本部員)は、その時点における人的リソースや資機材の確保状況、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、重大事故等時に対処するために直接監視することが必要な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、可搬型直流電源設備、可搬型計測器等の代替の監視手段と無線通信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、パラメータ監視のための当直(運転員)、緊急時対策要員等を現場に出動させ、まず外からの目視による確認を行い、その後、確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いて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、他のパラメータについては、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、補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第2優先とする。補助盤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採取できない場合は、まず外からの目視による確認を行い、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監視機能を回復させ、使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。

#### (a-3-1-1) 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、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建物の損傷状況、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、環境への放射性物質の放出低減を最優先に、優先すべき戦略を決定する。

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、重大事故等に対処する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、速やかに発電用原子炉を停止し、注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用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。
- ・燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する。
- ・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。

(a-3-1-2) 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、(a-3-1-1)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。

a) 設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水  
発電用原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。

b) 設定目標：原子炉格納容器の破損回避

基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉圧力容器への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、一時的に原子炉格納容器の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、原子炉建物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。

c) 設定目標：燃料プール水位確保

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。  
燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建物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。

d) 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圧力容器への注水が行



えない場合、燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建物が損傷している場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

(a-3-2) 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-3-2-1)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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

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、補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第2優先とする。補助盤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(a-3-2-2)項から(a-3-2-14)項に示す。また、大規模損壊に特化した手順を(a-3-2-15)項に示す。

(a-3-2-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

(a-3-2-1-1) 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。

大型航空機の衝突によ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し、早期に準備が可能な小型放水砲、小型動力ポンプ付水槽車及び化学消防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。

地震により建物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又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。

- a) 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。
- b) 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。
- c) a)及びb)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。

消火活動を行うに当たっては、火災発見の都度、次に示す a) から d) の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。

- a) アクセスルート・操作箇所の確保のための消火
  - ・アクセスルート確保

- ・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，小型放水砲等）
- b) 原子力安全の確保のための消火
- ・重大事故等対処設備が設置された建物，放射性物質内包の建物
  - ・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
  - ・大型送水ポンプ車，ホースルート及び放水砲の設置エリアの確保
- c) 火災の波及性が考えられ，事故収束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
- ・可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
- d) その他火災の消火

a)から c)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。

建物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物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を行う場合は，緊急時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。

消火活動に当たっては，事故対応とは独立した通信手段を用いるために，消火活動専用の無線通信設備の回線を使用する。

(a-3-2-1-2) 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、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入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、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧原子炉代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用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原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動により発電用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、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、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（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。

(a-3-2-1-3) 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応手段は次のとおりとする。

- ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障又は全交流動

力電源喪失により機能喪失した場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系、消火系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内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、原子炉補機代替冷却系によりサブプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海）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、格納容器フィルタベント系により、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。
- ・炉心に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、残留熱代替除去系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、熔融炉心・コンクリート相互作用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へ注水を行う。
- ・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等による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度及び酸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り水素ガス及び酸素ガスの濃度を抑制する。また、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し、さらに酸素濃度が上昇する場合において

は、格納容器フィルタベント系により水素ガス及び酸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。

(a-3-2-1-4) 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

燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・燃料プールの状態を監視するため、燃料プール水位（S A）、燃料プール水位・温度（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）及び燃料プール監視カメラ（S A）を使用する。
- ・燃料プールの注水機能の喪失又は燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により燃料プールの水位が低下した場合は、消火系、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水することにより、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。
- ・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燃料プールの水位維持が行えない場合は、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールスプレイを実施することで、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。
- ・原子炉建物の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建物に近づけない場合は、放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。

(a-3-2-1-5) 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応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合は、大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・その際、防波壁の内側で放射性物質吸着材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。
- ・放水することで放射性物質を含む汚染水が構内雨水排水路から海へ流れ出すためシルトフェンスを設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。
- ・また、シルトフェンス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等）である場合は、大津波警報又は津波警報等が解除された後にシルトフェンスの設置を開始する。

(a-3-2-2) 「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」

重大事故等対策にて整備する 1.2 の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-2-3) 「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」

重大事故等対策にて整備する 1.3 の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-2-4) 「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」

重大事故等対策にて整備する 1.4 の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-2-5) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」  
重大事故等対策にて整備する 1.5 の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-2-6) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」  
重大事故等対策にて整備する 1.6 の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-2-7) 「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」  
重大事故等対策にて整備する 1.7 の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-2-8) 「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」  
重大事故等対策にて整備する 1.8 の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-2-9) 「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」  
重大事故等対策にて整備する 1.9 の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-2-10) 「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」  
重大事故等対策にて整備する 1.10 の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-2-11) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」  
重大事故等対策にて整備する 1.11 の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-2-12) 「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」  
重大事故等対策にて整備する 1.12 の手順を用いた手順等を



整備する。

(a-3-2-13) 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.13 の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-2-14) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.14 の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-2-15) 「2.1 可搬型設備等による対応手順等」

可搬型設備等による対応手順等のうち、柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。

- ・現場での可搬型計測器によるパラメータ計測，監視手順
- ・中央制御室損傷時の通信連絡手順

(a-3-3) (a-3-2)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。

(a-3-4) (a-3-2)項に示す大規模損壊への対応手順書は、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、P R A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及び大規模損壊への対応も考慮する。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。

(a-3-5) 発電用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、当該ガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

(b) 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る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においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

また、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重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。

(b-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、重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については、重大事故等対策の対処に係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、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別の教育及び訓練を実施する。さらに、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及び訓練の充実を図る。

(b-2) 大規模損壊発生時の体制

大規模損壊の発生に備えた緊急時対策本部及び緊急時対策総

本部の体制は、重大事故等対策に係る体制を基本とする体制を整備する。

また、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員 31 名、運転員 9 名及び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 7 名の合計 47 名を常時確保し、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を含む。）においても、対応できる体制を整備する。

なお、2号炉原子炉運転停止中<sup>\*</sup>については、中央制御室の2号運転員を5名とする。

※ 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

さらに、発電所構内に常駐する要員により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。

(b-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、通常の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重大事故等に対処する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。

(b-3-1) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における指示者（副原子力防災管理者）を含む重大事故等に対処する要員は、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、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-3-2) プールーム通過時は、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、中央制御室待避室及び緊急時対策所にとどまり、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、緊急時対策本部長の指示に基づき再参集する。

(b-3-3) 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、緊急時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、緊急時対策本部長が、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、緊急時対策本部の指揮命令系統の下、放水砲等の対応を行う要員を消火活動に従事させる。

(b-4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

(b-4-1) 緊急時対策総本部体制の確立

大規模損壊発生時における緊急時対策総本部の設置による発電所への支援体制は、「(i) d. 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備」で整備する支援体制と同様である。

(b-4-2) 外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における外部支援体制は、「(i) c. 支援に係る事項」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

(c) 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従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。

(c-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等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。

(c-1-1) 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じ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、地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。また、原子炉建物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のうち、少なくとも1セットは、基準津波を超える津波に対して、裕度を有する高台に保管する。

(c-1-2) 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上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事故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、当該建物及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。

(c-1-3) 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。原子炉建物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保した複数の接続口を設ける。

(c-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に、原子炉建物、制御室建物及び廃棄物処理建物から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

(c-2-1) 炉心損傷及び原子炉格納容器の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全面マスク、高線量対応防護服、個人線量計等の必要な資機材を配備する。

(c-2-2) 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型送水ポンプ車や放水砲等の消火設備を配備する。

(c-2-3) 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、消火活動専用の通信連絡が可能な無線通信設備を配備する。

## (2) 有効性評価

### (i) 基本方針

#### a. 評価事象

本発電用原子炉施設において安全確保のために設計基準として設けた設備について、その機能が喪失した場合であっても、重大事故等に対する対策により、事象進展を防止あるいは放射性物質の放出を抑制できることを示し、重大事故等に対する対策の有効性を確認する。

重大事故等に対する対策の有効性は「設置許可基準規則」等に

基づき評価を実施し、有効性があることを確認する見地から、以下のとおり代表的な事象を選定する。

なお、選定に当たってはP R Aの知見を踏まえ、「設置許可基準規則」等で想定する事故シーケンスグループ(運転停止中を含む。)及び格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらすものが新たに抽出されないことを確認する。

また、原子炉冷却材喪失事故(以下「L O C A」という。)では、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の流出規模によりプラント応答、成功基準等が異なるため、流出の規模に応じて以下のとおりに分類する。

- ・大破断L O C A

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の両端破断のように、事象初期に急激な原子炉減圧を伴うもので、自動減圧系の作動なしに低圧注水系によって冷却が可能となる規模のL O C Aである。

- ・中破断L O C A

大破断L O C Aと比較して破断口が小さく、原子炉減圧が緩やかなもので、低圧注水系による炉心冷却には自動減圧系の作動が必要となる規模のL O C Aである。また、破断流量は原子炉隔離時冷却系の容量以上であり、原子炉隔離時冷却系のみでの水位確保は不可能である。

- (a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故に対する炉心損傷防止対策の評価事象は、対応が可能な範囲を明確にした上で、事故シーケンスグループごとに炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

なお、事故シーケンスグループのうち、炉心の著しい損傷後

の原子炉格納容器の機能に期待できるものについては，国内外の先進的な対策と同等のものを講じていることを確認する。

(a-1) 高圧・低圧注水機能喪失

過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故

(a-2) 高圧注水・減圧機能喪失

過渡事象発生時に高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する事故

(a-3) 全交流動力電源喪失

(a-3-1) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下「非常用ディーゼル発電機等」という。）の機能が喪失する事故

(a-3-2) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等及び原子炉隔離時冷却系の機能が喪失する事故

(a-3-3) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等及び直流電源の機能が喪失する事故

(a-3-4) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失し，逃がし安全弁の再閉に失敗する事故

(a-4) 崩壊熱除去機能喪失

過渡事象発生時に取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する事故及び過渡事象発生時に残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故

(a-5) 原子炉停止機能喪失

過渡事象発生時に原子炉停止機能が喪失する事故

(a-6) L O C A時注水機能喪失

中破断L O C A時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故



(a-7) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）

インターフェイスシステム L O C A 時に破断箇所の隔離に失敗する事故

(b) 運転中の原子炉における重大事故

運転中の原子炉における重大事故に対する格納容器破損防止対策の評価事象は、発電用原子炉施設の特性等を考慮し、工学的に発生すると考えられる範囲を明確にした上で、格納容器破損モードごとに原子炉格納容器への負荷等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

(b-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）

大破断 L O C A 時に高圧注水機能、低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失する事故

(b-2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、さらに重大事故等対処設備による原子炉注水を考慮しない事故

(b-3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、さらに重大事故等対処設備による原子炉注水を考慮しない事故

(b-4) 水素燃焼

大破断 L O C A 時に高圧注水機能、低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失する事故

(b-5) 格納容器直接接触（シェルアタック）

本発電用原子炉施設においては、工学的に発生しない。

(b-6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、さらに重大事故等対処設備による原子炉注水を考慮しない事故

(c) 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故に対する燃料プール内の燃料損傷防止対策の評価事象は、「設置許可基準規則」等で想定された以下の事故とする。

(c-1) 燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故1」という。）

(c-2) サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、燃料プールの水位が低下する事故（以下「想定事故2」という。）

(d) 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

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に対する原子炉内の燃料損傷防止対策の評価事象は、運転停止中事故シーケンスグループごとに燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

(d-1) 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故

(d-2) 全交流動力電源喪失

原子炉の運転停止中に外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失し、崩壊熱除去機能が喪失する事故

(d-3) 原子炉冷却材の流出

原子炉の運転停止中に残留熱除去系系統切替え時の弁操作誤りにより原子炉冷却材が流出する事故

(d-4) 反応度の誤投入

原子炉の運転停止中に制御棒が誤引き抜きされ、反応度が投

## 入される事故

### b. 評価項目

#### (a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

炉心損傷防止対策について、以下の項目をおおむね満足することを確認することで、有効性があることを確認する。なお、格納容器フィルタベント系を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、以下の評価項目に加えて、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこととして、発生事故当たりおおむね 5 mSv 以下であることを確認する。

#### (a-1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

具体的には燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

#### (a-2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力 8.62MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 10.34MPa[gage]を下回ること。

#### (a-3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力である最高使用圧力 427kPa[gage]の 2 倍の圧力 853kPa[gage]を下回ること。

#### (a-4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度 200℃を下回ること。

#### (b) 運転中の原子炉における重大事故

格納容器破損防止対策について、以下の項目をおおむね満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

#### (b-1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力である最高使用圧力 427kPa[gage]の 2 倍の圧力 853kPa[gage]を下回ること。

- (b-2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度 200℃を下回ること。
- (b-3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (b-4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉圧力は 2.0MPa[gage] 以下に低減されていること。
- (b-5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (b-6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の酸素濃度が 5 vol% 以下であること。
- (b-7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(b-1) の要件を満足すること。
- (b-8) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。
- (c) 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故  
燃料プール内の燃料損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。
- (c-1) 燃料棒有効長頂部が冠水していること。
- (c-2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (c-3) 未臨界が維持されていること。
- (d) 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  
運転停止中の原子炉内の燃料損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

- (d-1) 燃料棒有効長頂部が冠水していること。
- (d-2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (d-3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

c. 事故に対処するために必要な施設

「(1) 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」で整備する施設のうち、「(2) 有効性評価」において重大事故等に対処するために必要な施設を第 10-3 表に示す。

(ii) 解析条件

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ並びに運転員及びその他の緊急時対策要員（以下「運転員等」という。）操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。

a. 主要な解析条件

(a) 評価に当たって考慮する事項

(a-1) 安全機能の喪失に対する仮定

有効性評価で対象とする事象に応じ、適切に安全機能の喪失を考慮する。

(a-2) 外部電源に対する仮定

重大事故等に対する対策の有効性評価に当たっては、外部電源の有無の影響を考慮する。

(a-3) 単一故障に対する仮定

重大事故等は，設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており，さらに，重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから，重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

(a-4) 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については，原則として，中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として，適切な時間余裕を設定する。

また，現場操作に必要な時間は，操作場所までのアクセスルート状況，操作場所の作業環境等を踏まえ，実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき設定する。

(b) 共通解析条件

(b-1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(b-1-1) 初期条件

(b-1-1-1) 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く事故シーケンスグループにおいて用いる条件

- ・原子炉熱出力の初期値は，定格値（2,436MWt）を用いるものとする。
- ・原子炉圧力の初期値は，定格値（6.93MPa[gage]）を用いるものとする。
- ・炉心流量の初期値は，定格値である100%流量（ $35.6 \times 10^3 \text{t/h}$ ）を用いるものとする。
- ・炉心に関する条件は9×9燃料（A型）を装荷した平衡サイクル等を想定した値を用いるものとし，燃料ペレット，燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

- ・原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また、使用する崩壊熱は燃焼度 33GWd/t の条件に対応したものとする。
- ・燃料棒の最大線出力密度は、44.0kW/m を用いるものとする。
- ・原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。
- ・原子炉格納容器の容積について、ドライウエル空間部は 7,900m<sup>3</sup>、サプレッション・チェンバ空間部は 4,700m<sup>3</sup>、サプレッション・チェンバ液相部は 2,800m<sup>3</sup> を用いるものとする。
- ・原子炉格納容器の初期温度について、ドライウエル空間部温度は 57℃、サプレッション・プール水温度は 35℃を用いるものとする。また、原子炉格納容器の初期圧力は 5 kPa[gage]を用いるものとする。
- ・サプレッション・プールの初期水位は、3.61m を用いるものとする。
- ・真空破壊装置の作動条件は、3.43kPa（ドライウエルーサプレッション・チェンバ間差圧）を用いるものとする。
- ・外部水源の温度は、35℃とする。
- ・原子炉圧力容器、原子炉格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(b-1-1-2) 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において用いる条件

- ・原子炉熱出力の初期値は、定格値（2,436MWt）を用いるものとする。
- ・原子炉圧力の初期値は、定格値（6.93MPa[gage]）を用いるものとする。
- ・炉心流量の初期値は、定格値である 100%流量（35.6×

- 10<sup>3</sup>t/h) を用いるものとする。
- ・主蒸気流量の初期値は，定格値 (4.74×10<sup>3</sup>t/h) を用いるものとする。
  - ・給水温度の初期値は約 214℃とする。
  - ・炉心に関する条件は圧力上昇によるボイドの減少により印加される正の反応度を厳しく評価するため，絶対値の大きい 9×9 燃料 (A 型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡サイクルを想定した値を用いるものとし，燃料ペレット，燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は 9×9 燃料 (A 型)，9×9 燃料 (B 型)，MOX 燃料の熱水力特性はほぼ同等であることから，代表的に 9×9 燃料 (A 型) の設計値を用いるものとする。
  - ・燃料の最小限界出力比は，1.25 を用いるものとする。
  - ・燃料棒の最大線出力密度は，44.0kW/m を用いるものとする。
  - ・動的ボイド係数 (減速材ボイド係数を遅発中性子発生割合で除した値) はサイクル末期の値の 1.25×1.02 倍，動的ドップラ係数 (ドップラ係数を遅発中性子発生割合で除した値) はサイクル末期の値の 0.9×0.99 倍を用いるものとする。
  - ・原子炉水位の初期値は，通常運転水位とする。
  - ・原子炉格納容器の容積について，ドライウエル空間部は 7,900m<sup>3</sup>，サプレッション・チェンバ空間部は 4,700m<sup>3</sup>，サプレッション・チェンバ液相部は 2,800m<sup>3</sup> を用いるものとする。
  - ・原子炉格納容器の初期温度について，サプレッション・プール水温度は 35℃を用いるものとする。また，原子炉格納容器の初期圧力は 5 kPa[gage]を用いるものとする。



- ・原子炉圧力容器，原子炉格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(b-1-2) 事故条件

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断による L O C A を想定する場合の配管の破断位置については，原子炉圧力容器内の保有水量及び流出量等の観点から選定する。

(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・安全保護系等の設定点

原子炉保護系のスクラム設定点として，以下の値を用いるものとする。

原子炉水位低（レベル 3）

気水分離器下端から +16cm（遅れ時間 1.05 秒）

工学的安全施設作動回路等の設定点として，以下の値を用いるものとする。

原子炉水位低

（原子炉隔離時冷却系起動，主蒸気隔離弁閉止）設定点

気水分離器下端から -112cm（レベル 2）

原子炉水位低

（高圧炉心スプレイ系起動）設定点

気水分離器下端から -261cm（レベル 1 H）

原子炉水位低

（低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード）起動，自動減圧系作動）設定点

気水分離器下端から -381cm（レベル 1）

原子炉水位低

（再循環ポンプトリップ）設定点

気水分離器下端から -112cm（レベル 2）

原子炉水位高

(原子炉隔離時冷却系トリップ， 高圧炉心スプレイ系注  
水弁閉止) 設定点

気水分離器下端から+132cm (レベル 8)

原子炉圧力高

(代替原子炉再循環ポンプトリップ) 設定点

原子炉圧力 7.41MPa[gage]

格納容器圧力高

(高圧炉心スプレイ系起動， 自動減圧系作動) 設定点

格納容器圧力 13.7kPa[gage]

・逃がし安全弁

逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量（吹出し圧力における値）は，設計値として以下の値を用いるものとする。

第1段：7.58MPa[gage]×2個，367t/h/個

第2段：7.65MPa[gage]×3個，370t/h/個

第3段：7.72MPa[gage]×3個，373t/h/個

第4段：7.79MPa[gage]×4個，377t/h/個

(b-2) 運転中の原子炉における重大事故

(b-2-1) 初期条件

- ・原子炉熱出力の初期値は，定格値（2,436MWt）を用いるものとする。
- ・原子炉圧力の初期値は，定格値（6.93MPa[gage]）を用いるものとする。
- ・炉心流量の初期値は，定格値である 100%流量（ $35.6 \times 10^3$ t/h）を用いるものとする。
- ・炉心に関する条件は9×9燃料（A型）を装荷した平衡サイクルを想定した値を用いるものとし，燃料ペレット，燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いる

