

総 室 発 第 24 号

平成 30 年 6 月 21 日

原子力規制委員会 殿

住 所 東京都千代田区神田美土代町 1 番地 1

申 請 者 名 日 本 原 子 力 発 電 株 式 会 社

代表者氏名 取締役社長 村 松 衛

東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書

(発電用原子炉施設の変更)

本文及び添付書類の一部補正

平成26年5月20日付け総室発第31号をもって申請（平成29年11月8日付け総室発第60号及び平成30年5月31日付け総室発第18号で一部補正）しました東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）の本文及び添付書類を下記のとおり一部補正いたします。

記

東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）の本文及び添付書類を別添のとおり一部補正いたします。

本資料のうち、枠囲みの内容は営業秘密
又は防護上の観点から公開できません。

別 添

別紙 3（本文）の一部補正

申請書添付参考図面の一部補正

添付書類五の一部補正

添付書類六の一部補正

添付書類八の一部補正

添付書類九の一部補正

添付書類十の一部補正

別紙 3 （本文） の一部補正

本文五号を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
* -1-	上 1	(記載の変更)	別紙-1 に変更する。
～	～		
-354-	下 1		
** -1-	上 1		
～	～		
-239-	下 1		

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

別紙 3

変 更 の 内 容

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

発電用原子炉施設の位置の記述を以下のとおり変更する。

(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、東京の北方約 130 km，水戸市の東北約 15 kmの地点で太平洋に面して位置し、敷地の大部分は、標高約 8m でほぼ平坦な面であり、敷地の西部には標高約 20m で平坦な面が分布する。

なお、敷地の標高については、2011 年東北地方太平洋沖地震発生前の標高値を記載している。

敷地内の地質は、先新第三系，新第三系及び第四系からなっている。

東海第二発電所の敷地の広さは約 75 万 m^2 であり、そのうち、約 11 万 m^2 は国立研究開発法人日本原子力研究開発機構から土地の権利を得て発電用原子炉施設を設置する。

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_s 」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_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。

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、液状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

発電用原子炉の本体は、東海発電所の北側に設置する。

排気筒は、原子炉建屋の東側に設置し、復水器冷却水の取水口は発電所敷地東側に設ける防波堤の内側に、放水口は北防波堤の外側に設置する。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、常設代替高圧電源装置置場、常設低圧代替注水系ポンプ室、格納容器圧力逃がし装置格納槽、緊急用海水ポンプピット及び海水ポンプエリアから 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（周辺構造物の倒壊又は損壊，周辺斜面の崩壊及び道路面の滑り），津波，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮を想定し，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複数個所に分散して保管する設計とする。

炉心の中心から隣接する東海発電所の敷地を含む敷地境界までの最短距離は，北方向で約 330m である。

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

発電用原子炉施設の一般構造の記述を以下のとおり変更する。

(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、「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。）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に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留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留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留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5-1図～第5-3図に、基準地震動 S_s の時刻歴波形を第5-4図～第5-6図に示す。

原子炉建屋設置位置付近は、地盤調査の結果、新第三系鮮新統～第四系下部更新統の久米層が分布し、EL. -370m以深ではS波速度が0.7km/s以上で著しい高低差がなく拵がりを持って分布していることが確認されている。したがって、EL. -370mの位置を解放基盤表面として設定する。なお、入力地震動の評価においては、解放基盤表面以浅の影響を適切に考慮する。

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を下回らない値とし、さらに応答スペクトルに基づく地震動評価による基準地震動 S_s-D1 に対しては、「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）」に基づいた「原子炉設置変更許可申請書（平成11年3月10日許可／平成09・09・18資第5号）」の「添付書類六 変更後に係る原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書 3.2.6.3 基準地震動」における基準地震動 S_1 を踏まえて設定する。具体的には、工学的判断より基準地震動 $S_s-11, 12, 13, 14, 21, 22, 31$ に係数0.5を乗じた地震動、基準地震動 S_s-D1 に対しては、基準地震動 S_1 も踏まえて設定し

た係数0.5を乗じた地震動を弾性設計用地震動 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留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浸水防止設備が設置された建物・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。

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。

(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及び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)及び(c)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「使用済燃料プール」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、上記(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) 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が設置される重大事故等対処施設は、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

建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留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。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、静的地震力に対して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、発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留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は、基準地震動 S_s による地震力に対して、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留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浸水防止設備が設置された建物・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、常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備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。

(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。）及び確率論的リスク評価において全炉心損傷頻度に対して津波のリスクが有意となる津波（以下「敷地に遡上する津波」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 5－7 図に、基準津波の時刻歴波形を第 5－8 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。）

を内包する建屋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) 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。）を内包する建屋及び区画は、基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設及び浸水防止設備を設置し、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・放水設備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冠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。）を内包する建屋及び区

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、残留熱除去系海水系ポンプ、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機用海水ポンプ（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、非常用海水ポンプの取水可能水位を下回る可能性があるため、津波防護施設（貯留堰）を設置することにより、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、取水路及び取水ピット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、隣接事業所との合意文書に基づき、隣接事業所における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、浸水経路等を考慮して、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 5－7 図に，時刻歴波形を第 5－8 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を津波からの防護対象とし，重大事故等対処施設の津波防護対象設備という。

a. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（貯留堰及び取水構造物を除く。）を内包する建屋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（貯留堰及び取水構造物を除く。）を内包する建屋及び区画は、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。

(b) 上記(a)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。

(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、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（貯留堰及び取水構造物を除く。）を内包する建屋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、緊急用海水ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプについては、基準津波による水位の変動に対し

て取水性を確保でき、S A用海水ピット取水塔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。

(iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計

重大事故等対処施設は、敷地に遡上する津波に対して、次の方針に基づき耐津波設計を行い、「設置許可基準規則」第四十三条第 1 項第 1 号に適合する設計とする。敷地に遡上する津波の策定位置は、基準津波の策定位置と同じである。

敷地に遡上する津波に対する耐津波設計への要求事項については、基準津波に対する要求事項を定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第四十条及び同規則別記 3 に明記されていない。このため、敷地に遡上する津波に対する重大事故等対処設備の耐津波設計については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第四十三条の要求事項を満足する設計とするため、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第四十条及び同規則別記 3 の規定を準用し、具体的には、津波防護方針、施設・設備の設計及び評価の方針等の観点が網羅的にまとめられている「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）の確認項目に沿って対策の妥当性を確認した設

計とする。ただし、敷地に遡上する津波は防潮堤内側への津波の越流及び回り込みを前提としていることから、外郭防護 1 の津波の敷地への流入防止のうち、遡上波の地上部からの到達防止に対する津波防護対策の多重化については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第四十条及び同規則別記 3 の規定並びに審査ガイドの確認項目は準用せず、外郭防護及び内郭防護を兼用する設計とする。また、防潮堤内側への津波の越流及び回り込みに伴い、防潮堤内側の建物・構築物、設置物等が破損及び倒壊により漂流物となる可能性があることから、防潮堤外側で発生し得る漂流物に加え、これらが漂流物となった場合の影響を考慮した設計とする。

敷地に遡上する津波の時刻歴波形を第 5－9 図に示す。

また、重大事故等対処施設及び可搬型重大事故等対処設備のうち、敷地に遡上する津波による重大事故等への対処に必要な設備を「敷地に遡上する津波に対する防護対象設備」とする（貯留堰、取水構造物及び非常用海水ポンプを除く。）。

a. 敷地に遡上する津波の高さは、防潮堤及び防潮扉前面で T.P. + 24m を考慮することとし、防潮堤及び防潮扉は、越流時の耐性を確保することで防潮堤の高さを維持し、防潮堤内側の敷地への津波の流入量を抑制する設計とする。また、止水性を維持し第 2 波以降の繰り返しの津波の襲来に対しては、防潮堤内側の敷地への津波の流入又は回り込みを防止する設計とする。

防潮堤内側の敷地に流入した津波に対しては、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画の境界において津波防護対策又は浸水防止対策を講じることで、敷地に遡上する津波を地上部から防護対象設備を内包する建屋及び区画に流入させない

設計とする。また、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画に接続される経路から津波の流入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) 敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画（敷地に遡上する津波が到達しない十分高い場所に設置又は保管する設備を除く。）は、敷地に遡上する津波が建屋及び区画に到達するため、建屋及び区画の境界に津波防護施設又は浸水防止設備を設置し、津波の流入を防止する設計とする。

緊急時対策所建屋、可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）、可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）、常設代替高圧電源装置置場（高所東側接続口及び高所西側接続口並びに西側淡水貯水設備の開口部、西側S A立坑の開口部及び東側D B立坑の開口部を含む。）及び軽油貯蔵タンクの開口部（マンホール等）については、敷地に遡上する津波が到達しない十分高い場所に設置又は保管する。

- (b) 敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画への流入防止対策の検討に当たっては、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、防潮堤の越流及び遡上波の回り込みを含め敷地への遡上及び防潮堤内への流入状況を把握するとともに、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討し、津波の流入を防止する設計とする。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

ばす影響を検討し、津波の流入を防止する設計とする。

- (c) 取水路，放水路等の経路及び防潮堤内側への津波の越流及び回り込みを前提としていることで想定すべき経路から敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画に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がある経路（扉，開口部，貫通口等）を特定し，必要に応じ津波防護施設又は浸水防止設備による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. 敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画の地下部等において，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，敷地に遡上する津波に対処するために必要な重大事故等対処施設の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) 敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画の構造上の特徴等を考慮し，敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画に接続される取水・放水施設，地下部等の経路からの漏水の可能性を検討する。その上で，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) 浸水想定範囲の周辺に重大事故等に対処するために必要な機能を有する設備がある場合は，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，重大事故等に対処するために必

要な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冠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、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として建屋及び区画境界に浸水対策を行う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対し、重大事故等に対処するために必要な機能を有する設備への影響を防止する設計とする。そのため、緊急用海水ポンプは、敷地に遡上する津波による水位の低下に対して、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、S A用海水ピット、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを地下に設置し保有水量を確保することで、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、敷地に遡上する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S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、S A用海水ピット、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットの通水性が確保でき、かつ、S A用海水ピット取水塔からの砂の混入に対して緊急用海水ポンプが機能保持できる設計とする。

e. 津波防護施設及び浸水防止設備については、敷地に遡上する津波における入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の

伝播特性，浸水経路及び防護対象周辺の最大浸水深等を考慮して，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，敷地に遡上する津波における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。ただし，津波監視設備のうち，防潮堤上部に設置する津波・構内監視カメラについては，敷地に遡上する津波が防潮堤に到達するまでの間，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）及びその他自然条件（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緊急用海水ポンプの取水性の評価に当たっては，敷地に遡上する津波における入力津波に対して安全側の評価を実施する。なお，敷地に遡上する津波は，防潮堤前面に鉛直無限壁を想定した場合の駆け上がり高さが T.P. +24m の高さとなるよう波源におけるすべり量を調整したものであることから，敷地に遡上する津波における入力津波の設定に当たっては，基準津波の策定において考慮している項目のうち，津波による港湾内の局所的な海面の固有振動の励起，潮位観測記録に基づく潮位のばらつき及び高潮による変動は考慮しないが，その他の要因による潮位変動については適切に評価し敷地に遡上する津波における入力津波を設定する。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。さらに、廃止措置中である東海発電所の建屋の有無に応じた浸水域・浸水深を確認し、安全側に評価した上で入力津波を設定する。

(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、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮の自然現象（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、爆発、近隣工場等の火災、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人為事象のうち、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。

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、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屋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、 100m/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、東海発電所を含む当社敷地内の資機材、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。

なお，当社敷地近傍の隣接事業所から，上記の設計飛来物（鋼製材）の運動エネルギー又は貫通力を上回る飛来物が想定される場合は，隣接事業所との合意文書に基づき飛来物となるものを配置できない設計とすること若しくは当該飛来物の衝撃荷重を考慮した設計荷重に対し，当該飛来物が衝突し得る安全施設及び安全施設を内包する区画の構造健全性を確保する設計とすること若しくは当該飛来物による安全施設の損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること若しくは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。

(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屋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，設計基準降水量を上回る降水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屋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，設計基準積雪深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屋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) 火山の影響

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 50cm，粒径 8.0mm 以下，密度 $0.3\text{g}/\text{cm}^3$ （乾燥状態） $\sim 1.5\text{g}/\text{cm}^3$ （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設備（安全保護系）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バグ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

閉回路循環運転の実施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-8) 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
む塵芥による残留熱除去系海水系等への影響を防止するため、
除塵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、建屋
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-9) 外部火災（森林火災、爆発及び近隣工場等の火災）

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。

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基に求めた最大火線強度（6,278kW/m）から算出される防火帯（約 23m）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、最大火炎輻射発散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、想定される近隣の産業施設の火災・爆発については、離隔距離の確保により安全施設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貯蔵施設等の火災及び航空機墜落による火災については、離隔距離を確保すること、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を行うこと又はそれらを適切に組み合わせること、その安全施設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

じることによって安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

森林火災による津波防護施設への熱影響については、最大火炎輻射発散度による熱影響を考慮した離隔距離を確保するものとする。なお、津波防護施設と植生の間の離隔距離を確保するために管理が必要となる隣接事業所敷地については、隣接事業所との合意文書に基づき、必要とする植生管理を当社が実施する。

(a-10) 高 潮

安全施設は、高潮の影響を受けない敷地高さ（T.P. +3.3m）以上に設置することで、そ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や絶縁回路の設置、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接近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易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。）を受けることがないように、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わないよう、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設定し、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

建屋等の火災区域は、耐火壁により囲まれ他の区域と分離されている区域を、「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」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。

建屋内のうち、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（耐火隔壁含む。） ， 天井及び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，「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」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，建屋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，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，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，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の蓄積防止対策は，水素や酸素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設備のフィルタ，保温材及び建屋内装材は，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。

なお，安全機能を有する機器に使用するケーブルのうち，実証試験により延焼性が確認できない非難燃ケーブルについては，難燃ケーブルに取り替えて使用する。

ただし、ケーブル取り替え以外の措置によって、非難燃ケーブルを使用する場合は、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保することを確認した上で使用する設計、又は当該ケーブルの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。

また、建屋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

東海第二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、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を抽出した。

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に、避雷設備の設置及び接地網の敷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、「ロ(3)(i)a.(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種類を組み合わせで設置する設計とする。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、全域ガス系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、飲料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（耐火隔壁含む。）、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 6m 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 1 時間の耐火能力を有する隔壁等で互いの系列間を分離し、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、高感度煙感知器の設置、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。中央制御室床下コンクリートピットに関しては，1 時間の耐火能力を有するコンクリートピット構造による分離，火災感知設備並びに中央制御室からの手動操作により早期の起動も可能なハロゲン化物自動消火設備（局所）を設置する設計とする。

また，原子炉格納容器に関しては，運転中は窒素に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，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種類の火災感知設備を設ける設計とし，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

「ロ(3)(i)a.(c-2) 火災発生防止」から「ロ(3)(i)a.(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，発電用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，使用済燃料プールにおいては，使用済燃料プールの冷却機能及び使用済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，溢水の影響により発電用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（使用済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。）

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、防護カバー、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，色分けや銘板取り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原子炉建屋付属棟内に設置し，放射線防護措置（遮蔽及び換気空調設備の閉回路循環運転の実施），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とする。

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，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する設計とする。非常用照明は非常用低圧母線，直流非常灯は蓄電池（非常用）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，蓄電池内蔵型照明は常用低圧母線又は非常用低圧

母線に接続し、内蔵蓄電池を備える設計とする。

(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。

- ・原子炉建屋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

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（格納容器スプレイ冷却系）スプレイヘッダ（サプレッション・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。

なお、発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続する重要

安全施設は無いことから、共用又は相互に接続することを考慮する必要はない。

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、原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

固体廃棄物処理系のうち、セメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却装置、雑固体減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋は、東海発電所と共用とするが、その処理量は東海第二発電所及び東海発電所における合計の予想発生量を考慮することで安全性を損なわない設計とする。

所内ボイラ設備及び所内蒸気系は、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

給水処理系のうち、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び純水貯蔵タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

緊急時対策所は、東海発電所と共用とするが、東海発電所と同時発災時に対応するために必要な居住性を確保する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

通信連絡設備のうち衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末及びF A X）、テレビ会議システム（社内）、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

システム，I P 電話及び I P－F A X），加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））は，東海発電所と共用とするが，東海第二発電所及び東海発電所に係る通信・通話に必要な仕様を満足する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち固定モニタリング設備，気象観測設備，放射能観測車及び環境試料測定設備は，東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視，測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち出入管理室は東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視をするために必要な仕様を満足する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

消火系のうち構内消火用ポンプ，ディーゼル駆動構内消火ポンプ，原水タンク及び多目的タンクは，東海発電所と共用とするが，必要な容量をそれぞれ確保するとともに，発電用原子炉施設間の接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで，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95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冷却系統に係る容器、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、通常運転時における発電用原子炉内の最高使用圧力、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。また、使用済燃料乾式貯蔵容器を除く。）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（使用済燃料乾式貯蔵容器を除く。）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、使用済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、使用済燃料プールから水が漏えいした場合において、水の漏えい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（使用済燃料乾式貯蔵容器を除く。）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、使用済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。

使用済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、使用済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。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、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、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるとともに、使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に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（安全施設に係るものに限る。）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られ

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，発電用原子炉側からみて，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，発電用原子炉側からみて，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，発電用原子炉側からみて，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，通常時施錠管理等で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）の温度が燃料材の溶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緊急停止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、原子炉緊急停止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り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物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の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気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ガンマ線等からの防護

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（安全施設に係るものに限る。）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、非常用交流電源設備に接続し、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。

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建屋間において有線系回線と衛星系回線又は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信する設計とする。

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、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設置及び保管する。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、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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られるように設計する。

また、原子炉冷却材喪失事故が発生した場合でも、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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。

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（安全施設に係るものに限る。）として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を設ける。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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（サブプレッション・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、原子炉建屋ガス処理系を設ける。

原子炉建屋ガス処理系は、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よう素を除去し、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、非常用電源設備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。）を設ける設計とする。

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付属設備は、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、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台及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間並びに常設代替高压電源装置2台を1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軽油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付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の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する。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。

(ad) 通信連絡設備

通信連絡設備は、警報装置、通信設備（発電所内）、データ伝送設備（発電所内）、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）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屋、タービン建屋等の建屋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、警報装置及び多様性を確保した通信設備（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、データ伝送設備（発電所内）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、発電所外の本店（東京）、国、地方公共団体、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

できる設備として、通信設備（発電所外）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（E R S S）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（発電所外）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の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、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）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、液体廃棄物処理系、屋外タンク配管の保温及び各種建屋の暖房用に必要な蒸気を供給する能力がある所内ボイラ（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）を設置する。所内ボイラは、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、使用済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

建屋等の火災区域は、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設定する。

なお、「ロ(3)(i)a.(c)(c-1)(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（耐火隔壁含む。）、天井及び床により

隣接する他の火災区域と分離する設計とする。

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、建屋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

「ロ(3)(i)a.(c)(c-1)(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の蓄積防止対策は、水素や酸素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設備のフィルタ、保温材及び建屋内装材は、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。

なお、重大事故等対処施設に使用するケーブルのうち、実証試験により延焼性が確認できない非難燃ケーブルについては、難燃ケーブルに取り替えて使用する。

ただし、ケーブル取り替え以外の措置によって、非難燃ケーブルを使用する場合は、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保することを確認した上で使用する設計、又は、当該ケーブルの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。

また、建屋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

東海第二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（敷地に遡上する津波を含む。）、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を抽出した。

これらの自然現象のうち、重大事故等時に火災が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敷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、「ロ(3)(i)b.(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種類を組み合わせで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に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、飲料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

「ロ(3)(i)b.(b-2) 火災発生防止」及び「ロ(3)(i)b.(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（敷地に遡上する津波を含む。）、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を選定する。

自然現象の組合せについては、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、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、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他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。

建屋等については、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、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確保し、位置的分散を図ることを考慮

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並びに使用済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。）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「ロ(3)(i)b.(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

(敷地に遡上する津波を含む。)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」, 「ロ
(2)(iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に
遡上する津波の耐津波設計」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(敷地に遡上する津波を含む。), 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, 火山
の影響, 生物学的事象, 森林火災, 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屋等内に設置するか, 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。

高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備を除く。）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

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、油及び冷却水を考慮し、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（敷地に遡上する津波を含む。）、その他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「ロ(3)(i)b.(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」に基づく地盤に設置された建屋内に保管する。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設計とする。

地震及び津波（敷地に遡上する津波を含む。）に対して可搬型重大事故等対処設備は，「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「ロ(2)(iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計」にて考慮された設計とする。

火災に対して可搬型重大事故等対処設備は，「ロ(3)(i)b.(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（敷地に遡上する津波を含む。），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，複数個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，火山の影響，生物学的事象，森林火災，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屋等内に保管するか，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分散して保管する設計とする。

クラゲ等の海生生物の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，複数の取水箇所を選定できる設計とする。

高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は，高潮の影響を受けない敷地高さに保管する設計とする。

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、原子炉建屋、常設代替高圧電源装置置場、常設低圧代替注水系ポンプ室、格納容器圧力逃がし装置格納槽、緊急用海水ポンプピット、海水ポンプエリアから 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、油及び冷却水を考慮し、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

原子炉建屋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，建屋等内及び建屋等壁面の適切に離隔し，かつ，隣接しない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，「ロ(3)(i)b.(c-3) 環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重，凍結，降水，積雪，火山の影響並びに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屋等内又は建屋等壁面に複数箇所設置する。

地震，津波（敷地に遡上する津波を含む。）及び火災に対しては，「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」，「ロ(2)(iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計」及び「ロ(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，生物学的事象，森林火災，飛来物（航空機落下），爆発，近隣工場等の火災，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、建屋等内及び建屋等壁面の適切に離隔し、かつ、隣接しない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。

高潮に対して接続口は、高潮の影響を受けない位置に設置する。

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、それぞれの系統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（隣接する発電用原子炉施設を含む。）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，建屋への放水により，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，一部の敷地を共有する東海発電所内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，東海発電所内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，東海発電所内及び東海第二発電所内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、設計基準対象施設の容量等の仕様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、発電機容量、蓄電池容量、ボンベ容量、計装設備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、原子炉建屋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高圧窒素ボンベ（非常用窒素供給系）、逃がし安全弁用可搬型蓄電池等は、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、重大事故等における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、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、津波（敷地に遡上する津波を含む。）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、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪及び火山の影響を選定する。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、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。

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。

原子炉建屋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、転倒防止及び固縛の措置をとる。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。

原子炉建屋付属棟内（中央制御室を含む。）、緊急時対策所建屋内、常設代替高圧電源装置置場（地下階）内、格

納容器圧力逃がし装置格納槽内，常設低圧代替注水ポンプ室，緊急用海水ポンプピット内及び立坑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，転倒防止及び固縛の措置をとる。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。

屋外及び常設代替高圧電源装置置場（地上階）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，津波（敷地に遡上する津波を含む。），積雪及び火山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，風（台風）及び竜巻による風荷重に対しては，位置的分散を考慮した保管により，機能を損なわない設計とする。また，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，固縛等の措置をとる。

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対策等を実施する。

(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・検査性について

(c-4-1) 操作性の確保

(c-4-1-1) 操作の確実性

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。窒素ポンペ、空気ポンペ、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ことにより、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設計とする。

なお、想定される重大事故等の収束に必要な屋外アクセスルートは、基準津波の影響を受けない防潮堤内に、基準地震動 S_s 及び敷地に遡上する津波の影響を受けないルートを少なくとも 1 つ確保する設計とす

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（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を選定する。

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、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他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（風、積雪等）による影響を想定し、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を2台（予備3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，敷地に遡上する津波による遡上高さに対して十分余裕を見た高さに高所のアクセスルートを確認する設計とする。

また，高潮に対しては，通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確認する設計とする。

凍結，森林火災，飛来物（航空機落下），爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，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復旧又は迂回路の通行を行うことで，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，段差緩和対策等を行う設計とする。

屋内アクセスルートは、自然現象として選定する津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮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屋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）、爆発、近隣工場等の火災、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屋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、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理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できる設計とする。

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つては、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（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、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、分解・開放が不要なもの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つて、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、発電用原子炉を冷却するための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つて、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

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、発電用原子炉の冷却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。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる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、熔融炉心が拵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。

(l) 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屋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屋等の水素

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) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する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使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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

原子炉本体の構造及び設備の記述のうち、

(1) 発電用原子炉の炉心の (iv) 主要な熱的制限値の a. 最小限界出力比の「(a) 9×9 燃料が装荷されるまでのサイクル」の記述を削除し、「(b) 9×9 燃料が装荷されたサイクル以降」を「(a) 9×9 燃料が装荷されたサイクル以降」に変更し、「しゃへい」を「遮蔽」とし、「燃料体 (燃料集合体)」を「燃料集合体」とし、「制御材 (制御棒)」を「制御棒」とし、「原子炉容器 (原子炉圧力容器)」を「原子炉圧力容器」とし、「事故時」を「設計基準事故時」とし、「燃料要素 (燃料棒)」を「燃料棒」とし、「充てん」を「充填」とし、「そう入」を「挿入」とする。

ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

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を以下のとおり変更する。

(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、燃料取扱装置、原子炉建屋クレーン等で構成する。

新燃料は、原子炉建屋原子炉棟内に設ける新燃料貯蔵施設から原子炉建屋クレーン等で使用済燃料プールに移し、燃料取扱装置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、水中で燃料取扱装置を用いて行う。

使用済燃料は、遮蔽に必要な水深を確保した状態で、水中で燃料取扱装置により移送し、原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料プールの水中に貯蔵するか、又は使用済燃料プールの水中に 7 年以上貯蔵した後、使用済燃料乾式貯蔵設備に貯蔵する。

燃料取扱装置は、燃料取扱時において燃料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、使用済燃料プール周辺の設備状況等を踏まえて、使用済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、使用済燃料の事業所外への搬出には、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

(i) 新燃料貯蔵施設

a. 構造

新燃料貯蔵施設は、新燃料を貯蔵ラックに挿入して貯蔵するものであり、原子炉建屋原子炉棟内に設置する。

新燃料貯蔵施設は、想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約30%相当分

(ii) 使用済燃料貯蔵施設

a. 使用済燃料プール

(a) 構造

使用済燃料プールは、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、原子炉建屋原子炉棟内に設ける。

使用済燃料プールは、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、使用済燃料プール水位、使用済燃料プール水温、使用済燃料プール上部の空間線量率及び使用済燃料プール水の漏えいを監視する設備を設ける。

使用済燃料プールは、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、使用済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使用済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。

使用済燃料プールは、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系

の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済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。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合及び使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、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。

(b) 貯蔵能力

全炉心燃料の約290%相当分

b. 使用済燃料乾式貯蔵設備

(a) 構造

使用済燃料乾式貯蔵設備は、使用済燃料乾式貯蔵容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器を保管する使用済燃料乾式貯蔵建屋等からなる。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料をヘリウムガス雰囲気中に貯蔵する適切な遮蔽機能及び密封機能を有した鋼製の容器である。

使用済燃料乾式貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても使用済燃料が臨界に達することのない設計とする。

また、使用済燃料乾式貯蔵設備は、使用済燃料からの崩壊熱を適切に除去する設計とする。

(b) 貯蔵能力

全炉心燃料の約190%相当分

貯蔵対象燃料 8×8燃料，新型8×8燃料，新型8×8ジル
コニウムライナ燃料及び高燃焼度8×8燃料

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(i) 燃料プール冷却浄化系

燃料プール冷却浄化系は，ポンプ，熱交換器，フィルタ脱塩器等で構成し，使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに，使用済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，使用済燃料プール水の十分な冷却が可能な設計とする。また，補給水ラインを設け，使用済燃料プール水の補給も可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は，原子炉補機冷却系等を経て，最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

a. 燃料プール冷却浄化系ポンプ

台数	1 (予備1)
容量	約125m ³ /h

b. 燃料プール冷却浄化系熱交換器

基数	2

(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，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。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内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。

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合においても使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できるよう使用済燃料プールの水位を維持するための設備、並びに使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合においても使用済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、代替燃料プール注水系を設ける。

使用済燃料プールに接続する配管の破損等により、使用済燃料プール水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、戻り配管上部に静的サイフォンブレーカを設ける。

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制するための設備として原子炉建屋放水設備を設ける。

使用済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、使用済燃料プールの状態を監視するための設備として、使用済燃料プールの監視設備を設ける。

a. 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用

済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

(a) 代替燃料プール注水

(a-1) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系

(注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水

残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管から使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）は、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、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。

(a-2) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ

による代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水

残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、代替燃料プール注水系（注水ライン）は、可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管から使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）は、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、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。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）は、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可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷

式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

- (a-3) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系
(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールへの
注水

残留熱除去系(使用済燃料プール水の冷却及び補給)及び
燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能
喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補
給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破
断等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用
済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内
燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するた
めの重大事故等対処設備として、常設低圧代替注水系ポンプ
による代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)は、常
設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を代替燃
料プール注水系配管等を経由して常設スプレイヘッドから使
用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位
を維持できる設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系
(常設スプレイヘッド)は、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、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。

- (a-4) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系
(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールへの

注水

残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、可搬型代替注水大型ポンプにより、代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、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、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。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、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可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジン

により駆動できる設計とする。

- (a-5) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系
(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールへの注水

残留熱除去系(使用済燃料プール水の冷却及び補給)及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)は、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水をホースを経由して可搬型スプレイノズルから使用済燃料プールへ注水することで、使用済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。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)は、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可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

b. 使用済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) 燃料プールのスプレイ

(a-1) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系
(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済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、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプレイヘッドから使用済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。

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、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、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。

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

レイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済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、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、可搬型代替注水大型ポンプにより、代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプレイヘッドから使用済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。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、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、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。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、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可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

(a-3) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系
(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールス
プレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済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、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)は、可搬型代替注水大型ポンプにより、代替淡水貯槽の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから使用済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。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)は、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可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式の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) 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位の異常な低下により、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、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、原子炉建屋放水設備は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水することで、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. 重大事故等時の使用済燃料プールの監視に用いる設備

(a) 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視

使用済燃料プールの監視設備として、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）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、使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。

使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラは、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、常設代替交流電源設備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。

d. 使用済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) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

使用済燃料プール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、代替燃料プール冷却系は、使用済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、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。

代替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が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備及び緊急用海水系を用いて、使用済燃料プールを除熱できる設計とする。

代替燃料プール冷却系は、代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、緊急用海水ポンプにより代替燃料プール冷却系熱交換器に海水を送水することで、代替燃料プール冷却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。

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。

[常設重大事故等対処設備]

代替燃料プール注水系

常設低圧代替注水系ポンプ

(「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)

常設スプレイヘッダ

個	数	1

使用済燃料プール監視設備

使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）

（「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用）

個	数	1

使用済燃料プール温度（S A）

（「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用）

個	数	1

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

（「チ(1)(iii) 放射線監視設備」他と兼用）

使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ
用空冷装置を含む）

（「へ 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

代替燃料プール冷却系

代替燃料プール冷却系ポンプ

台	数	1

容	量	約124m ³ /h

全	揚	程	約40m

代替燃料プール冷却系熱交換器

基	数	1

伝	熱	容	量	約2.31MW

緊急用海水系

緊急用海水ポンプ

(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」他と兼用)

緊急用海水系ストレーナ

(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」他と兼用)

[可搬型重大事故等対処設備]

代替燃料プール注水系

可搬型代替注水中型ポンプ

(「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」, 「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) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」, 「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「リ(3)(ii) f. 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」と兼用)

台 数	4 (予備1)
容 量	約210m ³ /h (1台当たり)
全 揚 程	約100m

可搬型代替注水大型ポンプ

(「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」, 「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) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」, 「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「リ(3)(ii) f. 重大事故等の収束に必要な

る水の供給設備」と兼用)

台 数	2 (予備1※)
容 量	約1,320m ³ /h (1台当たり)
全 揚 程	約140m

※「可搬型代替注水大型ポンプ」及び「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」は同型設備であり、「可搬型代替注水大型ポンプ」の予備1台と「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」の予備1台の計2台は共用する。

原子炉建屋放水設備

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

（「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」他と兼用）

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」他と兼用）

代替燃料プール注水系

可搬型スプレイノズル

個 数	6 (予備 1)

ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

原子炉冷却系統施設の構造及び設備の記述を以下のとおり変更する。

(1) 一次冷却材設備

(i) 冷却材の種類

軽水

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

原子炉冷却系は，再循環回路の再循環系ポンプ及び原子炉圧力容器内部に設けられたジェット・ポンプにより，炉水を原子炉内に循環させて，炉心から熱除去を行う。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乾燥器を経た後，主蒸気管でタービンに導く。なお，主蒸気管には，主蒸気逃がし安全弁（以下「逃がし安全弁」という。）及び隔離弁を取り付ける。

逃がし安全弁は，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し，蒸気をサプレッション・チェンバのプール水中に導き，原子炉冷却系統の過度の圧力上昇を防止できる設計とする。

タービンを出た蒸気は主復水器で復水する。復水は復水ポンプ，復水脱塩装置，給水加熱器を通り，給水ポンプにより原子炉に戻す。主蒸気管には，タービン・バイパス系を設け，蒸気を主復水器へバイパスできるようにしている。

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。

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十分耐え、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を形成する配管系には、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. 再循環系

再循環回路数	2		
再循環系ポンプ	型	式	たて形うず巻式電動機駆動
	容	量	約 8,100t/h
	個	数	1/回路
主冷却管	材	料	ステンレス鋼
	外	径	約 61cm
ジェット・ポンプ	個	数	20
	容	量	約 2,460t/h (1 個当たり)

b. 原子炉冷却材浄化系

系 統 数	1
型 式	イオン交換
系 統 流 量	約 120t/h

c. 主蒸気系

主蒸気管本数	4

主 蒸 気 管	材 料	炭素鋼
	外 径	約 66cm
流量制限器	個 数	1／本
	容 量	200％ 定格流量
主蒸気隔離弁	個 数	2／本
	取 付 位 置	ドライウェル貫通部前後
	閉 鎖 時 間	3 秒～4.5 秒
	漏 え い 率	10％／d 以下（1 個当たり） （逃がし安全弁最低設定圧力において原子炉圧力容器気相の体積に対し，飽和蒸気で）
主蒸気隔離弁漏えい抑制系止め弁		
	個 数	1／本
	漏 え い 率	10％／d 以下（1 個当たり） （逃がし安全弁最低設定圧力において原子炉圧力容器気相の体積に対し，飽和蒸気で）
逃がし安全弁		
	型 式	バネ式（アクチュエータ付）
	個 数	18
	容 量	約 400t／h（1 個当たり）
	吹出し場所	サプレッション・チェンバ

d. タービン

基 数	1
型 式	くし形 6 流排気
設 備 容 量	約 1, 100, 000kW

e. 主復水器

基 数	1
型 式	表面接触単流 3 区分式

f. タービン・バイパス系

系 統 数	1
バイパス管	材 料 炭素鋼
バイパス弁	全 容 量 約 1, 600t/h

g. 給水系

系 統 数	3
給水ポンプ	型 式 ①うず巻式蒸気タービン駆動 ②うず巻式電動機駆動
	容 量 ①約 3, 720t/h (1 台当たり) ②約 1, 860t/h (1 台当たり)
	台 数 ①2 ②2
給 水 管	材 料 炭素鋼

(iii) 冷却材の温度及び圧力

原子炉入口温度 (定格出力時)	約 216℃
原子炉入口圧力 (定格出力時)	約 7. 1MPa[gage]
原子炉出口温度 (定格出力時)	約 286℃
最高圧力 (原子炉圧力高スクラム設定値)	約 7. 3MPa[gage]

(2) 二次冷却設備

な し

(3) 非常用冷却設備

(i) 冷却材の種類

軽水

(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（設計基準対象施設）

非常用炉心冷却系は、工学的安全施設の一設備であって、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び自動減圧系から構成する。これらの各系統は、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときは、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原子炉圧力容器内へ注水し、又は原子炉蒸気をサブプレッション・チェンバの水中に逃がし原子炉圧力を速やかに低下させるなどにより、炉心を冷却することができる。また、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び自動減圧系は、想定される重大事故等時においても使用する。

(a) 高圧炉心スプレイ系

原子炉冷却材圧力バウンダリの配管の小破断から最大破断に至るまでの全ての破断に対して専用の非常用電源を有している電動機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又は復水貯蔵タンクの水を炉心上部より炉心へスプレイして燃料の過熱を防止する。

系 統 数	1
流 量	約 1,440t/h

ポンプ台数	1

(b) 低圧炉心スプレイ系

再循環回路配管の完全破断のような原子炉冷却材喪失時に、非常用電源設備に結ばれた電動機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炉心上部より炉心にスプレイして、燃料の過熱を防止する。

系 統 数	1

流 量	約 1,440t/h

ポンプ台数	1

(c) 残留熱除去系（低圧注水系）

炉心スプレイ系とは独立して、再循環回路の完全破断のような原子炉冷却材喪失時に、非常用電源設備に結ばれた電動機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炉心内に注水し、炉心を水浸けにすることにより、燃料の過熱を防止する。

系 統 数	3

流 量	約 1,690t/h（ポンプ 1 台当たり）

ポンプ台数	3

(d) 自動減圧系

弁 個 数	7 個（各々約 16.7%容量） （主蒸気系の逃がし安全弁と兼用）

弁 容 量	約360t/h（1個当たり，約 7.76MPa [gage] において）

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代替注水系を起動できない場合に、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させる。さらに、事象進展抑制のための設備として、ほう酸水注入系を設ける。

また、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に必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。

(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高圧炉心スプレイ系等を経由して、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。

高圧代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替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、高圧代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び常設代替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) 高圧代替注水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、高圧代替注水系を現場操作により起動させて使用する。

高圧代替注水系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が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-2-1-2) 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直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備又は可搬型代替交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、可搬型代替直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が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）、原子炉水位（S A 広帯域）、原子炉水位（S A 燃料域）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）、高圧代替注水系系統流量及びサブプレッション・プール水位は原子炉圧力容器へ注水するための高圧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。

また、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に必要な設備として、逃がし安全弁（安

全弁機能)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。

[常設重大事故等対処設備]

高圧代替注水系

常設高圧代替注水系ポンプ

(「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
容 量	約 136.7m ³ /h
全 揚 程	約 900m

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)

主蒸気系

逃がし安全弁

(「ホ(1)(ii)c. 主蒸気系」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压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、過渡時自動減圧機能からの信号により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素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、高压炉心スプレイ系、残留熱除去系（低压注水系）及び低压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、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時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、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素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。

(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、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用する。

(b-2-1-1) 可搬型代替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、可搬型代替直流電源設備は、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、緊急用電源切替盤を切り替えることにより、逃がし安全弁（7 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) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

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、逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、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、非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系を使用する。

(b-2-2-1) 非常用窒素供給系による窒素確保

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、非常用窒素供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの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を供給できる設計とする。

なお、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの圧力が低下した場合は、現場で非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの取替えが可能な設計とする。

(b-2-2-2) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧

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、逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備として、非常用逃がし安全弁駆動系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁のアクチュエータに直接窒素を供給することで、逃がし安全弁（4 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。

なお，非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの圧力が低下した場合は，現場で高圧窒素ポンベの取替えが可能な設計とする。

(b-2-3) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧

(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，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により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、「ホ(3)(ii)b.(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。

高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系 A 系注入弁、残留熱除去系 B 系注入弁及び残留熱除去系 C 系注入弁は、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非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポ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

(「ホ(1)(ii)c. 主蒸気系」と兼用)

自動減圧機能用アキュムレータ

個	数	7
容	量	約 0.25m ³ ／個

[可搬型重大事故等対処設備]

逃がし安全弁用可搬型蓄電池

個	数	2 (予備 1)
容	量	約 780Wh/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（低圧注水系）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、低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯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炉心を冷却でき

る設計とする。

低圧代替注水系（常設）は、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（低圧注水系）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、低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系、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可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、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、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式の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残留熱除去系海水系機能喪

失によるサポート系の故障により，残留熱除去系（低圧注水系）及び低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の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は，「ホ(3)(ii)b.(c-1-1-1) 低圧代替注水系（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残留熱除去系海水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（低圧注水系）及び低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の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は，「ホ(3)(ii)b.(c-1-1-2) 低圧代替注水系（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（低圧注水系）の復旧

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水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，残留熱除去系（低圧注水系）を復旧する。

残留熱除去系（低圧注水系）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，残留熱除去系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注水することで炉心を冷却できる設計

とする。

本系統に使用する冷却水は，残留熱除去系海水系又は緊急用海水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残留熱除去系海水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高圧電源装置を使用し，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，低圧炉心スプレイ系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。

本系統に使用する冷却水は，残留熱除去系海水系又は緊急用海水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，低圧代替注水系（常設）は，常設低圧代替注水系ポンプにより，代替淡水貯槽

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。

低圧代替注水系（常設）は、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。

本系統の詳細については、「ホ(3)(ii)b.(c-1-1-1) 低圧代替注水系（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、低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系若しくは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可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、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、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式の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、「ホ(3)(ii)b.(c-1-1-2) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」に記載する。

(c-1-3-3) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷及び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の重大事故等対処設備として代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サプレッション・チェンバのプール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。

代替循環冷却系は、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。

本系統に使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。

(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（原子炉停止時冷却系）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代替注水系（常設）は、
「ホ(3)(ii)b.(c-1-1-1) 低圧代替注水系（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（原子炉停止時冷却系）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代替注水系（可搬型）は、
「ホ(3)(ii)b.(c-1-1-2) 低圧代替注水系（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残留熱除去系海水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代替注水系（常設）は、「ホ(3)(ii)b.(c-1-1-1) 低圧代替注水系（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残留熱除去系海水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代替注水系（可搬型）は、「ホ(3)(ii)b.(c-1-1-2) 低圧代替注水系（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（原子炉停止時冷却系）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残留熱除去系海水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，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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，冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ及び熱交換器を経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。

本系統に使用する冷却水は，残留熱除去系海水系又は緊急用海水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。

低圧代替注水系（常設）は，残留熱除去系（低圧注水系）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，常設低圧代替注水系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又は可搬型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系ポンプを用いた

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系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、低圧代替注水系（常設）は、代替淡水貯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（低圧注水系）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。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、原子炉建屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系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。

低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式の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（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備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（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系並びに代替淡水貯槽を水源とする低圧代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。また、低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯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（低圧注水系）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。

可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ並びに常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系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。

可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、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。

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（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及び低圧炉心スプレイ系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ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、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）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並びに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]

低圧代替注水系（常設）

常設低圧代替注水系ポンプ

（「リ(3)(ii)a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「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) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用）

台 数	2
容 量	約 200m ³ /h（1 台当たり）
全 揚 程	約 200m

代替循環冷却系ポンプ

（「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）

緊急用海水系

緊急用海水ポンプ

（「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」他と兼用）

緊急用海水系ストレーナ

（「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」他と兼用）

[可搬型重大事故等対処設備]

低圧代替注水系（可搬型）

可搬型代替注水中型ポンプ

（「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」他と兼用）

可搬型代替注水大型ポンプ

（「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽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、原子炉停止後の炉心の崩壊熱及び原子炉圧力容器、配管、冷却材中の保有熱を除去する原子炉停止時冷却系、非常用冷却設備としての低圧注水系、非常用原子炉格納容器保護設備としての格納容器スプレイ冷却系等の各機能を持っており、ポンプ、熱交換器等からなる。

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。

ポンプ

台 数

3

流 量	約 1,690m ³ /h (1 台当たり)
全 揚 程	約 85m
熱交換器	
基 数	2
伝 熱 容 量	約 19.4×10 ³ kW/基
	(原子炉停止時冷却系)

(ii) 残留熱除去系海水系

残留熱除去系による原子炉停止時冷却系の運転は、原子炉水は再循環回路再循環系ポンプ入口側から残留熱除去系のポンプ及び熱交換器を経て再循環回路再循環系ポンプ出口側に戻される。熱交換器は残留熱除去系海水系ポンプによって冷却される。

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。

海水ポンプ

型 式	たて形うず巻式
台 数	4
流 量	約 886m ³ /h (1 台当たり)
全 揚 程	約 184m
材 料	ケーシング：鋳鋼
	軸：ステンレス鋼
	翼：ステンレス鋼

(iii) 原子炉隔離時冷却系

発電用原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に原子炉水位を維持するため、原子炉隔離時冷却系を設ける。

この系は、発電用原子炉で発生する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内へ注水する。

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。

ポンプ

台 数	1
流 量	142m ³ /h 以上
全 揚 程	約 186m～約 869m

(iv) 原子炉冷却材浄化系

原子炉冷却材浄化系は、冷却材の純度を高く保つために設置するもので、再循環系配管から冷却材を一部取り出し、ろ過脱塩した後、給水系へ戻す。

ポンプ

台 数	2
容 量	約 81.8m ³ /h (1 台当たり)

フィルタ脱塩器

基 数	2
容 量	約 60.7m ³ /h (1 基当たり)

(v) 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ものであり、原子炉補機から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海水に伝達できるよう熱交換器、ポンプ等からなる。

(vi) 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，格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系及び緊急用海水系を設ける。

a．フロンライン系故障時に用いる設備

(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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，格納容器圧力逃がし装置は，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，フィルタ装置へ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟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。

格納容器圧力逃がし装置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) 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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、耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、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。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。

耐圧強化ベント系は、使用する際に弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。耐圧強化ベント系の使用に際しては、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は電動弁とし、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による操作が可能な設計とする。このうち、第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）については、遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とし、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。

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、ペデスタル（ドライウエル部）の床面からの高さを確保するとともに燃料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溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化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。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 緊急用海水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系海水系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、緊急用海水系は、サプレッション・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、緊急用海水ポンプにて残留熱除去系熱交換器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。

緊急用海水ポンプは、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

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。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッ

ション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系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、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、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人力操作機構を用いた人力による遠隔操作若しくは操作ハンドルを用いた人力による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（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に、及び圧力開放板は、原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水系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。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。

緊急用海水系は、残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電を可

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
残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。

また、緊急用海水系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化
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。

緊急用海水系は、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピッ
ト内に設置することにより、海水ポンプ室に設置する残留熱除去
系海水系ポンプ、原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置及び耐
圧強化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。

緊急用海水系は、電源の多様性及び機器の位置的分散により、
残留熱除去系海水系に対し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並びに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]

格納容器圧力逃がし装置

フィルタ装置

(「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)

第二弁操作室遮蔽

(「チ(1)(iv)b. 格納容器圧力逃がし装置第二弁操作室遮
蔽」他と兼用)

第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ)

(「チ(1)(v)c. 第二弁操作室空気ボンベユニット (空気
ボンベ)」他と兼用)

第二弁操作室差圧計

(「チ(1)(v)c. 第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ)」他と兼用)

耐圧強化ベント系

系 統 数	1
系統設計流量	約 48,000kg/h

緊急用海水系

緊急用海水ポンプ

(「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」, 「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)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) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用)

台 数	1 (予備 1)
容 量	約 844m ³ /h
全 揚 程	約 130m

緊急用海水系ストレーナ

(「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)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) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用)

基 数	1

残留熱除去系熱交換器

(「ホ(4)(i) 残留熱除去系」他と兼用)

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

計測制御系統施設の構造及び設備を以下のとおり変更する。

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため、中性子束を測定する炉内核計装設備と水位、圧力、再循環流量等を測定する計装設備、安全保護回路及び制御設備を設ける。また、通常運転中の原子炉圧力を一定に保つために、圧力制御装置を設ける。

発電用原子炉の出力制御は、再循環流量の調整及び制御棒位置の調整の2方式により行われる。

(1) 計 装

(i) 核計装の種類

中性子束は以下のように2つの領域に分けて原子炉内で計測する。

起動領域：固定型計数方式及び 8チャンネル

キャンベル方式計装

出力領域：固定型直流方式計装 172チャンネル

(ii) その他の主要な計装の種類

原子炉水位、原子炉圧力、再循環流量、給水流量、蒸気流量、制御棒位置、制御棒駆動用冷却材圧力等の計装装置を設ける。

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（炉心損傷防止対策及び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 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 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常用代替監視パラメータ）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 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，所内常設直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設直流電源設備，常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備については，「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ができる設計とする。

(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（原子炉緊急停止系作動回路）」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（原子炉緊急停止系作動回路）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、2つの独立のチャンネルが設けられ、これらの同時動作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. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
- f. 中性子束低（平均出力領域計装）
- g. 中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム水排出容器水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉

- l. 蒸気加減弁急速閉
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」
- o. 手 動

なお、原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失の場合にも発電用原子炉はスクラムする。

(ii) その他の主要な安全保護回路の種類

その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）には、次のものを設ける。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による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（低圧注水系）の起動
- d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動
- e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動
- f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また，その他保護動作としては次のようなものがある。

a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

(3) 制御設備

発電用原子炉の出力制御及び反応度補償は、制御棒の位置調整及び冷却材の再循環流量の調整により行う。また、原子炉スクラムは、制御棒を炉心内に急速に挿入することにより行う。

(i) 制御材の本数及び構造

a. 制御棒本数 185

b. 中性子吸収材 ほう素（ボロン・カーバイド粉末）
及びハフニウム

c. 制御棒の構造

制御棒は、次に示す構造である。

- (a) 十字形に組み合わせたステンレス鋼製のU字形シースの中に、ボロン・カーバイド粉末を充填したステンレス鋼管を納めたもの
- (b) 十字形に組み合わせたステンレス鋼製の板材の中に、ボロン・カーバイド粉末及びハフニウム棒を納めたもの
- (c) 十字形に組み合わせたステンレス鋼製のU字形シースの中に、ハフニウム板を納めたもの
- (d) 十字形に組み合わせたステンレス鋼製のU字形シースの中に、ハフニウムフラットチューブを納めたもの

制御棒の下端には制御棒落下速度リミッタを設ける。落下速度リミッタは、制御棒が万一落下した場合でも、その落下速度を0.95m/s以下に制限する設計とする。各制御棒は4体の燃料集合体の中央に、炉心全体にわたって一様に配置する。中性子吸収材部分の長さは約3.6mである。

(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造

a. 個 数 185 (制御棒駆動機構)

b. 構 造

制御材駆動設備 (制御棒駆動系) は、制御棒駆動機構、水圧制御ユニット、ポンプ等で構成する。制御棒駆動機構は、ラッチ付き水圧駆動ピストン形式のものであり、各制御棒に独立して設ける。

制御棒駆動機構と制御棒とはカップリングを介して容易に外れない構造とする。

制御棒の駆動は、ピストン上部又は下部に駆動水を供給して原子炉圧力容器底部から行う。通常駆動時の駆動源は、ポンプにより加圧された駆動水であり、スクラム時の駆動源は、各々の制御棒駆動機構ごとに設ける水圧制御ユニットのアクキュムレータの高圧室素により加圧された駆動水である。

ポンプは、各制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットに共用である。

c. 挿入時間及び駆動速度

スクラム挿入時間 (全炉心平均)

全ストロークの90%挿入まで3.5秒以下 (定格圧力時)

通常時駆動速度 $76 \pm 15 \text{ mm/s}$

(iii) 反応度制御能力

a. 反応度制御能力

炉心の最大過剰増倍率は初装荷炉心で約 $0.13 \Delta k$ 、第1回燃料取替後の炉心で約 $0.15 \Delta k$ であり、それぞれの場合の反応度制御能力は約 $0.18 \Delta k$ である。

b. 制御棒が1本抜けているときの反応度停止余裕

実効増倍率 1未満

(4) 非常用制御設備

(i) 制御材の個数及び構造

非常用制御設備として、ほう酸水注入系を設ける。この系統は、制御棒挿入による原子炉停止が不能になった場合、手動で中性子を吸収するほう酸水（五ほう酸ナトリウム）を原子炉内に注入するものである。

系 統 数	1
中性子吸収材	ボロン（五ほう酸ナトリウム）

(ii) 主要な機器の個数及び構造

ポンプ

台 数	1（予備1）
容 量	約9.78m ³ /h
全 揚 程	約870m
ほう酸水貯蔵タンク容量	約19.5m ³

(iii) 反応度制御能力

この系は、全制御棒が挿入不能の場合でも発電用原子炉を冷温停止する能力を有している。

ほう酸水による停止時増倍率 $k_{eff} \leq 0.95$

反応度挿入速度 $0.001 \Delta k / \text{min}$ 以上

(5) その他の主要な事項

(i) 制御棒引抜阻止回路

次のような場合には制御棒引き抜きが阻止される。

- a. 原子炉モード・スイッチが「停止」の位置にあるとき
- b. 原子炉モード・スイッチが「燃料取替」の位置にある場合で、燃料取替用クレーン位置が原子炉上部にあり、荷重状態のとき

- c. 原子炉モード・スイッチが「燃料取替」の位置にある場合で、引き抜かれている制御棒本数が1本のとき
- d. 原子炉モード・スイッチが「燃料取替」の位置にある場合で、スクラム水排出容器水位高によるスクラム信号がバイパスされているとき
- e. 原子炉モード・スイッチが「起動」の位置にある場合で、起動領域計装の中性子束低，中性子束高，原子炉出力ペリオド短又は動作不能のとき
- f. 原子炉モード・スイッチが「運転」の位置にある場合で，出力領域計装の中性子束低又は動作不能のとき
- g. 出力領域計装の中性子束高のとき
- h. 制御棒価値ミニマイザによるブロック信号のあるとき

(ii) 警報回路

中性子束及び温度，圧力，流量などのプロセス変数が異常値になった場合，主蒸気管又は空気抽出器排ガス中の放射能が異常に高くなった場合，あるいは発電用原子炉の安全性に関連する設備が動作した場合などには，必要に応じて警報が発せられる。

(iii) 制御棒価値ミニマイザ

起動・停止時における制御棒操作の過程で，高い制御棒価値を生じるとような制御棒パターンができることを防止するため，あらかじめ定められているシーケンスを外れないように補助装置として制御棒価値ミニマイザを設ける。

(iv) 再循環流量制御

発電用原子炉の再循環流量は，再循環系ポンプの吐出側に設けられた流量制御弁の開度を調整することにより制御する。

(v) 圧力制御装置

圧力制御装置は、原子炉圧力を一定に保つようにタービン蒸気加減弁の開度を自動制御するものである。

また、原子炉圧力が急上昇するような場合、タービン・バイパス弁を開き、原子炉圧力の過度の上昇を防止する。

(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に、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、可搬型照明（SA）、中央制御室換気系空気調和機ファン、中央制御室換気系フィルタ系ファン、中央制御室換気系フィルタユニット、中央制御室待避室空気ポンベユニット（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高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とすることにより、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圧力逃がし装置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、中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）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等時に、中央制御室換気系及び中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）の性能とあいまって、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替要員を考慮し、その実施のための体制を整備する。

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、外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンは、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。

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、衛星電話設備（可搬型）（待避室）を使用する。

衛星電話設備（可搬型）（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。

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データ表示装置（待避室）を設置する。

データ表示装置（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中央制御室照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として、可搬型照明（S A）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を把握するため、中央制御室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、可搬型照明（S A）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、原子炉建屋ガス処理系及びブローアウトパネル閉止装置を使用する。原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、配管・弁類及び計測制御装置等で構成し、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋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屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒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。

原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる、又は開放時に容易かつ確実にブローアウトパネル閉止装置により開口部を再閉止できる設計とする。また、ブローアウトパネル閉止装置は現場において、人力により操作できる設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、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)(iv) 遮蔽設備」に記載する。

中央制御室換気系空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン，中央制御室換気系フィルタユニット，中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は、「チ(1)(v) 換気空調設備」に記載する。

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。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室遮蔽

（「チ(1)(iv) 遮蔽設備」と兼用）

中央制御室待避室遮蔽

（「チ(1)(iv) 遮蔽設備」と兼用）

中央制御室換気系空気調和機ファン

（「チ(1)(v) 換気空調設備」と兼用）

中央制御室換気系フィルタ系ファン

（「チ(1)(v) 換気空調設備」と兼用）

中央制御室換気系フィルタユニット

（「チ(1)(v) 換気空調設備」と兼用）

中央制御室待避室差圧計

（「チ(1)(v) 換気空調設備」と兼用）

非常用ガス処理系排風機

（「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用）

非常用ガス処理系フィルタトレイン

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)

非常用ガス再循環系排風機

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)

非常用ガス再循環系フィルタトレイン

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)

ブローアウトパネル閉止装置

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」と兼用)

個	数	10

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室待避室空気ボンベユニット (空気ボンベ)

(「チ(1)(iv) 遮蔽設備」と兼用)

可搬型照明 (S A)

個	数	7 (予備 2)

衛星電話設備 (可搬型) (待避室)

個	数	一式

データ表示装置 (待避室)

個	数	一式

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。

(vii) 原子炉給水制御系

原子炉水位を一定に保つようにするため、原子炉給水制御系を設ける。

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などにより原子炉給水流量を制御する。

(viii) 選択制御棒挿入機構

低炉心流量高出力領域に入った場合、出力を制御し、安定性の余裕を確保するため、あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する選択制御棒挿入機構を設ける。

(ix) 再循環系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、主蒸気止め弁閉又は蒸気加減弁急速閉の信号により、再循環系ポンプ2台を同時にトリップする機能を設ける。

(x) 計装用圧縮空気系

空気を駆動源とする弁等に、乾燥した清浄な圧縮空気を供給するため、計装用圧縮空気系を設ける。

(xi) 所内用圧縮空気系

所内用圧縮空気系は、圧縮機、空気だめ等で構成する。空気だめを経て供給される圧縮空気は、ろ過装置の逆洗、ほう酸水貯蔵タンクの攪拌等に用いる。

(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（代替再循環系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（低圧注水系）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、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する。

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異常低下（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) 再循環系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（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により再循環系ポンプ2台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を抑制できる設計とする。

また、A T W S緩和設備（代替再循環系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、再循環系ポンプを停止させることができる設計とする。

(c) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

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した場合に、自動減圧系の起動阻止スイッチを2個作動させることで発電用原子炉の自動による減圧を防止する設計とする。

(d) ほう酸水注入

原子炉緊急停止系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（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ

個 数 2

A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）

個 数 1

再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ

個 数 4

低速度用電源装置遮断器手動スイッチ

個 数 2

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）

制御棒駆動系水圧制御ユニット

（「へ(3) 制御設備」と兼用）

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）

自動減圧系の起動阻止スイッチ

（「へ(5) (x iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」と兼用）

個 数 1

(x iii) 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過渡時自動減圧機能、非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系を設ける。

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、過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系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。18 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（低圧注水系）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、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時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喪失時の減圧

(a-1) 非常用窒素供給系による窒素確保

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、非常用窒素供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な自動減圧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を供給できる設計とする。

なお、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの圧力が低下した場合は、現場で非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの取替えが可能な設計とする。

(a-2) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧

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、非常用逃がし安全弁駆動系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁のアクチュエータに直接窒素を供給することで、逃がし安全弁（4 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。

なお、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの圧力が低下した場合は、現場で非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの取替えが可能な設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

過渡時自動減圧機能

個 数	1

自動減圧系の起動阻止スイッチ

(「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」と兼用)

[可搬型重大事故等対処設備]

非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ

本 数	10 (予備 10)

容 量	約 47L／本

充 填 圧 力	約 15MPa [gage]

非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペ

本 数	3 (予備 9)

容 量	約 47L／本

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

放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備の記述のうち、
「原子炉」を「発電用原子炉」とし、「遮へい」を「遮蔽」とし、「ℓ」
を「L」とし、「(2)液体廃棄物の廃棄設備」の「(i)構造」及び「(3)固
体廃棄物の廃棄設備」の「(i)構造」の記述を以下のとおり変更する。

(2) 液体廃棄物の廃棄設備

(i) 構造

液体廃棄物はその発生源により、機器ドレン廃液、床ドレン廃液、
化学廃液、洗濯廃液及び排ガス洗浄廃液に分類され、それぞれ機器ド
レン処理系、床ドレン処理系、再生廃液処理系、洗濯廃液処理系及び
排ガス洗浄廃液処理系で処理する。