ものとする。

- ・原子炉停止後の崩壊熱は，ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また，使用する崩壊熱は燃焼度 33GWd/t の条件に対応したものとする。
- ・原子炉水位の初期値は，通常運転水位とする。
- ・原子炉格納容器の容積について，ドライウエル空間部は 7,900m<sup>3</sup>，サプレッション・チェンバ空間部は 4,700m<sup>3</sup>，サプレッション・チェンバ液相部は 2,800m<sup>3</sup>を用いるものとする。
- ・原子炉格納容器の初期温度について，ドライウエル空間部温度は 57℃，サプレッション・プール水温度は 35℃を用いるものとする。また，原子炉格納容器の初期圧力は 5 kPa [gage] を用いるものとする。
- ・サプレッション・プールの初期水位は，3.61m を用いるものとする。
- ・真空破壊装置の作動条件は，3.43kPa（ドライウエルーサプレッション・チェンバ間差圧）を用いるものとする。
- ・溶融炉心からプール水への熱流束は，800kW/m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）とする。
- ・コンクリートの種類は，玄武岩系コンクリートとする。
- ・コンクリート以外の構造材である内側鋼板及びリブ鋼板は考慮しないものとする。
- ・原子炉圧力容器下部の構造物は，原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないものとする。
- ・外部水源の温度は，35℃とする。
- ・原子炉圧力容器，原子炉格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(b-2-2) 事故条件

(b-1-2)に同じ。

(b-2-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

・逃がし安全弁

逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量（吹出し圧力における値）は，設計値として以下の値を用いるものとする。

第1段：7.58MPa[gage]×2個，367t/h/個

第2段：7.65MPa[gage]×3個，370t/h/個

第3段：7.72MPa[gage]×3個，373t/h/個

第4段：7.79MPa[gage]×4個，377t/h/個

(b-2-4) Cs-137 放出量評価に関連する条件

Cs-137 放出量評価においては，原子炉格納容器からの漏えいを考慮する。このとき原子炉格納容器からの漏えい経路は，非常に狭く複雑な形状を示すことから，エアロゾル粒子が捕集される効果を考慮し，除染係数は10とする。

(b-3) 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

(b-3-1) 初期条件

- ・燃料プールの崩壊熱は，約7.8MWを用いるものとする。
- ・燃料プールの初期水位は，通常水位とする。
- ・燃料プールの保有水量は，燃料プールと隣接する原子炉ウェルとの間に設置されているプールゲートは閉を仮定し，約1,599m<sup>3</sup>とする。
- ・燃料プールの初期水温は，65℃とする。
- ・燃料プール等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(b-4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある  
事故

(b-4-1) 初期条件（運転停止中の事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く。）

- ・原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、原子炉停止1日後の崩壊熱として約14.0MWを用いるものとする。
- ・原子炉初期水位は通常運転水位とする。
- ・原子炉初期水温は52℃とする。
- ・原子炉圧力の初期値は大気圧とし、事象発生後も大気圧が維持されるものとする。
- ・外部水源の温度は35℃とする。
- ・原子炉圧力容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

b. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a) 高圧・低圧注水機能喪失

(a-1) 起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(a-2) 安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失するものとする。

(a-3) 外部電源は使用できないものとする。

(a-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。

(a-5) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（6個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%

を処理するものとする。

(a-6) 低圧原子炉代替注水系（常設）は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧後に、最大 250m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。

(a-7) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、120m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。

(a-8) 格納容器フィルタベント系は、格納容器圧力 427kPa[gage]における最大排出流量 9.8 kg/s に対して、格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。

(a-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-9-1) 常設代替交流電源設備の起動及び受電並びに低圧原子炉代替注水系（常設）起動及び中央制御室における系統構成は、事象発生から 10 分後に開始するものとし、操作時間は 20 分間とする。

(a-9-2) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から 30 分後に開始する。

(a-9-3) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 384kPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達した場合に停止する。

(a-9-4) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）到達から 10 分後に実施する。

(b) 高圧注水・減圧機能喪失

(b-1) 起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b-2) 安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却

系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失，原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失及び原子炉の手動減圧が失敗するものとする。

(b-3) 外部電源は使用できないものとする。

(b-4) 原子炉スクラムは，原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。

(b-5) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて，原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また，逃がし安全弁による原子炉手動減圧に失敗することを想定する。代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧は，原子炉水位低（レベル1）到達から10分後に開始し，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2個により原子炉減圧する。容量として，1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。

(b-6) 残留熱除去系（低圧注水モード）は，原子炉水位低（レベル1）到達後，残留熱除去系（低圧注水モード）が自動起動し，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧後に， $1,136\text{m}^3/\text{h}$  ( $0.14\text{MPa}[\text{dif}]$ において) (最大  $1,193\text{m}^3/\text{h}$ ) にて原子炉注水する。なお，低圧炉心スプレイ系による注水については期待しないものとする。

(b-7) 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）の伝熱容量は，熱交換器1基当たり約9MW（サプレッション・プール水温度又は原子炉冷却材温度 $52^\circ\text{C}$ ，海水温度 $30^\circ\text{C}$ において）とする。

(b-8) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のとおりとする。

(b-8-1) 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）運転操作は，原子炉水位高（レベル8）を確認後，開始する。

- (b-8-2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転操作は、原子炉圧力が 0.8MPa [gage] まで低下したことを確認後、事象発生 12 時間後に開始する。
- (c) 全交流動力電源喪失
- (c-1) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失する事故
- (c-1-1) 起因事象として、外部電源を喪失するものとする。
- (c-1-2) 安全機能としては、すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。
- (c-1-3) 外部電源は使用できないものとする。
- (c-1-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル 3）信号によるものとする。
- (c-1-5) 原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、 $91\text{m}^3/\text{h}$  ( $8.21\sim 0.74\text{MPa}$  [gage]) において) の流量で注水するものとする。
- (c-1-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（6 個）を使用するものとし、容量として、1 個当たり定格主蒸気流量の約 8 % を処理するものとする。
- (c-1-7) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧後に、 $70\text{m}^3/\text{h}$  にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水するものとする。また、原子炉注水と格納容器スプレーを同時に実施する場合は、 $30\text{m}^3/\text{h}$  にて原子炉へ注水する。
- (c-1-8) 格納容器代替スプレー系（可搬型）は、 $120\text{m}^3/\text{h}$  にて原子炉格納容器内にスプレーする。



- (c-1-9) 残留熱除去系（低圧注水モード）は、 $1,136\text{m}^3/\text{h}$  ( $0.14\text{MPa}$  [dif] において) (最大  $1,193\text{m}^3/\text{h}$ ) の流量で注水するものとする。
- (c-1-10) 残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）は、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に、残留熱除去系（格納容器冷却モード）を使用する場合は、 $1,218\text{m}^3/\text{h}$  にて原子炉格納容器内にスプレーするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり約9MW（サブプレッション・プール水温度  $52^\circ\text{C}$ 、海水温度  $30^\circ\text{C}$  において）とする。
- (c-1-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (c-1-11-1) 交流電源は24時間使用できないものとし、事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。
- (c-1-11-2) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から8時間後に開始する。
- (c-1-11-3) 格納容器代替スプレー系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が  $384\text{kPa}$  [gage] に到達した場合に実施する。なお、格納容器代替スプレー系（可搬型）による原子炉格納容器冷却は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱を開始する前に停止する。
- (c-1-11-4) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱操作は、常設代替交流電源設備による交流電源の供給開始後に、残留熱除去系の起動操作に要する時間を考慮して、事象発生から24時間30分後に実施する。

- (c-1-11-5) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）に到達した場合に開始する。
- (c-2) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等及び原子炉隔離時冷却系の機能が喪失する事故
- (c-2-1) 起因事象として、外部電源を喪失するものとする。
- (c-2-2) 安全機能としては、すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。  
さらに、原子炉隔離時冷却系についても機能喪失するものとする。
- (c-2-3) 外部電源は使用できないものとする。
- (c-2-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。
- (c-2-5) 高圧原子炉代替注水系は、運転員による高圧原子炉代替注水系の蒸気入口弁の遠隔での手動開閉操作によって注水する。本評価では設計値である  $93\text{m}^3/\text{h}$  ( $8.21\text{MPa}[\text{dif}]$ において) ～  $70\text{m}^3/\text{h}$  ( $0.74\text{MPa}[\text{dif}]$ において) に対し、保守的に20%減の流量で注水するものとする。
- (c-2-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（6個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
- (c-2-7) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、 $70\text{m}^3/\text{h}$ の流量にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水するものとする。また、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する場合は、 $30\text{m}^3/\text{h}$ にて

原子炉へ注水する。

(c-2-8) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、 $120\text{m}^3/\text{h}$ にて原子炉格納容器内にスプレイする。

(c-2-9) 残留熱除去系（低圧注水モード）は、 $1,136\text{m}^3/\text{h}$ （ $0.14\text{MPa}[\text{dif}]$ において）（最大 $1,193\text{m}^3/\text{h}$ ）の流量で注水するものとする。

(c-2-10) 残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）は、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に、残留熱除去系（格納容器冷却モード）を使用する場合は、 $1,218\text{m}^3/\text{h}$ にて原子炉格納容器内にスプレイするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり約9MW（サプレッション・プール水温度 $52^\circ\text{C}$ 、海水温度 $30^\circ\text{C}$ において）とする。

(c-2-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(c-2-11-1) 高圧原子炉代替注水系による原子炉注水操作は、事象発生から10分後に開始するものとし、操作時間は10分間とする。

(c-2-11-2) 交流電源は24時間使用できないものとし、事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。

(c-2-11-3) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から約8.3時間後に開始する。

(c-2-11-4) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が $384\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に実施する。なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱を開始する前に停止する。

(c-2-11-5) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱操作は、常設代替交流電源設備による交流電源の供給開始後に、残留熱除去系の起動操作に要する時間を考慮して、事象発生から 24 時間 30 分後に実施する。

(c-2-11-6) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に開始する。

(c-3) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等及び直流電源の機能が喪失する事故

(c-3-1) 起因事象として、外部電源を喪失するものとする。

(c-3-2) 安全機能としては、すべての直流電源が機能喪失するものとする。これにより、すべての非常用ディーゼル発電機等及び直流電源を制御電源としている原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものとする。

(c-3-3) 外部電源は使用できないものとする。

(c-3-4) 重大事故等対策に関連する機器条件は、(c-2-4) から (c-2-10) と同じ。

(c-3-5) 事故収束のための運転員等操作としては、(c-2-11) と同じ。

(c-4) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失し、逃がし安全弁の再閉に失敗する事故

(c-4-1) 起因事象として、外部電源を喪失するものとする。

(c-4-2) 安全機能としては、すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。

さらに、逃がし安全弁 1 個の開固着が発生するものとする。

(c-4-3) 外部電源は使用できないものとする。

- (c-4-4) 原子炉スクラムは，原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。
- (c-4-5) 原子炉隔離時冷却系は，原子炉水位低（レベル2）で自動起動し， $91\text{m}^3/\text{h}$ （ $8.21\sim 0.74\text{MPa}[\text{gage}]$ において）の流量で注水するものとする。
- (c-4-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて，原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また，原子炉減圧には再閉鎖に失敗した1個に加えて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（5個）を使用するものとし，容量として，1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
- (c-4-7) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は逃がし安全弁による原子炉減圧後に， $70\text{m}^3/\text{h}$ で原子炉注水し，その後は炉心を冠水維持するように注水するものとする。また，低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水を格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却と併せて行う場合は， $30\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水するものとする。
- (c-4-8) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は， $120\text{m}^3/\text{h}$ にて原子炉格納容器内にスプレイする。
- (c-4-9) 残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）は，原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に，残留熱除去系（格納容器冷却モード）を使用する場合は， $1,218\text{m}^3/\text{h}$ にて原子炉格納容器内にスプレイするものとする。また，伝熱容量は，熱交換器1基当たり約9MW（サブプレッション・プール水温度 $52^\circ\text{C}$ ，海水温度 $30^\circ\text{C}$ において）とする。
- (c-4-10) 残留熱除去系（低圧注水モード）は， $1,136\text{m}^3/\text{h}$ （ $0.14\text{MPa}[\text{dif}]$ において）（最大 $1,193\text{m}^3/\text{h}$ ）の流量で注水するものとする。

(c-4-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(c-4-11-1) 交流電源は 24 時間使用できないものとし、事象発生から 24 時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。

(c-4-11-2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作は、事象発生 2 時間 20 分後から開始する。

(c-4-11-3) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了した時点で開始する。

(c-4-11-4) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 384kPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱を開始する前に停止する。

(c-4-11-5) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱操作は、常設代替交流電源設備による交流電源の供給開始後に、残留熱除去系の起動操作に要する時間を考慮して、事象発生から 24 時間 30 分後に実施する。

(c-4-11-6) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に開始する。

(d) 崩壊熱除去機能喪失

(d-1) 取水機能が喪失した場合

(d-1-1) 起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

- (d-1-2) 安全機能としては、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失するものとする。
- (d-1-3) 外部電源は使用できないものとする。
- (d-1-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。
- (d-1-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、 $91\text{m}^3/\text{h}$  ( $8.21\sim 0.74\text{MPa}[\text{gage}]$ において)の流量で注水するものとする。
- (d-1-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（6個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
- (d-1-7) 残留熱除去系（低圧注水モード）は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧後に、 $1,136\text{m}^3/\text{h}$  ( $0.14\text{MPa}[\text{dif}]$ において)（最大 $1,193\text{m}^3/\text{h}$ ）にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。
- (d-1-8) 原子炉補機代替冷却系の伝熱容量は、事象発生後8時間から24時間において約16MW、事象発生24時間以降において約11MW（サプレッション・プール水温度 $100^\circ\text{C}$ 、海水温度 $30^\circ\text{C}$ において）とする。
- (d-1-9) 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器1基当たり事象発生後8時間から24時間において約16MW、事象発生24時間以降において約11MW（サプレッション・プール水温度 $100^\circ\text{C}$ 、海水温度 $30^\circ\text{C}$ において）とする。
- (d-1-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

- (d-1-10-1) 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、残留熱除去系（低圧注水モード）起動操作後、事象発生から8時間後に開始する。
- (d-1-10-2) 原子炉補機代替冷却系運転操作は、事象発生から8時間後に開始する。
- (d-1-10-3) 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の起動操作は、事象発生から8時間後に開始する。
- (d-2) 残留熱除去系が故障した場合
- (d-2-1) 起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。
- (d-2-2) 安全機能としては、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失するものとする。
- (d-2-3) 外部電源は使用できないものとする。
- (d-2-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。
- (d-2-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、 $91\text{m}^3/\text{h}$ （ $8.21\sim 0.74\text{MPa}[\text{gage}]$ において）の流量で注水するものとする。
- (d-2-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（6個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
- (d-2-7) 低圧原子炉代替注水系（常設）は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧後に最大  $250\text{m}^3/\text{h}$  にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。
- (d-2-8) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、 $120\text{m}^3/\text{h}$  の流量



で原子炉格納容器内にスプレイする。

(d-2-9) 格納容器フィルタベント系は，格納容器圧力 427kPa[gage]における最大排出流量 9.8 kg/s に対して，格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。

(d-2-10) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のとおりとする。

(d-2-10-1) 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は，事象発生 8 時間後から開始し，減圧後に低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉注水を開始するものとする。

(d-2-10-2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は，格納容器圧力が 384kPa[gage]に到達した場合に実施する。なお，格納容器スプレイは，サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達した場合に停止する。

(d-2-10-3) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は，サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）到達から 10 分後に実施する。

(e) 原子炉停止機能喪失

(e-1) 起因事象として，主蒸気隔離弁の誤閉止が発生するものとする。

(e-2) 安全機能としては，原子炉スクラムに失敗するものとし，また，手動での原子炉スクラムを実施できないものとする。さらに，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は作動しないものとする。

(e-3) 評価対象とする炉心の状態は，平衡炉心のサイクル末期とする。

(e-4) 外部電源は使用できるものとする。

(e-5) 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は，最も短い時間として

設計値の下限である 3 秒とする。

(e-6) A T W S 緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)は、原子炉圧力高 (7.41MPa[gage]) 又は原子炉水位低 (レベル 2) 信号により再循環ポンプが 2 台すべてトリップするものとする。

また、再循環ポンプが 1 台以上トリップしている状態で運転点が運転特性図上の高出力-低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても作動しないものと仮定する。

(e-7) 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、逃がし安全弁 (12 個) は、容量として、1 個当たり定格主蒸気流量の約 8 % を処理するものとする。

(e-8) 電動機駆動給水ポンプは、主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動機駆動給水ポンプが自動起動するものとする。また、復水器ホットウェル水位の低下により電動機駆動給水ポンプがトリップするものとする。

(e-9) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低 (レベル 2) で自動起動し、 $91\text{m}^3/\text{h}$  (8.21~0.74MPa[gage]) において) の流量で給水するものとする。また、サプレッション・プール水温度が  $100^\circ\text{C}$  に到達した時点で停止するものとする。

(e-10) 高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位低 (レベル 1<sub>H</sub>) 又は格納容器圧力高 (13.7kPa[gage]) で自動起動し、 $318\sim 1,050\text{m}^3/\text{h}$  (8.14~1.38MPa[dif]) において) の流量で給水するものとする。

(e-11) ほう酸水注入系は、原子炉スクラムの失敗を確認後、10 分間が経過した時点で手動起動し、162L/分の流量及びほう酸濃度 13.4wt% で注入するものとする。

(e-12) 残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード) の伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり約 9 MW (サプレッション・プ

ール水温度 52℃，海水温度 30℃において) とする。

(e-13) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(e-13-1) 事象発生 5 分後に自動減圧系等の起動阻止操作を実施する。

(e-13-2) ほう酸水注入系は、原子炉スクラムの失敗を確認後、10 分間が経過した時点で手動起動する。

(e-13-3) 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による格納容器除熱操作は、事象発生 11.6 分後に実施する。

(f) L O C A 時注水機能喪失

(f-1) 破断箇所は、原子炉再循環配管（最大破断面積約 0.16m<sup>2</sup>）とし、破断面積を約 3.1cm<sup>2</sup> とする。

(f-2) 安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系，低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失するものとする。また、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。

(f-3) 外部電源は使用できないものとする。

(f-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル 3）信号によるものとする。

(f-5) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（6 個）を使用するものとし、容量として、1 個当たり定格主蒸気流量の約 8 % を処理するものとする。

(f-6) 低圧原子炉代替注水系（常設）は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧後に最大 250m<sup>3</sup>/h にて原子炉に注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。

- (f-7) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、 $120\text{m}^3/\text{h}$  の流量で原子炉格納容器内にスプレイする。
- (f-8) 格納容器フィルタベント系は、格納容器圧力  $427\text{kPa}[\text{gage}]$  における最大排出流量  $9.8\text{ kg/s}$  に対して、格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。
- (f-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (f-9-1) 常設代替交流電源設備の起動及び受電並びに低圧原子炉代替注水系（常設）起動及び系統構成は、事象発生から 10 分後に開始するものとし、操作時間は 20 分間とする。
- (f-9-2) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から 30 分後に開始する。
- (f-9-3) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が  $384\text{kPa}[\text{gage}]$  に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、サプレッション・プール水位が通常水位＋約  $1.3\text{m}$ （真空破壊装置下端－ $0.45\text{m}$ ）に到達した場合に停止する。
- (f-9-4) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、サプレッション・プール水位が通常水位＋約  $1.3\text{m}$ （真空破壊装置下端－ $0.45\text{m}$ ）到達から 10 分後に実施する。
- (f-10) 敷地境界での実効線量評価の条件としては、以下のとおりとする。
- (f-10-1) 事象発生時の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度とし、その組成を拡散組成とする。これにより、事象発生時に原子炉冷却材中に存在するよう素は、I-131 等価量で約  $1.0 \times 10^{12}\text{Bq}$  となる。
- (f-10-2) 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測値の平均値

に適切な余裕をみた値である  $3.7 \times 10^{13} \text{Bq}$  とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の2倍の放出があるものとする。これにより、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、希ガスについては $\gamma$ 線実効エネルギー  $0.5 \text{MeV}$  換算値で約  $9.9 \times 10^{14} \text{Bq}$ 、よう素については I-131 等価量で約  $6.5 \times 10^{13} \text{Bq}$  となる。

(f-10-3) 燃料棒から追加放出されるよう素のうち有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。

(f-10-4) 燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち、10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素、無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。

(f-10-5) 原子炉圧力容器気相部の核分裂生成物は、逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気に同伴し、原子炉格納容器内に移行するものとする。この場合、希ガス及び有機よう素は全量が、無機よう素は格納容器ベント開始までに発生する崩壊熱相当の蒸気に伴う量が移行するものとする。

(f-10-6) サプレッション・チェンバの無機よう素は、スクラビング等により除去されなかったものが原子炉格納容器の気相部へ移行するものとする。希ガス及び有機よう素については、スクラビングの効果を考えない。また、核分裂生成物の自然減衰は、格納容器ベント開始までの期間について考慮する。