機器ドレン処理系に導かれた機器ドレン廃液等は、ろ過装置及び脱
塩装置によって処理する。

床ドレン処理系へ導かれた床ドレン廃液は、再生廃液処理系に移送
し濃縮処理する。

再生廃液処理系に導かれた化学廃液等は、中和後、濃縮装置によっ
て処理する。

濃縮処理の際発生した濃縮廃液は、固体廃棄物として処理し、発生
蒸気は凝縮後、機器ドレン処理系に移送する。

各処理系で処理された処理済液は原則として、回収、再使用するが、
放射性物質濃度が低いことを確認した上で復水器冷却水放水路に放出
する場合もある。

洗濯廃液処理系に導かれた洗濯廃液は、ろ過装置によって処理した
後、放射性物質濃度が低いことを確認した上で復水器冷却水放水路に

放出する。

排ガス洗浄廃液処理系に導かれた排ガス洗浄廃液は、放射性物質濃度が低いことを確認した上で復水器冷却水放水路に放出する。

(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、濃縮廃液貯蔵タンク、使用済粉末樹脂貯蔵タンク、使用済樹脂貯蔵タンク、クラッドスラリタンク、廃液スラッジ貯蔵タンク、床ドレンスラッジ貯蔵タンク、減容固化設備、減容固化体貯蔵室、セメント混練固化装置（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）、減容装置、雑固体廃棄物焼却設備（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）、雑固体減容処理設備（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）、サイトバンカプール、固体廃棄物貯蔵庫（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）、給水加熱器保管庫、固体廃棄物作業建屋（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）等で構成する。

濃縮廃液は、濃縮廃液貯蔵タンクで放射能を減衰させた後、減容固化設備で乾燥・造粒固化後、容器に詰めて減容固化体貯蔵室に貯蔵するか、貯蔵した後、セメント混練固化装置でドラム缶内に固化材（セメント）と混練して固化し貯蔵保管する。

フィルタ脱塩器から発生する使用済樹脂は使用済粉末樹脂貯蔵タンクに、また、非助材型ろ過装置から発生する廃スラッジはクラッドスラリタンクに貯蔵する。

脱塩装置から発生する使用済樹脂及び助材型ろ過装置から発生する

廃スラッジは、使用済樹脂貯蔵タンク、廃液スラッジ貯蔵タンク若しくは床ドレンスラッジ貯蔵タンクに貯蔵するか又は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。焼却灰は不燃性雑固体廃棄物として処理する。

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し、焼却灰は不燃性雑固体廃棄物として処理する。

不燃性雑固体廃棄物は、圧縮可能なものは減容装置で圧縮減容し、必要に応じて雑固体減容処理設備で溶融・焼却した後、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか又は固型化材（モルタル）を充填してドラム缶内に固型化し貯蔵保管する。

第6給水加熱器の取替えに伴い取り外した第6給水加熱器3基等は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の給水加熱器保管庫に貯蔵保管した後、不燃性雑固体廃棄物として処理する。

使用済制御棒等の放射化された機器は、使用済燃料プールに貯蔵した後、固体廃棄物移送容器に収納しサイトバンカプールに移送し貯蔵保管する。

固体廃棄物作業建屋の仕分け・切断作業エリアでは、不燃性雑固体廃棄物及び給水加熱器保管庫に貯蔵保管した第6給水加熱器等の仕分け、切断を行う。また、機器・予備品エリアでは、資機材の保管を行う。

雑固体廃棄物焼却設備及び雑固体減容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排気筒等から放出する。

固体廃棄物処理系は、廃棄物の破砕、圧縮、焼却、溶融・焼却、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庫又は固体廃棄物作業建屋の廃棄体搬出作業エリアに貯蔵保管する。また、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。ただし、廃棄体搬出作業エリアには、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管したドラム缶を含めて、固体廃棄物を詰めたドラム缶を、廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄するための検査及び搬出までの間に限り、貯蔵保管する。

なお、セメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却設備、雑固体減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋は東海発電所と共用する。

チ 放射線管理施設の構造及び設備

放射線管理施設の構造及び設備の記述を以下のとおり変更する。

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を行うため、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

(i) 出入管理室(東海発電所及び東海第二発電所と共用, 既設)

放射線業務従事者等の出入管理, 汚染管理のためのチェック・ポイント, シャワー室, 汚染検査用の測定器, 電子式線量計等を設ける。

(ii) 試料分析関係施設

各系統の試料及び放射性廃棄物の放出管理用試料等の化学分析並びに放射能測定を行うため, 化学分析室, 放射能測定室, 環境試料測定室(東海発電所及び東海第二発電所と共用, 既設)を設け測定機器を備える。

(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の外部放射線に係る線量当量率等を監視, 測定するために, プロセスモニタリング設備, エリアモニタリング設備及び分析用放射線測定装置並びに携帯用及び半固定放射線検出器を設ける。

プロセスモニタリング設備及びエリア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。

重大事故等時の使用済燃料プール上部の空間線量率を測定するための使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)については, 「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽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（D／W）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）を設ける。

格納容器圧力逃がし装置の排出経路における放射性物質濃度を測定するためのフィルタ装置出口放射線モニタ（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。

重大事故等時の耐圧強化ベント系の放射線量率を測定するための耐圧強化ベント系放射線モニタを設ける。

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、測定するための緊急時対策所エリアモニタについては、「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」に記載する。

プロセスモニタリング設備 一式

エリアモニタリング設備 一式

分析用放射線測定装置

携帯用及び半固定放射線検出器

[常設重大事故等対処設備]

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

（「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「ヘ 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 (D/W)

(「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 (S/C)

(「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用)

個 数 2

フィルタ装置出口放射線モニタ (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「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)

高レンジ

個 数 2

低レンジ

個 数 1

耐圧強化ベント系放射線モニタ

(「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用)

個 数 2

[可搬型重大事故等対処設備]

緊急時対策所エリアモニタ

(「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

個 数 1 (予備1)

(iv) 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。

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置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

b. 格納容器圧力逃がし装置第二弁操作室遮蔽

炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器圧力逃がし装置第二

弁及び第二弁バイパス弁の遠隔人力操作ができるよう第二弁操作室遮蔽を設置する。

格納容器圧力逃がし装置第二弁操作室遮蔽については「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

[常設重大事故等対処設備]

格納容器圧力逃がし装置第二弁操作室遮蔽

(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「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「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)

一式

c. 緊急時対策所遮蔽

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等時において、緊急時対策所の気密性、緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備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事故後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

(v) 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・低減及び火災により発生するばい煙等に対する隔離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. 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、高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系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、中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、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、外気を中央制御室換気系フィルタユニット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やばい煙、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、閉回路循環方式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、中央制御室換気系は、高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設ける。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室換気系空気調和機ファン

(「へ(5)(vi) 中央制御室」と兼用)

台 数	1 (予備1)
容 量	約42,500m ³ /h

中央制御室換気系フィルタ系ファン

(「へ(5)(vi) 中央制御室」と兼用)

台 数	1 (予備1)
容 量	約5,100m ³ /h

中央制御室換気系フィルタユニット

(「へ(5)(vi) 中央制御室」と兼用)

基 数	1 (予備1)
粒子除去効率	99.97%以上 (直径0.5 μm以上の粒子)
よう素除去効率	97%以上 (総合除去効率)

b. 中央制御室待避室空気ボンベユニット (空気ボンベ)

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置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、中央制御室待避室空気ボンベユニット (空気ボンベ) を設ける。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室待避室差圧計

(「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]

中央制御室待避室空気ボンベユニット (空気ボンベ)

(「へ(5)(vi) 中央制御室」と兼用)

本 数	13 (予備7)
容 量	約47L／本
充 填 圧 力	約15MPa [gage]

c. 第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ)

炉心の著しい損傷が発生した場合でも格納容器圧力逃がし装置第二弁及び第二弁バイパス弁の遠隔人力操作ができるよう、第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ) 及び第二弁操作室差圧計を設置する。

[常設重大事故等対処設備]

第二弁操作室差圧計

(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「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「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	1

[可搬型重大事故等対処設備]

第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ)

(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「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「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)

本 数	19 (予備 5)
容 量	約 47L／本
充 填 圧 力	約 15MPa [gage]

d. 緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備

緊急時対策所の緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備は、重大事故等時において、緊急時対策所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事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。なお、緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備の設計に当たっては、緊急時対策所に必要な外気取入れ量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非常用換気設備として緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置を設置し、緊急時対策所加圧設備として緊急時対策所用差圧計を設置するとともに緊急時対策所加圧設備を保管する設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

緊急時対策所非常用送風機

(「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

台	数	1 (予備1)
容	量	約5,000m ³ /h

緊急時対策所非常用フィルタ装置

(「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

型	式	微粒子フィルタ/よう素フィルタ

基 数	1 (予備1)
容 量	約5,000m ³ /h
効 率	
単体除去効率	99.97%以上(直径0.15 μ m以上の粒子)/99.75%以上(よう素)
総合除去効率	99.99%以上(直径0.5 μ m以上の粒子)/99.75%以上(よう素)

緊急時対策所用差圧計

(「ヌ(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]

緊急時対策所加圧設備

(「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

型 式	空気ボンベ
本 数	320 (予備80)
容 量	約47L/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、周辺監視区域境界付近の放射線等を監視するために排気筒モニタ、排水モニタ、気象観測設備(東海発電所及び東海第二発電所と共用、既設)、周辺監視区域境界付近の固定モニタ(モニタリング・ポスト)(東海発電所

及び東海第二発電所と共用，既設），環境試料の分析装置及び放射能測定装置（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）及び放射能観測車（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）を設ける。

排気筒モニタ，排水モニタ及び周辺監視区域境界付近の固定モニタについては，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，非常用交流電源設備に接続し，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。

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の伝送系は，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信する設計とする。

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、可搬型モニタリング・ポスト、可搬型放射能測定装置、電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶を設ける。

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、可搬型モニタリング・ポストは、重大事故等が発生した場合に、周辺監視区域境界付近において、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台数を保管する。

また、可搬型モニタリング・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等において、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。

可搬型モニタリング・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・よう素サンプラ、よう素測定装置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、可搬型放射能測定装置は、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台数を保管する。

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、可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは、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、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録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、可搬型気象観測設備を設ける。

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、可搬型気象観測設備は、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する。

可搬型気象観測設備の指示値は、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、非常用交流電源設備に接続しており、非常用交流電源設備からの給電が喪失した場合は、代替電源設備である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給電できる設計とする。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び非常用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

排水モニタ

一式

気象観測設備(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)

一式

周辺監視区域境界付近固定モニタ(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)

一式

環境試料の分析装置及び放射能測定装置(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)

一式

放射能観測車(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)

一式

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型モニタリング・ポスト

(「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

台	数	10 (予備 2)

可搬型放射能測定装置

一式 (予備を含む)

電離箱サーベイ・メータ

台	数	1 (予備 1)

小型船舶

艇	数	1 (予備 1)

可搬型気象観測設備

台	数	1 (予備 1)

リ 原子炉格納施設の構造及び設備

原子炉格納施設の構造及び設備の記述を以下のとおり変更する。

原子炉格納容器は、円錐フラスタム形のドライウエル及び円筒形のサブプレッション・チェンバよりなる圧力抑制形である。

原子炉格納容器の外側は、原子炉建屋によって囲まれている。

原子炉格納容器バウンダリは、原子力規制委員会規則等に基づき、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。

(1) 原子炉格納容器の構造

型 式	圧力抑制形
形 状	ドライウエル 円錐フラスタム形 サブプレッション・チェンバ 円筒形
材 料	炭素鋼（A S M E S A - 516 Grade70相当品）
寸 法	円錐フラスタム頂部直径：約 10m ダイアフラム部直径：約 25m 円筒部直径：約 26m 全 高：約 48m (円筒部高さ：約 16m)

(2) 原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度並びに漏えい率

最高使用圧力※	310kPa[gage]
最高使用温度※	ドライウエル 171℃ サブプレッション・チェンバ 104℃
漏 え い 率	0.5%/d (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て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

(i) 設計基準対象施設

a. 格納容器内ガス濃度制御系

原子炉冷却材喪失時に発生するおそれのある水素の酸化反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系で水素及び酸素濃度を制御する。また、原子炉運転時には原子炉格納容器内に不活性ガス系で窒素を充填する。

(a) 可燃性ガス濃度制御系

系 統 数	2
容 量	格納容器からの吸込流量 約 255Nm ³ /h (1 系統当たり) 再結合器内流量 約 340Nm ³ /h (1 系統当たり)

(b) 不活性ガス系

充てん設備	一式

b. 格納容器スプレイ冷却系

再循環回路の破断のような原子炉冷却材喪失時に、サブプレッション・チェンバのプール水を熱交換器（原子炉停止時冷却系と同じ熱交換器を使用する。）で冷却し、ドライウエル及びサブプレッショ

ン・チェンバ内にスプレイすることによって、原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇を防止する。なお、熱交換器の冷却水には海水を使用する。

系 統 数	2
設 計 流 量	約 1,690t/h (1 系統当たり)
ポ ン プ 数	1/系統
熱交換器数	1/系統

(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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。

(a) 炉心の著しい損傷防止の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) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内の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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源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) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して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。

代替格納容器スプレイ冷却系（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可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した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。また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式の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) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水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（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、「リ
(3)(ii)a.(a-1-1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(a-2-2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プー

ル冷却系）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代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、
「リ(3)(ii)a.(a-1-2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」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（格納容器スプレイ冷却系）の復旧

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を復旧する。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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、残留熱除去系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ェル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残留熱除去系海水系又は緊急用海水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・プール冷却系）の復旧

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）を復旧する。

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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、残留

熱除去系ポンプ及び熱交換器により、サブレーション・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。

本系統に使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水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) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却

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（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブレーション・プール冷却系）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、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。

本系統の詳細については、「リ(3)(ii)a.(a-1-1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」に記載する。

(b-1-2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

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（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して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。

代替格納容器スプレイ冷却系（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可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、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、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式の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、「リ(3)(ii)a.(a-1-2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」に記載する。

(b-2) サポート系故障時に用いる設備

(b-2-1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却

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残留熱除去系海水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（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、「リ(3)(ii) a. (a-1-1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(b-2-2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

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残留熱除去系海水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（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、「リ(3)(ii) a. (a-1-2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」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（格納容器スプレイ冷却系）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残留熱除去系海水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（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が起動できない場合の重大事故等対処設備は，「リ(3)(ii) a. (a-2-3) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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（サブプレッション・プール冷却系）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残留熱除去系海水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・プール冷却系）が起動できない場合の重大事故等対処設備は，「リ(3)(ii) a. (a-2-4) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧」と同じである。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，常設低圧代替注水系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系ポンプを用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）に対して多様性を有する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（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、代替格納容器スプレイ冷却系（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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、代替淡水貯槽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（格納容器スプレイ冷却系）に対して異なる水源を有する設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及びサブプレッション・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。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式の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（格納容器スプレイ冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して多様性を有する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（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、代替格納容器スプレイ冷却系（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、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、西側淡水貯水設備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（格納容器スプレイ冷却系）及び代替淡水貯槽を水源とする代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋及び常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系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。

可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（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，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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，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]

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

常設低圧代替注水系ポンプ

（「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）

緊急用海水系

緊急用海水ポンプ

（「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」他と兼用）

緊急用海水系ストレーナ

（「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」他と兼用）

[可搬型重大事故等対処設備]

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

可搬型代替注水中型ポンプ

（「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」
他と兼用）

可搬型代替注水大型ポンプ

（「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽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、代替循環冷却系を設ける。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、格納容器圧力逃がし装置を設ける。

(a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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、代替循環冷却系は、M a r k - II型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重性を有する設計とする。また、代替循環冷却系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格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行

うことで、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。

原子炉格納容器内へスプレイされた水は、格納容器ベント管を経て、サプレッション・チェンバに戻ることで循環する。

代替循環冷却系は、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、代替循環冷却系で使用する残留熱除去系海水系又は緊急用海水系により冷却できる設計とする。

緊急用海水系は、緊急用海水ポンプにて非常用取水設備であるS A用海水ピット、海水引込み管、S A用海水ピット取水塔、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを通じて海水を取水し、緊急用海水ポンプ出口に設置される緊急用海水系ストレーナにより異物を除去し、残留熱除去系熱交換器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。

(b) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟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。

フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び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ェルと接続し、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、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保するとともに燃料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。

格納容器圧力逃がし装置は、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）で置換した状態で待機させ、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ベントラインを設け、可燃性ガスを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。

格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・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。

格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。仮に、原子炉格納容器内にスプレイする場合においても、原子炉格納容器内圧

力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。また、格納容器圧力逃がし装置使用後においても、可燃性ガスによる爆発及び格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素供給装置である窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を用いて格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。

遠隔人力操作機構の操作場所は、原子炉建屋原子炉棟外とし、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作を行う第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽体に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）にて正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで、放射線防護を考慮した設計とする。

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、格納容器圧力逃がし装置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。

格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）内に設置し、フィルタ装置等の周囲には遮蔽体を設け、格納容器圧力逃がし装置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。

代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、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。

代替循環冷却系は、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、格納容器圧力逃がし装置は、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。

格納容器圧力逃がし装置は、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、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋附属棟に、圧力開放板は原子炉建屋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。

代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、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、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、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]

代替循環冷却系

代替循環冷却系ポンプ

(「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」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」と兼用)

台 数	1 (予備 1)
容 量	約 250m ³ /h
全 揚 程	約 120m

残留熱除去系熱交換器

(「ホ(4)(i) 残留熱除去系」他と兼用)

残留熱除去系

残留熱除去海水系ポンプ

(「ホ(4)(i) 残留熱除去系」他と兼用)

残留熱除去海水系ストレーナ

(「ホ(4)(i) 残留熱除去系」他と兼用)

緊急用海水系

緊急用海水ポンプ

(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」他と兼用)

緊急用海水系ストレーナ

(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設

備」他と兼用)

格納容器圧力逃がし装置

(「ホ(4)(vi) 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)

フィルタ装置

個 数	1
系統設計流量	約 13.4kg/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) 98%以上 (有機よう素に対して)

第二弁操作室遮蔽

(「チ(1)(iv)b. 格納容器圧力逃がし装置第二弁操作室遮蔽」他と兼用)

第二弁操作室差圧計

(「チ(1)(v)c. 第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ)」他と兼用)

遠隔人力操作機構

個 数	4

圧力開放板

個 数	1
設定破裂圧力	約 0.08MPa [gage]

[可搬型重大事故等対処設備]

第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）

（「チ(1)(v)c．第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）」他と兼用）

窒素供給装置

（「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」他と兼用）

窒素供給装置用電源車

（「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）

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

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（以下「ペデスタル（ドライウエル部）」という。）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。

ペデスタル（ドライウエル部）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。

ペデスタル（ドライウエル部）の熔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、ペデスタル（ドライウエル部）に落下した熔融炉心の冷却を行うための設備として、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を設ける。また、熔融炉心がペデスタル（ドライウエル部）に落下するまでに、ペデスタル（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保し、落下した

溶融炉心の冷却が可能な設計とする。なお、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水と合わせて、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

(a) ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備

(a-1) 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

ペDESTAL（ドライウエル部）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、格納容器下部注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を格納容器下部注水系を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）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。

格納容器下部注水系（常設）は、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、コリウムシールドは、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へと落下した場合において、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵

食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制する設計とする。

(a-2) 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

ペDESTAL（ドライウエル部）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、格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプにより、西側淡水貯水設備又は代替淡水源（代替淡水貯槽を除く）の水を格納容器下部注水系を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）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。

また、可搬型代替注水大型ポンプにより、代替淡水源（代替淡水貯槽を除く）の水を格納容器下部注水系を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）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。

なお、代替淡水貯槽からも取水できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は、代替淡水源（代替淡水貯槽を除く）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可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は、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、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式の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、溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下した場合において、溶融炉心とペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートへの熱影響を抑制できる設計とする。

(b) 溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止に用いる設備

(b-1) 低圧代替注水系（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溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・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溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・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ペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・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) 代替循環冷却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ペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を使用する。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、「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-5) 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ペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・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、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及び高圧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。

格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（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、格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系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及び可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式の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。

格納容器下部注水系（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、格納容器下部注水系（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、独立性を有する設計とする。

また、格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯槽設備を水源とすることで、代替淡

水貯槽を水源とする格納容器下部注水系（常設）に対して、異なる水源を有する設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは常設低圧代替注水系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。

格納容器下部注水系（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、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、格納容器下部注水系（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、独立性を有する設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、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、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（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]

格納容器下部注水系（常設）

常設低圧代替注水系ポンプ

（「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 (ZrO_2)
高	さ	約 1.88 m
厚	さ	約 0.15 m

高圧代替注水系

常設高圧代替注水系ポンプ

（「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）

代替循環冷却系

代替循環冷却系ポンプ

（「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）

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]

可搬型代替注水中型ポンプ

（「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」

他と兼用)

可搬型代替注水大型ポンプ

(「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽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。

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、可搬型窒素供給装置を設ける。

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及び酸素を大気へ排出するための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける。

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不活性ガス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) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

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、可搬型窒素供給装置は、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、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及び酸素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) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出

原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、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不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟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及び酸素を大気に排出できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、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）で置換した状態で待機させ、ベント開始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ベントラインを設け、可燃性ガスを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、水素が蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置入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、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設ける。フィルタ装置入口水素濃度は、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、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備又は可搬型代替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、「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) 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) 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度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、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）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屋原子炉棟内へ導き、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。格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）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。

常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備，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]

格納容器圧力逃がし装置

フィルタ装置

(「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)

フィルタ装置入口水素濃度

(「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用)

個 数 2

フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

(「チ(1)(iii) 放射線監視設備」他と兼用)

格納容器内水素濃度 (S A)

(「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用)

個 数 2

格納容器内酸素濃度 (S A)

(「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用)

個 数 2

第二弁操作室遮蔽

(「チ(1)(iv) b. 格納容器圧力逃がし装置第二弁操作室遮蔽」他と兼用)

第二弁操作室差圧計

(「チ(1)(v) c. 第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ)」他と兼用)

[可搬型重大事故等対処設備]

第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ)

(「チ(1)(v) c. 第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ)」他と兼用)

可搬型窒素供給装置

(「ホ(4)(vi) 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) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」と兼用)

窒素供給装置

台 数	2 (予備 2)
容 量	約 200Nm ³ /h (1 台当たり)

窒素供給装置用電源車

台 数	1 (予備 1)
容 量	約 500kVA
電 圧	440V

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使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として、原子炉建屋放水設備及

び海洋拡散抑制設備を設ける。

また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、原子炉建屋放水設備を設ける。

(a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済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) 原子炉建屋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、原子炉建屋放水設備は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）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屋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、汚濁防止膜等で構成する。

汚濁防止膜は、汚染水が発電所から海洋に流出する12箇所（雨水排水路集水枥9箇所及び放水路3箇所）に設置できる設計とする。

(b) 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備

(b-1) 航空機燃料火災への泡消火

(b-1-1) 原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）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屋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]

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

（「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用）

台 数	1（予備 1※）
容 量	約 1,380m ³ /h
全 揚 程	約 135m

※「可搬型代替注水大型ポンプ」及び「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」は同型設備であり、「可搬型代替注水大型ポンプ」の予備 1 台と「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」の予備 1 台の計 2 台は共用する。

放水砲

（「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用）

台 数	1（予備 1）

汚濁防止膜

雨水排水路集水柵用（高さ約 3m，幅約 3m）

個 数	12（予備 12）

雨水排水路集水柵用（高さ約 2m，幅約 3m）

個	数	6（予備 6）

放水路用（高さ約 4m，幅約 4m）

個	数	6（予備 6）

泡混合器

個	数	1（予備 1）

泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）

個	数	5（予備 5）

容	量	約 1m ³ ／個

f．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水の量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，代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，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，代替淡水源として多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクを設ける。

代替淡水貯槽を水源として重大事故等の対応を実施する際には，西側淡水貯水設備を代替淡水源とし，西側淡水貯水設備を水源として重大事故等の対応を実施する際には，代替淡水貯槽を代替淡水源とする。また，淡水が枯渇した場合に，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、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを設ける。また、海を利用するために必要な設備として、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを設ける。

代替水源からの移送ルートを確保し、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となる水源

(a-1) 代替淡水貯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、原子炉压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代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、また、使用済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代替燃料プール注水系（注水ライン）、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の水源として、代替淡水貯槽を使用する。

各系統の詳細については、「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「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。

(a-2) 西側淡水貯水設備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代替注水系（可搬型），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として，また，使用済燃料プール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代替燃料プール注水系（注水ライン）の水源として，西側淡水貯水設備を使用する。

各系統の詳細については，「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」，「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。

(a-3) 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代替注水系，代替循環冷却系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系

(格納容器スプレイ冷却系) 及び残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) の水源として、サブプレッション・チェンバを使用する。

各系統の詳細については、「ホ(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」, 「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」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。

(a-4) 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、「ヘ(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。

(a-5) 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、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備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代替注水系(可搬型)、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)及び格納容器下部注水系(可搬型)の水源として、また、使用済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代替燃料プール注

水系（注水ライン），代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の水源として，代替淡水源である多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクを使用する。

各系統の詳細については，「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」，「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。

(a-6) 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に，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備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代替注水系（可搬型），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として，また，使用済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代替燃料プール注水系（注水ライン），代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）及び代替燃料プール注水系（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，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ

は、海水を各系統へ供給できる設計とする。

また、放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）の可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の水源として、海を使用する。

各系統の詳細については、「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」，「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熔融炉心を冷却するための設備」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。

(b) 水源へ水を供給するための設備

(b-1) 代替淡水貯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代替淡水貯槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水中型ポンプは、代替淡水源である西側淡水貯水設備、多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクの淡水を、可搬型代替注水大型ポンプは、多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクの淡水を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。

また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、海水を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。

(b-2) 西側淡水貯水設備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西側淡水貯水設備へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水源である代替淡水貯槽、多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクの淡水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。

また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である西側淡水貯水設備へ海水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプは、海水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

西側淡水貯水設備

(「ヌ(3)(ix) 西側淡水貯水設備」と兼用)

代替淡水貯槽

(「ヌ(3)(viii) 代替淡水貯槽」と兼用)

サプレッション・チェンバ

(「リ(1) 原子炉格納容器の構造」と兼用)

ほう酸水貯蔵タンク

(「へ(4) 非常用制御設備」と兼用)

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型代替注水中型ポンプ

(「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用)

可搬型代替注水大型ポンプ

(「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用)

と兼用)

(4) その他の主要な事項

(i) ドライウェル内ガス冷却装置

冷却コイル及び送風機よりなる装置で、ドライウェル内のガスを循環冷却する。

装 置 数	4 (予備 1)

(ii) 原子炉建屋原子炉棟

原子炉格納容器を収納する建屋であって、内部を負圧に保つことにより、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあってもこれが発電所周辺に直接放出されることを防止する。

型 式	鉄筋コンクリート造
形 状	床面長方形の直方体
寸 法	縦約 41m 横約 44m 高さ地上約 55m
設計気密度	建屋が水柱約 6mm の負圧状態にあるとき、内部への漏えい率が 1 日につき建屋容積の 100%を超えない。

(iii) 原子炉建屋常用換気系

送風機及び排風機により、発電所通常運転中、原子炉建屋原子炉棟内の換気を行う。

送 風 機 数	1 (予備 1)

排 風 機 数	1 (予備 1)

(iv) 原子炉建屋ガス処理系

この設備は非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系から構成される。非常用ガス処理系は、電気加熱器、粒子用高効率フィルタ、よう素用チャコールフィルタ等を含むフィルタトレイン及び排風機等から

なり，また，非常用ガス再循環系は，湿分除去装置，電気加熱器，前置フィルタ，粒子用高効率フィルタ，よう素用チャコールフィルタ等を含むフィルタトレイン及び排風機等からなり，放射性物質の放出を伴う事故時には常用換気系を閉鎖し，非常用ガス処理系で原子炉建屋原子炉棟内を水柱約6mmの負圧に保ちながら，原子炉格納容器から漏えいした放射性物質を非常用ガス再循環系を通して除去し，一部を非常用ガス処理系を通して更に放射性物質を除去した後，非常用ガス処理系排気筒より放出する。

重大事故等時において，炉心の著しい損傷が発生した場合に，原子炉建屋ガス処理系は，非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟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屋原子炉棟に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで，中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

重大事故等時において，炉心の著しい損傷が発生し，原子炉建屋ガス処理系を起動する際に，ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には，ブローアウトパネル閉止装置を電動で閉操作し，ブローアウトパネル開放部を閉止することで，原子炉建屋原子炉棟の放射性物質の閉じ込め機能を維持し，中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。また，ブローアウトパネル閉止装置は，人力での閉操作も可能な設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は，非常用電源設備に加えて，常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

非常用ガス処理系排風機，非常用ガス処理系フィルタトレイン，非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス再循環系フィルタトレイン

は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

[常設重大事故等対処設備]

非常用ガス処理系排風機

(「へ(5)(vi) 中央制御室」及び「リ(4)(v) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用)

台 数	1 (予備1)
容 量	約3,570m ³ /h

非常用ガス再循環系排風機

(「へ(5)(vi) 中央制御室」及び「リ(4)(v) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用)

台 数	1 (予備1)
容 量	約17,000m ³ /h

非常用ガス処理系フィルタトレイン

(「へ(5)(vi) 中央制御室」及び「リ(4)(v) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用)

型 式	電気加熱器、粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ内蔵型

基 数	1 (予備1)
容 量	約3,570m ³ /h

(原子炉建屋原子炉棟内空気を1日に1回換気できる量)

チャコール層厚さ	約150mm

よう素除去効率	97%以上（系統効率）
粒子除去効率	99.97%以上（直径0.5 μ m以上の粒子）

非常用ガス再循環系フィルタトレイン

（「へ(5)(vi) 中央制御室」及び「リ(4)(v) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

型 式	電気加熱器，粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ内蔵型

基 数	1（予備1）

容 量	約17,000m ³ /h （原子炉建屋原子炉棟内空気を5時間に1回再循環できる量）

チャコール層厚さ	約50mm

よう素除去効率	90%以上（系統効率）

粒子除去効率	99.97%以上（直径0.5 μ m以上の粒子）

ブローアウトパネル閉止装置

（「へ(5)(vi) 中央制御室」と兼用）

（v） 水素爆発による原子炉建屋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屋等の損傷を防止するための設備のうち，原子炉建屋等の損傷を防止するための水素排出設備として，原子炉建屋ガス処理系を設けるとともに，水素濃度制御設備として，静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置を設ける。

また、原子炉建屋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、原子炉建屋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屋等の損傷を防止するための設備

(a) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出

水素爆発による原子炉建屋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屋原子炉棟内に漏えいした水素等を含む気体を排出することで、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するとともに、放射性物質を低減するための重大事故等対処設備として、水素排出設備である原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計とする。

非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が規定値に達した場合には、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機を停止し、水素爆発を防止する設計とする。

(b) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち

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屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋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、静的触媒式水素再結合器は、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屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

b. 水素濃度監視

(a) 原子炉建屋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屋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屋原子炉棟内に漏えいした水素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、原子炉建屋水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、原子炉建屋水素濃度のうち、原子炉建屋原子炉棟 6 階に設置するものについては、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、原子炉建屋原子炉棟 6 階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給

電が可能な設計とする。

非常用交流電源設備については、「ヌ(2)(ii) 非常用ディーゼル発電機」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，常設代替直流電源設備及び可搬型代替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]

原子炉建屋ガス処理系

非常用ガス処理系排風機

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)

非常用ガス再循環系排風機

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)

非常用ガス処理系フィルタトレイン

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)

非常用ガス再循環系フィルタトレイン

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)

水素濃度制御設備

静的触媒式水素再結合器

種 類	触媒反応式
基 数	24
水素処理容量	約0.5kg/h (1基当たり) (水素濃度4.0vol%，100℃， 大気圧において)

静的触媒式水素再結合器動作監視装置

(「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用)

個 数 4

計 測 範 囲 0～300℃

原子炉建屋水素濃度

(「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用)

個 数 [触媒式] 2

[熱伝導式] 3

ヌ その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備の記述を以下のとおり変更する。

(1) 常用電源設備の構造

(i) 発電機

台 数	1
容 量	約 1,300,000kVA

(ii) 外部電源系

275kV	2回線
154kV	1回線

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. 主要変圧器

台 数	1
容 量	約 1,300,000kVA
電 圧	18.525kV／275kV（一次／二次）

b. 所内変圧器

台 数	2
容 量	約 50,000kVA／台
電 圧	18.525kV／6.9kV（一次／二次）

c. 起動変圧器

台 数	2

容 量	約 50,000kVA／台
電 圧	275kV／6.9kV（一次／二次）
d．予備変圧器	
台 数	1
容 量	約 38,000kVA
電 圧	147kV／6.9kV（一次／二次）

(2) 非常用電源設備の構造

(i) 受電系統

275kV	2回線（「ヌ(1) 常用電源設備の構造」と兼用）
154kV	1回線（「ヌ(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 5,200kW／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 2,800kW
起 動 時 間	約 10 秒

c．軽油貯蔵タンク

基 数	2
容 量	約 400kL／基

7 日間の外部電源喪失を仮定しても、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 台及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台を 7 日間並びに常設代替高压電源装置 2 台を 1 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軽油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	5
容 量	125V 系蓄電池 A 系・B 系 約 6,000Ah／組 125V 系蓄電池 H P C S 系 約 500Ah 中性子モニタ用蓄電池 A 系・B 系 約 150Ah／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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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、所内常設直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替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、燃料給油設備を設ける。

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，2 C・2 D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、常設代替高圧電源装置、電路、計測制御装置等で構成し、常設代替高圧電源装置を中央制御室での操作にて速やかに起動し、緊急用メタルクラッド開閉装置を介してメタルクラッド開閉装置 2 C又はメタルクラッド開閉装置 2 D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、可搬型代替低圧電源車、電路、計測制御装置等で構成し、可搬型代替低圧電源車をパワーセンタ 2 C及びパワーセンタ 2 Dへ接続することで電力を供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、所内常設直流電源設備を使用する。

所内常設直流電源設備は、125V 系蓄電池 A 系・B 系、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から 1 時間以内に中央制御室において、全交流動力電源喪失から 8 時間後に、不要な負荷の切り離しを行い、全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり、125V 系蓄電池 A 系・B 系から電力を供給できる設計とする。

(b) 可搬型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、可搬型代替直流電源設備を使用する。

可搬型代替直流電源設備は、可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器、電路、計測制御装置等で構成し、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）を経由し、直流 125V 主母線盤 2 A 又は直流 125V 主母線盤 2 B へ接続することで電力を供給できる設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、可搬型代替低圧電源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、緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源代替盤、緊急用直流 125V 主母線盤、電路、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、常設代替直流電源設備又は可搬型代替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の確保を図る設計とする。

なお、緊急用 125V 系蓄電池は、常設代替直流電源設備に位置付ける。

常設代替直流電源設備は、全交流動力電源喪失から 24 時間にかわり、緊急用 125V 系蓄電池から電力を供給できる設計とする。

d. 燃料給油設備による給油

(a) 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、窒素供給装置用電源車及びタンクローリ（走

行用の燃料タンク)等は、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーを用いて燃料を補給できる設計とする。

(b) 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

重大事故等時に常設代替高圧電源装置に軽油を補給する設備として、軽油貯蔵タンク及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを使用する。

常設代替高圧電源装置は、軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを用いて燃料を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と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替高圧電源装置の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である2C・2D非常用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常設代替高圧電源装置は、原子炉建屋付属棟から離れた屋外(常設代替高圧電源装置置場)に設置することで、原子炉建屋付属棟内の2C・2D非常用ディーゼル発電機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、常設代替高圧電源装置からメタルクラッド開閉装置2C及びメタルクラッド開閉装置2D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、2C・2D非常用ディーゼル発電機からメタルクラッド開閉装置2C及びメタルクラッド開閉装置2D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、可搬型代替低圧電源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 2 C・2 D 非常用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。

可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車は、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで、原子炉建屋付属棟内の 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機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可搬型代替低圧電源車は、屋外（常設代替高圧電源装置置場）の常設代替高圧電源装置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、可搬型代替低圧電源車からパワーセンタ 2 C 及びパワーセンタ 2 D 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、2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機からパワーセンタ 2 C 及びパワーセンタ 2 D 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である 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機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可搬型代替低圧電源車の接続箇所は、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。

所内常設直流電源設備は、原子炉建屋付属棟内の 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機と異なる区画に設置することで、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、位置的分散を図る設計とする。

所内常設直流電源設備は、125V 系蓄電池 A 系・B 系から直流 125V 主母線盤 2 A・2 B 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、2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路を用いた直流 125V 主母線盤 2 A・2 B 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、所内常設直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。

常設代替直流電源設備は、原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで、原子炉建屋付属棟内の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、緊急用 125V 系蓄電池から緊急用直流 125V 主母線盤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の 125V 系蓄電池 A 系・B 系から直流 125V 主母線盤 2 A・2 B 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。

可搬型代替直流電源設備は、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、可搬型代替低圧電源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 2 C・2 D 非常用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、可搬型整流器により交流電力を直流に変換できることで、125V 系蓄電池 A 系・B 系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。

可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで、原子炉建屋付属棟内の 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機及び 125V 系蓄電池 A 系・B 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。

可搬型代替直流電源設備は、可搬型代替低圧電源車から直流 125V 主母線盤 2 A・2 B 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、125V 系蓄電池 A 系・B 系から直流 125V 主母線盤 2 A・2 B 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。

可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器の接続箇所は、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ルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）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に位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の緊急用モータコントロールセンタは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）及び原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置する

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緊急用電源切替盤は、原子炉建屋原子炉棟及び中央制御室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緊急用直流 125V 主母線盤は、原子炉建屋廃棄物処理棟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、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。

燃料給油設備のタンクローリは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に保管することで、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の 2 C・2 D 非常用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。

可搬型設備用軽油タンクは、軽油貯蔵タンクと離れた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。

燃料給油設備の常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の非常用交流電源設備 2 C 系及び 2 D 系と異なる区画に設置することで、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の 2 C・2 D 非常用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。

[常設重大事故等対処設備]

常設代替高圧電源装置

台 数 5 (予備 1)

容 量 約 1,725kVA／台

軽油貯蔵タンク (「ヌ(2)(ii) 非常用ディーゼル発電機」と兼用)

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ

台 数 1 (予備 1)

容 量 約 3.0m³／h

可搬型設備用軽油タンク

基 数 7 (予備 1)

容 量 約 30kL／基

125V 系蓄電池 A 系・B 系 (「ヌ(2)(iii) 蓄電池」と兼用)

緊急用 125V 系蓄電池

組 数 1

容 量 約 6,000Ah

緊急用メタルクラッド開閉装置

個 数 1

緊急用パワーセンタ

個 数 1

緊急用モータコントロールセンタ

個 数 3

緊急用電源切替盤

個 数 6

緊急用直流 125V 主母線盤

個	数	1

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型代替低圧電源車

台	数	4 (予備 1)

容	量	約 500kVA／台

可搬型整流器

台	数	8 (予備 1)

容	量	約 100A／台

タンクローリ

台	数	2 (予備 3)

容	量	約 4kL／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て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等の火災感知器も含めた中から 2 つの異なる種類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等の火災感知器も含めた中から2つの異なる種類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、基準津波及び敷地に遡上する津波に対して、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、防潮堤、防潮扉、放水路ゲート、逆流防止設備、浸水防止蓋、水密ハッチ、水密扉、逆止弁等により、津波から防護する設計とする。

防潮堤のうち鋼製防護壁には、鋼製防護壁と取水構造物との境界部に止水機構を設置し、止水性能を保持する設計とする。

放水路ゲートは、扉体、戸当り、駆動装置等で構成され、敷地への遡上のおそれのある津波襲来前に遠隔閉止を確実に実施するため、重要安全施設（MS－1）として設計する。

防潮堤（鋼製防護壁、止水機構付）

個	数	1

防潮堤（鉄筋コンクリート防潮壁）

個	数	1

防潮堤（鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁）

個	数	1

防潮扉

個	数	2

放水路ゲート

個	数	3

構内排水路逆流防止設備

個	数	9

原子炉建屋外壁

個	数	一式

貯留堰（「ヌ(3)(v) 非常用取水設備」と兼用）

個	数	1

取水路点検用開口部浸水防止蓋

個	数	10

海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁

個	数	2

取水ピット空気抜き配管逆止弁

個	数	3

放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋

個	数	3

S A用海水ピット開口部浸水防止蓋

個	数	6

緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋

個	数	1

緊急用海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁

個	数	1

緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁

個	数	1

海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋（「ヌ(3)(ii)b. 内部

溢水に対する防護設備」と兼用)

個 数 3

緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋（「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」と兼用)

個 数 1

緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋（「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」と兼用)

個 数 1

格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ（「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」と兼用)

個 数 2

常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ（「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」と兼用)

個 数 1

常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ（「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」と兼用)

個 数 2

常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉（「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」と兼用)

個 数 1

原子炉建屋原子炉棟水密扉

個 数 1

原子炉建屋附属棟東側水密扉

個 数 1

原子炉建屋附属棟西側水密扉

個 数 1

原子炉建屋付属棟南側水密扉

個 数 1

原子炉建屋付属棟北側水密扉 1

個 数 1

原子炉建屋付属棟北側水密扉 2

個 数 1

防潮堤及び防潮扉下部貫通部止水処置

(防潮堤及び防潮扉の地下部の貫通部の止水処置を示す。)

個 数 一式

海水ポンプ室貫通部止水処置 (「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」と兼用)

個 数 一式

原子炉建屋境界貫通部止水処置 (「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」と兼用)

個 数 一式

常設代替高圧電源装置用カルバート(立坑部)貫通部止水処置
(「ヌ(3)(ii)b. 内部溢水に対する防護設備」と兼用)

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使用済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，使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。

原子炉建屋水密扉

個	数	4

溢水拡大防止堰

個	数	21

止水板

個	数	29

(iii) 所内ボイラ（東海発電所及び東海第二発電所共用，既設）

所内ボイラは，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し，蒸気を蒸気溜めより所内蒸気系母管を経て，蒸気を使用する各機器に供給できる設計とする。所内ボイラ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軽油貯蔵タンク，常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを設ける。軽油貯蔵タンク，常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリについては，「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

(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残留熱除去系，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機の冷却用の海水を確保するために，取水構造物を設置する。

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、貯留堰を設置する。

非常用取水設備の取水構造物及び貯留堰は、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。

重大事故等に対処するために必要となる可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの取水箇所としてS A用海水ピットを設置し、S A用海水ピットに海水を導水するため、S A用海水ピット取水塔及び海水引込み管を設置する。また、重大事故等に対処するために必要となる残留熱除去系及び代替燃料プール冷却系の冷却用の海水を確保するために緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピット（S A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを流路の一部として使用する。）を設置する。

取水構造物、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、S A用海水ピット、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットは容量に制限がなく必要な取水容量を十分に有している。また、貯留堰は、基準津波による水位低下に対して、残留熱除去系海水系ポンプ、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプの取水性を保持できる容量を十分に有している。

取水構造物

個	数	1

S A用海水ピット取水塔

個	数	1

海水引込み管

個	数	1

S A用海水ピット

個	数	1
緊急用海水取水管		
個	数	1
緊急用海水ポンプピット		
個	数	1
貯留堰（「ヌ(3)(ii) 浸水防護設備」と兼用）		
個	数	1

取水構造物及び貯留堰は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。また、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、S A用海水ピット、緊急用海水取水管、緊急用海水ポンプピットは、重大事故等時に使用する。

(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、災害対策本部室及び宿泊・休憩室から構成され、緊急時対策所建屋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、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）（以下「安全パラメータ表示システム（SPDS）」という。）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送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型有線通話装置、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））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用いた通信連絡設備を設置又は保管する。

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」、「ロ(2)(ii) 重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「ロ(2)(iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計」に基づく設計とする。

敷地に遡上する津波に対して、緊急時対策所は敷地高さ T.P. +23m 以上に設置する設計としており、敷地に遡上する津波による浸水の影響を受けない。

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、緊急時対策所非常用換気設備、緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型モニタリング・ポスト及び緊急時対策所エリアモニタを設ける。

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等を東京電力ホールディングス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、緊急時対策所非常用換気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。

緊急時対策所非常用換気設備として、緊急時対策所非常用送風機は、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、緊急時対策所加圧設備は、ブ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とともに、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加圧設備による加圧判断のために使用する緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型モニタリング・ポストを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、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型有線通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。

緊急時対策所は、常用電源設備からの給電が喪失した場合に、代替電源設備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、2台設置することで、多重性を有する設計とする。

緊急時対策所用発電機の燃料は、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプにより補給できる設計とする。なお、緊急時対策所用発電機は、プルーム通過時において、燃料を自動で補給し運転できる設計とする。

緊急時対策所の遮蔽については、「チ(1)(iv) 遮蔽設備」にて記載する。

緊急時対策所の換気設備は、「チ(1)(v) 換気空調設備」にて記載する。

緊急時対策所エリアモニタについては、「チ(1)(iii) 放射線監視設備」にて記載する。

可搬型モニタリング・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。

緊急時対策所の必要な情報の把握及び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。

常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車については、
「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」にて記載する。

送受話器（ページング）（警報装置を含む。）

（「ヌ(3)(vii) 通信連絡設備」と兼用）

一式

加入電話設備（加入電話及び加入FAX）（東海発電所及び東
海第二発電所共用）

（「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（固定電話機，PHS端末及びFAX）
（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「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）（東海発電所及び東海第二発電所
共用）

（「ヌ(3)(vii) 通信連絡設備」と兼用）

一式

専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））
（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「ヌ(3)(vii) 通信連絡設備」と兼用）

一式

無線連絡設備（固定型）

（「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（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「チ(1)(iv) 遮蔽設備」と兼用）

一式

緊急時対策所非常用換気設備（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「チ(1)(v) 換気空調設備」と兼用）

一式

緊急時対策所用発電機（東海発電所及び東海第二発電所共用）

台数	2
容量	約1,725kVA／台

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク（東海発電所及び東海第二発電所共用）

基数	2
容量	約75kL／基

緊急時対策所用発電機給油ポンプ（東海発電所及び東海第二発電所共用）

台数	2
容量	約1.3m ³ ／h（1台当たり）

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

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「ヌ(3)(vii) 通信連絡設備」と兼用）

一式

衛星電話設備（固定型）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「ヌ(3)(vii) 通信連絡設備」と兼用）

一式

緊急時対策所用差圧計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「チ(1)(v) 換気空調設備」と兼用）

[可搬型重大事故等対処設備]

携行型有線通話装置

（「ヌ(3)(vii) 通信連絡設備」と兼用）

無線連絡設備（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）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「ヌ(3)(vii) 通信連絡設備」と兼用）

一式

緊急時対策所加圧設備（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「チ(1)(v) 換気空調設備」と兼用）

酸素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

個 数 1（予備1）

二酸化炭素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

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。

緊急時対策所エリアモニタ

（「チ(1)(iii) 放射線監視設備」と兼用）

可搬型モニタリング・ポスト

（「チ(2) 屋外管理用の主要な設備の種類」と兼用）

一式

(vii) 通信連絡設備

通信連絡設備は，警報装置，通信設備（発電所内），データ伝送設備（発電所内），通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）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屋，タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作，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，送受話器（ページング）（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX）等の多様性を確保した通信設備（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データ伝送設備（発電所内）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。

警報装置，通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については，非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）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、発電所外の本店（東京）、国、地方公共団体、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設備として、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、衛星電話設備等の通信設備（発電所外）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）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として、データ伝送設備を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系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。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）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データ伝送設備（発電所内）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設備（発電所内）として、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設備（発電所内）として、衛星電話設備、無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置を設置又は保管する設計とする。

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データ伝送設備（発電所内）として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置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。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管する設計とする。

携行型有線通話装置は、中央制御室及び緊急時対策所内に保管する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は、中央制御室内に設置し、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所建屋内に設置する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）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。

衛星電話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）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。

衛星電話設備のうち緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（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代替電源設備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）、無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置は、充電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電池を用いるものについては、ほかの端末又は予備の充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、使用後の充電池は、中央制御室又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。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は、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）のうち緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置は、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代替電源設備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ための通信設備（発電所内）は、通信設備（発電所内）と同じである。

重大事故等に対処するため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）、衛星電話設備、無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置については、固縛又は転倒防止措

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）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有するための通信設備（発電所外）として，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）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として，緊急時対策支援システム伝送装置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，緊急時対策所建屋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緊急時対策支援システム伝送装置は，安全パラメータ表示システム（SPDS）の緊急時対策支援システム伝送装置と同じである。

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代替電源設備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ための通信設備（発電所外）は、通信設備（発電所外）と同じである。

緊急時対策支援システム（E R S S）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及びデータ伝送設備については、固縛又は転倒防止措置を講じる等、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、「ヌ(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、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

緊急時対策所用代替電源設備については、「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」に記載する。

緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）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は、同一の端末を使用することにより、端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができ、安全性の向上が図れることから、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。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、東海発電所及び東海第二発電所の使用する要員が通信連絡するために必要な容量を確保する設計とする。

通信連絡設備の一覧を以下に示す。

送受話器（ページング）（警報装置を含む。）

（「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用）

一式

加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「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（固定電話機，P H S 端末及び F A X）

（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「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）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用）

一式

専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））

（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用）

一式

無線連絡設備（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]

衛星電話設備（固定型）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「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）

（「ヘ 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（テレビ会議システム，IP電話及びIP-FAX）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「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]

携行型有線通話装置

（「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用）

一式

無線連絡設備（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）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用）

一式

携行型有線通話装置，衛星電話設備，無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型），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，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

（viii） 代替淡水貯槽

代替淡水貯槽には，低圧代替注水系（常設）による原子炉への注入水，代替燃料プール注水系（常設）による使用済燃料プールへの注入水，並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器への注入水を貯留する。

また，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注入水，代替燃料プール注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注入水，並びに代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）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 5,000m ³

（ix） 西側淡水貯水設備

西側淡水貯水設備には，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注入水，代替燃料プール注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注入水，並びに代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）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 5,000m ³

（x） 代替淡水源

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し，かつ，設計基準事故対

処設備及び重大事故等対処設備に重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な設備を設ける。

代替淡水貯槽を水源として重大事故等の対応を実施する際には、西側淡水貯水設備を代替淡水源とし、西側淡水貯水設備を水源として重大事故等の対応を実施する際には、代替淡水貯槽を代替淡水源とする。また、西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽以外に、以下の複数の代替淡水源を設置する。

a. 多目的タンク

基 数	1
容 量	約 1,500m ³

b. 原水タンク

基 数	1
容 量	約 1,000m ³

c. ろ過水貯蔵タンク

基 数	1
容 量	約 1,500m ³

d. 純水貯蔵タンク

基 数	1
容 量	約 500m ³

本文十号を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
* -359-	上 1	(記載の変更)	別紙 2 に変更する。
～	～		
-581-	下 1		
** -244-	上 1		
～	～		
** -461-	下 1		

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

- 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

〔9×9燃料が装荷されたサイクル以降〕

- 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

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) 解析条件の「(iii) 環境への放射性物質の異常な放出」の記述を以下のとおり変更する。

(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

原子炉運転中、何らかの原因で放射性気体廃棄物処理施設（以下「オフガス系」という。）の一部が破損し、オフガス系に保持されていた希ガスや空気抽出器からの希ガスが環境に放出される事象を想定する。

- (a) 希ガス放出量が大きくなる破損箇所としてはホールドアップ装置第1塔の入口配管及び空気抽出器の出口配管が考えられるが、ここでは希ガスの減衰時間が短く希ガスの環境への放出がより大きくなる空気抽出器出口配管での破損を考えるものとする。

- (b) 破損が生じた時点における空気抽出器の希ガスの放出率は、運

転上許容される最大値である $3.33 \times 10^{10} \text{Bq/s}$ (30 分減衰換算値) とする。

(c) オフガス系に保持されていた希ガスの破損箇所からの放出量は、隔離時間を考慮して厳しくなるように評価し、空気抽出器排ガス減衰管からは保持されていた希ガスの 100%，また、ホールドアップ装置第 1 塔からは保持されていた希ガスの 10% が放出されるものとする。

(d) 空気抽出器及び破損箇所は、排気筒モニタの排気筒モニタ放射能高警報等によって事故を検知するのに要する時間及びオフガス系隔離弁に単一故障を仮定した上で隔離操作に要する時間を十分見込んだ時間後に隔離されるものとし、更に保守的に余裕を考慮し事故後 30 分以内は隔離されないものとする。したがって、事故後 30 分間は空気抽出器からの希ガスの放出を考慮する。炉心内で発生した希ガスが空気抽出器の出口に到達するまでに減衰する効果は安全側に無視するものとする。

(e) 環境への放出は、評価結果が厳しくなる換気空調系作動として評価する。

(f) 大気中に放出される希ガスは、換気空調系の作動を考慮するため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 γ 線空気カーマは、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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

原子炉の出力運転中に、何らかの原因により格納容器外で主蒸気管が破断し、破断口から冷却材が流出し、放射性物質が環境に放出

される事象を想定する。

- (a) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約 105%（熱出力 3,440MW）で十分長時間（2,000 日）運転していたものとし、炉心流量は定格流量の 105%とする。また、原子炉ドーム圧力の初期値は 7.17MPa [gage] とする。最小限界出力比の初期値は実際には通常運転時の熱的制限値よりも小さくなることはないが、(i), a. 原子炉冷却材喪失で用いているものと同じ値を用いることとし、1.19 とする。
- (b) 4 本の主蒸気管のうち 1 本が格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し、流出冷却材量の評価に当たっては破断口までの摩擦損失を考慮しない。
- (c) 主蒸気隔離弁は、主蒸気流量高信号により 0.5 秒の動作遅れ時間を含み、事故後 5 秒で全閉するものとする。
- (d) 流出流量は、流量制限器により定格流量の 200%に制限されるものとする。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮しないものとする。
- (e) 臨界流の計算には、Moody の臨界流モデルを使用する。
- (f) 事故発生と同時に外部電源が喪失するとする。したがって、再循環系ポンプは即時にトリップするものとする。
- (g) 原子炉停止機能の観点から安全保護系（主蒸気流量高信号による主蒸気隔離弁閉スクラム）に単一故障を仮定する。
- (h) 事故発生前の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 の最大濃度である $4.6 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。気相中のハロゲンの濃度は、液相中の濃度の 2%とする。

- (i) 事故発生後、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の実測値の平均値に適切な余裕をみた値である 2.22×10^{14} 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。
- (j) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例して放出されるものとするが、主蒸気隔離弁までの到達時間を考慮し、追加放出された核分裂生成物が主蒸気隔離弁閉止までに破断口から放出されることはないものとする。
- (k) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、原子炉圧力の低下に伴い徐々に冷却材中へ放出されるものとする。
- (l) 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。
- (m) 燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスは全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、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。
- (n) 放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定するとして、8個の主蒸気隔離弁のうち1個が閉止しないものとし、閉止した7個の主蒸気隔離弁から蒸気が漏えいするものとする。各主蒸気隔離弁の閉止直後の漏えい率は、設計漏えい率10%/d(逃がし安全弁の最低設定圧力において、原子炉圧力容器

気相体積に対し、飽和蒸気で)とし、4本の主蒸気管で7個閉止という条件を考慮して全体で30%/dの漏えい率とする。その後の漏えい率は、原子炉の圧力及び温度に依存して変化するものとする。

- (o) 主蒸気隔離弁閉止後、逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気がサプレッション・プール水中へ移行するものとし、その蒸気流量は原子炉圧力容器気相体積の340倍/dとする。この蒸気に含まれる核分裂生成物は被ばくには寄与しないものとする。
- (p) 主蒸気隔離弁閉止後、原子炉圧力は、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系によって24時間で直線的に大気圧にまで減圧され、主蒸気系からの漏えいは停止するものとする。
- (q) タービン建屋内に放出された有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲン等は50%が床、壁等に沈着するものとする。希ガス、有機よう素に関してはこの効果は考えないものとする。
- (r) 主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された核分裂生成物を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。
- (s) 主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした核分裂生成物は、大気中に地上放散されるものとする。
- (t) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された核分裂生成物を含む冷却材は、高温低湿状態の外気中で完全蒸発し、半球状の蒸気雲を形成するものとする。この場合、蒸気雲が小さいほど実効線量が高くなり、外気条件として温度が高く、相対湿度が低いほど蒸気雲は小さくなる。本評価では、蒸気雲の大きさを求めるに当たり、温度とし

て 33℃，相対湿度として 40%を用いる。

(u) この半球状の蒸気雲は，短時間放出を考慮して風下方向に 1m/s の速度で移動するものとする。

(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非居住区域境界外での地表空气中濃度は，現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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，非居住区域境界外での希ガス及びハロゲン等による γ 線空気カーマは，現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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，ハロゲン等の全放出量を乗じて求める。

c. 燃料集合体の落下

原子炉の燃料交換時に，燃料取扱装置の故障，破損等により燃料集合体が落下して破損し，放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は，原子炉が定格出力の約 105%（熱出力 3,440MW）で十分長時間（2,000 日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。

(b) 燃料取替作業は，原子炉停止後適切な冷却及び所要作業期間（1 日）後に行われるものとし，原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。

(c) 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については，最大出力燃料集合体であることを考えて，破

損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス 10%，よう素 5%とする。

- (d) 放出された希ガスは，全量が水中から原子炉建屋の空气中へ放出されるものとする。
- (e) 燃料取替作業は原子炉停止 1 日後としており，燃料及び冷却材温度は低下しているため，放出されたよう素のうち 1%は有機状とし，全て原子炉建屋内に移行するものとする。
- (f) 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は 500 とする。
- (g) 原子炉建屋放射能高信号により，原子炉建屋ガス処理系が起動するものとする。
- (h) 非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタのよう素除去効率は，設計値 90%を用いるものとし，また，原子炉建屋から，非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の 2 系統を通り大氣中に放出されるよう素の除去効率は，非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタの設計値 97%を用いるものとする。
- (i) 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は，それぞれ設計で定められた値（4.8 回／d 及び 1 回／d）とする。
- (j) 原子炉建屋内に放出された核分裂生成物は原子炉建屋ガス処理系で処理された後，排気筒から大氣中に放出されるものとする。
- (k) 放射能閉じ込め機能の観点から，原子炉建屋ガス処理系に単一故障を仮定する。
- (l) 非居住区域境界外での地表空气中濃度は，現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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) 非居住区域境界外での希ガスによる γ 線空気カーマは、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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

(i), a. で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

- (a) 原子炉は、事故直前まで定格出力の約 105% (熱出力 3,440MW) で十分長時間 (2,000 日) 運転されていたものとする。
- (b) 事故発生前の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 の最大濃度である $4.6 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。
- (c) 事故発生後新たに燃料棒の破損は生じないため、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の実測値の平均値に適切な余裕をみた値である $2.22 \times 10^{14} \text{ Bq}$ 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。
- (d) 燃料棒から格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 4% とし、残りの 96% は無機よう素とする。
- (e) 無機よう素については、50% が格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。さらに、無機よう素が格納容器スプレイ水によって除去される、あるいはサブプレッション・プール水に溶解する割合は、無機よう素については分配係数で示して 100 とする。有機よう素及び希ガスについては、これらの効果を見做す

るものとする。

- (f) 格納容器内での核分裂生成物の自然崩壊を考慮する。
- (g) 格納容器の漏えい率は、設計上定められた最大値 ($0.5\%/d$) とする。

なお、ECCSにより格納容器外へ導かれたサブプレッション・プール水の漏えいによる核分裂生成物の放出量は、格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。

- (h) 通常運転時に作動している原子炉建屋の常用換気系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号により原子炉建屋ガス処理系に切り替えられるものとする。核分裂生成物が原子炉建屋において、床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。
- (i) 非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタのよう素除去効率は、設計値 90%を用いるものとし、また、原子炉建屋から、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の2系統を通り大気中に放出されるよう素の除去効率は、非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタの設計値 97%を用いるものとする。
- (j) 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は、それぞれ設計で定められた値 ($4.8 \text{ 回}/d$ 及び $1 \text{ 回}/d$) とする。
- (k) 原子炉建屋内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量の評価に当たっては、格納容器から原子炉建屋内に漏えいした核分裂生成物が全て原子炉建屋内に均一に分布するものとする。