(f-10-7) 敷地境界における実効線量は、よう素の内部被ばくによる実効線量及び希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

(f-10-8) 大気拡散条件については、大気拡散条件については、格納容器フィルタベント系を用いる場合は、格納容器フィルタベ

ント系放出口放出，実効放出継続時間 1 時間の値として，相対濃度 ( $\chi/Q$ ) を  $3.1 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ ，相対線量 ( $D/Q$ ) を  $4.9 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$  とする。

(f-10-9) サプレッション・チェンバ内でのスクラビング等による除染係数は 5，格納容器フィルタベント系による無機よう素に対する除染係数は 100，有機よう素に対する除染係数は 50 とする。

(g) 格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A)

(g-1) 破断箇所は，残留熱除去系熱交換器フランジ部及び残留熱除去系機器等とし，破断面積は，それぞれ約  $16 \text{cm}^2$  及び約  $1 \text{cm}^2$  とする。

(g-2) 安全機能としては，インターフェイスシステム L O C A が発生した側の残留熱除去系が機能喪失するものとする。

(g-3) 外部電源は使用できないものとする。

(g-4) 原子炉スクラムは，原子炉水位低 (レベル 3) 信号によるものとする。

(g-5) 原子炉隔離時冷却系は，原子炉水位低 (レベル 2) で自動起動し， $91 \text{m}^3/\text{h}$  ( $8.21 \sim 0.74 \text{MPa}[\text{gage}]$ において) の流量で注水するものとする。

(g-6) 高圧炉心スプレイ系は，高圧炉心スプレイ系が原子炉水位低 (レベル 1 H) で自動起動し， $318 \sim 1,050 \text{m}^3/\text{h}$  ( $8.14 \sim 1.38 \text{MPa}[\text{dif}]$ において) (最大  $1,050 \text{m}^3/\text{h}$ ) の流量で注水するものとする。

(g-7) 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) にて，原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また，原子炉減圧には逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) (6 個) を使用するものとし，容量として，1 個当たり定格主蒸気流量の約 8 % を処理するものとする。

(g-8) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(g-8-1) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から 30 分後に開始するものとする。

(g-8-2) 残留熱除去系の破断箇所隔離操作は、事象発生から 9 時間後に開始するものとし、事象発生の 10 時間後に完了するものとする。

c. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 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）

(a-1) 残留熱代替除去系を使用する場合

(a-1-1) 起因事象として、大破断 L O C A が発生するものとする。  
破断箇所は、再循環配管（出口ノズル）とする。

(a-1-2) 安全機能としては、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに、非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。

(a-1-3) 外部電源は使用できないものとする。

(a-1-4) 水素ガスの発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。

(a-1-5) 原子炉スクラムは、事象発生と同時に発生するものとする。

(a-1-6) 主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。

(a-1-7) 再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。

(a-1-8) 低圧原子炉代替注水系（常設）は、最大  $250\text{m}^3/\text{h}$  にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。

(a-1-9) 残留熱代替除去系の循環流量は、全体で  $150\text{m}^3/\text{h}$  とし、原子炉注水へ  $30\text{m}^3/\text{h}$ 、格納容器スプレイへ  $120\text{m}^3/\text{h}$  にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。

(a-1-10) 残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱

容量は、熱交換器の設計性能に基づき約7 MW(サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 30℃において)とする。

(a-1-11) 可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度 35℃、純度 99.9vol%にて 100m<sup>3</sup>/h[normal] (窒素 99.9m<sup>3</sup>/h[normal]及び酸素 0.1m<sup>3</sup>/h[normal])で原子炉格納容器内に注入する。

(a-1-12) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-1-12-1) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、事象発生30分後から開始する。原子炉への注水量は、注水開始後30分までは最大流量とし、その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお、原子炉注水は、残留熱代替除去系の運転開始時に停止する。

(a-1-12-2) 原子炉補機代替冷却系の運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、事象発生10時間後から開始する。

(a-1-12-3) 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作は、12時間後からドライウェル内へ窒素注入を開始する。

(a-1-13) Cs-137の放出量評価の条件としては、以下のとおりとする。

(a-1-13-1) 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高50,000時間とする。

(a-1-13-2) 残留熱代替除去系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物



が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出されるものとする。

(a-1-13-3) 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。

(a-1-13-4) 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。

(a-1-13-4-1) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。

なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮する。

(a-1-13-4-2) 原子炉建物から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建物原子炉棟内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 1 回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。

非常用ガス処理系は、事象発生 60 分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。

(a-1-13-4-3) 原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(a-2) 残留熱代替除去系を使用しない場合

(a-2-1) 起因事象として、大破断 L O C A が発生するものとする。

破断箇所は、再循環配管（出口ノズル）とする。

(a-2-2) 安全機能としては、非常用ディーゼル発電機等の機能喪

失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。なお、残留熱代替除去系は使用しないものとする。

(a-2-3) 外部電源は使用できないものとする。

(a-2-4) 水素ガスの発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。

(a-2-5) 原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。

(a-2-6) 主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。

(a-2-7) 再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。

(a-2-8) 低圧原子炉代替注水系（常設）は、最大 250m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。

(a-2-9) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、120m<sup>3</sup>/h の流量で原子炉格納容器内にスプレイする。

(a-2-10) 格納容器フィルタベント系は、格納容器フィルタベント系により、格納容器圧力 427kPa[gage]における最大排出流量 9.8 kg/s に対して、格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。

(a-2-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-2-11-1) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 30 分後から開始する。原子炉への注水量は、注水開始後 30 分までは最大流量とし、その後は炉心を冠水維持するように注水する。

(a-2-11-2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が最高使用圧力 427kPa[gage]の 1.5 倍である 640kPa[gage]に到達した場合に開始し、

640kPa[gage]以下になるよう制御(640～588kPa[gage]の範囲で維持)する。サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m(真空破壊装置下端-0.45m)に到達した以降は格納容器スプレイを停止する。

(a-2-11-3) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m(真空破壊装置下端-0.45m) 到達から 10 分後に実施する。

(a-2-12) Cs-137 の放出量評価の条件としては、以下のとおりとする。

(a-2-12-1) 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とする。

(a-2-12-2) 格納容器フィルタベント系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出され、サブプレッション・チェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて格納容器フィルタベント系に至るものとする。格納容器フィルタベント系に到達した核分裂生成物は、格納容器フィルタベント系内のフィルタによって除去された後、格納容器フィルタベント系排気管から放出される。

(a-2-12-3) 格納容器フィルタベント系を用いた場合の Cs-137 放出量は、格納容器からの放出割合及び格納容器フィルタベント系の除染係数を考慮して計算する。

(a-2-12-4) 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。

(a-2-12-5) 格納容器フィルタベント系を介して大気中へ放出さ

れる Cs-137 の放出量評価条件は以下のとおりとする。

(a-2-12-5-1) 原子炉格納容器内から原子炉建物への漏えいはないものとする。

(a-2-12-5-2) 格納容器フィルタベント系による粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。

(a-2-12-6) 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについても考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。

(a-2-12-6-1) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。

なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮する。

(a-2-12-6-2) 原子炉建物から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積るため、非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建物内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 1 回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系ガス処理装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。

非常用ガス処理系は、事象発生後 60 分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。

(a-2-12-6-3) 原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

(b-1) 起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b-2) 安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として

残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を想定する。

また、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。

さらに重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しないものとする。

- (b-3) 外部電源は使用できないものとする。
- (b-4) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。
- (b-5) 水素の発生については、ジルコニウム-水反応及び熔融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。
- (b-6) 原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。
- (b-7) 主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。
- (b-8) 再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。
- (b-9) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（2個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
- (b-10) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、原子炉圧力容器破損前に、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により 120m<sup>3</sup>/h で原子炉格納容器内にスプレイし、ペDESTAL水位が 2.4m に到達するまで水張りを実施するものとする。
- (b-11) ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、原子炉圧力容器が破損して熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、崩壊熱相当に余裕を見た流量の注水を行うものとする。
- (b-12) 残留熱代替除去系の循環流量は、120m<sup>3</sup>/h とし、原子炉格

格納容器内に連続スプレイを実施する。

(b-13) 残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量は、残留熱代替除去系による格納容器スプレイ流量  $120\text{m}^3/\text{h}$  とした場合の熱交換器の設計性能に基づき約  $6\text{MW}$ （サブプレッション・プール水温度  $100^\circ\text{C}$ ，海水温度  $30^\circ\text{C}$ において）とする。

(b-14) 可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度  $35^\circ\text{C}$ ，純度  $99.9\text{vol}\%$ にて  $100\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$ （窒素  $99.9\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$ 及び酸素  $0.1\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$ ）で原子炉格納容器内に注入する。

(b-15) コリウムシールドは、材料をジルコニア耐熱材とし、侵食開始温度を  $2,100^\circ\text{C}$ と設定する。

(b-16) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-16-1) 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動による原子炉急速減圧操作は、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の  $20\%$ 上の位置に到達した時点で開始する。

(b-16-2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、原子炉圧力容器下鏡温度が  $300^\circ\text{C}$ に到達したことを確認して開始し、ペDESTAL水位が  $2.4\text{m}$ （注水量約  $225\text{m}^3$ ）に到達したことを確認した場合に停止する。

(b-16-3) ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損後の注水）は、原子炉圧力容器破損を確認した場合に開始する。

(b-16-4) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、事象発生から  $10$ 時間後から開始するものとする。

(b-16-5) 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作は、 $12$ 時間後からドライウェル内へ窒素注入を開始す

る。

(b-17) Cs-137 の放出量評価の条件としては、以下のとおりとする。

(b-17-1) 事象発生直前まで、定格出力の 100% で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1 / 4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とする。

(b-17-2) 残留熱代替除去系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出されるものとする。

(b-17-3) 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバ内のプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。

(b-17-4) 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。

(b-17-4-1) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。

なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮する。

(b-17-4-2) 非常用ガス処理系による原子炉建物原子炉棟の設計負圧が維持されていることを想定し、設計換気率 1 回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。

(b-17-4-3) 原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(c) 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用

「(b) 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件を

適用する。

(d) 水素燃焼

「(a) 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）(a-1) 残留熱代替除去系を使用する場合」の条件に加えて、本格納容器破損モードを評価するため、以下の条件を適用する。

(d-1) 原子炉格納容器の初期酸素濃度，水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガス並びに可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入に伴い注入される酸素を考慮することとする。原子炉格納容器の初期酸素濃度は，2.5vol%とする。

(d-2) 炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は，解析コードによる評価結果から得られた値を用いるものとする。

(d-3) 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は，解析コードで得られる崩壊熱を基に評価する。ここで，水素及び酸素の発生割合（100eV 当たりの分子発生量）は，それぞれ0.06，0.03とする。また，原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は，原子炉圧力容器内については，ベータ線，ガンマ線ともに0.1，原子炉圧力容器外の核分裂生成物については，ベータ線，ガンマ線ともに1とする。

(d-4) 金属腐食等による水素発生量は考慮しない。

(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用

「(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件を適用する。これに加え，初期酸素濃度並びに水素及び酸素の発生量については「(d) 水素燃焼」の条件を適用する。

d. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

(a) 想定事故 1

(a-1) 燃料プールの初期水位は通常水位とし，保有水量を厳しく



見積もるため、燃料プールと隣接する原子炉ウエルの上に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。

- (a-2) 燃料プールの初期水温は、65℃とする。
- (a-3) 燃料プールの崩壊熱は、約 7.8MW を用いるものとする。
- (a-4) 安全機能としては、燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能を喪失するものとする。
- (a-5) 外部電源は使用できないものとする。
- (a-6) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用した燃料プールへの注水は、大量送水車 1 台を使用するものとし、48m<sup>3</sup>/h の流量で注水する。
- (a-7) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
  - (a-7-1) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水は、事象発生から約 7.9 時間後に開始する。
- (b) 想定事故 2
  - (b-1) 燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと隣接する原子炉ウエルの上に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。
  - (b-2) 燃料プールの初期水温は、65℃とする。
  - (b-3) 燃料プールの崩壊熱は、約 7.8MW を用いるものとする。
  - (b-4) 安全機能としては、燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能を喪失するものとする。
  - (b-5) 燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、残留熱除去系配管の全周破断を想定する。
  - (b-6) サイフォン現象による燃料プール水位の低下は、サイフォ

ンブレイク配管の効果により，燃料プール冷却系戻り配管水平部下端（通常水位より約 0.28m 下）に余裕をみた，通常水位から約 0.35m 下まで低下するものとする。

なお，評価においては燃料プールの水位は，燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近まで瞬時に低下するものとする。

- (b-7) 外部電源は使用できないものとする。
- (b-8) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用した燃料プールへの注水は，大量送水車 1 台を用いるものとし， $48\text{m}^3/\text{h}$  の流量で注水する。
- (b-9) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のとおりとする。
  - (b-9-1) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用した燃料プールへの注水は，事象発生から約 7.6 時間後に開始するものとする。
- e. 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
  - (a) 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
    - (a-1) 原子炉圧力容器の未開放時について評価する。
    - (a-2) 原子炉停止後の崩壊熱は，ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用し，原子炉停止 1 日後の崩壊熱として約 14.0MW を用いるものとする。
    - (a-3) 原子炉初期水位は通常運転水位とする。
    - (a-4) 原子炉初期水温は  $52^{\circ}\text{C}$  とする。
    - (a-5) 原子炉圧力の初期値は大気圧とし，事象発生後も大気圧が維持されるものとする。
    - (a-6) 起因事象として，運転中の残留熱除去系の故障によって，崩壊熱除去機能を喪失するものとする。
    - (a-7) 安全機能としては，運転中の残留熱除去系の機能が喪失す

るものとする。

(a-8) 外部電源は使用できないものとする。

(a-9) 残留熱除去系（低圧注水モード）は、 $1,136\text{m}^3/\text{h}$  の流量で注水するものとする。

(a-10) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり約 9 MW（原子炉冷却材温度  $52^\circ\text{C}$ ，海水温度  $30^\circ\text{C}$  において）とする。

(a-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-11-1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、事象発生から 2 時間後に実施するものとする。

(b) 全交流動力電源喪失

(b-1) 原子炉圧力容器の未開放時について評価する。

(b-2) 原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、原子炉停止 1 日後の崩壊熱として約 14.0MW を用いるものとする。

(b-3) 原子炉初期水位は通常運転水位とする。

(b-4) 原子炉初期水温は  $52^\circ\text{C}$  とする。

(b-5) 原子炉圧力の初期値は大気圧とし、事象発生後も大気圧が維持されるものとする。

(b-6) 起因事象として、外部電源を喪失するものとする。

(b-7) 安全機能としては、すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。また、原子炉補機冷却系の機能喪失を重畳させるものとする。

(b-8) 外部電源は使用できないものとする。

(b-9) 低圧原子炉代替注水系（常設）は、 $200\text{m}^3/\text{h}$  の流量で注水するものとする。

(b-10) 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止

時冷却モード)の伝熱容量は、熱交換器1基当たり約15.7MW(原子炉冷却材温度100℃、海水温度30℃において)とする。

(b-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-11-1) 事象発生2時間までに常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。

(b-11-2) 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、事象発生から2時間後に開始する。

(b-11-3) 原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の運転操作は、事象発生10時間後から開始する。

(c) 原子炉冷却材の流出

(c-1) 原子炉圧力容器の開放時について評価する。

(c-2) 原子炉初期水位は原子炉ウェル満水の水位とし、原子炉圧力容器内保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。

(c-3) 原子炉初期水温は52℃とする。

(c-4) 起因事象として残留熱除去系の系統切替え時の原子炉冷却材流出を想定し、流出量は約94m<sup>3</sup>/hとする。

(c-5) 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については、考慮しない。

(c-6) 外部電源は使用できないものとする。

(c-7) 残留熱除去系(低圧注水モード)は、1,136m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

(c-8) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(c-8-1) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転中の残留熱除去ポンプミニマムフロー弁閉止及び待機中の残留熱除去系

(低圧注水モード) による原子炉注水操作は、事象発生から2時間後に実施するものとする。

(d) 反応度の誤投入

(d-1) 評価する炉心状態は、平衡炉心のサイクル初期とする。

(d-2) 事象発生前の炉心の実効増倍率は1.0とする。

(d-3) 事象発生前の原子炉出力は定格値の $10^{-8}$ 、原子炉圧力は0.0MPa[gage]、燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材の温度は20℃とする。また、燃料エンタルピの初期値は8kJ/kgとする。

(d-4) 起回事象として、運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。

(d-5) 誤引き抜きされる制御棒は、初めに全引き抜きされている制御棒の斜め隣接の制御棒とする。

(d-6) 外部電源は使用できるものとする。

(d-7) 制御棒は、9.1cm/sの速度で連続で引き抜かれるものとする。

(d-8) 原子炉スクラムは、中間領域計装の中性子束高(各レンジフルスケールの95%)信号によるものとする。なお、原子炉スクラム信号の発信を想定する際の中間領域計装のバイパス状態は、A、Bチャンネルとも引抜制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態にあるとする。

(iii) 評価結果

評価項目に対する評価結果は以下のとおりであり、事故シーケンスグループ、格納容器破損モード及び想定事故ごとに選定した評価事象のうち、評価項目に対して最も厳しくなる評価事象の結果を記載する。

a. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、

炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であることについては、これが最も厳しくなる「過渡事象発生時に原子炉停止機能が喪失する事故」において、不確かさを考慮しても以下のとおり評価項目を満足する。

(a-1) 燃料被覆管温度の最高値は約 818℃であり、不確かさを考慮しても 1,200℃以下である。

(a-2) 燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 1%以下であり、不確かさを考慮しても酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下である。

(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「過渡事象発生時に原子炉停止機能が喪失する事故」において、原子炉圧力は約 8.68MPa[gage]以下に抑えられ、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 8.98MPa[gage]以下であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の 1.2 倍である 10.34MPa[gage]を下回る。

(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等及び原子炉隔離時冷却系の機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等及び直流電源が喪失する事故」、「外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失し、逃がし安全弁の再閉に失敗する事故」、「過渡事象発生時に残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故」及び「中破断 L O C A 時に高圧注水機能及び低圧

注水機能が喪失する事故」において、格納容器圧力の最高値は約 384kPa[gage]であり、不確かさを考慮しても限界圧力である最高使用圧力 427kPa[gage]の 2 倍の圧力 853kPa[gage]を下回る。

- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故」、「過渡事象発生時に残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故」及び「中破断 L O C A 時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故」において、格納容器内温度の最高値は約 153℃であり、不確かさを考慮しても限界温度 200℃を下回る。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系等を使用する事故シナリオグループにおいて敷地境界での実効線量が最も厳しくなる「中破断 L O C A 時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故」において、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は約  $1.7 \times 10^{-2}$  mSv であり、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

#### b. 運転中の原子炉における重大事故

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「大破断 L O C A 時に高圧注水機能、低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失する事故」における残留熱代替除去系を使用しない場合において、非凝縮性ガスの蓄積が生じた場合においても格納容器圧力の最大値は約 659kPa[gage]であり、不確かさを考慮しても限界圧力である最高使用圧力 427kPa[gage]の 2 倍の圧力 853kPa[gage]を下回る。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「大破断 L O C A 時に高圧注水機能、低圧注水

機能及び全交流動力電源が喪失する事故」における残留熱代替除去系を使用する場合及び残留熱代替除去系を使用しない場合において原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約 181℃であり、不確かさを考慮しても限界温度 200℃を下回る。

- (c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しくなる「大破断 L O C A 時に高圧注水機能、低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失する事故」における残留熱代替除去系を使用しない場合のうちドライウエルのベントラインを経由した場合において、 $Cs-137$  の総放出量は、事象発生から 7 日後までの間で約 4.8TBq、100 日後までを考慮したとしても約 6.9TBq であり、不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響を小さくとどめている。
- (d) 原子炉圧力容器の破損時の原子炉圧力については、これが最も厳しくなる「過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、さらに重大事故等対処設備による原子炉圧力容器破損までの原子炉注水を考慮しない事故」において、約 0.1MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても 2.0MPa[gage]以下に低減される。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、工学的に発生する可能性がある圧力スパイクの観点で最も厳しい「過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、さらに重大事故等対処設備による原子炉圧力容器破損までの原子炉注水を考慮しない事故」における原子炉格納容器下部への水張りを考慮した場合において、圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 193kPa[gage]であり、不確かさを考慮しても熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が