なお、格納容器内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャ

イン線は、原子炉一次遮蔽等により十分遮蔽されており、実効線量の評価において有意な寄与はないため、原子炉建屋内の線源としては除外する。

- (l) 事故の評価期間は、格納容器内圧が格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間(ここでは安全側に無限期間)とする。
- (m) 格納容器から原子炉建屋内に漏えいした核分裂生成物は、原子炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中に放出されるものとする。
- (n) 放射能閉じ込め機能の観点から、原子炉建屋ガス処理系に単一故障を仮定する。
- (o) 非居住区域境界外での地表空气中濃度は、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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) 非居住区域境界外での希ガスによる γ 線空気カーマは、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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。
- (q) 直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉建屋内の核分裂生成物による γ 線積算線源強度を用い、原子炉建屋の遮蔽効果を考慮して求める。

e. 制御棒落下

- (ii), a. で想定した制御棒落下の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

- (a) 本事故による燃料棒の燃料被覆管の破損本数が最大となるのは、サイクル初期の高温待機状態で事故が発生した場合であり、炉心の全燃料棒に対する破損燃料棒割合を 6% として解析する。
- (b) 原子炉は高温待機状態にあり、事故発生 の 30 分前まで定格出力の約 105% (熱出力 3,440MW) で十分長時間 (2,000 日) 運転されていたものとする。
- (c) 事故時の主蒸気流量は定格の 5% とする。
- (d) 破損した燃料棒を有する燃料集合体に含まれる核分裂生成物の量は、最大出力の燃料集合体に含まれる量と同じであるとする。
- (e) 破損した燃料棒からは、燃料ギャップ中の核分裂生成物の全量が冷却材中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ中の核分裂生成物の存在量については、最大出力燃料集合体と同等であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス 10%、よう素 5% とする。
- (f) 破損した燃料棒から放出された希ガスは、全て瞬時に気相部に移行するものとする。
- (g) 破損した燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は 4% とし、残りの 96% は無機よう素とする。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及び無機よう素が気相部にキャリアーオーバーされる割合は 2% とする。
- (h) 主蒸気隔離弁は、主蒸気管放射能高信号により 0.5 秒の動作遅れ時間を含み事故後 5 秒で全閉するものとする。
- (i) 復水器へ移行した核分裂生成物のうち、無機よう素の 50% は沈着するものとし、気相中の残りの核分裂生成物は、復水器及びタ

ービンの自由空間に対し 0.5%/d の漏えい率でタービン建屋内へ漏えいするものとする。

(j) タービン建屋内に漏えいした核分裂生成物については、タービン建屋換気系が作動しているものとし、これにより排気筒から大気中に放出されるものとする。

(k) 放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定する。

(l) 非居住区域境界外での地表空气中濃度は、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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) 非居住区域境界外での希ガスによる γ 線空気カーマは、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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。

「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、一部の敷地を共有する東海発電所は廃止措置中であり、原子炉圧力容器から取り出された全ての核燃料は敷地外に搬出済みである。

「(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っては、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、アクセスルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって、人為によるもの（故意によるものを除く。）・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がないように、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

なお、東海第二発電所の敷地に遡上する津波の影響を受けた場合には、迂回路も含めた複数のアクセスルートの中から、運搬、移動に係る優位性を考慮してアクセスルートを抽出し、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（敷地に遡上する津波を含む。）、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を選定する。

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（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、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に分散して保管する。

重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から目的地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、あわせて、軽油貯蔵タンク、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）、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アクセスルートを確認する。

津波の影響については、防潮堤内に設置し基準津波の影響を受けず、また、基準地震動 S_s に対して影響を受けない若しくは重機等による復旧をすることにより、複数のアクセスルートを確認する。

敷地に遡上する津波の影響については、敷地に遡上する津波の影響を受けない高所（T.P. +11m 以上）に、基準地震動 S_s の影響を受けないアクセスルートを少なくとも 1 ルート確保することにより、可搬型重大事故等対処設備の保管場所及び緊急時対策所等から接続場所までの移動・運搬を可能とする。

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）、爆発、近隣工場等の火災、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。

また、想定される自然現象のうち、高潮に対しては、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確認する。

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。

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、基準地震動 S_s 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構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、これらがアクセスルートに影響を及ぼす可能性がある場合は事前対策（路盤補強等）を講じる。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と土のうによる段差解消対策により、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に対してはホイールローダ等の重機による撤去を行い、積雪又は火山の影響に対しては、ホイールローダ等の重機による除雪又は除灰を行う。また、アクセスルートには融雪剤を配備し、車両は凍結及び積雪に対処したタイヤを装着し通行性を確保する。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。

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、あわせて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内アクセスルートは、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）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屋内に確保する。

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。

(a-1)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。

(a-2)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。

(a-3)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等として、がれき撤去のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を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（敷地に遡上する津波を含む。）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に，「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上，外部からの支援計画を定め，協力体制が整い次第，プラントメーカ及び協力会社からは，事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援や要員派遣等の支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給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（以下「支援組織」という。）からは，被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット及び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及び燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後 6 日間までに支援を受けられる体制を整備する。

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

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、災害対策要員（当直（運転員）、自衛消防隊を含む重大事故等に対処する要員から構成される。）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、中央制御室及び現場で運転操作に対応する当直（運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）及びそれ以外の災害対策要員が使用する手順書（以下「災害対策本部手順書」という。）を整備する。

(a-1) 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は東海発電所との同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で東海第二発電所の発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大

事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，運転手順書及び災害対策本部手順書にまとめる。

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災害対策本部手順書に整備する。

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，確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順

を運転手順書に整備する。

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上、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）保護より安全性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、当直発電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手順書を整備し、判断基準を明記する。

重大事故等時の災害対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、災害対策本部長は、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災害対策本部手順書を整備し、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、発電所内の当直（運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）並びにその

他の災害対策要員が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転手順書及び災害対策本部手順書を適切に定める。

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

災害対策本部は、当直（運転員）からの要請あるいは災害対策本部の判断により、当直（運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）の事故対応の支援を行う。災害対策本部手順書として、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、警報処置手順書により初期対応を行う。

警報処置手順書による対応において事象が進展した場合には、警報処置手順書から非常時運転手順書（事象ベース）に移行する。

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

ただし、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）の導入条件が

成立した場合でも、原子炉スクラム時の確認事項等、非常時運転手順書（事象ベース）に具体的内容を定めている対応については非常時運転手順書（事象ベース）を参照する。

異常又は事故が収束した場合は、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）に従い復旧の措置を行う。

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

(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、運転手順書及び災害対策本部手順書に明記する。

重大事故等に対処するため、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、運転手順書及び災害対策本部手順書に整理する。

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災害対策本部手順書に明記する。

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

有効性評価等にて整理した有効な情報について、当直（運転員）が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展

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

(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。

大津波警報が発表された場合、原則として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、引き波により取水ピット水位が循環水ポンプの取水可能下限水位まで低下した場合等、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。

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。

(b) 教育及び訓練の実施

災害対策要員が、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、災害対策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災害対

策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及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、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。

災害対策要員に対して、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災害対策要員を必要人数配置する。

重大事故等に対処する災害対策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、災害対策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ができる教育及び訓練等を実施する。

(b-2) 災害対策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計画的に行う。

災害対策要員のうち、現場作業に当たっている災害対策要員（以下「重大事故等対応要員」という。）が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるように、当直（運転員）（中央制

御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

重大事故等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，発電用原子炉施設及び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，夜間及び降雨並びに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，設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びに手順書・社内規程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・社内規程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、事象に応じて非常事態を宣言し、災害対策要員の非常招集及び通報連絡を行い、発電所に自らを災害対策本部長とする発電所災害対策本部（以下「災害対策本部」という。）を設置して対処する。

災害対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対処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作業班を構成する。また、各班には、役割に応じた対策の実施に関わる全責任を有し、班長及び班員への必要な指示及び本部への報告を行う本部員と、事故対処に係る現場作業等の責任を有し、班員に対する具体的な作業指示及び本部員への報告を行う班長を定める。指揮命令系統及び各班内の役割分担を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

これらの体制を平日勤務時間帯中だけでなく、夜間及び休日においても、重大事故等が発生した場合に速やかに対策を行うことができるように、整備する。

一部の敷地を共有する東海発電所との同時被災の場合においては、災害対策要員は原則として、別組織として各発電所の事故収束対応ができる体制とする。ただし、安全上の観点から、一部の災害対策要員は東海第二発電所及び東海発電所

の対応を兼務する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時の災害対策本部において、その職務に支障をきたすことがないように、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（災害対策本部長を含む。）へ指示を行い、災害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、災害対策要員は発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるように、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、速やかに災害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（東海村又は隣接市町村）に発電用原子炉主任技術者又は代行者を配置する。

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

(c-2) 実施組織は、事故の影響緩和・拡大防止に係るプラントの運

転操作を行う班（当直（運転員）を含む。）、事故の影響緩和・拡大防止に係る給水対応、電源対応、アクセスルート確保、拡散抑制対応及び不具合設備の応急補修対応を行う班、初期消火活動を行う自衛消防隊を有する班で構成し、重大事故等対応を円滑に実施できる体制を整備する。

(c-3) 実施組織は、一部の敷地を共有する東海発電所との同時被災においても対応できる組織とする。

東海発電所は廃止措置中であり、また、全燃料が搬出済みであるため重大事故等は発生しない。東海発電所において、非常事態等の事象（可能性のある事象を含む。）が東海第二発電所と同時に発災し、各発電所での対応が必要となる場合には、災害対策本部は緊急時対策所及び通信連絡設備を共用して事故収束対応を行う。

東海発電所と共用する一部の常設重大事故等対応設備として、同一のスペース及び同一の端末を使用するが、共用により悪影響を及ぼさないように、各発電所に必要な容量を確保する設計としている。可搬型重大事故等対応設備についても、東海発電所及び東海第二発電所に必要な容量を確保する設計としている。

したがって、東海発電所との共用による東海第二発電所の事故収束対応への悪影響は無く、事故収束に係る対応を実施できる。

東海発電所との同時被災の場合において、必要な災害対策要員を東海発電所と東海第二発電所とで、原則、別組織とし常時確保することにより、東海第二発電所の重大事故等対応

設備を使用して東海第二発電所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、東海発電所の被災対応ができる体制とする。

災害対策本部は東海発電所と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両発電所を兼務し、他発電所への悪影響を及ぼす事故状況を把握した上で、各発電所の事故対応上の意思決定を行う災害対策本部長が活動方針を示し、各発電所に配置された災害対策本部長代理は対象となる発電所の事故影響緩和・拡大防止に関わるプラント運転操作への助言や可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等の統括に専従することにより、事故収束に係る対応を実施できる。

また、災害対策本部のうち、広報及びオフサイトセンター対応に当たる要員並びにこれらの対応を統括する災害対策本部長代理は、両発電所の状況に関する情報を統合して同時に提供する必要があることから、東海発電所及び東海第二発電所の重大事故等対応を兼務する体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、東海第二発電所の保安の監督を、誠実かつ最優先に行い、重大事故等に対処する要員（災害対策本部長を含む。）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、発電所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（災害対策本部長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

(c-4) 災害対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

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、技術班（事故状況の把握・評価、プラント状態の進展予測・評価、事故拡大防止対策の検討及び技術的助言等）、放射線管理班（発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置等に関する技術的助言、二次災害防止に関する措置等）、保修班（事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示、不具合設備に関する応急復旧への技術的助言、放射性物質の汚染除去等）、運転班（プラント状態の把握、把握したプラント状態の災害対策本部への報告、事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示及び技術的助言等）、消防班（初期消火活動に関する対応指示）で構成し、各班には必要な指示を行う本部員と班長を配置する。

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、情報班（事故に関する情報収集・整理及び連絡調整、本店（東京）（以下「本店」という。）対策本部及び社外機関との連絡調整等）、広報班（関係地方公共団体への対応、報道機関等への社外対応等に係る本店対策本部への連絡等を行う。）、庶務班（災害対策本部の運営、資機材の調達及び輸送、所内警備、避難誘導、医療（救護）に関する措置、二次災害防止に関する措置等）で構成し、各班には必要な指示を行う班長及び本部員を配置する。

(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、事象に応じて非常事態を宣言し、災害対策

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）を災害対策本部長とする災害対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し、重大事故等対策を実施する。

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、発電所内に災害対策要員を常時確保する。

発電所外から要員が参集するルートは、発電所正門を通行して参集するルートを使用する。発電所正門を通行した参集ルートが使用できない場合は、隣接事業所の敷地内の通行を含む、当該参集ルート以外の参集ルートを使用して参集する。

隣接事業所の敷地内を通行して参集する場合は、隣接事業所の敷地内の通行を可能とした隣接事業所との合意文書に基づき、要員は隣接事業所の敷地内を通行して発電所に参集するとともに、要員の通行に支障をきたす障害物等が確認された場合には、当社が障害物の除去を実施する。

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、東海第二発電所の重大事故等に対処する災害対策要員（初動）として、統括管理及び全体指揮を行う統括待機当番者 1 名、重大事故等対応要員を指揮する現場統括待機者 1 名及び通報連絡等を行う通報連絡要員の災害対策要員（指揮者等）2 名、運転操作対応を行う当直（運転員）7 名、運転操作の助勢を

行う重大事故等対応要員 3 名，給水確保及び電源確保対応を行う重大事故等対応要員 12 名，放射線管理対応を行う重大事故等対応要員 2 名並びに火災発生時の初期消火活動に対応する自衛消防隊 11 名の合計 39 名を確保する。

なお，原子炉運転中においては，当直（運転員）を 7 名とし，また原子炉運転停止中においては，当直（運転員）を 5 名とする。

重大事故等が発生した場合，災害対策要員のうち初動の運転対応及び重大事故等対応を行う要員は中央制御室又は緊急時対策所に参集し，通報連絡，運転対応操作，給水確保，電源確保等の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，災害対策要員を確保する。

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，所定の災害対策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）を含め災害対策要員の補充を行うとともに，そのような事態に備えた災害対策要員の体制に係る管理を行う。

災害対策要員の補充の見込みが立たない場合は，原子炉停止等の措置を実施し，確保できる災害対策要員で，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）を含めて必要な災害対策要員を非常招集できるように，災害対策要員の対象者に対して計画的に通報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、各班には、役割に応じた対策の実施に関わる全責任を有する本部員と、事故対処に係る現場作業等の責任を有する班長及び当直発電長を定める。

(c-7) 災害対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である災害対策本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、あらかじめ定めた順位に従い、副原子力防災管理者がその職務を代行する。また、災害対策本部の各班を統括する本部員、班長及び当直発電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明確にする。

(c-8) 災害対策要員が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り、迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、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を用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP－電話機、IP－FAX）、衛星電話設備、無線連絡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、携行型有線通話装置等を整備する。

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、本店対策本部、国、関係地方公共団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配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

災害対策本部の運営及び情報の収集を行う班が、本店対策本部と災害対策本部間において発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、報道発表及び外部からの問合せ等については、本店対策本部で実施し、発電所の災害対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

(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。

発電所における警戒事態又は非常事態宣言の報告を受け、本店における本店警戒事態又は本店非常事態を発令した場合、速やかに本店内に発電所外部の支援組織である本店対策本部を設置する。

本店対策本部は、全社での体制とし、発電所の災害対策本部が重大事故等対策に専念できるように技術面及び運用面で支援する。

社長を本店対策本部長とした指揮命令系統を明確にし、発電所の災害対策本部が重大事故等対策に専念できる体制を整備する。

本店対策本部長は、原子力災害対策特別措置法第 10 条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を指示する。

本店対策本部は、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及び資機材等の支援を実施する。

また、本店対策本部は、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、以下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、非常時運転手順書及び重大事故等対策要領（重大事故編）に加え、重大事故等対策要領（大規模損壊編）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、災害対策本部における情報収集、当直（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発電用原子炉への注水

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) 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策
 - ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水
- 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屋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屋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判断フローを整備する。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、建屋の損壊状況等）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発電長が行う。また、原子力防災管理者又は当直発電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。）
 - ・使用済燃料プールの損傷により漏えいが発生し、使用済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（建屋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) 当直発電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

災害対策本部は、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。

災害対策本部長は、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、災害対策要員（初動）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するための災害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、非常時運転手順書、重大事故等対策要領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災害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、一義的に災害対策本部長が行う。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。

当直発電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、災害対策本部に報告し、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、可搬型代替直流電源設備や可搬型計測器等の代替の監視手段と無線連絡設備等の通信連絡設備を準備し、アクセスルートが確保され次第、パラメータ監視のための当直(運転員)、重大事故等対応要員等を現場に出動させ、先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た可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行った上で、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、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測

器を使用して採取する。

また、初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれもが採取できない場合は、先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

災害対策本部は、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、建屋の損傷状況及び火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載した上で、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、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、災害対策要員の安全確保を最優先とする。

- ・第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに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。
- ・使用済燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する。
- ・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使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。

これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。

(a-3-1-2) 個別戦略を選択するための判断フロー

災害対策本部は、(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、原子炉建屋内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

c) 設定目標：使用済燃料プール水位確保

使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

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、使用済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屋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共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中

中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

技術的能力に係る審査基準 1.2 から 1.14 における重大事故等対処設備と整備する手順を (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大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

大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化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建屋内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心

とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しくは操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を速やかに実施し、操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には、次の手順で対応を行う。

- 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保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保する。

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)～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、水槽付消防ポンプ自動車等）
- 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屋、放射性物質内包の建屋
 - ・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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及びホースルート、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。

建屋内外共に上記の考え方を基本に消火するが、大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は、入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

また、自衛消防隊以外の災害対策要員が消火活動を行う場合は、災害対策本部の指揮命令系統の下で活動する。

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連絡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，再循環系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る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，原子炉内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（低圧注水系）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，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による発電用原子炉の冷却を試みる。

(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

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（格納容器スプレイ冷却系）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、消火系及び補給水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。
- ・ 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、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却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、ペデスタル（ドライウェル部）へ注水を行う。
- ・ 原子炉格納容器内に水素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－水反応並びに水の放射線分解等による水素及び酸素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及び酸素の濃度を抑制する。また、可搬型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、更に酸素濃度が上昇する場合においては、格納容器圧力逃がし装置により水素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) 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料プール内の燃料体等は、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。使用済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。

- ・使用済燃料プールの状態を監視するため、使用済燃料プール水位・温度、使用済燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プール監視カメラを使用する。
- ・使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により使用済燃

料プールの水位が低下した場合は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止する。

- ・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合、常設スプレイヘッダ又は可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。
- ・原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

(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。

- ・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原

子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。

- ・その際、放水することで放射性物質を含む汚染水が一般排水路を通過して雨水排水路集水枥又は放水路から海へ流れ出すため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。
- ・防潮堤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。

(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溶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な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。

(a-3-2-15-1) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順

(a-3-2-15-2) 可搬型代替注水中型ポンプによる消火手順

(a-3-2-15-3) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料プールへの注水手順

(a-3-2-15-4) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水手順

(a-3-2-15-5) 現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順

(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については、地震、津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、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、大規模損壊への対応をも考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

(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については、大規模損壊に関する考慮事項等、米国におけるNEIガイドの考え方も参考とする。また、当該のガイドの要求内容に照らして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災害対策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、災害対策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、重大事故等対応要員においては、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災害対策本部及び本店対策本部の体制は、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災害対策要員（指揮者等）4名、重大事故等対応要員17名、当直（運転員）7名、自衛消防隊11名を常時39名確保し、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含む。）においても、対応できる体制を整備する。なお、原子炉運転停止中※については、中央制御室の当直（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、発電所構内に常駐している災害対策要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。

(b-3-1) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における統括待機当番者（副原子力防災管理者）を含む災害対策要員（初動）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、発電所構内に常駐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) プルーム通過時は、大規模損壊対応への指示を行う災害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災害対策要員は緊急時対策所及び第二弁操作室、当直（運転員）の一部は中央制御室待避室にとどまり、その他の災害対策要員は発電所構外へ一時退避し、その後、災害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、

災害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、災害対策本部長が、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、災害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) 本店対策本部体制の確立

大規模損壊発生時における本店対策本部の設置による発電所への支援体制は、「(1)(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、「(1)(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、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。また、敷地に遡上する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、原子炉建屋等から 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対象施設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、当該建屋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。原子炉建屋外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確認した複数の接続口を設ける。

(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，原子炉建屋から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。

(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，高線量対応防護服及び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可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）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連絡設備を配備する。

(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、選定に当たっては確率論的リスク評価の知見を踏まえ、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た場合には、想定する事故シーケンスグループ又は格納容器破損モードとして追加する。

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（以下「格納容器」という。）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、直流電源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の機能が喪失し、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故

(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

(a-8)津波浸水による最終ヒートシンク喪失

津波浸水により最終ヒートシンクが喪失する事故

(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 時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故

(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圧力容器破損までの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圧力容器破損までの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 時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故

(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圧力容器破損までの原子炉注水を考慮しない事故

(c) 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故に対する使用済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) 使用済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、使用済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使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済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、格納容器圧力逃がし装置等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、敷地境界及び非居住区域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 5mSv 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) 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 0.31MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.62MPa[gage]を下回ること。

(a-4) 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) 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 0.31MPa [gage] の 2 倍の圧力 0.62MPa [gage] を下回ること。

(b-2) 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熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって、格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。

(b-6) 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、格納容器内の酸素濃度が 5vol% 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) 熔融炉心による侵食によって、格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。

(c) 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
使用済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重大事故等対応要員（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（3,293MW）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（ $48.3 \times 10^3 \text{ t/h}$ ）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。なお，高燃焼度 8×8 燃料は装荷しないため評価対象外とする。
- ・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 33 GWd/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， 44.0 kW/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。
- ・格納容器の体積について，ドライウエル空間部は $5,700 \text{ m}^3$ ，サブプレッション・チェンバ空間部は $4,100 \text{ m}^3$ ，サブプレッション・チェンバ液相部は $3,300 \text{ m}^3$ を用いるものとする。
- ・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°C ，サブプレッション・プール水温度は 32°C を

用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は 5kPa[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、6.983m を用いるものとする。
- ・ 真空破壊装置の作動条件は、3.45kPa（ドライウェル－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、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（3,293MW）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、原子炉定格出力時の下限流量である 85%流量（約 $41.06 \times 10^3 \text{ t/h}$ ）を用いるものとする。
- ・ 主蒸気流量の初期値は、定格値（ $6.42 \times 10^3 \text{ t/h}$ ）を用いるものとする。
- ・ 給水温度の初期値は約 216℃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。なお、高燃焼度 8×8 燃料は装荷しないため評価対象外とする。

- ・燃料の最小限界出力比は、1.24 を用いるものとする。
- ・燃料棒の最大線出力密度は、 44.0 kW/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 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 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。
- ・格納容器の体積について、ドライウェル空間部は $5,700 \text{ m}^3$ 、サプレッション・チェンバ空間部は $4,100 \text{ m}^3$ 、サプレッション・チェンバ液相部は $3,300 \text{ m}^3$ を用いるものとする。
- ・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 32°C を用いるものとする。また、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、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

原子炉緊急停止系作動回路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）

セパレータスカート下端から+66cm（原子炉圧力

容器底部から+1,372 cm）（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。

原子炉水位異常低下（レベル2）（原子炉隔離時冷却系起動，高圧炉心スプレイ系起動，主蒸気隔離弁閉止）
設定点

セパレータスカート下端から-63cm（原子炉圧力

容器底部から+1,243 cm）

原子炉水位異常低下（レベル1）（低圧炉心スプレイ系起動，残留熱除去系（低圧注水系）起動，自動減圧系作動）設定点

セパレータスカート下端から-345cm（原子炉圧

力容器底部から+961 cm）

原子炉水位異常低下（レベル2）（再循環系ポンプ全台トリップ）設定点

セパレータスカート下端から-63cm（原子炉圧力

容器底部から+1,243 cm）

原子炉水位高（レベル8）（原子炉隔離時冷却系トリップ，高圧炉心スプレイ系注入弁閉止）設定点

セパレートスカート下端から+175cm（原子炉圧力容器底部から+1,481 cm）

原子炉圧力高（再循環系ポンプ全台トリップ）設定点

原子炉圧力 7.39MPa [gage]

ドライウェル圧力高（非常用炉心冷却系起動，自動減圧系作動）設定点

ドライウェル圧力 13.7kPa [gage]

・逃がし安全弁

逃がし安全弁の逃がし弁機能及び安全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。

逃がし弁機能

第 1 段：7.37MPa [gage] 2 個，354.6t/h（1 個当たり）

第 2 段：7.44MPa [gage] 4 個，357.8t/h（1 個当たり）

第 3 段：7.51MPa [gage] 4 個，361.1t/h（1 個当たり）

第 4 段：7.58MPa [gage] 4 個，364.3t/h（1 個当たり）

第 5 段：7.65MPa [gage] 4 個，367.6t/h（1 個当たり）

安全弁機能

第 1 段：7.79MPa [gage] 2 個，385.2t/h（1 個当たり）

第 2 段：8.10MPa [gage] 4 個，400.5t/h（1 個当たり）

第 3 段：8.17MPa [gage] 4 個，403.9t/h（1 個当たり）

第 4 段：8.24MPa [gage] 4 個，407.2t/h（1 個当たり）

第 5 段：8.31MPa [gage] 4 個，410.6t/h（1 個当たり）

(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（3,293MW）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（ $48.3 \times 10^3 \text{ t/h}$ ）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。なお，高燃焼度 8×8 燃料は装荷しないため評価対象外とする。
- ・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。

- ・格納容器の体積について、ドライウエル空間部は $5,700\text{ m}^3$ ，サプレッション・チェンバ空間部は $4,100\text{ m}^3$ ，サプレッション・チェンバ液相部は $3,300\text{ m}^3$ を用いるものとする。
- ・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°C ，サプレッション・プール水温度は 32°C を用いるものとする。また、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、 6.983 m を用いるものとする。
- ・真空破壊装置の作動条件は、 3.45 kPa （ドライウェル－サプレッション・チェンバ間差圧）を用いるものとする。
- ・熔融炉心からプール水への熱流束は、 800 kW/m^2 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鉄筋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、ペデスタル（ドライウエル部）に落下する熔融物とは扱わないものとする。
- ・外部水源の温度は、 35°C とする。
- ・原子炉圧力容器，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

逃がし安全弁の安全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：7.79MPa [gage] 2 個，385.2t/h（1 個当たり）

第 2 段：8.10MPa [gage] 4 個，400.5t/h（1 個当たり）

第 3 段：8.17MPa [gage] 4 個，403.9t/h（1 個当たり）

第 4 段：8.24MPa [gage] 4 個，407.2t/h（1 個当たり）

第 5 段：8.31MPa [gage] 4 個，410.6t/h（1 個当たり）

(b-3) 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

(b-3-1) 初期条件

- ・使用済燃料プールの崩壊熱は，約 9.1MW を用いるものとする。
- ・使用済燃料プールの初期水位は，通常水位とする。
- ・使用済燃料プールの保有水量は，使用済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 1,189m³ とする。
- ・使用済燃料プールの初期水温は，65℃ とする。
- ・使用済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19MW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（低圧注水系）の機能が喪失するものとする。

(a-3) 外部電源は使用できるものとする。

(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) A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉水位異常低下（レベル 2）信号により再循環系ポンプ 2 台全てを自動停止するものとする。

(a-6) 逃がし安全弁（安全弁機能）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）（7 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 6% を処理するものとする。

(a-7) 低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。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、 $230\text{m}^3/\text{h}$ にて原子炉へ注水する。

(a-8) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内にスプレイする。

(a-9) 格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力 $0.31\text{MPa}[\text{gage}]$ における排出流量 $13.4\text{kg}/\text{s}$ に対して、第二弁を全開にて格納容器除熱を実施する。

(a-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。

(a-10-1) 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 25 分後に開始する。

(a-10-2) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が $0.279\text{MPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、サブプレッション・プ

ール水位が通常水位+6.5mに到達した場合に停止する。

(a-10-3)格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作は、
格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。

(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、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。

(b-3)外部電源は使用できるものとする。

(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) A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、
原子炉水位異常低下（レベル2）信号により再循環系ポンプ 2
台全てを自動停止するものとする。

(b-6)逃がし安全弁（安全弁機能）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。過渡時自
動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子
炉減圧は、原子炉水位異常低下（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）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 6%を処
理するものとする。

(b-7)低圧炉心スプレイ系は、原子炉水位異常低下（レベル1）到
達後、低圧炉心スプレイ系が自動起動し、逃がし安全弁（自動
減圧機能）による原子炉減圧後に、 $1,419\text{m}^3/\text{h}$ (0.84MPa[dif])

において) (最大 $1,561\text{m}^3/\text{h}$) にて原子炉注水する。

(b-8) 残留熱除去系 (低圧注水系) は, 原子炉水位異常低下 (レベル 1) 到達後, 残留熱除去系 (低圧注水系) が自動起動し, 逃がし安全弁による原子炉減圧後に, 1 系統当たり $1,605\text{m}^3/\text{h}$ ($0.14\text{MPa}[\text{dif}]$ において) (最大 $1,676\text{m}^3/\text{h}$) にて原子炉注水する。また, 原子炉水位が原子炉水位高 (レベル 8) まで回復し, 低圧炉心スプレイ系のみにより原子炉水位の維持が可能な場合は, 注水を停止する。

(b-9) 残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) は, 自動起動した残留熱除去系 (低圧注水系) のうち, 1 系統を切り替えるものとする。伝熱容量は, 熱交換器 1 基当たり約 43MW (サプレッション・プール水温度 100°C , 海水温度 32°C において) とする。

(b-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。

(b-10-1) 残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) 運転操作は, 原子炉水位高 (レベル 8) 到達の 5 分後に実施する。

(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, 全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、原子炉水位異常低下（レベル2）で自動起動し、 $136.7\text{m}^3/\text{h}$ （ $7.86\text{MPa}[\text{gage}] \sim 1.04\text{MPa}[\text{gage}]$ 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（安全弁機能）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）（7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6%を処理するものとする。

(c-1-7)低圧代替注水系（可搬型）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大 $110\text{m}^3/\text{h}$ 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。また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却と併せて実施する場合は、 $50\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水するものとする。

(c-1-8)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内にスプレイする。

(c-1-9)残留熱除去系（低圧注水系）は、 $1,605\text{m}^3/\text{h}$ （ $0.14\text{MPa}[\text{dif}]$ において）（最大 $1,676\text{m}^3/\text{h}$ ）の流量で注水するものとする。

(c-1-10)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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（格納容器スプレイ冷却系）を使用する場合は、 $1,692\text{m}^3/\text{h}$ の流量で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43MW（サブプレッション・プー

ル水温度 100℃，海水温度 32℃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 1 分後に実施する。

(c-1-11-3) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は，格納容器圧力が 0.279MPa[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（低圧注水系）による原子炉注水を開始する前に停止する。

(c-1-11-4) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作は，事象発生から 24 時間 10 分後に実施する。

(c-2) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能，直流電源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，125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失するものとする。これらにより，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。また，非常用ディーゼル発電機等及び原子炉隔離時冷却系の本体故障を想定する。

(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) 高圧代替注水系は、運転員による高圧代替注水系蒸気供給弁の遠隔での手動開閉操作によって、設計値である $136.7\text{m}^3/\text{h}$ ($7.86\text{MPa}[\text{gage}] \sim 1.04\text{MPa}[\text{gage}]$ において) の流量で注水するものとする。

(c-2-6) 逃がし安全弁（安全弁機能）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）（7 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 6% を処理するものとする。

(c-2-7) 低圧代替注水系（可搬型）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大 $110\text{m}^3/\text{h}$ 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。また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器冷却と併せて実施する場合は、 $50\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水するものとする。

(c-2-8) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内にスプレーする。

(c-2-9) 残留熱除去系（低圧注水系）は、 $1,605\text{m}^3/\text{h}$ ($0.14\text{MPa}[\text{dif}]$ において) (最大 $1,676\text{m}^3/\text{h}$) の流量で注水するものとする。

(c-2-10) 残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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（格納容器スプレー冷却系）を使用する場合は、 $1,692\text{m}^3/\text{h}$

の流量で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 43MW（サブレーション・プール水温度 100℃，海水温度 32℃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) 高圧代替注水系による原子炉注水操作は、事象発生から 25 分後に開始する。

(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 8 時間 1 分後に実施する。

(c-2-11-4) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 0.279MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレーは、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を開始する前に停止する。

(c-2-11-5) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）による格納容器除熱操作は、事象発生から 24 時間 10 分後に実施する。

(c-3) 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鎖に失敗する事故

(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、全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-3-3) 外部電源は使用できないものとする。

(c-3-4) 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-3-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下（レベル 2）で自動起動し、 $136.7\text{m}^3/\text{h}$ （ $7.86\text{MPa}[\text{gage}] \sim 1.04\text{MPa}[\text{gage}]$ において）の流量で注水するものとする。

(c-3-6) 逃がし安全弁（安全弁機能）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）（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 6% を処理するものとする。

(c-3-7) 低圧代替注水系（可搬型）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大 $110\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器冷却と併せて実施する場合は、 $50\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水するものとする。

(c-3-8) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内にスプレーする。

(c-3-9) 残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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（格納容器スプレー冷却系）を使用する場合は、 $1,692\text{m}^3/\text{h}$ にて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 43MW（サブプレッション・プール水温度

100℃，海水温度 32℃において）とする。

(c-3-10) 残留熱除去系（低圧注水系）は， $1,605\text{m}^3/\text{h}$ ($0.14\text{MPa}[\text{dif}]$ において) (最大 $1,676\text{m}^3/\text{h}$) の流量で注水するものとする。

(c-3-11) 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-3-11-1) 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-3-11-2) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作は，事象発生から 3 時間後に開始する。

(c-3-11-3) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は，低圧代替注水系（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-3-11-4) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は，格納容器圧力が $0.279\text{MPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に実施する。なお，格納容器スプレイは，残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を開始する前に停止する。

(c-3-11-5) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作は，事象発生から 24 時間 10 分後に実施する。

(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，原子炉水位異常低下（レベル 2）で自動起動し， $136.7\text{m}^3/\text{h}$ （ $7.86\text{MPa}[\text{gage}] \sim 1.04\text{MPa}[\text{gage}]$ 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（安全弁機能）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）（7 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 6% を処理するものとする。

(d-1-7) 低圧代替注水系（常設）は，逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に，最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水し，その後は炉心を冠水維持するように注水する。

(d-1-8) 緊急用海水系の伝熱容量は，約 24MW（サブプレッション・プール水温度 100°C ，海水温度 32°C において）とする。

(d-1-9) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を使用する場合は， $1,692\text{m}^3/\text{h}$ にて格納容器内にスプレイするものとする。また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の伝熱容量は，熱交換器 1 基当たり約 24MW（サブプレッション・プール水温度 100°C ，海水温度 32°C において）とする。

(d-1-10) 残留熱除去系（低圧注水系）は， $1,605\text{m}^3/\text{h}$ （ $0.14\text{MPa}[\text{dif}]$ において）（最大 $1,676\text{m}^3/\text{h}$ ）の流量で注水するものとする。

(d-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。

(d-1-11-1) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、低圧代替注水系（常設）起動操作後、サブプレッション・プール水温度が 65℃に到達した場合に開始する。

(d-1-11-2) 緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作は、格納容器圧力 0.279MPa [gage] に到達した場合に開始する。また、残留熱除去系による格納容器除熱の開始後に、原子炉水位が原子炉水位高（レベル 8）設定点に到達した場合は、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止し、以降は残留熱除去系による原子炉注水により原子炉水位を維持する。

(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るものとする。

(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) A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉水位異常低下（レベル 2）信号により再循環系ポンプ 2 台全てを自動停止するものとする。

(d-2-6) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下（レベル 2）で自動起動し、 $136.7\text{ m}^3/\text{h}$ (7.86MPa [gage]～1.04MPa [gage]において) の流量で注水するものとする。

(d-2-7) 高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位異常低下（レベル 2）

で自動起動し、 $1,419\text{m}^3/\text{h}$ ($1.38\text{MPa}[\text{dif}]$ において) (最大 $1,419\text{m}^3/\text{h}$) の流量で注水するものとする。

(d-2-8) 逃がし安全弁 (安全弁機能) 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) (7 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 6% を処理するものとする。

(d-2-9) 低圧代替注水系 (常設) は、逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉減圧後に、最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ 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。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、 $230\text{m}^3/\text{h}$ にて原子炉へ注水する。

(d-2-10) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内にスプレイする。

(d-2-11) 格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力 $0.31\text{MPa}[\text{gage}]$ における排出流量 $13.4\text{kg}/\text{s}$ に対して、第二弁を全開にて格納容器除熱を実施する。

(d-2-12) 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。

(d-2-12-1) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、サブプレッション・プール水温度が 65°C に到達した場合に実施する。

(d-2-12-2) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が $0.279\text{MPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、サブプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5m に到達した場合に停止する。

(d-2-12-3) 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。

(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、A T W S 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（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高（7.39MPa[gage]）又は原子炉水位異常低下（レベル 2）信号により再循環系ポンプ 2 台全てを自動停止するものとする。また、再循環系ポンプが 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ー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（18 個）は、容量として、1 個当たり定格主蒸気流量の約

6%を処理するものとする。

(e-8) 電動駆動給水ポンプは、主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプが停止した後、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、原子炉水位異常低下（レベル2）で自動起動し、 $136.7\text{ m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力 $7.86\text{ MPa}[\text{gage}] \sim 1.04\text{ MPa}[\text{gage}]$ において）の流量で給水するものとする。また、サブプレッション・プール水温度が 106°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、原子炉水位異常低下（レベル2）又はドライウェル圧力高（ $13.7\text{ kPa}[\text{gage}]$ ）で自動起動し、 $145\text{ m}^3/\text{h} \sim 1,506\text{ m}^3/\text{h}$ （ $8.30\text{ MPa}[\text{dif}] \sim 0\text{ MPa}[\text{dif}]$ において）の流量で注水するものとする。

(e-11) ほう酸水注入系は、事象発生から6分後に手動起動し、 $163\text{ L}/\text{min}$ の流量及びほう酸濃度 $13.4\text{ wt}\%$ で注入するものとする。

(e-12) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の伝熱容量は、熱交換器1基当たり約 53 MW （サブプレッション・プール水温度 100°C ，海水温度 27.2°C 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4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、事象発生から6分後に手動起動する。

(e-13-3) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による

格納容器除熱操作は、事象発生 17 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、再循環系配管（最大破断面積約 $2,900 \text{ cm}^2$ ）とし、破断面積を約 3.7 cm^2 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残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系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（安全弁機能）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）（7 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 6% を処理するものとする。

(f-6) 低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大 $378 \text{ m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。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、 $230 \text{ m}^3/\text{h}$ にて原子炉へ注水する。

(f-7) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、 $130 \text{ m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内にスプレイする。

(f-8) 格納容器圧力逃がし装置等は、格納容器圧力 $0.31 \text{ MPa}[\text{gage}]$

における排出流量 13.4kg/s に対して、第二弁を全開にて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) 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 25 分後に開始する。

(f-9-2) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が $0.279\text{MPa}[\text{gage}]$ 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 + 6.5m に到達した場合に停止する。

(f-9-3) 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が $0.31\text{MPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に実施する。

(f-10) 敷地境界及び非居住区域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) 事故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、事故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 $4.7 \times 10^{12}\text{Bq}$ 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 $2.22 \times 10^{14}\text{Bq}$ 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、希ガスについてはガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値で約 $6.0 \times 10^{15}\text{Bq}$ 、よう素については I-131 等価量で約 $3.9 \times$

10^{14} 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、希ガスは全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及び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、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・チェンバでのスクラビング等による核分裂生成物の除去効果については考慮しないものとする。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) 敷地境界及び非居住区域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ガンマ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) 敷地境界における大気拡散条件については、格納容器圧力逃がし装置を用いる場合は、地上放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 (χ/Q) を 8.2×10^{-5} (s/m^3)、相対線量 (D/Q) を 9.9×10^{-19} (Gy/Bq) とし、耐圧強化ベント系を用いる場合は、排気筒放出、実効放出継続

時間 1 時間の値として、相対濃度 (χ/Q) は 2.0×10^{-6} (s/m^3), 相対線量 (D/Q) は 8.0×10^{-20} (Gy/Bq) とする。

また、非居住区域境界における大気拡散条件については、格納容器圧力逃がし装置を用いる場合は、地上放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 (χ/Q) を 2.9×10^{-5} (s/m^3), 相対線量 (D/Q) を 4.0×10^{-19} (Gy/Bq) とし、耐圧強化ベント系を用いる場合は、排気筒放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 (χ/Q) は 2.0×10^{-6} (s/m^3), 相対線量 (D/Q) は 8.1×10^{-20} (Gy/Bq) とする。

(f-10-9) 格納容器圧力逃がし装置による有機よう素の除染係数を 50, 無機よう素の除染係数を 100 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、残留熱除去系の熱交換器フランジ部とし、破断面積は、約 $21cm^2$ 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 が発生した残留熱除去系 B 系が機能喪失するものとする。また、保守的に同じ原子炉建屋西側に設置されている高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 C 系も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、原子炉水位異常低下 (レベル 2) で自動起動し、 $136.7m^3/h$ ($7.86MPa[gage] \sim 1.04MPa[gage]$ にいて) の流量で注水するものとする。

(g-6) 低圧炉心スプレイ系は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、 $1,419\text{m}^3/\text{h}$ （ $0.84\text{MPa}[\text{dif}]$ において）（最大 $1,561\text{m}^3/\text{h}$ ）の流量で注水するものとする。

(g-7) 低圧代替注水系（常設）は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(g-8) 原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（7 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 6% を処理するものとする。

(g-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。

(g-9-1) 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 15 分後に開始するものとする。

(g-9-2) 残留熱除去系の破断箇所隔離操作は、事象発生から約 3 時間後に開始するものとし、事象発生後の 5 時間後に完了するものとする。

(h) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失

以下に示すものを除き「(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」の条件を適用する。

(h-1) 起因事象として、敷地に遡上する津波による敷地への津波浸水が発生するものとする。

(h-2) 安全機能としては、残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機等の取水機能喪失を想定し、崩壊熱除去機能及び全交流動力電源が喪失するものとする。

(h-3) 外部電源は使用できないものとする。

(h-4)緊急用海水系の伝熱容量は約 24MW（サプレッション・プール
水温度 100℃，海水温度 32℃において）とする。

(h-5)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。

(h-5-1)緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による
原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）
による格納容器除熱操作は，事象発生から 24 時間 25 分後に
実施する。

c．運転中の原子炉における重大事故

(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(a-1)代替循環冷却系を使用する場合

(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，再循環系配管（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，原子炉水位低（レベル 3）信号による
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)再循環系ポンプは，事象発生と同時に停止するものとする。

(a-1-8)低圧代替注水系（常設）は， $230\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水
する。なお，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は，

格納容器スプレイと同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。

(a-1-9) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。

(a-1-10) 格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作は考慮しないものとする。

(a-1-11) 代替循環冷却系の循環流量は、全体で $250\text{m}^3/\text{h}$ とし、原子炉注水へ $100\text{m}^3/\text{h}$ 、格納容器スプレイへ $150\text{m}^3/\text{h}$ 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-1-12) 代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は、約 14MW （サプレッション・プール水温度 100°C 、海水温度 32°C において）とする。

(a-1-13) 可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度 30°C 、純度 $99\text{vol}\%$ にて $200\text{m}^3/\text{h}$ （窒素 $198\text{m}^3/\text{h}$ 及び酸素 $2\text{m}^3/\text{h}$ ）で格納容器内に注入するものとする。

(a-1-14) 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-1-14-1) 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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生から 25 分後に開始する。なお、格納容器スプレイ及び原子炉注水は、代替循環冷却系の運転開始後に停止する。

(a-1-14-2) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、90 分後に開始する。

(a-1-14-3) 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合にサプレッション・チェンバ内へ窒素注入を開始し、格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達により停止する。

(a-1-15) 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-1-15-1) 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-1-15-2) 代替循環冷却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、格納容器内に放出されるものとする。

(a-1-15-3) 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-1-15-4) 原子炉建屋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-1-15-4-1) 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。

(a-1-15-4-2) 原子炉建屋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、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率 1 回/d 相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレイン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。原子炉建屋ガス処理系は、事象発生 115 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中央制御室からの遠隔操作により起動し、起動後 5 分間で負圧が達成されることを想定する。

(a-1-15-4-3) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋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) 代替循環冷却系を使用できない場合

(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、再循環系配管（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。なお、代替循環冷却系は使用できないものとする。

(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、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。

(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)再循環系ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。

(a-2-8)低圧代替注水系（常設）は、 $230\text{m}^3/\text{h}$ の流量で原子炉注水し、原子炉水位がジェットポンプ上端（以下「原子炉水位L0」という。）まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量で注水する。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。

(a-2-9)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。

(a-2-10)格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）水位の確保操作は考慮しないものとする。

(a-2-11)格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力 $0.31\text{MPa}[\text{gage}]$ における排出流量 $13.4\text{kg}/\text{s}$ に対して、第二弁の中央制御室からの遠隔操作による全開操作で格納容器除熱を実施する。

(a-2-12)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-2-12-1)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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生から 25 分後に開始する。また、代替循

環冷却系による格納容器除熱操作ができないことから、原子炉水位 L O まで回復したことを確認した場合、原子炉注水流量を崩壊熱相当に調整し、格納容器冷却を停止する。

(a-2-12-2) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合に開始し、0.400MPa [gage] に到達した場合は停止する。なお、格納容器ベントに伴うサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、サブプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5m に到達した以降は格納容器スプレイを停止する。

(a-2-12-3) 格納容器圧力逃がし装置による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 + 6.5m 到達から 5 分後に実施する。

(a-2-13) 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-2-13-1) 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-2-13-2) 格納容器圧力逃がし装置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、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圧力逃がし装置に至るものとする。格納容器圧力逃がし装置に到達した核分裂生成物は、

格納容器圧力逃がし装置内のフィルタによって除去された後、格納容器圧力逃がし装置出口配管から放出されるものとする。

(a-2-13-3) 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の Cs-137 放出量は、格納容器からの放出割合及び格納容器圧力逃がし装置の除染係数を考慮して計算する。

(a-2-13-4) 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-2-13-5) 格納容器圧力逃がし装置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-2-13-5-1) 格納容器内から原子炉建屋への漏えいはないものとする。

(a-2-13-5-2) 格納容器圧力逃がし装置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-2-13-6) 原子炉建屋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-2-13-6-1) 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。

(a-2-13-6-2) 原子炉建屋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、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率 1 回/d 相当を考慮す

る。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレイン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。原子炉建屋ガス処理系は、事象発生 115 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中央制御室からの遠隔操作により起動し、起動後 5 分間で負圧が達成されることを想定する。

(a-2-13-6-3) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋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（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を想定する。さらに原子炉圧力容器破損までは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－水反応及び溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。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。

(b-6) 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-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)再循環系ポンプは、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（安全弁機能）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）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 6%を処理するものとする。

(b-10)格納容器下部注水系（常設）は、原子炉圧力容器が破損して溶融炉心がペデスタル（ドライウエル部）に落下した後は、 $80\text{m}^3/\text{h}$ にてペデスタル（ドライウエル部）に注水するものとする。

(b-11)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、原子炉圧力容器破損後においては $300\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内にスプレイする。格納容器圧力の低下を確認した後は、一旦格納容器スプレイを停止するが、再度格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力 0.465MPa [gage] に到達した場合は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内にスプレイする。

(b-12)代替循環冷却系の循環流量は、全体で $250\text{m}^3/\text{h}$ とし、ドライウエルへ $250\text{m}^3/\text{h}$ で連続スプレイを実施する。原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力の低下を確認した後は、ドライウエルへ $150\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉へ $100\text{m}^3/\text{h}$ にて流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。

(b-13)代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は、約 14MW（サプレッション・プール水温度 100°C 、海水温度 32°C におい

て) とする。

(b-14) 可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度 30°C 、純度 99vol% にて $200\text{m}^3/\text{h}$ (窒素 $198\text{m}^3/\text{h}$ 及び酸素 $2\text{m}^3/\text{h}$) で格納容器内に注入するものとする。

(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）の手動による原子炉急速減圧操作は、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点で開始する。

(b-16-2) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、事象発生から 90 分後に開始する。原子炉圧力容器破損後は、格納容器圧力が低下に転じて 30 分後に、ドライウェルと原子炉へ流量分配し、それぞれ連続スプレー及び連続注水を実施する。

(b-16-3) 代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）は、原子炉圧力容器破損の 6 分後に開始する。また、格納容器冷却による格納容器圧力の低下から 30 分後に停止する。その後、格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合に開始し、 0.400MPa [gage] に到達した場合に停止する。

(b-16-4) 格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作は、代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）の 1 分後

を開始する。また、ペデスタル(ドライウェル部)水位が 2.75m に到達した場合に停止する。その後は、ペデスタル(ドライウェル部)水位が 2.25m まで低下した場合に注水を開始し、2.75m に到達した場合に停止することで水位を維持する。

(b-16-5) 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達した場合にサプレッション・チェンバ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) 代替循環冷却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、格納容器内に放出されるものとする。

(b-17-3) 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。

(b-17-4) 原子炉建屋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) 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。

(b-17-4-2) 原子炉建屋ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟内の負圧が維持されていることを想定し、非常用ガス処理系の

設計換気率 1 回／d 相当を考慮する。なお，非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレイン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) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず，また，原子炉建屋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溶融燃料－冷却材相互作用

「(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。

(d) 水素燃焼

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 代替循環冷却系を使用する場合」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) 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及び酸素並びに可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入に伴い格納容器内に注入される酸素を考慮することとする。格納容器の初期酸素濃度は，2.5vol%（ドライ条件）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、サプレッション・プール内の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに 1、サプレッション・プール以外に存在する核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに 0.1 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。

d. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

(a) 想定事故 1

(a-1) 使用済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、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウエルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。

(a-2) 使用済燃料プールの初期水温は、65℃とする。

(a-3) 使用済燃料プールの崩壊熱は、約 9.1MW を用いるものとする。

(a-4) 安全機能としては、使用済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浄化系、残留熱除去系、補給水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) 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水中型ポンプ 2 台を使用するものとし、 $50\text{m}^3/\text{h}$ 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) 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水は、事象発生から 8 時間後に開始する。

(b) 想定事故 2

(b-1) 使用済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、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウエルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。

(b-2) 使用済燃料プールの初期水温は、65℃とする。

(b-3) 使用済燃料プールの崩壊熱は、約 9.1MW を用いるものとする。

(b-4) 安全機能としては、使用済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浄化系、残留熱除去系、補給水系等の機能を喪失するものとする。

(b-5) 使用済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、燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定する。

(b-6) サイフォン現象による使用済燃料プール水位の低下は、静的サイフォンブレーカの効果により、燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約 0.23m 下）までの低下にとどまるものとする。なお、評価においては、使用済燃料プールの水位は燃料プール水戻り配管水平部下端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) 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水中型ポンプ 2 台を用いるものとし、50m³/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) 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水は、事象発生から 8 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 19MW 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℃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（低圧注水系）は、 $1,605\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(a-10) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の伝熱容量は、熱交

換器 1 基当たり約 43MW(原子炉冷却材温度 100℃, 海水温度 32℃
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（低圧注水系）による原子炉注水操作は、
事象発生から約 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 19MW 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℃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、全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。

(b-8) 外部電源は使用できないものとする。

(b-9) 低圧代替注水系（常設）は、27m³/h の流量で注水するもの
とする。

(b-10) 緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）
の伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり約 24MW（原子炉冷却材温度
100℃, 海水温度 32℃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 21 分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) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は，事象発生から約 1.1 時間後に開始する。

(b-11-3) 緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転操作は，事象発生から 4 時間 10 分後に開始する。

(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，原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく見積もるため，使用済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時の原子炉冷却材流出を想定し，流出量は約 $47\text{m}^3/\text{h}$ 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るものとする。

(c-7) 残留熱除去系（低圧注水系）は， $1,605\text{m}^3/\text{h}$ 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) 待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作は，事象発生から約 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。なお、高燃焼度 8×8 燃料は装荷しないため評価対象外とする。

(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°C とする。また，燃料エンタルピの初期値は 8kJ/kgUO_2 とする。

(d-4) 起因事象として，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，最大反応度価値を有する制御棒の対角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，起動領域計装の原子炉出力ペリオド短(10 秒) 信号によるものとする。なお，原子炉スクラム信号の発生を想定する際の起動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 872℃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 8.19MPa[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 8.49MPa[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) 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」，「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 0.31MPa[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 0.31MPa[gage]の2倍の圧力 0.62MPa[gage]を下回る。

- (d) 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LOCA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 143℃であり、不確かさを考慮しても限界温度 200℃を下回る。

なお、格納容器圧力逃がし装置等を使用する事故シーケンスグループにおいて敷地境界及び非居住区域境界での実効線量が最も厳しくなる「中破断LOCA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、格納容器圧力逃がし装置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 4.1×10^{-1} mSv, 耐圧強化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 6.2×10^{-1} mSv であり、また、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の非居住区域境界での実効線量の評価結果は約 1.6×10^{-1} mSv, 耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の非居住区域境界での実効線量の評価結果は約 6.2×10^{-1} mSv であり、いずれの場合も、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) 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LOCA時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪

失する事故」における代替循環冷却系を使用できない場合及び「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、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 0.47MPa [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 0.31MPa [gage] の 2 倍の圧力 0.62MPa [gage] を下回る。

(b) 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 時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故」における代替循環冷却系を使用できない場合において、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 157℃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 時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故」における代替循環冷却系を使用でき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、C s -137 の総放出量は、事象発生から 7 日後までの間で約 18TBq、100 日後までを考慮したとしても約 20TBq 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 0.3MPa [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溶融燃料－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カ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」におけるペデスタル（ドライウェル部）への水張りを考慮した場合において、圧カスパイクによって格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.22MPa [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格納容器バウンダリの機能が喪失することはない。
- (f) 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 時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故」における代替循環冷却系を使用する場合及び「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、事象発生から 7 日後までの格納容器内酸素濃度の最高値は、約 4.0vol%（ドライ条件）であり、不確かさを考慮しても 5vol% 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 時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故」における代替循環冷却系を使用する場合及び「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、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、ペデスタル（ドライウエル部）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、ペデスタル（ドライウエル部）の溶融炉心は適切に冷却され、ペデスタル（ドライウエル部）壁面及び床面のコンクリートの侵食量はともに 0cm であり、不確かさを考慮しても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. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

(a) 燃料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、使用済燃料プール水位は通常水位から約 0.62m 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、使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.62m 下の水位となった場合の原子炉建屋原子炉棟 6 階の床付近の線量率は約 3.1mSv/h 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、使用済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」において、原子炉水位は燃料有効長頂部の約 4.2m 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」において、原子炉水位は燃料有効長頂部の約 4.2m 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有効長頂部の約 1.7m 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	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、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、再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により、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。 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。		
	対応手段等	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	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「A T W S」という。）が発生するおそれがある場合又はA T W Sが発生した場合は、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。 また、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。
		再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	A T W Sが発生した場合は、A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系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。 また、A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系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再循環系ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。
		自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	A T W Sが発生した場合は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時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。

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			
対応手段等	フロントライン系故障時	ほう酸水注入	A T W Sが発生した場合は、再循環系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。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択		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、発電用原子炉を緊急停止したことを確認する。 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。 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再循環系ポンプを停止し、自動減圧系及び過渡時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。

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	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へ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。 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。 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。		
	設計基準事故対処設備		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と位置付け重大事故等の対処に用いる。
	フロントライン系故障時	発電用原子炉の冷却 高圧代替注水系による	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。 ・中央制御室からの手動操作により高圧代替注水を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 ・中央制御室からの手動操作により高圧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代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。
	サポート系故障時	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。

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			
対応手段等	サポート系故障時	原子炉隔離時冷却系の復旧 代替電源設備による	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直流電源設備により給電している場合は、所内常設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。 ・代替交流電源設備等により充電器に給電し、直流電源を供給する。 ・可搬型代替直流電源設備により直流電源を供給する。
	監視及び制御		「高圧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圧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広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）等により監視する。 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。 中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動する場合は、高圧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広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧代替注水系系統流量、サプレッション・プール水位等により監視する。 現場での弁の手動操作により高圧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広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）、高圧代替注水系系統流量等により監視する。 原子炉圧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圧力容器内の水位を制御する。
	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圧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圧力容器へ注水する。

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			
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	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代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。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、高圧代替注水系の運転を継続する。
		サポート系故障時	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、中央制御室からの操作により高圧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代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。 いずれの操作によっても高圧代替注水系を起動できない場合又は高圧代替注水系により原子炉圧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。 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、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。 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直流電源設備により給電している場合は、所内常設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等により充電器を充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。 代替交流電源設備等による給電ができない場合は、可搬型代替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。 代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備等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。

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		
配慮すべき事項	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、原子炉隔離時冷却系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起動時のみとし、その後速やかに退室する。防護具を確実に装着することにより本操作が可能である。
	作業性	高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の起動操作は、通常の弁操作である。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、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。
	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。

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	原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態において、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。 また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高压状態である場合において、高压溶融物放出／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。 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。		
	対応手段等	フロントライン系故障時	減圧の自動化 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が減圧できない場合は、過渡時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。 手動操作による減圧 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放し、発電用原子炉を減圧する。
		サポート系故障時	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（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。 ・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、可搬型代替直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。 ・逃がし安全弁の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。

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			
対応手段等	サポート系故障時	非常用窒素供給系 による窒素確保	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（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の供給源が非常用窒素供給系に切り替わることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ発電用原子炉を減圧する。 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベからの供給期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、予備の窒素ポンベに切り替える。
		非常用逃がし安全弁駆動系 による減圧	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、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に必要な窒素を確保し、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。 非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベからの供給期間中において、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、予備の窒素ポンベに切り替える。
		代替電源設備を用いた 逃がし安全弁の復旧	全交流動力電源喪失又は常設直流電源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。 ・可搬型代替直流電源設備等により直流電源を確保する。 ・代替交流電源設備等により充電器に給電することで直流電源を確保する。
	防止	高圧溶融物放出／格納 容器雰囲気直接加熱の	炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器内が高圧の状態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。
	LOCA発生時	インターフェイス システム	インターフェイスシステムLOCAが発生した場合は、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。 漏えい箇所の隔離ができない場合は、発電用原子炉を手動停止するとともに、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。

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			
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	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低圧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。 なお、原子炉水位異常低下（レベル1）設定点到達10分後及び残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系が運転している場合は、過渡時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。
	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障時	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型代替直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。 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、可搬型代替直流電源設備等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。 全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等により充電器を充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。 逃がし安全弁の駆動源である窒素供給系の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、非常用窒素供給系により逃がし安全弁（自動減圧機能）に必要な窒素を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。 逃がし安全弁の駆動源である窒素供給系及び逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源である非常用窒素供給系の窒素が喪失し、逃がし安全弁が作動しない場合は、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能）に窒素を供給し、逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて発電用原子炉を減圧する。
	発電用原子炉の自動減圧時の留意事項	過渡時自動減圧機能による	「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、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する。

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		
配慮すべき事項	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、あらかじめ逃がし安全弁の作動に必要な窒素圧力を設定する。
	システムＬＯＣＡによる 溢水の影響	隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムＬＯＣＡにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響がないようにする。
	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及び原子炉隔離時冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため、漏えい箇所の特定は、床漏えい検出器及び火災報知器により行う。
	作業性	インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時は、漏えいした水の滞留及び蒸気による高湿度環境が想定されるため、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、防護具を着用する。
	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。

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	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。 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，溶融炉心が原子炉格納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。			
対応手段等	設計基準事故対処設備		設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）若しくは低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が健全であれば，これらを重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。	
	原子炉運転中の場合	フロントライン系故障時	低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）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，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。 ・代替淡水貯槽を水源として，低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として，低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。 なお，低圧代替注水系（可搬型）による注水は，海を水源として利用できる。