喪失することはない。

(f) 原子炉格納容器内の酸素濃度については、これが最も厳しくなる「大破断 L O C A 時に高圧注水機能、低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失する事故」における残留熱代替除去系を使用する場合において、事象発生から 7 日後の格納容器内酸素濃度は、ウェット条件において約 1.9vol%，ドライ条件を仮定しても約 2.8vol%であり、不確かさを考慮しても 5 vol%以下である。

(g) 可燃性ガスの蓄積については、(a)に記載のとおり。可燃性ガスの燃焼については、これが最も厳しくなる「大破断 L O C A 時に高圧注水機能、低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失する事故」における残留熱代替除去系を使用する場合において、不確かさを考慮しても可燃性ガスの燃焼は生じない。

(h) 溶融炉心・コンクリート相互作用については、原子炉格納容器下部に冷却材が流入する可能性のある L O C A を除き、原子炉の水位低下が早く、対策実施までの時間余裕の観点で厳しい「過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、さらに重大事故等対処設備による原子炉圧力容器破損までの原子炉注水を考慮しない事故」において、原子炉格納容器下部の溶融炉心は適切に冷却され、原子炉格納容器下部壁面及び床面のコンクリートの侵食量は原子炉格納容器下部の床面で 0 cm、壁面で約 4 cm であり、不確かさを考慮しても原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することはない。

c. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

(a) 燃料棒有効長頂部の冠水については、水位低下の観点で最も厳しい「想定事故 2」において、燃料プール水位は通常水位から約 0.35m 下の水位まで低下するにとどまり、不確かさを考慮しても燃料棒有効長頂部は冠水維持される。

(b) 放射線の遮蔽については、水位低下の観点で最も厳しい「想定事故2」において、燃料プール水位が通常水位から約 0.35m 下の水位となった場合の原子炉建物原子炉棟 4 階の燃料取替機台車床の床付近の線量率は約  $1.0 \times 10^{-3}$  mSv/h 以下であり、不確かさを考慮しても放射線の遮蔽は維持される。

(c) 未臨界の維持については、燃料プール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ており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。

d. 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

(a) 燃料棒有効長頂部の冠水については、原子炉水位低下の観点で最も厳しい「原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故」及び「原子炉の運転停止中に外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失し、崩壊熱除去機能が喪失する事故」において、原子炉水位は燃料棒有効長頂部の約 4.0m 上の水位まで低下するにとどまり、不確かさを考慮しても燃料棒有効長頂部は冠水維持される。

(b) 放射線の遮蔽については、原子炉水位低下の観点で最も厳しい「原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故」及び「原子炉の運転停止中に外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失し、崩壊熱除去機能が喪失する事故」において、原子炉水位は燃料棒有効長頂部の約 4.0m 上の水位まで低下するにとどまり、必要な遮蔽が維持できる水位である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上を下回ることがないため、不確かさを考慮しても放射線の遮蔽は維持される。

(c) 未臨界の確保については、未臨界確保の観点で厳しい「原子炉の運転停止中に制御棒が誤引き抜きされ、反応度が投入され

る事故」において、制御棒の引き抜きによる反応度の投入に伴い一時的に臨界に至るものの、原子炉スクラムにより未臨界は確保される。

e. 重大事故等に対処するために必要な要員及び資源

重大事故等に対処するために必要な要員及び資源については、要員、水源、燃料及び電源が確保され、重大事故等に対処できる。

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (1 / 19)

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	
方針目的	<p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能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、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するための手順等を整備する。</p> <p>また、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合は、原子炉出力の抑制を図った後にほう酸水注入により未臨界に移行する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p style="text-align: center;">ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p>
	<p style="text-align: center;">フロントライン系故障時による原子炉出力抑制</p> <p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p>
	<p style="text-align: center;">自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</p> <p>ATWSが発生した場合は、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p>
	<p style="text-align: center;">ほう酸水注入</p> <p>ATWSが発生した場合は、原子炉再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界とする。</p>

<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>運転時の異常な過渡変化の発生時において、発電用原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず全制御棒が全挿入されない場合は、A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p> <p>A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が緊急挿入しなかった場合は、原子炉停止機能喪失と判断し、中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し、自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動起動阻止を行うとともに、ほう酸水注入系を速やかに起動し、発電用原子炉を未臨界とする。</p>
--	---	--

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (2 / 19)

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	
方針目的	<p>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発電用原子炉の冷却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、高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の注水により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、発電用原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御する手順等を整備する。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>
	<p>フロントライン系故障時</p> <p>高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室からの手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>・中央制御室からの手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。</li> </ul>
	<p>サポート系故障時</p> <p>原子炉隔離時冷却系の現場操作</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却のほか、現場での弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動することで原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p>
	<p>代替電源設備による</p> <p>原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に以下の手段等により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替交流電源設備により充電器を受電し、直流電源を供給する。</li> <li>・可搬型直流電源設備により直流電源を供給する。</li> </ul>

対応手段等	監視及び制御	<p>「高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却」により発電用原子炉へ注水する際には、発電用原子炉を冷却するために原子炉压力容器内の水位を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A）等により監視する。</p> <p>また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合は、当該パラメータの値を推定する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動する場合は、高圧原子炉代替注水系の作動状況を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A）、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧原子炉代替注水流量、サブプレッション・プール水位（S A）等により監視する。</p> <p>現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の作動状況を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A）等により監視する。</p> <p>原子炉压力容器内の水位の調整が必要な場合は、中央制御室からの操作、又は現場での弁の操作により原子炉压力容器内の水位を制御する。</p>	
	重大事故等の進展抑制	ほう酸水注入系による進展抑制	原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉への高圧注水により原子炉压力容器内の水位が維持できない場合は、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水貯蔵タンク等を水源として、ほう酸水注入系により原子炉压力容器へ注水する。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧原子炉代替注水系の運転を継続する。</p>

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障時	<p>全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>いずれの操作によっても高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉压力容器内の水位を維持できない場合は、現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備より充電器を受電することにより直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替交流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型直流電源設備により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替交流電源設備、可搬型直流電源設備へ燃料を給油することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続させる。</p>
	原子炉隔離時冷却系の起動時の留意事項	現場での弁の手動操作による	現場での弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に滞留する排水を処理しない場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの間、原子炉隔離時冷却系を水没させずに運転を継続することが可能である。
	原子炉隔離時冷却系の起動時の環境条件	現場での弁の手動操作による	蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響を考慮し、原子炉隔離時冷却ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系の起動時のみとし、その後速やかに退室する。保護具を確実に装着することにより本操作が可能である。



配慮すべき事項	作業性	高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動操作は、通常の弁操作である。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いてほう酸水注入系へ給電する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (3 / 19)

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					
方針目的	<p>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発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、インターフェイスシステム L O C A 発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p>				
対応手段等	<table border="1"> <tr> <td>フロントライン系故障時</td> <td> <p>減圧の自動化</p> <p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</p> </td> </tr> <tr> <td>手動操作による減圧</td> <td> <p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> </td> </tr> </table>	フロントライン系故障時	<p>減圧の自動化</p> <p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</p>	手動操作による減圧	<p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p>
	フロントライン系故障時	<p>減圧の自動化</p> <p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</p>			
	手動操作による減圧	<p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p>			
	サポート系故障時	<p>常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替直流電源設備により直流電源を確保する。その後、常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。</li> <li>逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を接続して直流電源を確保する。</li> </ul>			
逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保	<p>逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源が逃がし安全弁窒素ガス供給系に切り替わることで逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス供給系からの供給期間中において、逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は、予備の逃がし安全弁用窒素ガスボンベに切り替える。</p>				

対応手段等	サポート系故障時	代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧	<p>全交流動力電源又は常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動せず発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型直流電源設備により直流電源を確保する。</li> <li>・代替交流電源設備により充電器を受電することで直流電源を確保する。</li> </ul>
	容器雰囲気直接加熱の防止	高圧溶融物放出／格納	<p>炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器が高圧の状態で大破損した場合に溶融物が放出され、原子炉格納容器内の雰囲気気直接加熱されることによる原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する。</p>
	インターフェイス発生時	インターフェイスシステム	<p>インターフェイスシステムLOCAが発生した場合は、発電用原子炉を手動停止するとともに、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを停止するため、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>漏えい箇所を隔離できない場合は、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを抑制するため、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧し、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇した場合は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する。</p>
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、低圧で原子炉注水が可能な系統又は代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了していることを確認し、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧する。</p> <p>なお、原子炉水位低(レベル1)設定点到達10分後及び残留熱除去ポンプ(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ・ポンプが運転している場合は、代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)が自動作動することを確認し、これにより発電用原子炉を減圧する。</p>
		サポート系故障時	<p>常設直流電源系統の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源喪失の原因が全交流動力電源喪失の場合は、代替交流電源設備により充電器を受電することで直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁作動室素ガスの喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、逃がし安全弁室素ガス供給系の逃がし安全弁用室素ガスポンプにより逃がし安全弁の作動に必要な室素ガスを確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p>

配慮すべき事項	代替自動減圧機能による 発電用原子炉の自動減圧時 の留意事項	「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」における対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。
	逃がし安全弁 の背圧対策	逃がし安全弁は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるように、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス圧力に調整する。
	インターフェイスシステム LOCA時の溢水の影響	隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響がないようにする。
	インターフェイスシステム LOCAの検知	インターフェイスシステムLOCAの発生は、原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ設置室は、原子炉建物原子炉棟内において各部屋がエリアごとに分離されているため、漏えい箇所の特定は、温度検知器、漏えい警報、監視カメラ及び火災感知器により行う。
	作業性	インターフェイスシステムLOCA発生時において、現場で漏えい箇所を隔離する場合は、隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートの環境を考慮して、現場環境（温度・湿度・圧力）が改善された状態で行い、事故環境下においても作業できるよう保護具を確実に装着する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (4/19)

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	
方針目的	<p>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発電用原子炉の冷却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、低圧原子炉代替注水系により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存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、低圧原子炉代替注水系により残存溶融炉心を冷却する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p style="text-align: center;">重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード)又は低圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備(設計基準拡張)として位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>
	<p style="text-align: center;">フロントライン系故障時</p> <p style="text-align: center;">低圧原子炉代替注水系 による発電用原子炉の冷却</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モード)の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水系(常設)により注水する。</li> <li>・低圧原子炉代替注水系(常設)により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、代替淡水源を水源として、低圧原子炉代替注水系(可搬型)等により注水する。</li> </ul> <p>なお、低圧原子炉代替注水系(可搬型)による注水は、海を水源として利用できる。</p>
	<p style="text-align: center;">原子炉運転中の場合</p> <p style="text-align: center;">サポート系故障時</p> <p style="text-align: center;">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</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モード)が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系(低圧注水モード)を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系(低圧注水モード)を運転継続する。</p> <p>発電用原子炉の停止後は、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)に移行し、長期的に発電用原子炉を除熱する。</p>
	<p style="text-align: center;">常設代替交流電源設備による 低圧炉心スプレイ系の復旧</p> <p>設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより低圧炉心スプレイ系を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより低圧炉心スプレイ系を運転継続する。</p>

対応手段等	原子炉運転中の場合	溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	<p>低圧原子炉代替注水系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下するものの、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、残存溶融炉心を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水系（常設）により注水する。</li> <li>・低圧原子炉代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合は、代替淡水源を水源として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）等により注水する。なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</li> </ul>
	原子炉停止中の場合	フロントライン系故障時	<p>低圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水系（常設）により注水する。</li> <li>・低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、代替淡水源を水源として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）等により注水する。なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</li> </ul>
		サポート系故障時	<p>常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、発電用原子炉の除熱を実施する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を運転継続する。</p>

配慮すべき事項	原子炉運転中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）により発電用原子炉の冷却ができない場合において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>なお、低圧原子炉代替注水系等により発電用原子炉を冷却する場合は、中央制御室から弁の操作が可能であって注水流量が多い配管から選択する。また、中央制御室から弁の操作ができない場合は、現場で弁の手動操作を実施する。</p>
			サポート系故障時	<p>外部電源、常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合において、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転ができる場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）により発電用原子炉を冷却する。原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却系を設置し、残留熱除去系（低圧注水モード）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>原子炉補機代替冷却系の設置による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧に時間を要するため、低圧原子炉代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>
			溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	<p>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>なお、低圧原子炉代替注水系等により発電用原子炉を冷却する場合は、注水流量が多い配管から選択する。</p>
	原子炉停止中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）より発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）により発電用原子炉の冷却ができない場合において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>なお、低圧原子炉代替注水系等により発電用原子炉を冷却する場合は、中央制御室から弁の操作が可能であって注水流量が多い配管から選択する。また、中央制御室から弁の操作ができない場合は、現場で弁の手動操作を実施する。</p>

配慮すべき事項	原子炉停止中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障時	<p>外部電源，常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合において，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転ができる場合は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉を除熱する。原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転ができない場合は，原子炉補機代替冷却系を設置し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉を除熱する。</p> <p>原子炉補機代替冷却系の設置による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧に時間を要するため，低圧原子炉代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位はフロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>
		作業性		<p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）で使用する大量送水車のホース接続は，汎用の結合金具を使用し，容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>
		電源確保		<p>全交流動力電源喪失時は，代替交流電源設備等を用いて低圧原子炉代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。</p>
		燃料補給		<p>配慮すべき事項は，「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>



第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (5 / 19)

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等		
方針目的	<p>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機能が喪失した場合において、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、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱，原子炉補機代替冷却系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。</p>	
対応手段等	<p>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッション・プール水冷却モード，格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）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）として位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>
	<p>フロントライン系故障時 格納容器フィルタベント系による減圧及び除熱</p>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード，格納容器冷却モード，原子炉停止時冷却モード）の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は，格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。</p> <p>格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は，隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。</p>
	<p>サポート系故障時 原子炉補機代替冷却系による除熱</p>	<p>設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）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は，原子炉補機代替冷却系，残留熱除去系等により，発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。</p>
配慮すべき事項	<p>重大事故等時の対応手段の選択 フロントライン系故障時</p>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系が機能喪失した場合は，格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施にあたり，弁の駆動電源がない場合は，現場で手動操作を行う。</p> <p>なお，格納容器フィルタベント系により，格納容器ベントを実施する場合は，スクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は，ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>
	<p>作業性</p>	<p>格納容器フィルタベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は，操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり，原子炉建物付属棟で実施する。</p> <p>原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保するために使用する各種ホースの接続は，一般的に使用される工具を用い，容易に操作ができるよう十分な作業スペースを確保する。</p>

配慮すべき事項	電源確保	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントを実施するために必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備等を用いて残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード、格納容器冷却モード又は原子炉停止時冷却モード）へ給電する。</p>
	燃料補給	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (6 / 19)

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等			
方針目的	<p>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、格納容器代替スプレイ系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順等を整備する。</p> <p>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、格納容器代替スプレイ系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順等を整備する。</p>		
	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード、サブプレッション・プール水冷却モード）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）として位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>
	フロントライン系故障時	格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）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は、以下の手段により、原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽を水源として、格納容器代替スプレイ系（常設）によりスプレイする。</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、代替淡水源を水源として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）等によりスプレイする。</li> </ul> <p>なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p>
対応手段等	炉心損傷前	サポート系故障時 復旧	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）が全交流電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（格納容器冷却モード）を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として格納容器内へスプレイする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を復旧し、サブプレッション・プール水を除熱する。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の復旧に時間を要する場合は、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p>
			<p>（格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード）の常設代替交流電源設備による残留熱除去系</p>

対応手段等	炉心損傷後	フロントライン系故障時	<p>格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）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は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽を水源として、格納容器代替スプレイ系（常設）によりスプレイする。</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、代替淡水源を水源として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）等によりスプレイする。</li> </ul> <p>なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p>
		サポート系故障時	<p>（格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード）の復旧</p> <p>常設代替交流電源設備による残留熱除去系</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（格納容器冷却モード）を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を復旧し、サブプレッション・プール水を除熱する。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の復旧に時間を要する場合は、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p>
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）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において、格納容器代替スプレイ系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>格納容器代替スプレイ系により原子炉格納容器内の冷却を実施する場合は、以下の優先順位でスプレイを実施する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. ドライウェル内にスプレイ</li> <li>2. サプレッション・チェンバ内にスプレイ</li> </ol>

配慮すべき事項	作業性	格納容器代替スプレイ系（可搬型）で使用する大量送水車からのホース接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器代替スプレイ系等による原子炉格納容器内の冷却に必要な設備へ給電する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (7/19)

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	
方針目的	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、格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。
対応手段等	<p>格納容器フィルタベント系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>残留熱除去系の復旧又は残留熱代替除去系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を 853kPa [gage] 以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建物水素濃度が 2.5vol% に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p>
	<p>残留熱代替除去系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p>
配慮すべき事項	<p>原子炉補機代替冷却系の設置が完了し、残留熱代替除去系が起動できる場合は、残留熱代替除去系により原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>原子炉圧力容器の破損を判断した後は、残留熱代替除去系により原子炉格納容器内へのスプレイによる原子炉格納容器下部への注水を実施する。</p> <p>残留熱代替除去系が起動できない場合は、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位 + 約 1.3m に到達した場合に、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。</p> <p>格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動源や制御電源がない場合、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系により格納容器ベントを実施する場合は、スクラビング効果が期待できるウェットウェルを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>ウェットウェルベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>

配慮すべき事項	格納容器ベント時の留意事項	格納容器フィルタベント系の系統内の不活性ガスによる置換	格納容器フィルタベント系により格納容器ベントを実施中に、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器フィルタベント系の系統内を不活性ガス（窒素ガス）であらかじめ置換しておく。
		原子炉格納容器の負圧破損の防止	格納容器フィルタベント系の使用後に格納容器スプレイを実施する場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。
		放射線防護	格納容器フィルタベント系を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。 現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔弁を遠隔で手動操作するエリアを二次格納施設外の原子炉建物付属棟に設置する。 また、格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して、防護具を装備し作業を行う。
		電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備を用いて格納容器ベントに必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。
	代替循環冷却時の留意事項	放射線防護	系統構成、残留熱代替除去系の起動及びその後の流量調整等の操作は、中央制御室で実施する。 なお、残留熱代替除去系の運転後、長期における系統廻りの線量低減対策として、大量送水車により系統水を入れ替えることでフラッシングを実施する。
		電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備を用いて残留熱代替除去系へ給電する。
	作業性	格納容器フィルタベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、容易に実施可能である。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。	
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。	

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (8 / 19)

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		
方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL代替注水系により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制し、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手順等を整備する。</p> <p>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手順等を整備する。</p>	
対応手段等	<p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p>	<p>ペDESTAL代替注水系又は格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、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、以下の手段により原子炉格納容器下部へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽を水源として、ペDESTAL代替注水系 (常設) により注水する。</li> <li>・ ペDESTAL代替注水系 (常設) により注水できない場合は、代替淡水源を水源として、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 又はペDESTAL代替注水系 (可搬型) 等により注水する。</li> </ul> <p>なお、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 又はペDESTAL代替注水系 (可搬型) による注水は、海を水源として利用できる。</p>
	<p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p>	<p>原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、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、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉圧力容器へ注水する場合は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、サブプレッション・チェンバを水源として、高圧原子炉代替注水系により注水する。</li> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水系 (常設) により注水する。</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水系 (常設) により注水できない場合は、代替淡水源を水源として、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) により注水する。</li> </ul> <p>なお、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による注水は、海を水源として利用できる。</p>



配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	原子炉格納容器下部に落下した 溶融炉心の冷却	<p>ペDESTAL代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、ペDESTAL代替注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水する。</p> <p>ペDESTAL代替注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水できない状況において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。</p>
		溶融炉心の原子炉格納容器下部への 落下遅延・防止	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧原子炉代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧原子炉代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために、原子炉圧力容器へ注水している状況において、損傷炉心を冷却できないと判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p>
	作業性	<p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）で使用する大量送水車からのホース接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>	
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いてペDESTAL代替注水系及び低圧原子炉代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p>	
	燃料補給	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>	

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (9 / 19)

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	
方針目的	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に必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	原子炉格納容器内の不活性化 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素ガス）で置換することにより不活性化した状態とする。
	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化 炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱時に、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性化する。
	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器外に排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。
	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を格納容器水素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（B系）を用いて測定し、監視する。 全交流動力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、格納容器水素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（B系）を用いて測定し、監視する。