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				
対応手段等	原子炉運転中の場合	サポート系故障	残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の復旧 常設代替交流電源設備による	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び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（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を復旧し、サプレッション・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。 また、常設代替交流電源設備等へ燃料を給油し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を運転継続する。 発電用原子炉の停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に移行し、長期的に発電用原子炉を除熱する。
		溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	低圧代替注水系による残存溶融炉心の冷却	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。 ・代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合は、サプレッション・チェンバを水源として、代替循環冷却系により注水する。 ・代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却ができない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。 なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。

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				
対応手段等	原子炉停止中の場合	フロントライン系故障	による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が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。 ・代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。 なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。	
		サポート系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧 常設代替交流電源設備による 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（原子炉停止時冷却系）を復旧し、発電用原子炉の除熱を実施する。 また、常設代替交流電源設備等へ燃料を給油し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を運転継続する。	
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 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の故障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、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却する。 低圧代替注水系（常設）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。	

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				
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	サポート系故障	外部電源、常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合において、残留熱除去系海水系の運転ができる場合は、残留熱除去系（低圧注水系）により発電用原子炉を冷却する。残留熱除去系（低圧注水系）の運転ができない場合は、低圧炉心スプレイ系により発電用原子炉を冷却する。 残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（低圧注水系）により発電用原子炉を冷却する。 代替残留熱除去系海水系の設置による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧に時間を要するため、低圧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。
			溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。 低圧代替注水系（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、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により残存溶融炉心を冷却する。 代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心を冷却する。 なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。

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				
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	フロントライン系故障	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却する。 低圧代替注水系（常設）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。
			サポート系故障	外部電源、常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合において、残留熱除去系海水系の運転ができる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を除熱する。 残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を除熱する。緊急用海水系を運転できない場合は、代替残留熱除去系海水系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を除熱する。 代替残留熱除去系海水系の設置による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧に時間を要するため、低圧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。
	残存熔融炉心の冷却における留意事項		低圧代替注水系等により十分な注水量が確保できない場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。	
	作業性		低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、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。	

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		
配慮すべき事項	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低圧代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。
	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。

第 10－1 表 重大事故等対策における手順書の概要（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	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、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱、緊急用海水系による原子炉格納容器内の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。		
	設計基準事故対処設備		設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）並びに残留熱除去系海水系が健全であれば、重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。
	フロントライン系故障時	格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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、以下の手段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。 ・格納容器圧力逃がし装置により輸送する。 ・格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合は、耐圧強化ベント系により輸送する。 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（電動駆動弁）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。
	サポート系故障時	緊急用海水系による除熱	設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系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、緊急用海水系、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。

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等			
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	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、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。 格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による格納容器ベントの実施に当たり、弁の駆動電源及び空気源がない場合は、現場で手動操作を行う。 なお、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化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。 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。
	作業性		格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、汎用電動工具を用いて操作するため、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。
	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。 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（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）へ給電する。
	燃料給油		配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。

第 10－1 表 重大事故等対策における手順書の概要（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	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、代替格納容器スプレイ冷却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。 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、代替格納容器スプレイ冷却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。		
	設計基準事故対処設備 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が健全であれば、重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。		
対応手段等	炉心損傷前	フロントライン系故障時	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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。 ・代替淡水貯槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（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、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）等によりスプレイする。 なお、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等				
対応手段等	炉心損傷前	サポート系故障時	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の復旧	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に加え、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（格納容器スプレイ冷却系）を復旧し、サプレッション・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。 また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、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残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）を復旧し、サプレッション・チェンバを水源としてサプレッション・プール水を除熱する。 緊急用海水系が運転できない場合、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の復旧に時間を要する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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。
	炉心損傷後	フロントライン系故障時	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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。 ・代替淡水貯槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（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、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）等によりスプレイする。 なお、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。 また、原子炉圧力容器破損前に代替格納容器スプレイを実施することで原子炉格納容器内の温度の上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和する。

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等				
対応手段等	炉心損傷後	サポート系故障時	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に加え、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（格納容器スプレイ冷却系）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格納容器内へスプレイする。 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・プール冷却系）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、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残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源としてサブプレッション・プール水を除熱する。 緊急用海水系が運転できない場合、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧に時間を要する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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。
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		設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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、代替格納容器冷却系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、代替格納容器スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内を冷却する。 代替格納容器スプレイ冷却系（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、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却する。

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等		
	作業性	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は、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。
配慮すべき事項	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代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内の冷却に必要な設備へ給電する。
	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。

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、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系により、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	代替循環冷却系による 原子炉格納容器内の 減圧及び除熱	原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
	格納容器圧力逃がし装置 による原子炉格納容器内の 減圧及び除熱	残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合、又は原子炉建屋の水素濃度が 2.0vol% 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、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。 代替循環冷却系が起動できない場合は、サプレッション・プール水位が格納容器スプレイ停止水位に到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内を減圧及び除熱を行う。 格納容器圧力逃がし装置の格納容器ベントの実施に当たり、弁の駆動電源がない場合は、現場での手動操作を行う。 なお、格納容器圧力逃がし装置による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。 サプレッション・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。 なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。

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			
配慮すべき事項	代替循環冷却時の留意事項	放射線防護	代替循環冷却系の運転後、長期にわたる系統廻りの線量低減対策として、可搬型代替注水大型ポンプ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、常設代替交流電源設備を用いて代替循環冷却系へ給電する。
	格納容器ベント時の留意事項	不活性ガスによる系統内の置換 格納容器圧力逃がし装置の	格納容器圧力逃がし装置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、格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素）であらかじめ置換する。
		原子炉格納容器の負圧 破損の防止	格納容器圧力逃がし装置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とともに、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を供給する。また、サプレッション・チェンバの圧力が規定の圧力まで低下した場合に、格納容器スプレイを停止する。
		放射線防護	格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減するため、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、遠隔手動弁を操作するエリアを二次格納施設外の原子炉建屋付属棟又は原子炉建屋廃棄物処理棟に設置する。さらに、格納容器圧力逃がし装置の操作場所である第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで被ばくを低減する。
		電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等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。

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		
配慮すべき事項	作業性	格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、汎用電動工具を用いて操作するため、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。
	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。

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	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系により原子炉格納容器の下部（以下「ペDESTAL（ドライウエル部）」という。）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。 また、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下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。		
	対応 手段等	ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却 格納容器下部注水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	炉心の著しい損傷が発生した場合は、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の手段によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。 ・代替淡水貯槽を水源として、格納容器下部注水系（常設）により注水する。 ・格納容器下部注水系（常設）により注水できない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、格納容器下部注水系（可搬型）等により注水する。 なお、格納容器下部注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。

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			
対応手段等	溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）への落下遅延・防止	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は、溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）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る原子炉圧力容器へほう酸水の注入を並行して実施する。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、サプレッション・チェンバを水源として、高圧代替注水系により注水する。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により注水できない場合は、サプレッション・チェンバを水源として、代替循環冷却系により注水する。 ・代替循環冷却系により注水できない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（可搬型）により注水する。 なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。
			炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器下部注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（常設）によりペデスタル（ドライウエル部）の水位を確保する。 格納容器下部注水系（常設）によりペデスタル（ドライウエル部）へ注水できない状況において、格納容器下部注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（可搬型）にてペデスタル（ドライウエル部）の水位を確保する。 原子炉圧力容器が破損し、ペデスタル（ドライウエル部）へ落下した溶融炉心を冠水冷却する場合においても、ペデスタル（ドライウエル部）の水位確保と同様の対応手段を選択し、ペデスタル（ドライウエル部）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	ペデスタル（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却	

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			
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止	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、高圧代替注水系により原子炉圧力容内へ注水する。 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。 代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 交流動力電源を確保した場合は、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を全ての注水手段に併せて実施する。 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、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。 なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。
	作業性		格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、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。
	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下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。
	燃料給油		配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。

第 10－1 表 重大事故等対策における手順書の概要（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等により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出、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容の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。
	可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止	原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。
	水素濃度及び酸素濃度の監視 原子炉格納容器内の	原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（S A）、格納容器内酸素濃度（S A）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、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）を用いて測定し、監視する。

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		
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	原子炉格納容器内の酸素濃度が4.0vol%に到達した場合は、可搬型窒素供給装置を用いて不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出する。 なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出する場合は、スクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。サプレッション・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。
	及び酸素のベント時の留意事項 原子炉格納容器内の水素	格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、フィルタ装置水素濃度にて水素濃度を監視する。また、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、フィルタ装置出口放射線モニタの放射線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。 格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減させるため、中央制御室待機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、遠隔手動弁を操作するエリアを二次格納施設外の原子炉建屋付属棟又は原子炉建屋廃棄物処理棟に設置する。さらに、格納容器圧力逃がし装置の操作場所である第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで被ばくを低減する。
	作業性	格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、汎用電動工具を用いて操作するため、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。
配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出に必要な電動弁、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）へ給電する。

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屋原子炉棟に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制、原子炉建屋ガス処理系による水素排出及び原子炉建屋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	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋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再結合器の作動状態を監視する。 全交流動力電源喪失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、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。
	原子炉建屋ガス処理系による水素濃度抑制	原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。 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保後、原子炉建屋ガス処理系による水素排出を実施する。
	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	原子炉建屋原子炉棟内で発生し原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源喪失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、原子炉建屋水素濃度を用いて監視する。
配慮すべき事項	原子炉建屋ガス処理系の停止	原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認した場合は、原子炉建屋ガス処理系を停止する。

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	使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。さらに、使用済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等を整備する。 また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プールへのスプレイ、大気への拡散抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。		
	の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能	燃料プール代替注水	残留熱除去系（使用済燃料プールの冷却機能）及び燃料プール冷却浄化系の有する冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プールへ注水する。 ・代替淡水貯槽を水源として、常設低圧代替注水系ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水する。 ・常設低圧代替注水系ポンプにより注水できない場合、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水する。 ・可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水できない場合、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）から注水する。 なお、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等			
対応手段等	の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能	漏えい抑制	使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プール水戻り配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール水戻り配管上部に設置する静的サイフォンブレーカにより漏えいが停止したことを確認する。
	使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	燃料プールのスプレイ	使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。 ・代替淡水貯槽を水源として、常設低圧代替注水系ポンプにより代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）からスプレイする。 ・常設低圧代替注水系ポンプによりスプレイできない場合、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）からスプレイする。 ・可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）からスプレイできない場合、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）からスプレイする。 なお、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等			
対応手段等	使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	大気への放射性物質の拡散抑制	使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、放水設備により原子炉建屋へ放水する。 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を抑制する。
	重大事故等時における使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視設備による	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プール状態を監視する。 なお、使用済燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）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使用済燃料プールの空間線量率を推定する。
		代替電源による給電	全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した状況において使用済燃料プールの状態を監視するため、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備等から使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）へ給電する。 さらに、代替交流電源設備等から使用済燃料プール監視カメラへ給電する。
	使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プール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により代替燃料プール冷却系の電源を確保し、緊急用海水系により冷却水を確保することで代替燃料プール冷却系を起動し、使用済燃料プールを除熱する。

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等		
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	使用済燃料プール注水機能の喪失又は注水機能が喪失した場合，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，使用済燃料プールの水位低下が確認された場合は，常設低圧代替注水系ポンプにより使用済燃料プールへ注水又はスプレーする。 常設低圧代替注水系ポンプにより注水できず，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより注水する場合は，代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を優先して使用する。代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）が使用できない場合は，可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）から注水する。 常設低圧代替注水系ポンプにより注水できず，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりスプレーする場合は，代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を優先して使用する。代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）が使用できない場合は，可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）からスプレーする 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレーは，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレーと同時並行で準備する。 また，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した注水，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した注水及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した注水のうち，注水可能な1系統以上を起動し，系統構成が完了した時点で使用済燃料プールへの注水を開始する。
	作業性	代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド，可搬型スプレーノズル）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は，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。
	燃料給油	配慮すべき事項は，「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。

第 10－1 表 重大事故等対策における手順書の概要（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	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、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。 また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、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。		
	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷	大気への放射性物質の拡散抑制	炉心の著しい損傷が発生した場合においてあらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合、使用済燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合又は大型航空機の衝突等、原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による放水準備を開始する。 その後、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、原子炉格納容器内の水素排出のため格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントによる水素排出ができず、原子炉建屋水素濃度の上昇が継続することにより、ブローアウトパネル強制開放装置の操作にて原子炉建屋外側ブローアウトパネル（ブローアウトパネル閉止装置使用後においては、ブローアウトパネル閉止装置のパネル部）を開放する場合、使用済燃料プール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、原子炉建屋に海水を放水する。
対応手段等		海洋への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋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、防潮堤内の雨水排水路集水桝－1～9及び放水路－A～Cの計12箇所に汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。 設置に当たっては、放水した汚染水が直接流れ込む雨水排水路集水桝－8及び放水路－A～Cの4箇所を優先する。

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		
対応手段等	航空機燃料火災への泡消火	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器により、海を水源とした泡消火を実施する。
配慮すべき事項	操作性	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。 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屋の破損口等、放射性物質の放出箇所に向けて放水する。
	作業性	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲の準備に当たり、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。 ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。
	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。

第 10－1 表 重大事故等対策における手順書の概要（13／19）

1. 13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等			
方針目的	設計基準事故の収束に必要な水源であるサプレッション・チェンバとは別に、重大事故等の収束に必要なとなる水源として、ほう酸水貯蔵タンク等を確保する。さらに、海を水源として確保する。 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、代替淡水貯槽、サプレッション・チェンバ、西側淡水貯水設備、海及びほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段、並びに代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備等への水の補給について手順等を整備する。		
	対応手段等	水源を利用した対応手段	代替淡水貯槽を水源とした対応手段（常設） サプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、代替淡水貯槽を水源として、以下の手段により対応する。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時において、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した熔融炉心を冷却するため、格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水する。 ・使用済燃料プールへの注水及びスプレイのため、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）により注水及びスプレイする。
		サプレッション・チェンバを水源とした対応手段	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は、サプレッション・チェンバを水源として、以下の手段により対応する。 ・高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器へ注水する。 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）により原子炉格納容器内を除熱する。 ・残存熔融炉心の冷却及び原子炉格納容器内の破損防止等をするため、代替循環冷却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を除熱する。

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等			
対応手段等	水源を利用した対応手段	西側淡水貯水設備を水源とした対応手段	代替淡水貯槽（常設）及びサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、西側淡水貯水設備を水源として、以下の手段により対応する。 ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉压力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・格納容器下部注水系（可搬型）によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水する。 ・可搬型代替注水中型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 なお、西側淡水貯水設備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。 格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水の補給が必要な場合は、西側淡水貯水設備を水源として、可搬型代替注水中型ポンプにより補給する。
		代替淡水貯槽を水源とした対応手段（可搬型）	代替淡水貯槽（常設）、サプレッション・チェンバ及び西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は、代替淡水貯槽を水源として、以下の手段により対応する。 ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉压力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・格納容器下部注水系（可搬型）によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水する。 ・可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル）から使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 なお、代替淡水貯槽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。 格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水の補給が必要な場合は、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプにより補給する。

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等			
対応手段等	水源を利用した対応手順	海を水源とした対応手段	サプレッション・チェンバ、代替淡水貯水槽及び西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は、海を水源として、以下の手段により対応する。 ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉压力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・格納容器下部注水系（可搬型）によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水する。 ・可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド，可搬型スプレイノズル）から使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 ・残留熱除去系海水系により冷却水を確保する。 残留熱除去系海水系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、緊急用海水系を使用し、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する。 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」の緊急用海水系による除熱と同様である。 炉心の著しい損傷が発生した場合においてあらゆる注水手段を講じてても原子炉压力容器への注水が確認できない場合、使用済燃料プールの水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じてても水位低下が継続する場合、又は大型航空機の衝突等、原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により放水する。 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。 原子炉建屋周辺における航空機衝突等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、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡消火薬剤（大型ポンプ用）及び泡混合器により泡消火を実施する。 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。

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等			
対応手段等	水源を利用した対応手順	ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段	A T W S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ペデスタル（ドライウェル部）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压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	代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段	水源として代替淡水貯槽を使用する場合は、西側淡水貯水設備から可搬型代替注水中型ポンプにより代替淡水貯槽へ補給する。 また、海水を利用する場合は、海水取水箇所（S A用海水ピット）から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽へ補給する。
		西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手段	水源として西側淡水貯水設備を使用する場合は、代替淡水貯槽から可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備へ補給する。 また、海水を利用する場合は、海水取水箇所（S A用海水ピット）から可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備へ補給する。
	送水ルートを選択	接続口の選択は、各作業時間（出動準備、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合せを優先して選択する。	
配慮すべき事項	切替え性	可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの水源は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽（淡水）を優先して使用する。 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、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備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、代替淡水貯槽（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。	

1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等		
配慮すべき事項	成立性	海水取水時，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込み部には，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，異物の混入を防止する。
	作業性	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯水槽への補給で使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は，汎用の結合金具を使用し，容易に操作できるような十分な作業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	電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中の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、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、代替所内電気設備を確保する手順等を整備する。 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、燃料給油設備により給油する手順等を整備する。	
	設計基準事故対処設備	設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備が健全であれば、重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。
	交流電源喪失時	代替交流電源設備による給電
	直流電源喪失時	代替直流電源設備による給電

1.14 電源の確保に関する手順等			
対応手段等	非常用所内電気設備機能喪失時	代替所内電気設備による給電	設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合は、代替所内電気設備を用いて回路を確保し、代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。
考慮すべき事項	負荷容量		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」の対処のために必要な設備へ給電する。 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。
配慮すべき事項	悪影響防止		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、パワーセンタ及びMCC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「切」又は「切保持」とする。
	成立性		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、代替交流電源設備等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持って直流電源設備を給電する。
	作業性		ヘッドライト及びLEDライトの配備により、建屋内照明の消灯時における作業性を確保する。
	燃料給油		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給油設備を用いて各設備の燃料が枯渇するまでに給油する。 タンクローリの給油は、可搬型設備用軽油タンクを使用する。 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、可搬型設備用軽油タンク1基当たり30kL以上を7基とし、管理する。

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	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。
パ ラ メ ー タ の 選 定 及 び 分 類	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。 抽出パラメータのうち、炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。 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。 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、重大事故等対処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。 主要パラメータは、以下のとおり分類する。 ・重要監視パラメータ 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 代替パラメータは、以下のとおり分類する。 ・重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。 ・常用代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

1.15 事故時の計装に関する手順等				
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	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。
			代替パラメータによる推定	主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 推定に当たり、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。 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。 ・同一物理量（温度、圧力、水位、流量、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定 ・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吐出圧力により推定 ・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 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・原子炉压力容器破損後にペデスタル（ドライウェル部）に落下したデブリの冠水状態を温度により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定 ・注水量をポンプの注水特性の関係により推定 ・原子炉格納容器内の水位をドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・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 ・水素濃度を装置の作動状況により推定 ・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 ・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 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・原子炉压力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（S/C）の差圧により原子炉压力容器の満水状態を推定

1.15 事故時の計装に関する手順等				
対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。 これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に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。 - 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。 - 原子炉圧力容器内の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、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。 なお、原子炉圧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・チェンバ圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により推定可能である。
			可搬型計測器による計測	原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を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。

1.15 事故時の計装に関する手順等		
対応手段等	計器電源喪失時	全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等が発生した場合は、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。 ・ 所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電する。 ・ 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電する。 ・ 直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型代替直流電源設備から給電する。 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。
	パラメータ記録	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。 ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む。）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。
配慮すべき事項	発電用原子炉施設の 状態把握	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況を把握する能力を明確化する。
	確からしさの考慮	圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの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。 推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。
	計測又は監視の留意事項 可搬型計測器による	可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。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。

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、運転員等が中央制御室にとどまるために必要な設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止に係る手順等を整備する。	
対応 手段等	居住性の確保	中央制御室にとどまる運転員等の被ばく量を 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、中央制御室換気系フィルタ系ファン及び中央制御室待避室空気ポンプユニット等により、中央制御室の空気を清浄に保ち、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため中央制御室の居住性を確保する。 ・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 1 次冷却材の漏えい等により通常運転から閉回路循環運転に切り替わり、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。 ・炉心損傷時は、放射性物質が環境に放出されるおそれがある格納容器圧力逃がし装置を使用する前に、中央制御室換気系による閉回路循環運転を実施し、中央制御室待避室空気ポンプユニットにより中央制御室待避室の加圧を実施する。 ・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中央制御室換気系へ給電し、中央制御室換気系の閉回路循環運転を実施する。 ・中央制御室換気系が閉回路循環運転で運転中等、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濃度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、中央制御室待避室空気ポンプユニットの空気供給差圧調整弁により調整及び管理を行う。 ・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、可搬型照明（S A）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置場所の照明が使用できない場合も、可搬型照明（S A）により照明を確保する。

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等		
対応手段等	汚染の持ち込み防止	中央制御室へ汚染の持ち込みを防止するため、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合は、モニタリング及び作業服への着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。
	運転員等の被ばく低減	原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内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屋原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が、原子炉建屋原子炉棟から直接環境へ放出されることを防止し、被ばくから運転員等を防護する。 全交流動力電源の喪失により原子炉建屋ガス処理系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて原子炉建屋ガス処理系へ給電する。 原子炉建屋外側ブローアウトパネルが原子炉建屋ガス処理系起動時に開放状態となっている場合は、内部の負圧を確保するために閉止する。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。
配慮すべき事項	放射線管理	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ことで固体廃棄物として廃棄する。
	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中央制御室換気系給気隔離弁、排気隔離弁及び排煙装置隔離弁等へ給電する。

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	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。	
対応手段等	放射性物質の濃度及び放射線量の測定	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、可搬型モニタリング・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、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合は、モニタリング・ポストが設置されていない海側等に可搬型モニタリング・ポストを設置し、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型モニタリング・ポストを設置し、放射線量を測定する。 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、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、Na I シンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）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。 重大事故等時に、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（空気中、水中、土壌中）及び放射線量は、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、Na I シンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）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。 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。
	風向、風速その他	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、可搬型気象観測設備を用いて測定し、及びその結果を記録する。
	測定頻度	可搬型モニタリング・ポストを用いた放射線量の測定は、連続測定とする。 放射性物質濃度の測定（空気中、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。 風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。

1.17 監視測定等に関する手順等		
配慮すべき事項	バックグラウンド低減対策	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。同様に可搬型モニタリング・ポストを用いて測定できなくなることを避けるため、可搬型モニタリング・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。 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レベルが上昇し、可搬型放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合は、可搬型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、可搬型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可搬型放射能測定装置が測定不能となる場合は、バックグラウンドレベルが低い場所に移動して、放射性物質の濃度を測定する。
	他の機関との連携	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。
	電源確保	非常用交流電源設備からの給電の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又は可搬型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代替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。

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	緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡を行う必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、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。
対応手段等	緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等時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。 ・緊急時対策所を立ち上げる場合は、緊急時対策所の非常用換気設備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。 常用電源設備喪失時は、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、緊急時対策所用非常用換気設備を起動する。 ・原子力災害特別措置法第10条事象が発生した場合、緊急時対策所に緊急時対策所エリアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。 ・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、緊急時対策所において、緊急時対策所加圧設備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型モニタリング・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少したと判断した場合は、緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備へ切り替える。
必要な情報の把握及び通信連絡	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。 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。 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。

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等		
対応手段等	必要な数の要員の収容	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。 ・ 7 日間外部からの支援がなくとも災害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。 ・ 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、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した後、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、モニタリング及び汚染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置する。 ・ 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。
	代替電源設備からの給電	緊急時対策所の必要な負荷は、常用電源設備より受電されるが、当該電源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。
配慮すべき事項	配置	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。

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等		
配慮すべき事項	放射線管理	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。 運転中の緊急時対策所非常用換気設備が故障する等、切替えが必要となった場合は、待機側への切替えを行う。 緊急時対策所非常用換気設備の緊急時対策所用フィルタ装置は使用することにより非常に高線量になるため、適切な遮蔽が設置されている緊急時対策所建屋内に設置する。
	電源確保	常用電源設備喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所の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。

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	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。	
対応 手段等	発電所内の通信連絡	災害対策要員が、中央制御室、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、無線連絡設備及び携行型有線通話装置等を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充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。 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（S P D S）を使用する。 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、以下の手順により実施する。 ・現場（屋内）と中央制御室との連絡には、携行型有線通話装置等を使用する。 ・現場（屋外）と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備等を使用する。 ・中央制御室と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備等を使用する。 ・現場（屋外）間の連絡には、無線連絡設備等を使用する。 ・緊急時対策所内での連絡には、携行型有線通話装置等を使用する。 ・放射能観測車と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備等を使用する。

1.19 通信連絡に関する手順等			
対応手段等	発電所外（社内外）との通信連絡	災害対策要員が、中央制御室及び緊急時対策所と本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等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。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充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。 国の緊急時対策支援システム（E R S S）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。 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、その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合は、以下の手順により実施する。 ・中央制御室と本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等との連絡には、衛星電話設備等を使用する。 ・緊急時対策所と本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等との連絡には、衛星電話設備等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。	
		配慮すべき事項 重大事故等時の対応手段の選択	発電所内の通信連絡 災害対策要員及び屋内外の災害対策要員が、中央制御室、屋内外の現場及び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送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）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、無線連絡設備及び携行型有線通話装置を使用する。 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。

1.19 通信連絡に関する手順等			
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	発電所外（社内外）との通信連絡	中央制御室の災害対策要員が、本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）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。 緊急時対策所の災害対策要員が、本店（東京）との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）及びテレビ会議システム（社内）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備又は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。 緊急時対策所の災害対策要員が、国との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備又は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。 緊急時対策所の災害対策要員が、地方公共団体との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備又は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。 緊急時対策所の災害対策要員が、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）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。 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（社内外）の必要な場所で共有する場合も同様である。
	電源確保		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）、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。

第 10－2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1. 1	—	—	—	—
1. 2	現場での手動操作による高圧代替注水系起動	運転員等 (中央制御室, 現場)	5	58 分以内
	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	運転員等 (中央制御室, 現場)	5	125 分以内
	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 に記載の〔常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電〕及び〔可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電〕と同様		
	代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1. 14 に記載の〔可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電〕と同様		
1. 3	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	1. 14 に記載の〔可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電〕と同様		
	非常用窒素供給系による駆動源確保（非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替え）	運転員等 (中央制御室, 現場)	3	282 分以内
	非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし弁開放（非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ切替え）	運転員等（現場）	2	120 分以内
	代替直流電源設備による復旧	1. 14 に記載の〔可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電〕と同様		
	代替交流電源設備による復旧	1. 14 に記載の〔常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電〕と同様		
	インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応（中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合）	運転員等 (中央制御室, 現場)	6	300 分以内
1. 4	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）（現場操作）	運転員等 (中央制御室, 現場)	6	215 分以内
	（代替淡水貯槽から残留熱除去系 C 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）	重大事故等対応要員	8	

第 10－2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1. 4	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）（現場操作） （西側淡水貯水設備から残留熱除去系 C 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	6	165 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）（現場操作） （代替淡水貯槽から低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	6	535 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	運転員等 （中央制御室，現場）	6	147 分以内
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱	運転員等 （中央制御室，現場）	6	147 分以内
1. 5	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント準備：S／C 側ベントの場合）	1. 7 と同様		
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント開始操作）	1. 7 と同様		
	フィルタ装置スクラビング水補給 （代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給の場合）	1. 7 と同様		
	原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 （格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場合）	1. 7 と同様		
	フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換	1. 7 と同様		
	フィルタ装置スクラビング水移送	1. 7 と同様		

第 10－2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1. 5	フィルタ装置スクラビング水移送 (代替淡水貯槽からのフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張りの場合)	1. 7 と同様		
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント準備：S／C側ベントの場合）	運転員等（現場）	3	125 分以内
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント開始操作）	運転員等（現場）	3	12 分以内
1. 6	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（現場操作）（代替淡水貯槽から残留熱除去系 B 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	6	215 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（現場操作）（西側淡水貯水設備から残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	6	215 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（現場操作）（代替淡水貯槽から残留熱除去系 A 系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）	運転員等（現場）	6	535 分以内
		重大事故等対応要員	8	
1. 7	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び徐熱（現場操作）（格納容器ベント準備：S／C側ベントの場合）	運転員等（現場）	3	125 分以内
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント開始操作）	重大事故等対応要員	3	30 分以内
	フィルタ装置スクラビング水補給 (代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給の場合)	重大事故等対応要員	8	180 分以内

第 10－2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1. 7	原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 （格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場 合）	重大事故等対応要員	6	135 分以内
	フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換	重大事故等対応要員	6	135 分以内
	フィルタ装置スクラビング水移送	運転員等 （中央制御室，現場）	3	54 分以内
	フィルタ装置スクラビング水移送 （代替淡水貯槽からのフィルタ装置スクラビング 水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張 りの場合）	重大事故等対応要員	8	180 分以内
1. 8	格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL （ドライウエル部）への注水（淡水／海水） （代替淡水貯槽から高所東側接続口を使用したペ DESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合）	運転員等 （中央制御室）	1	215 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL （ドライウエル部）への注水（淡水／海水） （西側淡水貯水設備から高所西側接続口を使用し たペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合）	運転員等 （中央制御室）	1	140 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL （ドライウエル部）への注水（淡水／海水） （代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用 したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場 合）	運転員等 （中央制御室）	1	535 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器 への注水（淡水／海水） （代替淡水貯槽から残留熱除去系 C 系配管を使用 した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注 水の場合）	運転員等 （中央制御室）	1	215 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器 への注水（淡水／海水） （西側淡水貯水設備から残留熱除去系 C 系配管を 使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器へ の注水の場合）	運転員等 （中央制御室）	1	140 分以内
		重大事故等対応要員	8	

第 10－2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1. 8	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）	運転員等 （中央制御室）	1	535 分以内
	（代替淡水貯槽から低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）	重大事故等対応要員	8	
1. 9	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素供給（格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器（S／C側）内へ窒素供給の場合）	重大事故等対応要員	6	135 分以内
	代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電	1. 14 に記載の「可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」及び「可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」と同様。		
	代替電源による必要な設備への給電	1. 14 に記載の「可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」及び「可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」と同様。		
1. 10	代替電源による必要な設備への給電	1. 14 に記載の「可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」及び「可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」と同様。		
1. 11	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）（現場操作）（代替淡水貯槽から高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）	運転員等 （中央制御室、現場）	3	215 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）（現場操作） （西側淡水貯水設備から高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）	運転員等 （中央制御室、現場）	3	140 分以内
		重大事故等対応要員	8	