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、格納容器フィルタベント系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。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する場合は、スクラビング効果が期待できるウェットウェルを経由する経路を第一優先とする。ウェットウェルベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>
	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出時の留意事項	<p>格納容器フィルタベント系を使用する場合は、第1ベントフィルタ出口水素濃度にて水素濃度を監視する。また、格納容器フィルタベント系を使用する場合は、第1ベントフィルタ出口放射線モニタの放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数にて放射性物質濃度を推定し監視する。</p> <p>格納容器フィルタベント系を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>また、格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して、防護具を装備して作業を行う。</p>
	作業性	<p>格納容器フィルタベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、原子炉建物付属棟で実施する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等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に必要な電動弁及び出口放射線モニタ、格納容器水素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（B系）へ給電する。</p>

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (10/19)

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	
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため、静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制及び原子炉建物原子炉棟内の水素濃度監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	<p>静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制</p> <p>原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした場合は、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を用いて原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素処理装置の作動状態を監視する。</p> <p>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、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を用いて監視する。</p>
	<p>原子炉建物内の水素濃度監視</p> <p>原子炉格納容器内で発生し原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建物水素濃度を用いて原子炉建物原子炉棟内の水素濃度を監視する。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建物水素濃度を用いて監視する。</p>
配慮すべき事項	<p>非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避させるため、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系を手動操作により停止する。</p>

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (11/19)

1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	
方針目的	<p>使用済燃料貯蔵槽（以下「燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「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、燃料プール代替注水、漏えい抑制及び燃料プールの監視を行う手順等を整備する。さらに、燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する手順を整備する。</p> <p>また、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燃料プールの水位が異常に低下した場合において、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、燃料プールへのスプレイ、大気への放射性物質の拡散抑制及び燃料プールの監視を行う手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時 又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時</p>
	<p>燃料プール代替注水</p> <p>残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能が喪失した場合、残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は燃料プール水の小規模な水の漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水する。</p> <p>なお、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p>
	<p>漏えい抑制</p> <p>燃料プールに接続する配管の破断等により、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燃料プール水漏えいが発生した場合は、サイフォンブレイク配管により漏えいが停止したことを確認する。</p>
	<p>燃料プールスプレイ</p> <p>燃料プールからの大量の水の漏えい等による燃料プールの水位が異常に低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <p>なお、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p>
<p>燃料プールからの大量の水の漏えい発生時</p>	
<p>大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>燃料プールからの大量の水の漏えい等による燃料プールの水位の異常な低下により燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、原子炉建物放水設備により海水を原子炉建物へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。</p>	

対応手段等	重大事故等時における燃料プールの監視	燃料プールの監視設備による 燃料プールの状態監視	<p>燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は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（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）により燃料プールの状態を監視する。</p> <p>なお、燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）等の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により燃料プールの空間線量率を推定する。</p>
		代替電源による給電	<p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した状況において燃料プールの状態を監視するため、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備から燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）へ給電する。</p> <p>さらに、代替電源設備等から燃料プール監視カメラへ給電する。</p>
	燃料プールから発生する水蒸気による悪影響防止	燃料プール冷却系による 燃料プールの除熱	<p>燃料プール冷却系が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能喪失により起動できず、燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより燃料プール冷却系の電源を確保し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで燃料プール冷却系を起動し、燃料プールを除熱する。</p>
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択		<p>燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、大量送水車により燃料プールへの注水又はスプレーが可能となるよう準備する。</p> <p>また、大量送水車により燃料プールへ注水またはスプレーする場合は、燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）を優先して使用し、燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）が使用できない場合は、燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）を使用する。</p> <p>全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能喪失により燃料プール冷却系による燃料プールの除熱ができず、燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備を用いて燃料プール冷却系の電源を確保し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保するとともに燃料プール代替注水により水源を確保し、燃料プール冷却系により燃料プールを除熱する。</p>
	作業性		<p>燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）又は燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）で使用する大量送水車のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>
	燃料補給		<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (12/19)

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等		
方針目的	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は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、海洋への放射性物質の拡散抑制により発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p> <p>また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、航空機燃料火災への泡消火により火災に対応する手順等を整備する。</p>	
対応手段等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷	<p>大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心損傷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圧力容器への注水が確認できない場合、燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は大型航空機の衝突等、原子炉建物外観で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、大型送水ポンプ車及び放水砲により放水準備を開始する。その後、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、原子炉格納容器からの異常漏えいにより格納容器フィルタベント系で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイができない場合、又は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は、原子炉建物に海水を放水する。</p>
	海洋への放射性物質の拡散抑制	<p>大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物へ海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生するため、以下の手段により海洋への放射性物質の拡散を抑制する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・防波壁内側の雨水排水路集水枘 3 箇所に放射性物質吸着材を設置する。</li> <li>・人力にて 2 号炉放水接合槽に、小型船舶を用いて輪谷湾にシルトフェンスを設置する。</li> </ul>
	航空機燃料火災への泡消火	<p>原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、海を水源として、大型送水ポンプ車及び放水砲により、泡消火を実施する。</p>

配慮すべき事項	操作性	<p>放水砲による放水は、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。</p> <p>放水砲は風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建物の破損口等、放射性物質の放出箇所に向けて放水する。</p>
	作業性	<p>大型送水ポンプ車及び放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間等を考慮し、複数あるホース敷設ルートから作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。</p> <p>ホース等の取付けは、速やかに作業ができるように大型送水ポンプ車の保管場所に使用工具及びホースを配備する。</p>
	燃料補給	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>



第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (13/19)

1.13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等	
方針目的	<p>設計基準事故の収束に必要な水源であるサブプレッション・チェンバ及び復水貯蔵タンクとは別に重大事故等の収束に必要な水源として、低圧原子炉代替注水槽及びほう酸水貯蔵タンクを確保する。さらに、代替淡水源として輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を確保するとともに、海を水源として確保する。</p> <p>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、サブプレッション・チェンバ、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西 1）、輪谷貯水槽（西 2）、海及びほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段、並びに低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）への水の補給について手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>水源を利用した対応手順</p> <p style="text-align: center;">サブプレッション・チェンバを水源とした対応手段</p> <p>サブプレッション・チェンバを水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器内を冷却する。</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>・原子炉格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器内を減圧及び除熱する。</li> </ul>
	<p>水源を利用した対応手順</p> <p style="text-align: center;">低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応手段</p> <p>サブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時において、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>・残留熱除去系（格納容器冷却モード）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は、格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイする。</li> <li>・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、ペDESTAL代替注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水する。</li> </ul>

対応手段等	水源を利用した対応手順	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした対応手段	<p>サブプレッション・チェンバ及び低圧原子炉代替注水槽を水源として利用できない場合は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>・格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。</li> <li>・格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。</li> <li>・燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水する。</li> </ul> <p>なお、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に淡水を補給できない場合は、海水を補給するか、海を水源として利用する。</p>
	海を水源とした対応手段		<p>サブプレッション・チェンバ、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として利用できない場合は、海を水源として、以下の手順により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大量送水車及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>・大量送水車及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。</li> <li>・大量送水車及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）、大量送水車及びペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。</li> <li>・大量送水車及び燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水及びスプレイする。</li> </ul> <p>原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の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は、原子炉補機代替冷却系により、発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。</p> <p>本対応手段は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の原子炉補機代替冷却系による除熱と同様である。</p> <p>炉心損傷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圧力容器への注水が確認できない場合、燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は大型航空機の衝突等、原子炉建物外観で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、大型送水ポンプ車及び放水砲により放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の 대기への放射性物質の拡散抑制と同様である。</p> <p>原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、海を水源として、大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器により泡消火を実施する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の航空機燃料火災への泡消火と同様である。</p>

対応手段等	水源を利用した対応手	ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段	ATWSが発生した場合、又は重大事故等の進展抑制や溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止が必要となる場合は、ほう酸水貯蔵タンクを水源として、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水を注入する。
	水源へ水を補給するための対応手段	低圧原子炉代替注水槽への補給	水源として低圧原子炉代替注水槽を利用する場合は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ補給する。 また、海水を利用する場合は、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）に補給した海水、海水取水箇所の海水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ補給する。
		輪谷貯水槽（西2）への補給 輪谷貯水槽（西1）又は	水源として輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）を利用する場合は、海水を大量送水車により輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給する。
配慮すべき事項	送水ルート の選択		接続口の選択は、各作業時間（出勤準備、移動、水源の蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、ホース接続及び送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。
	切替え 性		大量送水車の水源は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を優先する。淡水の供給が継続できないおそれがある場合は、海水の供給に切り替えるが、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）から供給している場合は、供給を中断することなく淡水から海水への切替えが可能である。 サプレッション・チェンバ（内部水源）を水源として使用できない場合、低圧原子炉代替注水槽（外部水源）から注水するが、サプレッション・チェンバ（内部水源）が使用可能となった場合は、外部水源から切り替える。
	成立 性		海水取水時、大量送水車又は大型送水ポンプ車付属の水中ポンプユニット吸込み部には、ストレーナを設置しており、海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより、ホースへの異物の混入を防止する。
	作業 性		低圧原子炉代替注水槽への補給、大量送水車による送水で使用する大量送水車のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分なスペースを確保する。

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (14/19)

1.14 電源の確保に関する手順等		
方針目的	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため，必要な電力を確保するために重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電池式直流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を確保する手順等を整備する。</p> <p>また，重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため，燃料補給設備により給油する手順等を整備する。</p>	
対応手段等	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p>	<p>設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が健全であれば，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け，重大事故等の対処に用いる。</p>
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">交流電源喪失時</p> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">代替交流電源設備 による給電</p>	<p>全交流動力電源が喪失した場合は，以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備を用いて給電する。</li> <li>・常設代替交流電源設備を用いて給電できない場合は，可搬型代替交流電源設備を用いて給電する。</li> </ul>
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">直流電源喪失時</p> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">代替直流電源設備 による給電</p>	<p>全交流動力電源が喪失した場合において，充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は，以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間，所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を用いて給電する。</li> <li>・所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を用いて給電できない場合は，可搬型直流電源設備を用いて給電する。</li> </ul>
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">非常用所内電気設備機能喪失時</p> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">代替所内電気設備 による給電</p>	<p>設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の機能が喪失し，必要な設備へ給電できない場合又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合は，代替所内電気設備にて回路を確保し，代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。</p>

配 慮 す べ き 事 項	負 荷 容 量	<p>重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「全交流動力電源喪失（長期T B）」を想定するシナリオにおいても、常設代替電源設備により必要最大負荷以上の電力を確保し、発電用原子炉を安定状態に収束するための設備へ給電する。</p> <p>重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、常設代替交流電源設備等の負荷容量を確認し、代替手段が使用可能であることを確認する。</p>
	悪 影 響 防 止	<p>代替交流電源設備等を用いて給電する場合は、受電前準備として非常用高圧母線、非常用低圧母線のロードセンタ及びコントロールセンタの負荷の遮断器を「切」とし、動的機器の自動起動防止のため、操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。</p>
	成 立 性	<p>所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備から給電されている 24 時間以内に、代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ十分な余裕をもって直流電源設備へ給電する。</p>
	作 業 性	<p>電源内蔵型照明を作業エリアに設置し、建物内照明の消灯時における作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。</p>
	燃 料 補 給	<p>重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、タンクローリ等の燃料補給設備を用いて各設備の燃料が枯渇するまでに給油する。</p> <p>タンクローリの補給は、ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの軽油を使用する。</p> <p>多くの給油対象設備が必要となる事象を想定し、重大事故等発生後 7 日間、それらの設備の運転継続に必要な燃料(軽油)を確保するため、ガスタービン発電機用軽油タンクは約 560m<sup>3</sup>を 1 基、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは 1 基あたり約 170m<sup>3</sup>を 2 基及び 1 基あたり約 100m<sup>3</sup>を 3 基、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは約 170m<sup>3</sup>を 1 基とし、管理する。</p>

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1~1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対策設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要監視パラメータ             <p>主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> </li> <li>・有効監視パラメータ             <p>主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> </li> </ul> <p>代替パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要代替監視パラメータ             <p>主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> </li> <li>・有効監視パラメータ             <p>主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> </li> </ul>

対応手段等	監視機能喪失時	計器故障時	他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
			代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定にあたり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度、中性子束、酸素濃度）により推定</li> <li>・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定</li> <li>・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定</li> <li>・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定</li> <li>・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定</li> <li>・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定</li> <li>・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定</li> <li>・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定</li> <li>・水素濃度を装置の作動状況により推定</li> <li>・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定</li> <li>・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定</li> <li>・燃料プールの状態を同一物理量（水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量の相関関係及びカメラによる監視により、燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定</li> <li>・原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定</li> </ul>

対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉压力容器の温度及び水位である。</p> <p>原子炉压力容器の温度及び水位の値が計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉压力容器温度を計測する。</li> <li>原子炉压力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、高圧原子炉代替注水流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。</li> </ul> <p>なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧により、原子炉压力容器内の水位が燃料棒有効長頂部以上であることは、原子炉压力容器温度（SA）により推定可能である。</p>
			可搬型計測器による計測	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>
対応手段等	計器電源喪失時	計器電源喪失時	計器電源喪失時	<p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電する。</li> <li>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電する。</li> <li>直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備等から給電する。</li> </ul> <p>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は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>
			パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む。）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は記録用紙に記録する。</p>



配慮すべき事項	発電用原子炉施設の 状態把握	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。</p>
	確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	可搬型計測器による計測 又は監視の留意事項	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</p>

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (16/19)

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	
方針目的	重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込みを防止に係る手順等を整備する。
対応手段等	<p>中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするため、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室換気系弁、再循環用ファン等により、中央制御室隣接区域からのインリークを防止し、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護することで、中央制御室の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室換気系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの一次冷却材の漏えい等により通常運転から系統隔離運転に自動的に切り替わり、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護する。</li> <li>炉心損傷時は、放射性物質等が環境に放出されるおそれがある格納容器フィルタベント系を使用する前に、中央制御室換気系により中央制御室の正圧化を実施し、中央制御室待避室正圧化装置により中央制御室待避室の正圧化を実施する。また、格納容器ベント時のブルーム通過中には中央制御室換気系を系統隔離運転とすることで放射性物質の侵入を防止する。</li> <li>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて中央制御室換気系へ給電し、中央制御室の系統隔離運転又は加圧運転を実施する。</li> <li>中央制御室換気系が系統隔離運転で運転中、中央制御室が隔離されている状態となった場合は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により許容濃度を満足できない場合は、外気を取り入れる。中央制御室待避室における酸素濃度及び二酸化炭素の測定も中央制御室同様に行い、許容濃度を満足できない場合は、中央制御室待避室正圧化装置の流量調節弁により調整及び管理を行う。</li> <li>全交流動力電源喪失時に中央制御室の照明が使用できない場合は、内蔵蓄電池又は代替交流電源設備から給電可能なLEDライト（三脚タイプ）により中央制御室の照明を確保し、チェンジングエリア設営場所の照明が使用できない場合は、チェンジングエリア設営場所に設置するチェンジングエリア用照明により照明を確保する。</li> </ul>
	汚染の持ち込み防止

	<p>運転員等の被ばくの低減</p>	<p>非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟を負圧に維持することにより、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建物原子炉棟から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを低減する。</p> <p>全交流動力電源の喪失により非常用ガス処理系が起動できない場合は、代替交流電源設備を用いて非常用ガス処理系へ給電する。</p> <p>炉心損傷時に非常用ガス処理系を起動する場合で、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合は、原子炉建物原子炉棟内の負圧を確保するために原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を閉止する。全交流動力電源が喪失し、炉心が健全であることを確認した場合は、現場で閉止操作を行う。</p>
<p>配慮すべき事項</p>	<p>放射線管理</p>	<p>チェンジングエリア内では運転員等がモニタリングを行い、汚染が確認された場合は、チェンジングエリア内に設ける除染エリアにおいてウェットティッシュ等により除染を行う。除染による汚染水は、ウエスに染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。</p>
	<p>電源確保</p>	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備を用いて中央制御室換気系等へ給電する。</p>

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (17/19)

1.17 監視測定等に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>放射性物質の濃度及び放射線量の測定</p> <p>発電所及びその周辺における放射線量は、通常時からモニタリング・ポストを用いて連続測定しているが、放射線量の測定機能が喪失した場合は、可搬式モニタリング・ポストを用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、原災法該当事象が発生した場合、又は、原災法該当事象発生前であっても、放射線管理班員の活動状況や天候、時間帯等を考慮し、先行して実施すると判断した場合、モニタリング・ポストが設置されていない海側に可搬式モニタリング・ポストを配置し、放射線量を測定する。さらに、緊急時対策所の正圧化の判断のため、緊急時対策所付近に可搬式モニタリング・ポストを配置し、放射線量を測定する。</p> <p>発電所及びその周辺における空気中の放射性物質の濃度は、放射能観測車を用いて測定するが、空気中の放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合は、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ）等を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量は、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所の周辺海域は、小型船舶を用いて海上モニタリングを行う。</p>
	<p>風向、風速その他</p> <p>発電所における風向、風速その他の気象条件は、通常時から気象観測設備を用いて連続測定しているが、それらの測定機能が喪失した場合は、可搬式気象観測装置を用いて測定し、及びその結果を記録する。</p>
	<p>測定頻度</p> <p>可搬式モニタリング・ポストを用いた放射線量の測定は、連続測定とする。</p> <p>放射性物質の濃度の測定（空气中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1回/日以上とするが、発電用原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。</p> <p>風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。</p>

配慮すべき事項	バックグラウンド低減対策	<p>周辺汚染によりモニタリング・ポストを用いて測定できなくなることを避けるため、モニタリング・ポストの検出器保護カバーを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。同様に可搬式モニタリング・ポストを用いて測定できなくなることを避けるため、可搬式モニタリング・ポストの養生シートを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。また、必要に応じて除草、周辺の土壌撤去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。</p> <p>周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドが上昇し、放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合は、放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。ただし、放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲んだ場合においても放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合は、バックグラウンドレベルが低い場所へ移動して、放射性物質の濃度を測定する。</p>
	他の機関との連携	<p>敷地外でのモニタリングは、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失によりモニタリング・ポストの機能が喪失した場合は、自主対策設備である無停電電源装置及び非常用発電機が自動でモニタリング・ポストへ給電し、その間に常設代替交流電源設備による給電の操作を実施する。モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態で常設代替交流電源設備から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。</p>

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (18/19)

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	
方針目的	<p>緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替交流電源設備からの給電に関する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>居住性の確保</p> <p>緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所空気浄化装置（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）及び緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所を立ち上げる場合は、緊急時対策所空気浄化装置（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）を起動するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。外部電源、常用母線及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、2号炉の非常用低圧母線より受電できない場合で、早期の電源回復が不能な場合は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を用いて給電し、緊急時対策所空気浄化装置（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）を起動する。</li> <li>原災法該当事象が発生した場合、緊急時対策本部に可搬式エリア放射線モニタを設置し、放射線量の測定を実施する。</li> <li>格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）を用いて加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する。その後、発電所敷地内に設置する可搬式モニタリング・ポスト等の指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減衰したと判断した場合は、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）から緊急時対策所空気浄化装置（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）へ切り替える。</li> </ul>
	<p>必要な指示及び通信連絡</p> <p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等は、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を用いて必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。</p> <p>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に整備する。当該資料は、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。</p> <p>緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。</p>

対応手段等	必要な数の要員の収容	<p>緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な放射線管理を行うための資機材、飲料水、食料等を整備し、維持、管理するとともに、放射線管理等の運用を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 7日間外部からの支援がなくとも緊急時対策要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服、個人線量計、全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等時には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行う。</li> <li>・ 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、原災法該当事象が発生したと判断した後、事象進展の状況、参集済みの要員数及び作業の優先順位を考慮して、上記資機材を用いて、モニタリング及び防護服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設営する。</li> <li>・ 少なくとも外部からの支援なしに7日間活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。</li> </ul>
	代替電源設備からの給電	<p>緊急時対策所の必要な負荷は、2号炉の非常用母線より受電されるが、当該母線より受電できない場合は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を用いて給電する。</p>
配慮すべき事項	配置	<p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。</p>
	放射線管理	<p>除染は、ウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが、拭き取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。</p> <p>運転中の緊急時対策所空気浄化装置（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）が故障する等、切替えが必要となった場合には、待機側への切替えを行う。</p> <p>使用済の緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量が高い場合は、フィルタ交換による被ばくを避けるため、放射線量が減衰して下がるまで、設置しているその場所で一定期間保管する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電により、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備へ給電する。</p>
	燃料補給	<p>緊急時対策所用発電機の運転開始後、負荷運転時における燃料補給作業着手時間に達した場合は、緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへ補給した燃料を当該設備に給油する。</p> <p>なお、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として、緊急時対策所用燃料地下タンク（45kL）を管理する。</p>

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (19/19)

1.19 通信連絡に関する手順等	
方針目的	<p>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、発電所内の通信連絡設備（発電所内）、発電所外（社内外）との通信連絡設備（発電所外）により通信連絡を行う手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>重大事故等に対処する要員が、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場及び緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行う場合は、衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備等を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</p> <p>また、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場合は、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等は、可搬型の計測器を用い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等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合は、以下の手段により実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・現場（屋内）と中央制御室との連絡には、有線式通信設備等を使用する。</li> <li>・現場（屋外）と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備及び無線通信設備等を使用する。</li> <li>・中央制御室と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備及び無線通信設備等を使用する。</li> <li>・中央制御室待避室と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備及び無線通信設備を使用する。</li> <li>・現場（屋外）間の連絡には、衛星電話設備及び無線通信設備等を使用する。</li> <li>・放射能観測車と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備を使用する。</li> </ul>
	<p>緊急時対策要員が、緊急時対策所と本社、国、自治体、その他関係機関等及び所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は、衛星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等を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</p> <p>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は、データ伝送設備を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等、可搬型の計測器を用いて、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等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合は、以下の手段により実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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に接続する通信連絡設備等を使用する。</li> <li>・緊急時対策所と所外関係箇所（社内向）との連絡には、衛星電話設備等を使用する。</li> </ul>



配慮すべき事項	重大事故時の対応手段の選択	発電所内の通信連絡	<p>重大事故等に対処する要員が、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場、緊急時対策所との間で操作・作業等の通信連絡を行う場合は、通常、屋内外で使用が可能である所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備、無線通信設備及び有線式通信設備を使用する。</p> <p>なお、特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合も同様である。</p>
		発電所外（社内外）との通信連絡	<p>中央制御室の重大事故等に対処する要員が、本社及びその他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、専用電話設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の重大事故等に対処する要員が本社との間で通信連絡を行う場合は、通常、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）、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星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使用する。</p> <p>緊急時対策所の重大事故等に対処する要員が、国との間で通信連絡を行う場合は、通常、局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星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使用する。</p> <p>緊急時対策所の重大事故等に対処する要員が、自治体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、通常、局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備及び専用電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星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使用する。</p> <p>緊急時対策所の重大事故等に対処する要員が、所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は、通常、局線加入電話設備及び電力保安通信用電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。</p> <p>なお、特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外の必要な場所で共有する場合も同様である。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備を用いて、衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電する。</p>	

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性（1/10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	—	—	—	—
1.2	高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	運転員 (現場)	4	35分以内
	原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	運転員 (現場)	4	1時間以内
	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14と同様		
	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	1.14と同様		
1.3	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放（常設代替直流電源設備による復旧）	運転員 (中央制御室, 現場)	3	40分以内
	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放（可搬型直流電源設備による復旧）	1.14と同様		
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放	運転員 (中央制御室, 現場)	3	1時間20分以内
		緊急時対策要員	2	
	逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保	運転員 (中央制御室, 現場)	3	25分以内
	逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策	運転員 (中央制御室)	1	1時間10分以内
		緊急時対策要員	2	
	代替直流電源設備による復旧	1.14と同様		
代替交流電源設備による復旧	1.14と同様			
インターフェイスシステムLOCA発生時の対応（現場での隔離操作）	運転員 (中央制御室, 現場)	3	10時間以内	
1.4	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（交流電源が確保されている場合）	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（全交流動力電源が喪失している場合）	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（交流電源が確保されている場合）（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がある場合）	運転員 (中央制御室, 現場)	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性 (2/10)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.4	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（全交流動力電源が喪失している場合）（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がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
1.5	原子炉補機代替冷却系による除熱	運転員 （中央制御室，現場）	5	7時間20分以内
		緊急時対策要員	15	
	原子炉補機代替冷却系による除熱（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がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	5	7時間以内
		緊急時対策要員	6	
	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.7と同様		
	格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ	1.7と同様		
格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ（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がある場合）	1.7と同様			
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	1.7と同様			
1.6	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（交流電源が確保されている場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（全交流動力電源が喪失している場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（交流電源が確保されている場合）（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がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（全交流動力電源が喪失している場合）（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がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
1.7	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保	運転員 （中央制御室，現場）	3	7時間20分以内
		緊急時対策要員	15	
	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保（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がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	7時間以内
		緊急時対策要員	6	

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性 (3/10)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.7	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 (中央制御室, 現場)	3	55分以内
		緊急時対策要員	2	
	格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ	運転員 (中央制御室)	1	2時間以内
		緊急時対策要員	4	
	格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ (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がある場合)	運転員 (中央制御室)	1	6時間40分以内
		緊急時対策要員	4	
	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間50分以内
		緊急時対策要員	2	
1.8	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (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がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	ペDESTAL代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	ペDESTAL代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (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がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水	1.4と同様		
	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (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がある場合)	1.4と同様		
1.9	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	3	55分以内
		緊急時対策要員	2	
	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	緊急時対策要員	2	2時間以内
	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 (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がある場合)	緊急時対策要員	2	6時間40分以内

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性（4/10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.9	代替電源設備による必要な設備への給電	1.14と同様		
1.10	代替電源設備による必要な設備への給電	1.14と同様		
1.11	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水	運転員（中央制御室）	1	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水	運転員（中央制御室）	1	2時間50分以内
		緊急時対策要員	12	
	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ	運転員（中央制御室）	1	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ	運転員（中央制御室）	1	2時間50分以内
		緊急時対策要員	12	
大気への放射性物質の拡散抑制		1.12と同様		
燃料プール監視カメラ用冷却設備起動		運転員（中央制御室，現場）	3	25分以内
代替電源設備による給電		1.14と同様		
1.12	大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	12	4時間30分以内
	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	5	4時間20分以内
	シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制（2号炉放水接合槽への設置）	緊急時対策要員	7	3時間以内
	シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制（輪谷湾への設置）	緊急時対策要員	7	24時間以内
	大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火	緊急時対策要員	12	5時間10分以内
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（高圧原子炉代替注水系による注水（現場手動操作））	1.2と同様		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（原子炉隔離時冷却系による注水（現場手動操作））	1.2と同様		
	サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の減圧及び除熱（残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による除熱）	1.7と同様		
	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水）	1.4及び1.8と同様		

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性（5/10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による冷却）	1.6と同様		
	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水）	1.8と同様		
	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器下部への注水（ペダスタル代替注水系（可搬型）による注水）	1.8と同様		
	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による注水）	1.11と同様		
	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水）	1.11と同様		
	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）によるスプレイ）	1.11と同様		
	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）によるスプレイ）	1.11と同様		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水（交流電源が確保されている場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水（全交流動力電源が喪失している場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水（交流電源が確保されている場合））（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がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水（全交流動力電源が喪失している場合））（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がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内	
	緊急時対策要員	12		
海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による冷却（交流電源が確保されている場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内	
	緊急時対策要員	12		
海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による冷却（全交流動力電源が喪失している場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内	
	緊急時対策要員	12		
海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による冷却（交流電源が確保されている場合））（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がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内	
	緊急時対策要員	12		

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性（6/10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 13	海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による冷却（全交流動力電源が喪失している場合））（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がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	海を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水）	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	海を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水）（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がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	海を水源とした原子炉格納容器下部への注水（ペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水）	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	海を水源とした原子炉格納容器下部への注水（ペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水）（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がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による注水）	運転員 （中央制御室）	1	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水）	運転員 （中央制御室）	1	2時間50分以内
		緊急時対策要員	12	
海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）によるスプレイ）	運転員 （中央制御室）	1	2時間10分以内	
	緊急時対策要員	12		
海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）によるスプレイ）	運転員 （中央制御室）	1	2時間50分以内	
	緊急時対策要員	12		
海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送（原子炉補機代替冷却系による除熱）	1. 5 と同様			
海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制（大型送水ポンプ車及び放水砲による拡散抑制）	1. 12 と同様			
海を水源とした航空機燃料火災への泡消火（大型送水ポンプ車，放水砲による泡消火）	1. 12 と同様			

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性 (7/10)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 13	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	運転員 （中央制御室）	1	2時間 10分以内
		緊急時対策要員	12	
	海を水源とした大量送水車（2台）による低圧原子炉代替注水槽への補給	運転員 （中央制御室）	1	2時間 10分以内
		緊急時対策要員	12	
海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給（大量送水車による補給）	緊急時対策要員	12	2時間 30分以内	
1. 14	常設代替交流電源設備による給電（M/C D系受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	40分以内
	常設代替交流電源設備による給電（M/C C系受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間 10分以内
	可搬型代替交流電源設備によるM/C C系又はM/C D系受電（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し，M/C C系又はD系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	4時間 35分以内
		緊急時対策要員	3	
	可搬型代替交流電源設備によるM/C C系又はM/C D系受電（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し，M/C C系又はD系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	4時間 35分以内
		緊急時対策要員	3	
	可搬型代替交流電源設備によるM/C C系又はM/C D系受電（緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し，M/C C系又はM/C D系受電の場合）（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がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	4時間 40分以内
		緊急時対策要員	3	
	所内常設蓄電式直流電源設備による給電（B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池（SA）への受電切替え）	運転員 （中央制御室，現場）	3	30分以内
	代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への給電（A-115V系充電器盤への受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間 20分以内
	代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への給電（B-115V系充電器盤への受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間 20分以内
	代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への給電（B1-115V系充電器盤（SA）への受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間 20分以内
代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への給電（SA用115V系充電器盤への受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間 20分以内	
代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への給電（230V系充電器盤（RCIC）への受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間 20分以内	
中央制御室監視計器C系及びD系の復旧	運転員 （中央制御室，現場）	3	40分以内	



第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性（8/10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 14	可搬型直流電源設備による給電（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱への接続による受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	5 時間10分以内
		緊急時対策要員	3	
	可搬型直流電源設備による給電（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱への接続による受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	5 時間10分以内
		緊急時対策要員	3	
	可搬型直流電源設備による給電（緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続による受電）（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がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	5 時間50分以内
		緊急時対策要員	3	
	非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（SA用115V系蓄電池による直流B-115V系直流盤受電）	運転員 （現場）	2	30分以内
	非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（常設代替交流電源設備によるA-115V系直流盤受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1 時間25分以内
	非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（可搬型代替交流電源設備（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるA-115V系直流盤受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1 時間30分以内
		緊急時対策要員	3	
	非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（可搬型代替交流電源設備（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるA-115V系直流盤受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1 時間30分以内
		緊急時対策要員	3	
	非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（可搬型代替交流電源設備（緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるA-115V系直流盤受電）（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がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1 時間30分以内
		緊急時対策要員	3	
可搬型代替交流電源設備（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電	運転員 （中央制御室）	1	4 時間35分以内	
	緊急時対策要員	3		
可搬型代替交流電源設備（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電	運転員 （中央制御室）	1	4 時間35分以内	
	緊急時対策要員	3		
可搬型代替交流電源設備（緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電（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がある場合）	運転員 （中央制御室）	1	4 時間40分以内	
	緊急時対策要員	3		

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性（9/10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 14	燃料補給設備による給油（ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給）	緊急時対策要員	2	1時間50分以内
	燃料補給設備による給油（非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給）	緊急時対策要員	2	2時間30分以内
	燃料補給設備による給油（タンクローリから各機器等への給油）	緊急時対策要員	2	30分以内
1. 15	計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段（可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視）	運転員 （現場）	2	20分以内
	計器電源が喪失した場合の手段	1. 14と同様		
	設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電	運転員 （現場）	2	10分以内
1. 16	炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転手順	運転員 （中央制御室，現場）	3	40分以内
	中央制御室待避室の準備手順	運転員 （現場）	2	30分以内
	チェン징エリアの設営及び運用手順	緊急時対策要員	2	2時間以内
	現場での原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順	緊急時対策要員	2	1個あたり 2時間以内
1. 17	可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	緊急時対策要員	2	6時間30分以内
	放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1時間30分以内
	放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	緊急時対策要員	2	1時間30分以内
	放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1時間40分以内
	放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1時間20分以内
	放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1時間30分以内
	海上モニタリング	緊急時対策要員	3	5時間20分以内
	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	7時間20分以内
	可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	4時間以内
	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	30分以内
可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策要員	2	3時間10分以内	

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性 (10/10)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 17	モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等	1. 14と同様		
1. 18	緊急時対策所立ち上げの手順（緊急時対策所空気浄化送風機運転手順）	緊急時対策要員	2	1時間30分以内
	緊急時対策所立ち上げの手順（緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）による空気供給準備手順）	緊急時対策要員	2	2時間以内
	緊急時対策所立ち上げの手順（可搬式エリア放射線モニタの設置手順）	緊急時対策要員	1	20分以内
	可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定手順	1. 17と同様		
	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等（緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）による加圧手順）	緊急時対策要員	5	5分以内
	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等（緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順）	緊急時対策要員	5	5分以内
	必要な数の要員の収容に係る手順等（チェンジングエリアの設営及び運用手順）	緊急時対策要員	1	20分以内
	必要な数の要員の収容に係る手順等（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順）	緊急時対策要員	3	6分以内
	代替電源設備からの給電手順（緊急時対策所用発電機準備手順）	緊急時対策要員	3	40分以内
	代替電源設備からの給電手順（緊急時対策所用発電機起動手順）	緊急時対策要員	3	20分以内
	代替電源設備からの給電手順（緊急時対策所用発電機への燃料給油手順）	緊急時対策要員	2	2時間50分以内
代替電源設備からの給電手順（緊急時対策所用発電機の切替え手順）	緊急時対策要員	2	20分以内	
1. 19	代替電源設備から給電する手順等	1. 14及び1. 18と同様		

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設

「高圧・低圧注水機能喪失」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	【非常用ディーゼル発電機等】※ 【非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等】※	—	平均出力領域計装※
高圧・低圧注水機能喪失確認	—	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) ※ 原子炉水位 (燃料域) ※ 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】※ 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】※ 【残留熱除去ポンプ出口圧力】※ 【低圧炉心スプレイポンプ出口圧力】※
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	常設代替交流電源設備 低圧原子炉代替注水ポンプ 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) ※	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力※
低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※ 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力※ 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) ※ 原子炉水位 (燃料域) ※ 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水槽水位
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 格納容器代替スプレイ流量 サブプレッション・プール水位 (SA)

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

(つづき)

<p>格納容器フィルタベント系 による原子炉格納容器除熱</p>	<p>格納容器フィルタベント 系</p>	<p>—</p>	<p>ドライウエル圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) サブプレッション・プール水位 (S A) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ※ 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) ※ スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</p>
--------------------------------------	--------------------------	----------	---

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第10-3表 事故対処するために必要な施設

「高圧注水・減圧機能喪失」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	【非常用ディーゼル発電機等】※ 【非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等】※	—	平均出力領域計装※
高圧注水・減圧機能喪失確認	【残留熱除去系（低圧注水モード）】※	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※ 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】※ 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】※ 【残留熱除去ポンプ出口圧力】※
代替自動減圧機能動作確認	逃がし安全弁（自動減圧機能付き）※ 代替自動減圧機能	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※ 原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※
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（低圧注水モード）】※ サプレッション・チェンバ※	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※ 原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※
残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）運転	【残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）】※	—	【残留熱除去ポンプ出口流量】※ サプレッション・プール水温度（SA）
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転	【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】※	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 【残留熱除去系熱交換器入口温度】※

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第10-3表 事故対処するために必要な施設  
「全交流動力電源喪失（長期T B）」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	B-115V系蓄電池※	—	平均出力領域計装※
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	【原子炉隔離時冷却系】※ サブプレッション・チェンバ※ B-115V系蓄電池※ 230V系蓄電池(R C I C) S A用115V系蓄電池	—	原子炉水位(S A) 原子炉水位(広帯域)※ 原子炉水位(燃料域)※ 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】※
直流電源負荷切離し及び切替え	B-115V系蓄電池※ B1-115V系蓄電池(S A) S A用115V系蓄電池	—	—
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備	非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	逃がし安全弁(自動減圧機能付き)※ B1-115V系蓄電池(S A) S A用115V系蓄電池 非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力(S A) 原子炉圧力※ サブプレッション・プール水温度(S A)
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水	B1-115V系蓄電池(S A) S A用115V系蓄電池 非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力(S A) 原子炉圧力※ 原子炉水位(S A) 原子炉水位(広帯域)※ 原子炉水位(燃料域)※ 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

(つづき)

<p>格納容器代替スプレイ系 (可搬型)による原子炉格 納容器冷却</p>	<p>B 1 - 115V 系蓄電池 (SA) SA用 115V 系蓄電池 非常用ディーゼル発電 機燃料貯蔵タンク等※</p>	<p>大量送水車 タンクローリ</p>	<p>ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) ※ 原子炉水位 (燃料域) ※ 格納容器代替スプレイ流量 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)</p>
<p>残留熱除去系 (格納容器冷 却モード) による原子炉格 納容器除熱</p>	<p>常設代替交流電源設備 【残留熱除去系 (格納容 器冷却モード)】 ※ 【原子炉補機冷却系】 ※ サブプレッション・チェン バ※</p>	<p>—</p>	<p>ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) 【残留熱除去ポンプ出口流量】 ※</p>
<p>残留熱除去系 (低圧注水モ ード) による原子炉注水</p>	<p>常設代替交流電源設備 【残留熱除去系 (低圧注 水モード)】 ※ 【原子炉補機冷却系】 ※ サブプレッション・チェン バ※</p>	<p>—</p>	<p>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力※ 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) ※ 原子炉水位 (燃料域) ※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】 ※</p>

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)



第 10-3 表 事故対処するために必要な施設

「全交流動力電源喪失（T B U）」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	B-115V 系蓄電池※	—	平均出力領域計装※
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水	高圧原子炉代替注水系 サブプレッション・チェンバ※ B-115V 系蓄電池※ S A用 115V 系蓄電池	—	原子炉水位（S A） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 高圧原子炉代替注水流量
直流電源切替え	B-115V 系蓄電池※ B 1-115V 系蓄電池 （S A） S A用 115V 系蓄電池	—	—
低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能付き）※ B 1-115V 系蓄電池 （S A） S A用 115V 系蓄電池 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力※ サブプレッション・プール水温度（S A）
低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水	B 1-115V 系蓄電池 （S A） S A用 115V 系蓄電池 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力※ 原子炉水位（S A） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	B 1-115V 系蓄電池 （S A） S A用 115V 系蓄電池 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	ドライウエル圧力（S A） サブプレッション・チェンバ圧力（S A） 原子炉水位（S A） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 格納容器代替スプレイ流量 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

(つづき)

<p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱</p>	<p>常設代替交流電源設備  <b>【残留熱除去系（格納容器冷却モード）】</b>※  <b>【原子炉補機冷却系】</b>※            サプレッション・チェンバ※</p>	<p>—</p>	<p>ドライウエル温度（SA）            ドライウエル圧力（SA）            サプレッション・チェンバ圧力（SA）            サプレッション・プール水温度（SA）  <b>【残留熱除去ポンプ出口流量】</b>※</p>
<p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水</p>	<p>常設代替交流電源設備  <b>【残留熱除去系（低圧注水モード）】</b>※  <b>【原子炉補機冷却系】</b>※            サプレッション・チェンバ※</p>	<p>—</p>	<p>原子炉圧力（SA）            原子炉圧力※            原子炉水位（SA）            原子炉水位（広帯域）※            原子炉水位（燃料域）※  <b>【残留熱除去ポンプ出口流量】</b>※</p>

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設

「全交流動力電源喪失（TBD）」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	S A用 115V 系蓄電池 逃がし安全弁(逃がし弁機能) ※	—	原子炉圧力 (S A)
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水	高圧原子炉代替注水系 サブプレッション・チェンバ※ S A用 115V 系蓄電池	—	原子炉水位 (S A) 高圧原子炉代替注水流量
直流電源切替え	S A用 115V 系蓄電池	—	—
低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	逃がし安全弁(自動減圧機能付き) ※ S A用 115V 系蓄電池 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力※ サブプレッション・プール水温度 (S A)
低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水	S A用 115V 系蓄電池 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力※ 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) ※ 原子炉水位 (燃料域) ※ 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	S A用 115V 系蓄電池 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	ドライウェル圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) ※ 原子炉水位 (燃料域) ※ 格納容器代替スプレイ流量 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

(つづき)

<p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱</p>	<p>常設代替交流電源設備 【残留熱除去系（格納容器冷却モード）】※ 【原子炉補機冷却系】※ サブプレッション・チェンバ※</p>	<p>—</p>	<p>ドライウエル温度（SA） ドライウエル圧力（SA） サブプレッション・チェンバ圧力（SA） サブプレッション・プール水温度（SA） 【残留熱除去ポンプ出口流量】※</p>
<p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水</p>	<p>常設代替交流電源設備 【残留熱除去系（低圧注水モード）】※ 【原子炉補機冷却系】※ サブプレッション・チェンバ※</p>	<p>—</p>	<p>原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※ 原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※</p>

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設

「全交流動力電源喪失 (T B P)」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	B-115V 系蓄電池*	—	平均出力領域計装*
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	【原子炉隔離時冷却系】* サブプレッション・チェンバ* B-115V 系蓄電池* 230V 系蓄電池 (R C I C) S A 用 115V 系蓄電池	—	原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】*
直流電源切替え	B-115V 系蓄電池* B 1-115V 系蓄電池 (S A) S A 用 115V 系蓄電池	—	—
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備	非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク等*	大量送水車 タンクローリ	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) * B 1-115V 系蓄電池 (S A) S A 用 115V 系蓄電池	—	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力*
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水	B 1-115V 系蓄電池 (S A) S A 用 115V 系蓄電池 非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク等*	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力* 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	B 1-115V 系蓄電池 (S A) S A 用 115V 系蓄電池 非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク等*	大量送水車 タンクローリ	ドライウエル圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 格納容器代替スプレイ流量 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

(つづき)

<p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱</p>	<p>常設代替交流電源設備 【残留熱除去系（格納容器冷却モード）】※ 【原子炉補機冷却系】※ サブプレッション・チェンバ※</p>	<p>—</p>	<p>ドライウエル温度（SA） ドライウエル圧力（SA） サブプレッション・チェンバ圧力（SA） サブプレッション・プール水温度（SA） 【残留熱除去ポンプ出口流量】※</p>
<p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水</p>	<p>常設代替交流電源設備 【残留熱除去系（低圧注水モード）】※ 【原子炉補機冷却系】※ サブプレッション・チェンバ※</p>	<p>—</p>	<p>原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※ 原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※</p>

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第10-3表 事故対処するために必要な施設  
「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び 原子炉スクラム確認	B-115V系蓄電池※	—	平均出力領域計装※
原子炉隔離時冷却系による 原子炉注水	【原子炉隔離時冷却系】※ サプレッション・チェンバ※ B-115V系蓄電池※ 230V系蓄電池（R C I C） S A用115V系蓄電池	—	原子炉水位（S A） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口 流量】※
逃がし安全弁による原子炉 急速減圧	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃 料貯蔵タンク等※ 逃がし安全弁（自動減圧機 能付き）※ 【残留熱除去系（低圧注水 モード）】※	移動式代替熱交換設 備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力※ サプレッション・プール水温度 （S A）
残留熱除去系（低圧注水モ ード）による原子炉注水	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃 料貯蔵タンク等※ 【残留熱除去系（低圧注水 モード）】※ サプレッション・チェンバ※	移動式代替熱交換設 備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力※ 原子炉水位（S A） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※
残留熱除去系（サプレッシ ョン・プール水冷却モード） 運転	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃 料貯蔵タンク等※ 【残留熱除去系（サプレッ ション・プール水冷却モー ド）】※	移動式代替熱交換設 備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	【残留熱除去ポンプ出口流量】※ サプレッション・プール水温度 （S A）

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第10-3表 事故対処するために必要な施設  
「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	【非常用ディーゼル発電機等】※ 【非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等】※	—	平均出力領域計装※
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	【原子炉隔離時冷却系】※ サブプレッション・チェンバ※	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】※
残留熱除去系機能喪失確認	—	—	【残留熱除去ポンプ出口流量】※ サブプレッション・プール水温度（SA）
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	常設代替交流電源設備 低圧原子炉代替注水ポンプ 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）※	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※ サブプレッション・プール水温度（SA）
低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※ 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※ 原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水槽水位
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	ドライウエル圧力（SA） サブプレッション・チェンバ圧力（SA） 格納容器代替スプレイ流量 サブプレッション・プール水位（SA）

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）



(つづき)

<p>格納容器フィルタベント系 による原子炉格納容器除熱</p>	<p>格納容器フィルタベ ント系</p>	<p>—</p>	<p>ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) サブプレッション・プール水位 (SA) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ※ 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) ※ スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第1ベントフィルタ出口放射線モニ タ (高レンジ・低レンジ)</p>
--------------------------------------	--------------------------	----------	---

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

第10-3表 事故対処するために必要な施設  
「原子炉停止機能喪失」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム失敗確認	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	—	平均出力領域計装※
格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認	逃がし安全弁（逃がし弁機能）※ 【高圧炉心スプレイ系】※ 【低圧炉心スプレイ系】※ 【残留熱除去系（低圧注水モード）】※	—	ドライウエル圧力（SA） サブプレッション・チェンバ圧力（SA） 原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】※ 【低圧炉心スプレイポンプ出口圧力】※ 【残留熱除去ポンプ出口圧力】※
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位維持	【高圧炉心スプレイ系】※ 【原子炉隔離時冷却系】※ サブプレッション・チェンバ※	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】※ 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】※
自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止	自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ	—	ドライウエル圧力（SA） サブプレッション・チェンバ圧力（SA） 原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※
ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作	ほう酸水注入系※	—	平均出力領域計装※ 中間領域計装※ 中性子源領域計装※
残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）運転による原子炉格納容器除熱	【残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）】※	—	サブプレッション・プール水温度（SA） 【残留熱除去ポンプ出口流量】※

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第10-3表 事故対処するために必要な施設

「LOCA時注水機能喪失」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	【非常用ディーゼル発電機等】※ 【非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等】※	—	平均出力領域計装※
高圧・低圧注水機能喪失確認	—	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) ※ 原子炉水位 (燃料域) ※ 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】※ 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】※ 【残留熱除去ポンプ出口圧力】※ 【低圧炉心スプレイポンプ出口圧力】※
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	常設代替交流電源設備 低圧原子炉代替注水ポンプ 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) ※	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力※
低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※ 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力※ 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) ※ 原子炉水位 (燃料域) ※ 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水槽水位
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 格納容器代替スプレイ流量 サブプレッション・プール水位 (SA)

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

(つづき)

<p>格納容器フィルタベント系 による原子炉格納容器除熱</p>	<p>格納容器フィルタベ ント系</p>	<p>—</p>	<p>ドライウエル圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) サブプレッション・プール水位 (S A) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ※ 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) ※ スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第1ベントフィルタ出口放射線モニ タ (高レンジ・低レンジ)</p>
--------------------------------------	--------------------------	----------	--

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第10-3表 事故対処するために必要な施設

「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
インターフェイスシステム LOCA発生	原子炉建物燃料取替階ブ ローアウトパネル※	—	—
外部電源喪失及び原子炉ス クラム確認	【非常用ディーゼル発電 機等】※ 【非常用ディーゼル発電 機燃料貯蔵タンク等】※	—	平均出力領域計装※
原子炉隔離時冷却系及び高 圧炉心スプレイ系による原 子炉注水	【原子炉隔離時冷却系】※ 【高圧炉心スプレイ系】※ サブプレッション・チェン バ※	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】※ 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】※
インターフェイスシステム LOCA発生確認	—	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※ 原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ ドライウエル圧力（SA） ドライウエル温度（SA） 【残留熱除去ポンプ出口圧力】※
中央制御室での残留熱除去 系隔離失敗	—	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※ 原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※
逃がし安全弁による原子炉 急速減圧	逃がし安全弁（自動減圧 機能付き）※	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※
高圧炉心スプレイ系による 原子炉注水	【高圧炉心スプレイ系】※ サブプレッション・チェン バ※	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】※
残留熱除去系（サブプレッ ション・プール水冷却モード） 運転	【残留熱除去系（サブプレ ッション・プール水冷却 モード）】※	—	サブプレッション・プール水温度（SA） 【残留熱除去ポンプ出口流量】※

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

(つづき)

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転	【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】※	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 【残留熱除去系熱交換器入口温度】※
現場操作での残留熱除去系隔離操作	【残留熱除去系注水弁】※	—	原子炉水位（S A） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※
残留熱除去系隔離後の水位維持	【高圧炉心スプレイ系】※ サブプレッション・チェンバ※	—	原子炉水位（S A） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】※

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」

（残留熱代替除去系を使用する場合）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	B-115V 系蓄電池※	—	平均出力領域計装※
非常用炉心冷却系機能喪失確認	B-115V 系蓄電池※ SA用 115V 系蓄電池	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】※ 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 【低圧炉心スプレイポンプ出口流量】※
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	—	—	—
炉心損傷確認	B-115V 系蓄電池※	—	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）※ 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）※
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※ 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※ 原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル温度（SA）
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	常設代替交流電源設備	—	格納容器水素濃度（SA） 格納容器酸素濃度（SA）

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

(つづき)

<p>残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱</p>	<p>常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク等※ 残留熱代替除去系 サブプレッション・チェンバ※</p>	<p>移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 タンクローリ</p>	<p>残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ドライウエル温度 (S A) ドライウエル圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) サブプレッション・プール水温度 (S A) 格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A)</p>
<p>可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入</p>	<p>常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク等※</p>	<p>可搬式窒素供給装置 タンクローリ</p>	<p>格納容器酸素濃度 (S A)</p>

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）



第10-3表 事故対処するために必要な施設

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」

（残留熱代替除去系を使用しない場合）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	B-115V系蓄電池※	—	平均出力領域計装※
非常用炉心冷却系機能喪失確認	B-115V系蓄電池※ SA用115V系蓄電池	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】※ 【高圧炉心スプレイ系出口流量】※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 【低圧炉心スプレイポンプ出口流量】※
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	—	—	—
炉心損傷確認	B-115V系蓄電池※	—	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）※ 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）※
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※ 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※ 原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 原子炉水位（燃料域）※ 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル温度（SA）
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	常設代替交流電源設備	—	格納容器水素濃度（SA） 格納容器酸素濃度（SA）

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

(つづき)

格納容器代替スプレイ系 (可搬型)による原子炉格 納容器冷却	非常用ディーゼル発電 機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 格納容器代替スプレイ流量 サプレッション・プール水位 (SA)
格納容器フィルタベント系 による原子炉格納容器除熱	格納容器フィルタベン ト系	—	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) サプレッション・プール水位 (SA) スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第1ベントフィルタ出口放射線モニ タ (高レンジ・低レンジ)

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

第10-3表 事故対処するために必要な施設

「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	B-115V系蓄電池※	—	平均出力領域計装※
高圧・低圧注水機能喪失確認	B-115V系蓄電池※ SA用115V系蓄電池	—	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域)※ 原子炉水位(燃料域)※ 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】※ 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】※ 【残留熱除去ポンプ出口圧力】※ 【低圧炉心スプレイポンプ出口圧力】※
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	—	—	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	逃がし安全弁(自動減圧機能付き)※	—	原子炉水位(SA) 原子炉水位(燃料域)※ 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力※
炉心損傷確認	—	—	格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル)※ 格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッション・チェンバ)※
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	常設代替交流電源設備	—	格納容器水素濃度(SA) 格納容器酸素濃度(SA)
原子炉格納容器下部への注水	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力容器温度(SA) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL水位
原子炉圧力容器破損確認	—	—	原子炉圧力容器温度(SA) 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力※ ドライウエル圧力(SA) ペDESTAL温度(SA) ペDESTAL水温度(SA)

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

(つづき)

溶融炉心への注水	コリウムシールド 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)
残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※ 残留熱代替除去系 サブプレッション・チェンバ※	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ドライウエル温度 (S A) ドライウエル圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) サブプレッション・プール水温度 (S A)
可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	可搬式窒素供給装置 タンクローリ	格納容器酸素濃度 (S A)

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設  
「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」

本格納容器破損モードに対応する事故対処のために必要な施設は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同様である。

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設  
「水素燃焼」

本格納容器破損モードに対応する事故対処のために必要な施設は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（残留熱代替除去系を使用する場合）と同様である。

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設  
「溶融炉心・コンクリート相互作用」

本格納容器破損モードに対応する事故対処のために必要な施設は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同様である。

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設

「想定事故 1」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
燃料プールの冷却機能喪失 確認	【非常用ディーゼル発電機等】※ 【非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等】※	—	【残留熱除去ポンプ出口圧力】※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 燃料プール水位・温度（SA） 燃料プール水位（SA） 燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む）
燃料プールの注水機能喪失 確認	—	—	【残留熱除去ポンプ出口圧力】※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 燃料プール水位・温度（SA） 燃料プール水位（SA） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA） 燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む）
燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水	非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク等※	可搬型スプレイン ズル 大量送水車 タンクローリ	燃料プール水位・温度（SA） 燃料プール水位（SA） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む）

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）



第10-3表 事故対処するために必要な施設

「想定事故2」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
燃料プール水位低下確認	【非常用ディーゼル発電機等】※ 【非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等】※	—	燃料プール水位・温度（SA） 燃料プール水位（SA） 燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む）
燃料プールの注水機能喪失確認	—	—	【残留熱除去ポンプ出口圧力】※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 燃料プール水位・温度（SA） 燃料プール水位（SA） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA） 燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む）
サイフォンブレイク配管による燃料プール漏えい停止確認	—	—	燃料プール水位・温度（SA） 燃料プール水位（SA） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む）
燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水	非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク等※	可搬型スプレイノズル 大量送水車 タンクローリ	燃料プール水位・温度（SA） 燃料プール水位（SA） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む）

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第10-3表 事故対処するために必要な施設

「崩壊熱除去機能喪失」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認	【非常用ディーゼル発電機等】※ 【非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等】※	—	【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 【残留熱除去系熱交換器入口温度】※ 【残留熱除去系熱交換器出口温度】※
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	逃がし安全弁（自動減圧機能付き）※	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力※ 【残留熱除去系熱交換器入口温度】※ 【残留熱除去系熱交換器出口温度】※
残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水	【残留熱除去系（低圧注水モード）】※ サプレッション・チェンバ※	—	原子炉水位（S A） 原子炉水位（広帯域）※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復	【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】※	—	原子炉水位（S A） 原子炉水位（広帯域）※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 【残留熱除去系熱交換器入口温度】※

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設

「全交流動力電源喪失」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失による 残留熱除去系（原子炉停止 時冷却モード）停止確認	B-115V 系蓄電池※	—	【残留熱除去ポンプ出口流量】※
逃がし安全弁による原子炉 の低圧状態維持	B-115V 系蓄電池※ SA 用 115V 系蓄電池 逃がし安全弁（自動減圧 機能付き）※	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※ 原子炉圧力容器温度（SA）
低圧原子炉代替注水系（常 設）による原子炉注水	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電 機燃料貯蔵タンク等※ 低圧原子炉代替注水ポ ンプ 低圧原子炉代替注水槽	大量送水車 タンクローリ	原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水槽水位
残留熱除去系（原子炉停止 時冷却モード）運転による 崩壊熱除去機能回復	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電 機燃料貯蔵タンク等※ 【残留熱除去系（原子炉 停止時冷却モード）】※	移動式代替熱交換設 備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 【残留熱除去系熱交換器入口温度】※

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第10-3表 事故対処するために必要な施設

「原子炉冷却材の流出」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認	【非常用ディーゼル発電機等】※ 【非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等】※	—	サプレッション・プール水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) ※
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	—	—	サプレッション・プール水位 (S A) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) ※
残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転による原子炉注水	【残留熱除去系 (低圧注水モード)】※ サプレッション・チェンバ※	—	【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) ※

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設  
「反応度の誤投入」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
誤操作による反応度誤投入	—	—	中性子源領域計装※ 中間領域計装※
反応度誤投入後のスクラム確認	—	—	中性子源領域計装※ 中間領域計装※

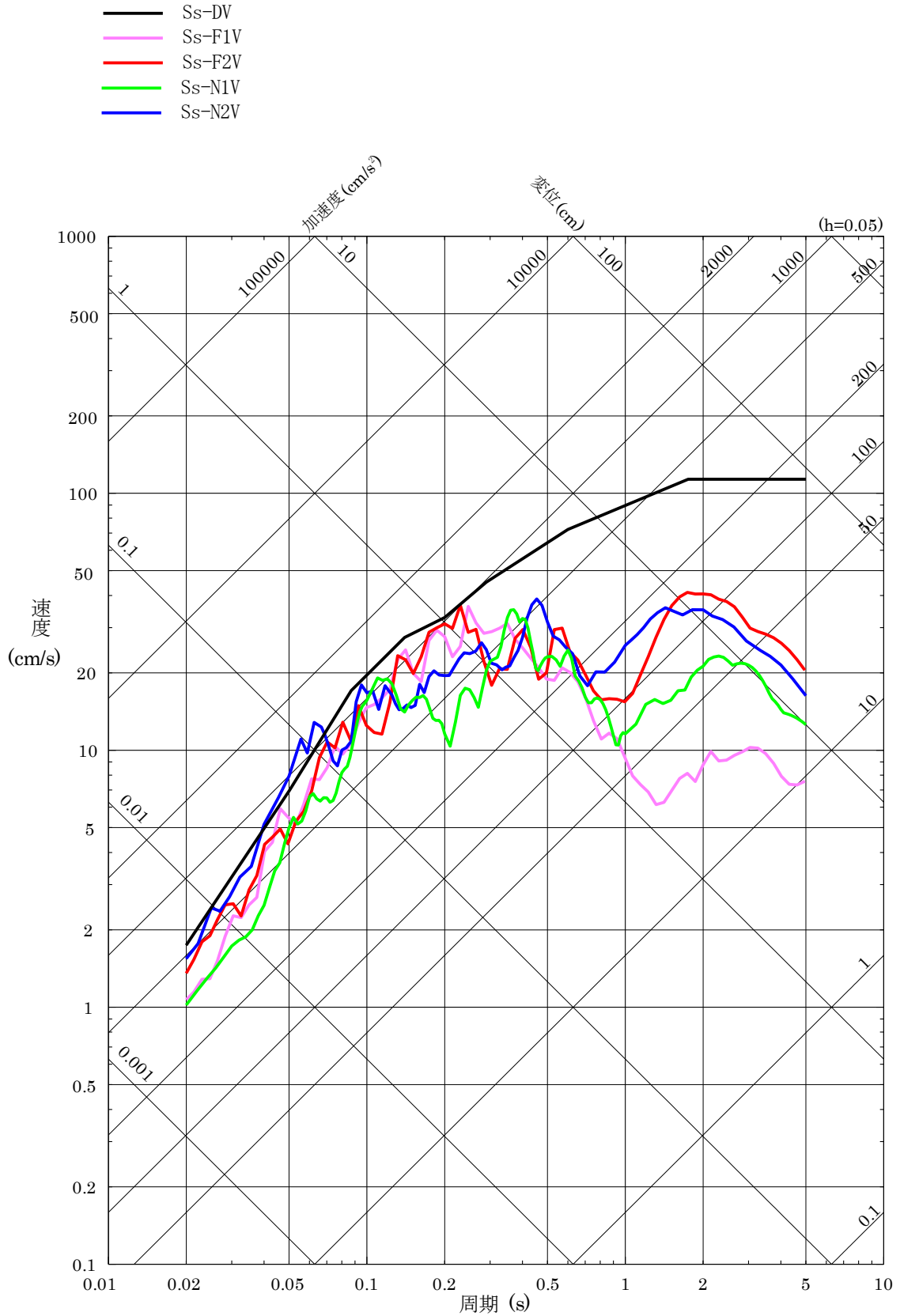
※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

本文の関連図面を以下のとおり変更する。

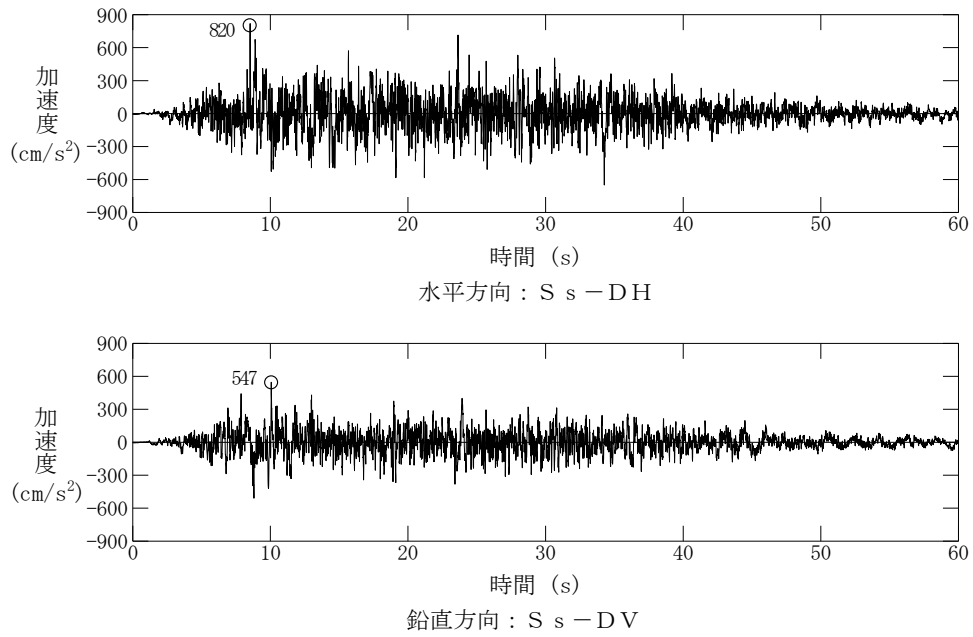
「第1図」を「第10図」に，「第2図」を「第11図」に，「第3図」を「第12図」に，「第4図」を「第13図」に読み替える。



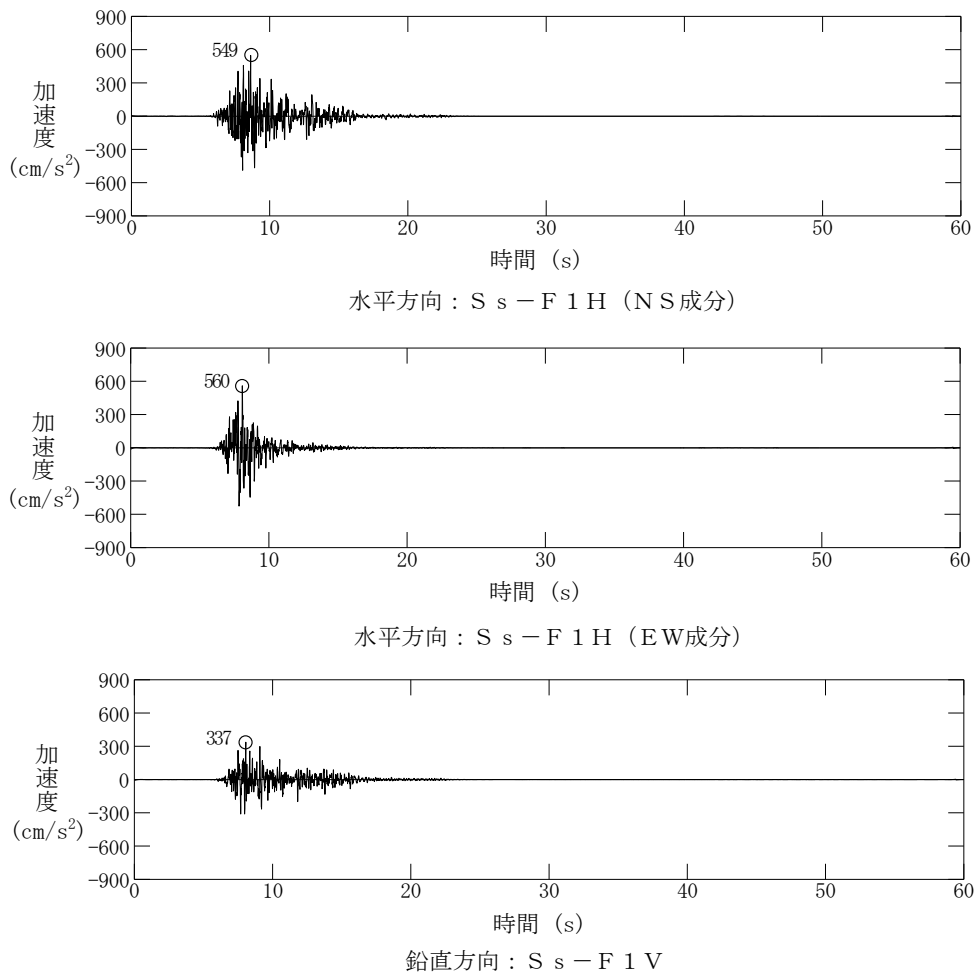


第2図 基準地震動  $S_s$  の応答スペクトル (鉛直方向)

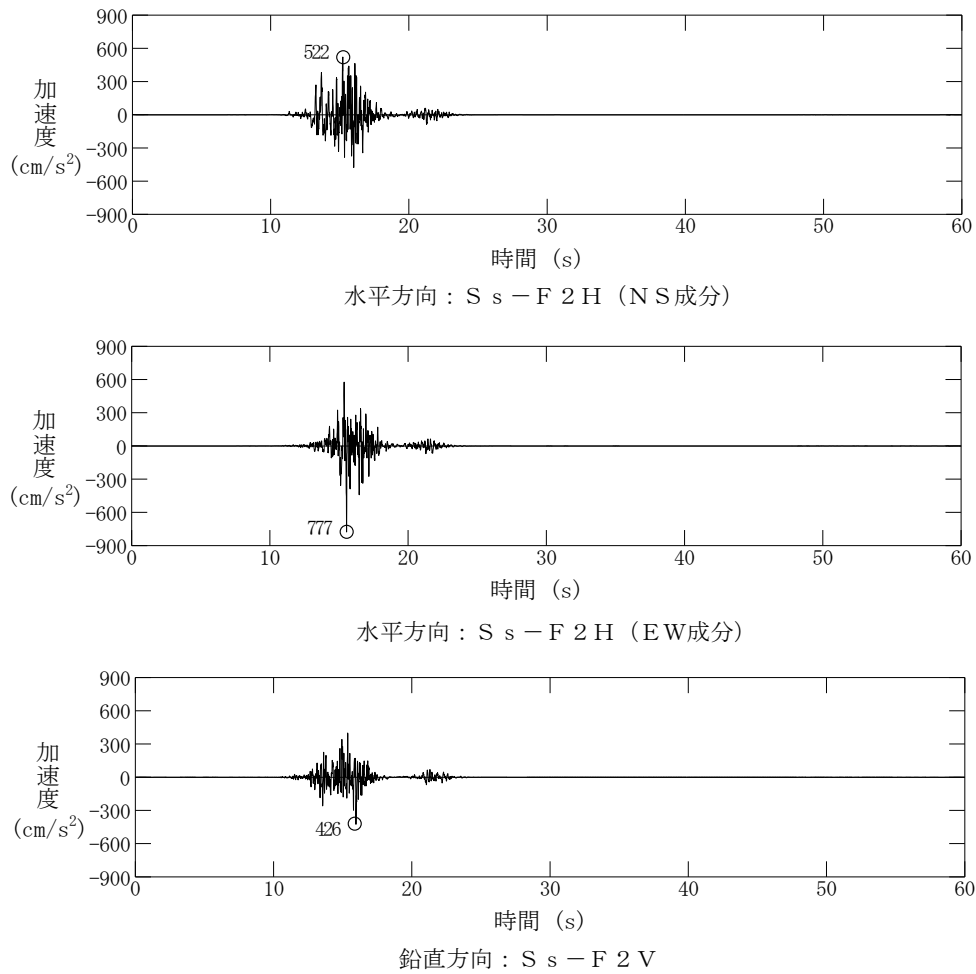




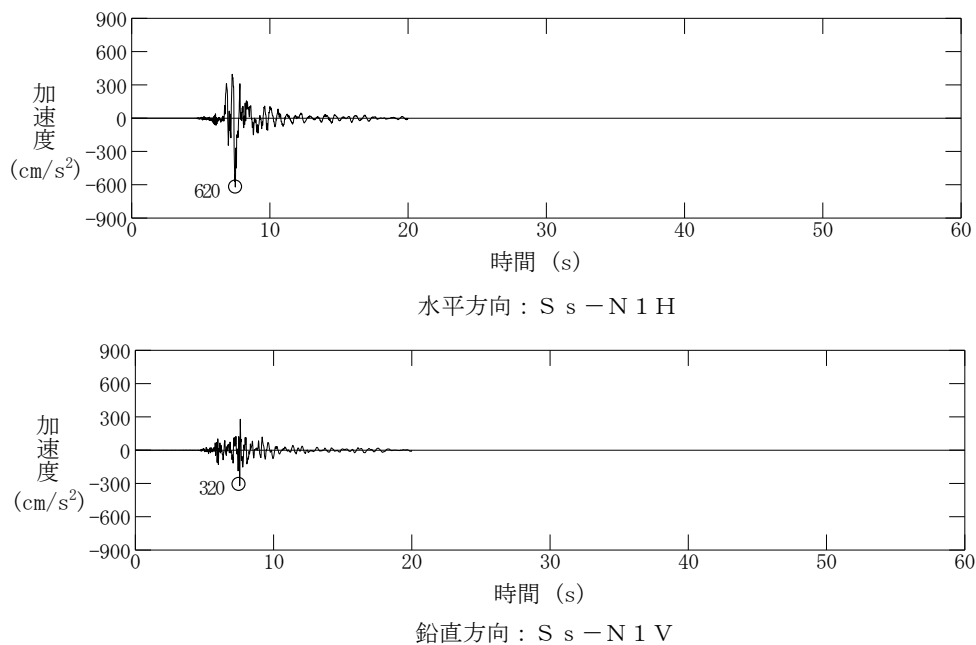
第3図 基準地震動 S s - D の設計用模擬地震波の加速度時刻歴波形



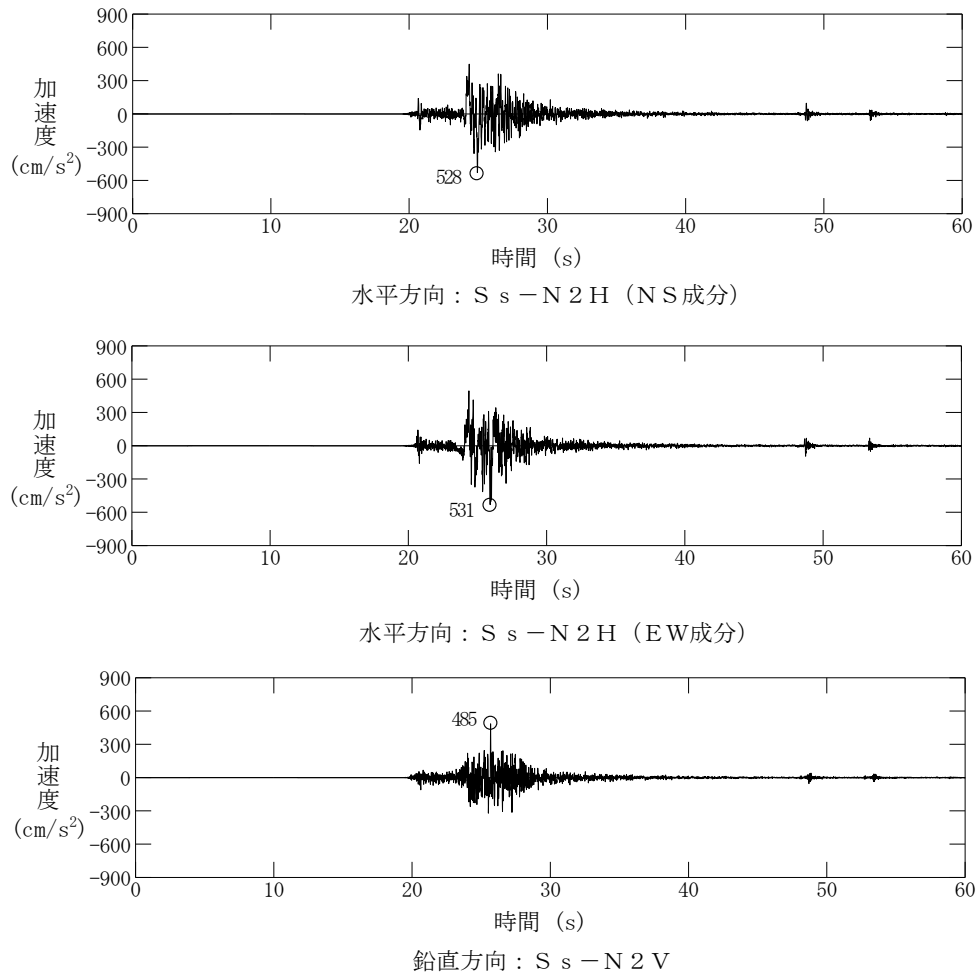
第4図 基準地震動 S s - F 1 の加速度時刻歴波形



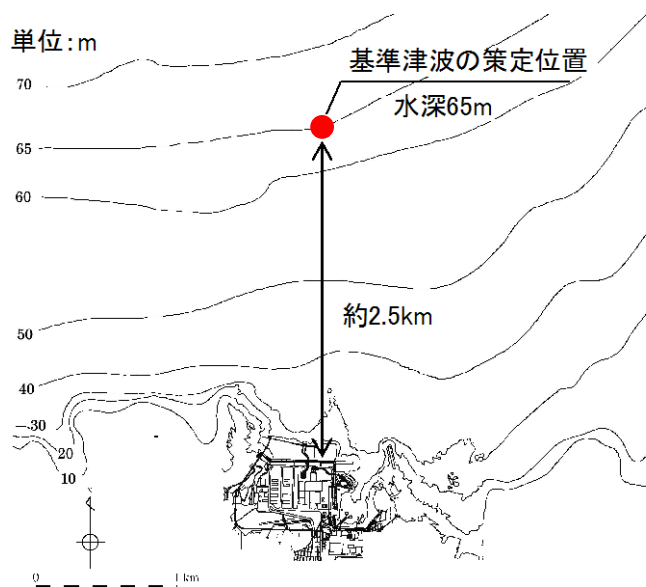
第 5 図 基準地震動 S s - F 2 の加速度時刻歴波形



第 6 図 基準地震動 S s - N 1 の加速度時刻歴波形



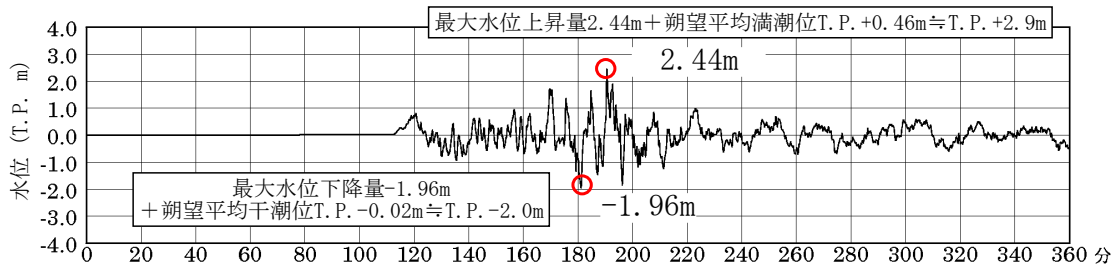
第 7 図 基準地震動 S s - N 2 の加速度時刻歴波形



第 8 図 基準津波の策定位置

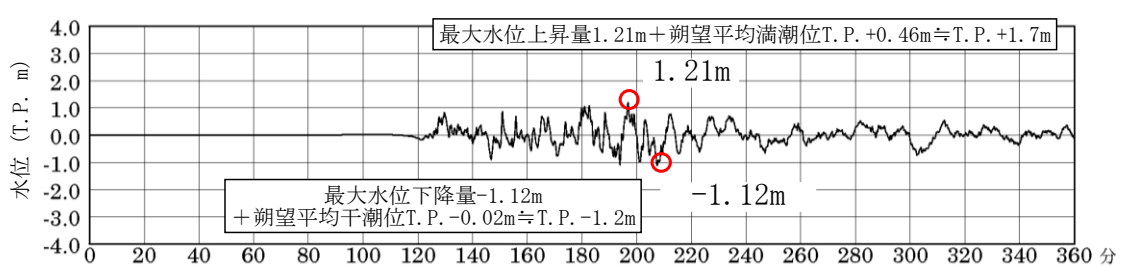
【基準津波 1】

日本海東縁部（鳥取県モデル；防波堤有り）



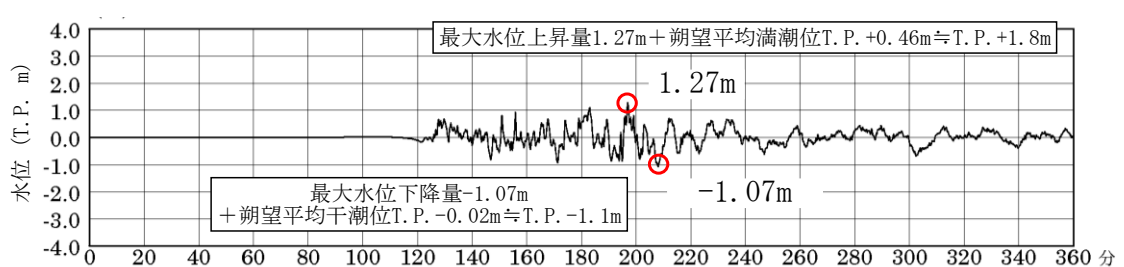
【基準津波 2】

日本海東縁部（2領域連動モデル；防波堤有り）



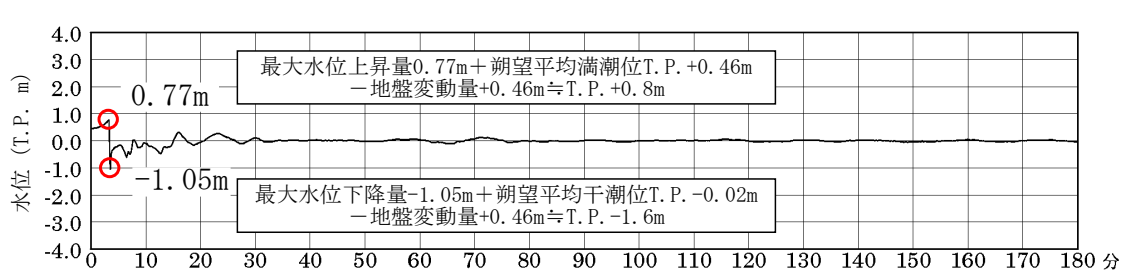
【基準津波 3】

日本海東縁部（2領域連動モデル；防波堤有り）



【基準津波 4】

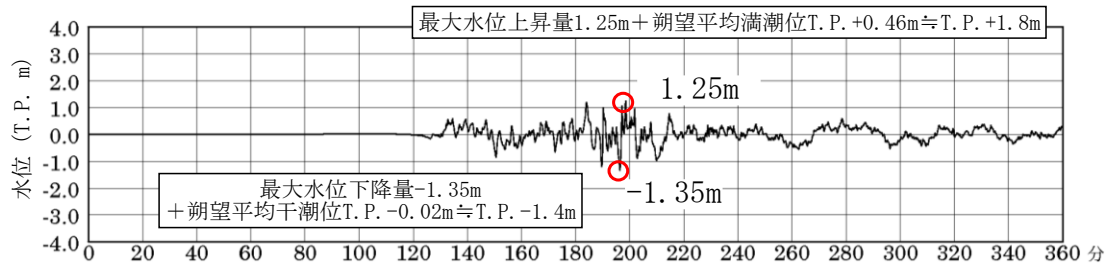
海域活断層（F-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F-Ⅴ断層；防波堤有り）



第9図(1) 基準津波の時刻歴波形

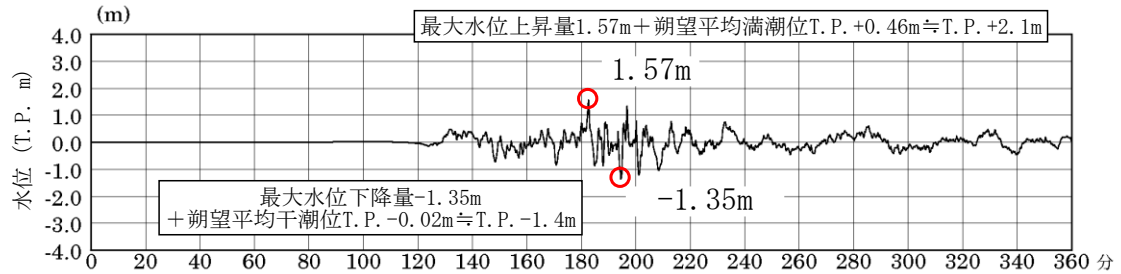
### 【基準津波 5】

日本海東縁部（2領域連動モデル；防波堤無し）



### 【基準津波 6】

日本海東縁部（2領域連動モデル；防波堤無し）



第9図(2) 基準津波の時刻歴波形