第 10－2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1. 11	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）（現場操作） （代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	3	535 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）（代替淡水貯槽から高所東側接続口を使用した使用済燃料プールのスプレイの場合）	運転員等 （中央制御室）	1	215 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）（西側淡水貯水設備から高所西側接続口を使用した使用済燃料プールのスプレイの場合）	運転員等 （中央制御室）	1	140 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールのスプレイの場合）	運転員等 （中央制御室）	1	535 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）（代替淡水貯槽から原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した使用済燃料プールのスプレイの場合）	運転員等 （中央制御室）	1	435 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）（代替淡水貯槽から原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した使用済燃料プールのスプレイの場合）	運転員等 （中央制御室）	1	370 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	大気への放射性物質の拡散抑制	1. 12 と同様		
	代替電源による給電	1. 14 と同様		

第 10－2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1. 12	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	8	145 分以内
	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	9	360 分以内
	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火	重大事故等対応要員	8	145 分以内
1. 13	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	535 分以内
	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	320 分以内
	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 （可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（S A用海水ピット）から原子炉建屋東側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	370 分以内
	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 （可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（S A用海水ピット）から原子炉建屋西側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	310 分以内
	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 （可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（S A用海水ピット）から高所東側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	220 分以内
	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 （可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（S A用海水ピット）から高所西側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	225 分以内

第 10－2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1. 13	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水)	重大事故等対応要員	8	180 分以内
	西側淡水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 (可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水)	重大事故等対応要員	8	175 分以内
	西側淡水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給)	運転員等 (中央制御室)	1	160 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所 (S A用海水ピット) から代替淡水貯槽への補給)	運転員等 (中央制御室)	1	160 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給)	運転員等 (中央制御室)	1	165 分以内
		重大事故等対応要員	8	
	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所 (S A用海水ピット) から西側淡水貯水設備への送水)	運転員等 (中央制御室)	1	220 分以内
		重大事故等対応要員	8	
1. 14	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等 (中央制御室, 現場)	3	92 分以内
	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等 (中央制御室, 現場)	2	250 分以内
		重大事故等対応要員	6	

第 10－2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1. 14	可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	運転員等 (中央制御室, 現場)	3	180 分以内
		重大事故等対応要員	6	
	可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	運転員等 (中央制御室, 現場)	2	250 分以内
		重大事故等対応要員	6	
	可搬型設備用軽油タンクからのタンクローリへの給油 (初回)	重大事故等対応要員	2	90 分以内
	可搬型設備用軽油タンクからのタンクローリへの給油 (2 回目以降)	重大事故等対応要員	2	50 分以内
	タンクローリから各機器への給油	重大事故等対応要員	2	30 分以内
1. 15	可搬型計測器による計測	重大事故等対応要員	2	63 分以内
1. 16	チェンジングエリアの設置及び運用手順	重大事故等対応要員	2	170 分以内
	原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順(現場での原子炉建屋外側ブローアウトパネル部閉止手順)	重大事故等対応要員	2	40 分以内 (1 枚)
1. 17	可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	重大事故等対応要員	2	475 分以内
	可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	重大事故等対応要員	2	110 分以内
	可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	110 分以内
	可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	90 分以内
	可搬型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	重大事故等対応要員	2	100 分以内
	海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290 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	重大事故等対応要員	2	185 分以内

第 10－2 表 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1. 17	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	300 分以内
	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	重大事故等対応要員	2	30 分以内
	可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	重大事故等対応要員	2	80 分以内
1. 18	緊急時対策所立ち上げの手順 (緊急時対策所非常用換気設備の運転)	災害対策要員	1	5 分以内
	緊急時対策所立ち上げの手順 (緊急時対策所エリアモニタの設置)	重大事故等対応要員	1	10 分以内
	可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定	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 (緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順)	災害対策要員	2	65 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 (緊急時対策所加圧設備への切り替え準備手順)	災害対策要員	1	5 分以内
		重大事故等対応要員	1	
	放射線防護に関する手順等 (緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替え手順)	災害対策要員	1	5 分以内
	放射線防護に関する手順等 (緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替え手順)	災害対策要員	1	67 分以内
	必要な数の要員の収容に係る手順等 (チェン징ングエリアの設置及び運用手順)	重大事故等対応要員	2	20 分以内
	必要な数の要員の収容に係る手順等 (緊急時対策所非常用換気設備の切替え手順)	災害対策要員	1	5 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による給電【常用電源設備又は自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順の判断基準】)	災害対策要員	1	3 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による給電【緊急時対策所用発電機の手動起動手順の判断基準】)	災害対策要員	1	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

No.	対応手段	要 員	要員数	想定時間
1. 19	代替電源設備から給電する手順等	1. 14 に記載の〔常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電〕及び〔可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電〕と同様。 1. 18 に記載の〔緊急時対策所用発電機による給電〕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」 (1/2)

操作及び確認	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	—	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
高圧・低圧注水機能喪失確認	—	—	原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 原子炉隔離時冷却系系統流量* 高圧炉心スプレイ系系統流量* 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系ポンプ吐出圧力*
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	常設低圧代替注水系ポンプ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) *	—	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力*
低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	原子炉圧力* 原子炉圧力 (S A) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 代替淡水貯槽水位
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 代替淡水貯槽水位

* 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

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」 (2/2)

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
格納容器圧力逃がし装置等 による格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系	—	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ 圧力 サプレッション・プール水 位 格納容器雰囲気放射線モニ タ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニ タ (S/C) フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モ ニタ (高レンジ・低レン ジ)

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」

操作及び確認	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	—	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
高圧注水機能喪失確認	低圧炉心スプレイ系* 残留熱除去系（低圧注水系）*	—	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉隔離時冷却系系統流量* 高圧炉心スプレイ系系統流量* 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系ポンプ吐出圧力*
過渡時自動減圧機能動作確認	逃がし安全弁（自動減圧機能）* 過渡時自動減圧機能	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）*
低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	低圧炉心スプレイ系* 残留熱除去系（低圧注水系）* サプレッション・チェンバ*	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧炉心スプレイ系系統流量* 残留熱除去系系統流量*
残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）運転	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）* サプレッション・チェンバ*	—	残留熱除去系系統流量* サプレッション・プール水温度

* 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

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）」（1/2）

操作及び確認	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	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
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* 125V 系蓄電池 A 系	—	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
直流電源負荷切離し	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	—
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系 逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力*
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ 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 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却	西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ 圧力 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）

* 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

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）」（2/2）

操作及び確認	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（低圧注水系）による原子炉注水	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（低圧注水系）* 残留熱除去系海水系* サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 残留熱除去系系統流量*
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）* 残留熱除去系海水系* サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	残留熱除去系系統流量* ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度

* 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

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、TBU）」（1/2）

操作及び確認	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	緊急用 125V 系蓄電池 逃がし安全弁（安全弁機能）*	—	原子炉圧力（SA）
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧代替注水系 サブプレッション・チェンバ* 緊急用 125V 系蓄電池	—	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 高圧代替注水系系統流量
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	緊急用 125V 系蓄電池 逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力（SA）
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	原子炉圧力（SA） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却	西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ 圧力 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（低圧注水系）* 残留熱除去系海水系* サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 残留熱除去系系統流量*

* 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

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，TBU）」（2／2）

操作及び確認	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（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）* 残留熱除去系海水系* サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	残留熱除去系系統流量* ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度

* 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

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）」（1/2）

操作及び確認	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	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
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* 125V 系蓄電池 A 系	—	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系 逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力*
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ 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 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却	西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ 圧力 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）

* 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

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）」（2／2）

操作及び確認	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（低圧注水系）による原子炉注水	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（低圧注水系）* 残留熱除去系海水系* サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 残留熱除去系系統流量*
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）* 残留熱除去系海水系* サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	残留熱除去系系統流量* ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度

* 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

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）」

操作及び確認	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	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
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* 125V 系蓄電池 A 系	—	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
取水機能喪失の確認	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	サブプレッション・プール水温度 残留熱除去系海水系系統流量*
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 逃がし安全弁（自動減圧機能）* 常設低圧代替注水系ポンプ 軽油貯蔵タンク	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力*
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）* 緊急用海水系 サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 残留熱除去系系統流量*
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（低圧注水系）* 緊急用海水系 サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 残留熱除去系系統流量*

* 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

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）」（1/2）

操作及び確認	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	—	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
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 広帯域） 原子炉水位（SA 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量* 高圧炉心スプレイ系系統流量*
残留熱除去系機能喪失確認	—	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力* サブプレッション・プール水温度
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	常設低圧代替注水系ポンプ 逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力*
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 原子炉水位（SA 広帯域） 原子炉水位（SA 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉水位（SA 広帯域） 原子炉水位（SA 燃料域） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位

* 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

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）」（2／2）

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
格納容器圧力逃がし装置等 による格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系	－	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ 圧力 サプレッション・プール水 位 格納容器雰囲気放射線モニ タ（D／W） 格納容器雰囲気放射線モニ タ（S／C） フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モ ニタ（高レンジ・低レン ジ）

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」

操作及び確認	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	A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能)	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
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(安全弁機能)* 高圧炉心スプレイ系* サプレッション・チェンバ*	—	ドライウエル圧力 原子炉水位(S A 広帯域) 原子炉水位(S A 燃料域) 原子炉水位(広帯域)* 原子炉水位(燃料域)* 高圧炉心スプレイ系系統流量*
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	原子炉隔離時冷却系* 高圧炉心スプレイ系* サプレッション・チェンバ*	—	原子炉水位(S A 広帯域) 原子炉水位(S A 燃料域) 原子炉水位(広帯域)* 原子炉水位(燃料域)* 原子炉隔離時冷却系系統流量* 高圧炉心スプレイ系系統流量*
自動減圧系の自動起動阻止	自動減圧系の起動阻止スイッチ	—	ドライウエル圧力 原子炉水位(S A 広帯域) 原子炉水位(S A 燃料域) 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* 起動領域計装*
残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)運転	残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)* サプレッション・チェンバ*	—	サプレッション・プール水温度 残留熱除去系系統流量*

* 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

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設

「L O C A 時注水機能喪失」 (1/2)

操作及び確認	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* 軽油貯蔵タンク	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
高圧・低圧注水機能喪失確認	—	—	原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 原子炉隔離時冷却系系統流量* 高圧炉心スプレイ系系統流量* 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系ポンプ吐出圧力*
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 常設低圧代替注水系ポンプ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)* 軽油貯蔵タンク	—	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力*
低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 軽油貯蔵タンク 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ 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 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 代替淡水貯槽水位
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 軽油貯蔵タンク 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ 圧力 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 代替淡水貯槽水位

* 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

第 10－3 表 事故対処するために必要な施設

「L O C A 時注水機能喪失」 (2/2)

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
格納容器圧力逃がし装置等 による格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系	—	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ 圧力 サプレッション・プール水 位 格納容器雰囲気放射線モニ タ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニ タ (S/C) フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モ ニタ (高レンジ・低レン ジ)

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（I S L O C A）」（1/2）

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
I S L O C A 発生	—	—	—
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* 軽油貯蔵タンク	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
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（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
I S L O C A 発生確認	—	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力*
中央制御室での残留熱除去系隔離失敗	—	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 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	低圧炉心スプレイ系* 逃がし安全弁（自動減圧機能）* サブプレッション・チェンバ*	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力*
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位

* 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

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（I S L O C A）」（2／2）

操作及び確認	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（サブプレッション・プール冷却系）運転	残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）* サブプレッション・チェンバ*	－	サブプレッション・プール水温度 残留熱除去系系統流量*
現場操作での残留熱除去系隔離操作	残留熱除去系注入弁*	－	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 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	低圧炉心スプレイ系* サブプレッション・チェンバ*	－	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧炉心スプレイ系流量*

* 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

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設

「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」 (1/2)

操作及び確認	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	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
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* 125V 系蓄電池 A 系	—	原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
直流電源負荷切離し	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	—
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備	可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系 逃がし安全弁 (自動減圧機能)*	—	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力*
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水	西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ 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 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)
代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却	西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ 圧力 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)

* 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

第 10－3 表 事故対処するために必要な施設

「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」 (2/2)

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（低圧注水系）* 緊急用海水系 サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 残留熱除去系系統流量*
緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）* 緊急用海水系 サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 残留熱除去系系統流量*

* 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

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）」

（代替循環冷却系を使用する場合）（1/2）

操作及び確認	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，L O C A 発生及び全交流動力電源喪失の確認	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装* M/C 2 C 電圧* M/C 2 D 電圧* 緊急用 M/C 電圧 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ 圧力
原子炉への注水機能喪失の確認	—	—	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
炉心損傷確認	—	—	格納容器雰囲気放射線モニ タ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニ タ（S/C）
早期の電源回復不能判断及び対応準備	—	—	—
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	緊急用 M/C 電圧 ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ 圧力 低圧代替注水系格納容器ス プレイ流量（常設ライン 用） 原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 低圧代替注水系原子炉注水 流量（常設ライン用） 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 代替淡水貯槽水位

* 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

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）」

（代替循環冷却系を使用する場合）（2/2）

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	常設代替交流電源設備 緊急用海水ポンプ 軽油貯蔵タンク	—	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
代替循環冷却系による格納容器除熱	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水温度
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 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内酸素濃度（S A）
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度（S A）
タンクローリによる燃料給油操作	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—

* 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

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）」

（代替循環冷却系を使用できない場合）（1/2）

操作及び確認	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，LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装* M/C 2C 電圧* M/C 2D 電圧* 緊急用 M/C 電圧 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ 圧力
原子炉への注水機能喪失の 確認	—	—	原子炉水位（SA 広帯域） 原子炉水位（SA 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流 量*
炉心損傷確認	—	—	格納容器雰囲気放射線モニ タ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニ タ（S/C）
早期の電源回復不能判断及 び対応準備	—	—	—
常設代替交流電源設備によ る緊急用母線の受電並びに 代替格納容器スプレイ冷却 系（常設）による格納容器 冷却及び低圧代替注水系 （常設）による原子炉注水	常設代替交流電源 設備 常設低圧代替注水 系ポンプ 代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 軽油貯蔵タンク 可搬型設備用軽油 タンク	可搬型代替 注水中型ポ ンプ タンクロー リ	緊急用 M/C 電圧 ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ 圧力 低圧代替注水系格納容器ス プレイ流量（常設ライン 用） 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 低圧代替注水系原子炉注水 流量（常設ライン用） 原子炉水位（SA 広帯域） 原子炉水位（SA 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 代替淡水貯槽水位

* 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

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）」

（代替循環冷却系を使用できない場合）（2/2）

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
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 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内酸素濃度（S A）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位 サプレッション・プール水位
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置	—	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

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」 (1/2)

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装* M/C 2 C 電圧* M/C 2 D 電圧* 緊急用 M/C 電圧
原子炉への注水機能喪失確認	—	—	原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
早期の電源回復不能判断及び対応準備	—	—	—
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	緊急用 M/C 電圧
緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保	常設代替交流電源設備 緊急用海水ポンプ 軽油貯蔵タンク	—	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
代替循環冷却系による格納容器除熱	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水温度
炉心損傷確認	—	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
逃がし安全弁 (自動減圧機能) の手動による原子炉急速減圧	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系 逃がし安全弁 (自動減圧機能)*	—	原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (燃料域)* 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力*
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 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (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

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」 (2/2)

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉圧力容器破損確認	—	—	原子炉圧力容器温度 格納容器下部水温
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位
溶融炉心への注水	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク コリウムシールド	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 格納容器下部水温 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位
代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水温度
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度（S A）
タンクローリによる燃料給油操作	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—

* 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

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）」（代替循環冷却系を使用する場合）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」

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
使用済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* 軽油貯蔵タンク	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系系統流量* 使用済燃料プール温度（S A） 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域） 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）
使用済燃料プールの注水機能喪失確認	—	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系系統流量* 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールへの注水	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク 西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	使用済燃料プール温度（S A） 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む） 緊急用 M/C 電圧

* 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

第 10-3 表 事故対処するために必要な施設

「想定事故 2」

操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
使用済燃料プール 水位低下確認	非常用ディーゼル発電機* 軽油貯蔵タンク	—	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プールの注水機能喪失確認	—	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系系統流量* 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
可搬型代替注水中 型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールへの注水	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク 西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	使用済燃料プール温度 (S A) 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 緊急用 M/C 電圧

* 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

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（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」

操作及び確認	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（原子炉停止時冷却系）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* 軽油貯蔵タンク	—	残留熱除去系系統流量* 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）*	—	原子炉圧力* 原子炉圧力（S A） 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（低圧注水系）運転による原子炉注水	残留熱除去系（低圧注水系）* サプレッション・チェンバ*	—	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（S A 広帯域） 残留熱除去系系統流量*
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能回復	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）*	—	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（S A 広帯域） 残留熱除去系系統流量* 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

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」

操作及び確認	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 時冷却系）停止確認	—	—	残留熱除去系系統流量*
逃がし安全弁（自動減圧機 能）による原子炉の低圧状 態維持	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系 逃がし安全弁（自 動減圧機能）*	—	原子炉圧力* 原子炉圧力（S A）
低圧代替注水系（常設）に よる原子炉注水	常設代替交流電源 設備 常設低圧代替注水 系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（S A 広帯域） 低圧代替注水系原子炉注水 流量（常設ライン狭帯域 用） 代替淡水貯槽水位
残留熱除去系（原子炉停止 時冷却系）運転による崩壊 熱除去機能回復	常設代替交流電源 設備 残留熱除去系（原 子炉停止時冷却 系）* 緊急用海水系 軽油貯蔵タンク	—	残留熱除去系系統流量* 残留熱除去系熱交換器入口 温度* 緊急用海水系流量（残留熱 除去系熱交換器） 緊急用海水系流量（残留熱 除去系補機）

* 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

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」

操作及び確認	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	—	—	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（S A 広帯域） サプレッション・プール水位
残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水	残留熱除去系（低圧注水系）* サプレッション・チェンバ*	—	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（S A 広帯域） 残留熱除去系系統流量*

* 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

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」

操作及び確認	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	—	—	起動領域計装*
反応度誤投入後の原子炉スクラムの確認	—	—	起動領域計装*

* 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

申請書添付参考図面を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** -1-		<u>申請書添付参考図面</u>	別紙 1 に変更する。
～			
** -13-			

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

申 請 書 添 付 参 考 図 面

申請書添付参考図面を次のとおり変更する。

「第 2 図 発電所一般配置図（添付書類 八 第 2.1－1 図）」を添付 1 のとおり変更する。

「第 3 図 1 階平面図（添付書類 八 第 2.1－2 図）」を添付 2 のとおり変更する。

「第 4 図 地階平面図（添付書類 八 第 2.1－3 図）」を添付 3 のとおり変更する。

「第 5 図 タービン室および原子炉補機室平面図（添付書類 八 第 2.1－4 図）」を添付 4 のとおり変更する。

「第 6 図 断面図（添付書類 八 第 2.1－5 図）」を添付 5 のとおり変更する。

「第 9 図 炉心の配置図」を「第 9 図 炉心の配置図（添付書類 八 第 6.1.2－3 図）」に変更する。

「第 11 図 主要な冷却系統の概要図（添付書類 八 第 5.1－1 図）」を「第 11 図 主蒸気及びタービン系統図（添付書類 八 第 5.1－1 図）」に変更する。

「第 12 図 計測制御系統の概要図（添付書類 八 第 8.3－1 図）」を「第 12 図 再循環流量制御系統図（添付書類 八 第 6.1.1－2 図）」に変更する。

「第 13 図 安全保護回路の概要図」を添付 6 のとおり変更する。

「第 14 図 制御材駆動系の概要図」を「第 14 図 制御棒駆動機構の概略図

（添付書類 八 第 6.1.2－7 図）」に変更する。

「第 15 図 気体廃棄物処理の系統概要図（添付書類 八 第 10.1－1 図）」を「第 15 図 気体廃棄物処理の系統概要図（添付書類 八 第 7.1－1 図）」に変更する。

「第 16 図 液体廃棄物処理系統概要図（添付書類 八 第 10.2－1 図）」を添付 7 のとおり変更する。

「第 17 図 格納容器スプレイ冷却系統の概要図（添付書類 八 第 6.4－3 図）」を添付 8 のとおり変更する。

「第 19 図 原子炉格納施設換気系統の概要図」を「第 19 図 原子炉建屋ガス処理系の構造概要図（添付書類 八 第 9.1－1 図）」に変更する。

「第 20 図 周辺監視区域図（添付書類 九 第 3.1－2 図）」を添付 9 のとおり変更する。

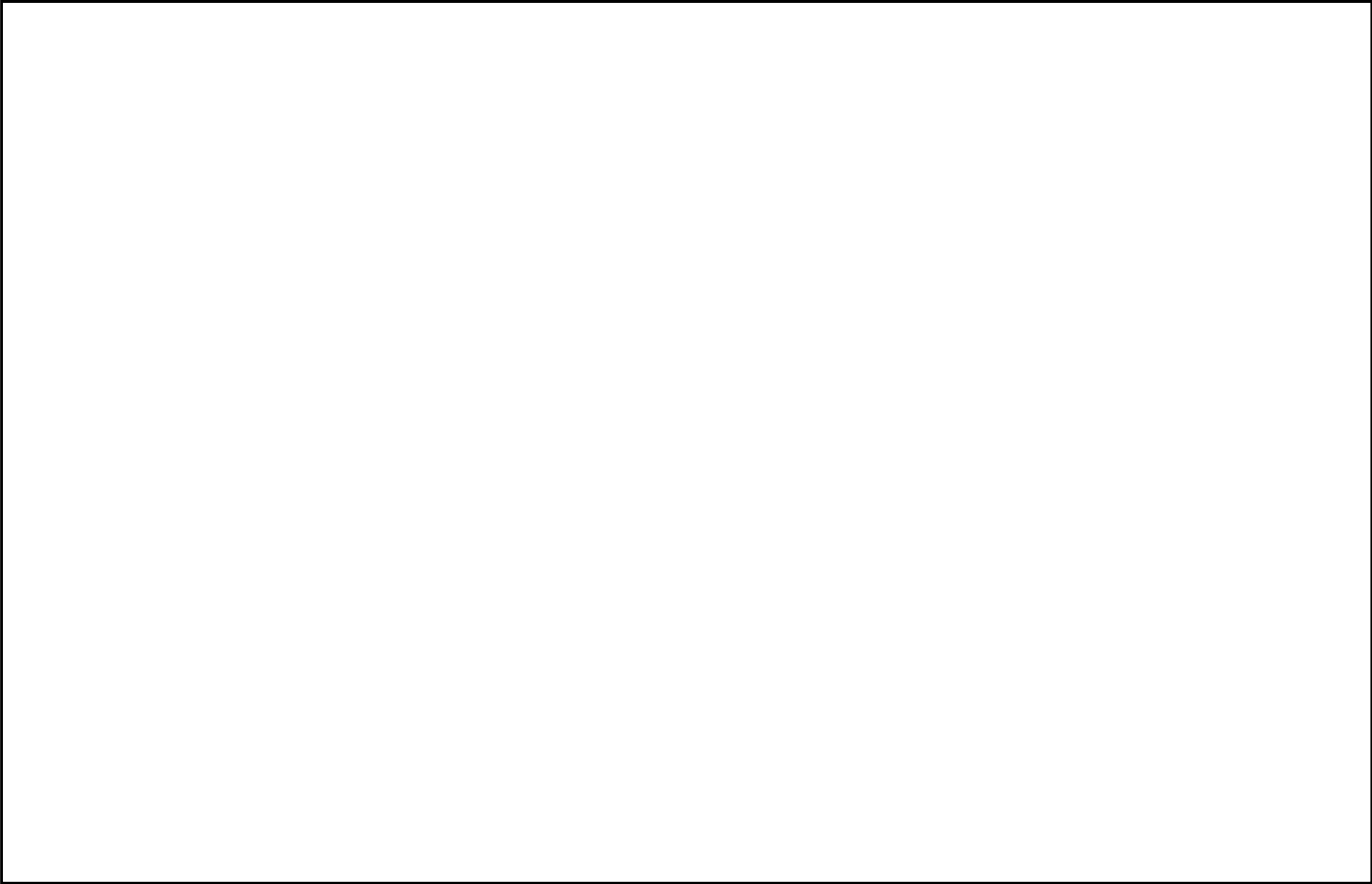
「第 26 図 固体廃棄物処理系統概要図（添付書類 八 第 10.3－1 図）」を添付 10 のとおり変更する。

「第 32 図 減速材ボイド係数（ 9×9 燃料（A 型）取替炉心）（添付書類 八 第 14.2－5 図（その 5A））」を「第 32 図 減速材ボイド係数（ 9×9 燃料（A 型）取替炉心）（添付書類 八 第 3.7－5 図（その 5A））」に変更する。

「第 33 図 減速材ボイド係数（ 9×9 燃料（B 型）取替炉心）（添付書類 八 第 14.2－5 図（その 5B））」を「第 33 図 減速材ボイド係数（ 9×9 燃料（B 型）取替炉心）（添付書類 八 第 3.7－5 図（その 5B））」に変更する。

「第 34 図 ドップラ係数（ 9×9 燃料（A 型）取替炉心）（添付書類 八 第 14.2－2 図（その 5A））」を「第 34 図 ドップラ係数（ 9×9 燃料（A 型）取替炉心）（添付書類 八 第 3.7－2 図（その 5A））」に変更する。

「第 35 図 ドブプラ係数（ 9×9 燃料（B 型）取替炉心）（添付書類 八 第 14.2-2 図（その 5B））」を「第 35 図 ドブプラ係数（ 9×9 燃料（B 型）取替炉心）（添付書類 八 第 3.7-2 図（その 5B））」に変更する。



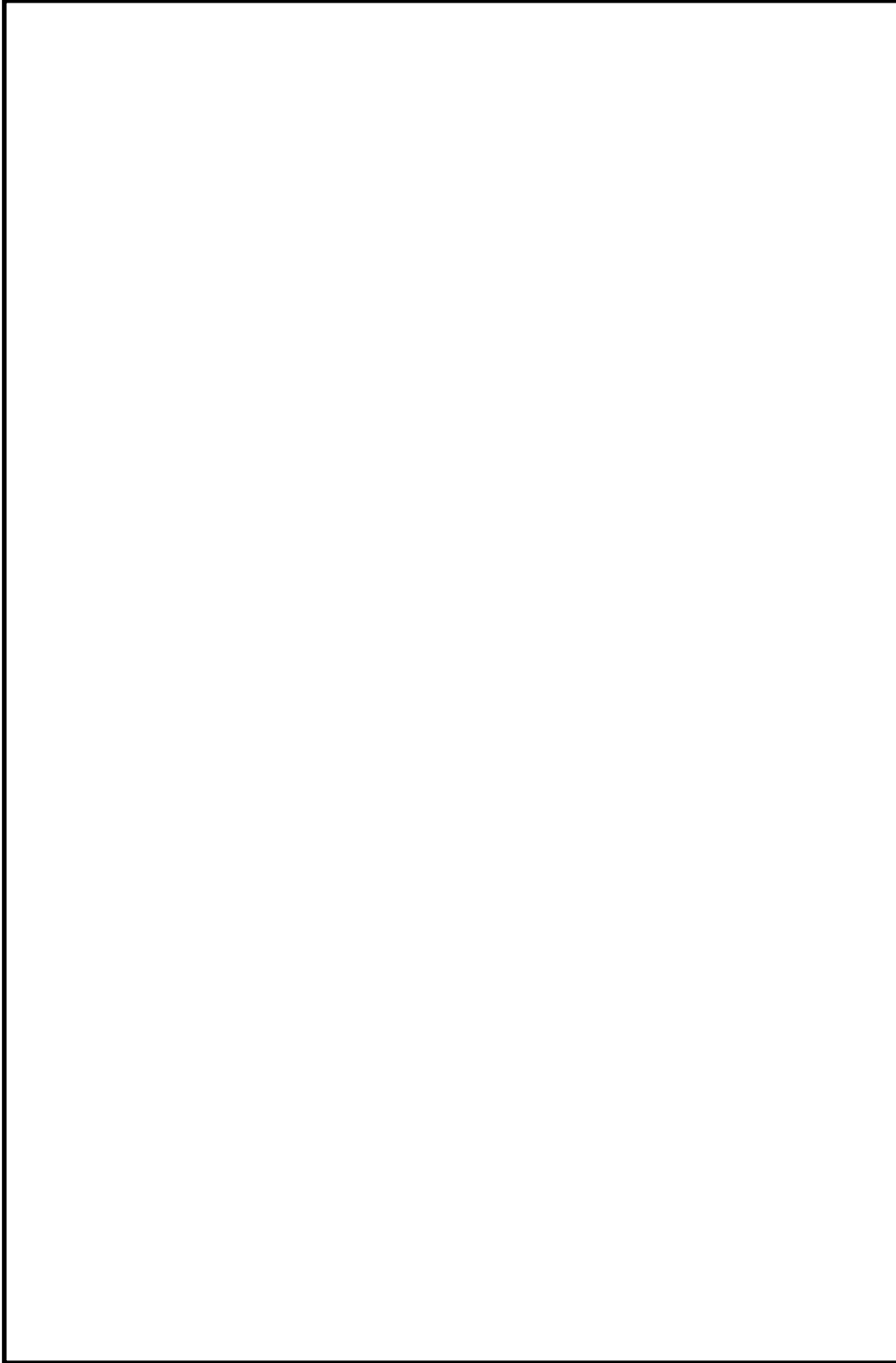
第 2 図 発電所一般配置図（添付書類 八 第 2.1－1 図）
□ は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



第3図 1階平面図（添付書類 八 第2.1-2図）

☐ は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

添付 2



第 4 図 地階平面図 (添付書類 八 第 2.1-3 図)

☐ は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



第 5 図 タービン室及び原子炉補機室平面図 (添付書類 八 第 2.1-4 図)

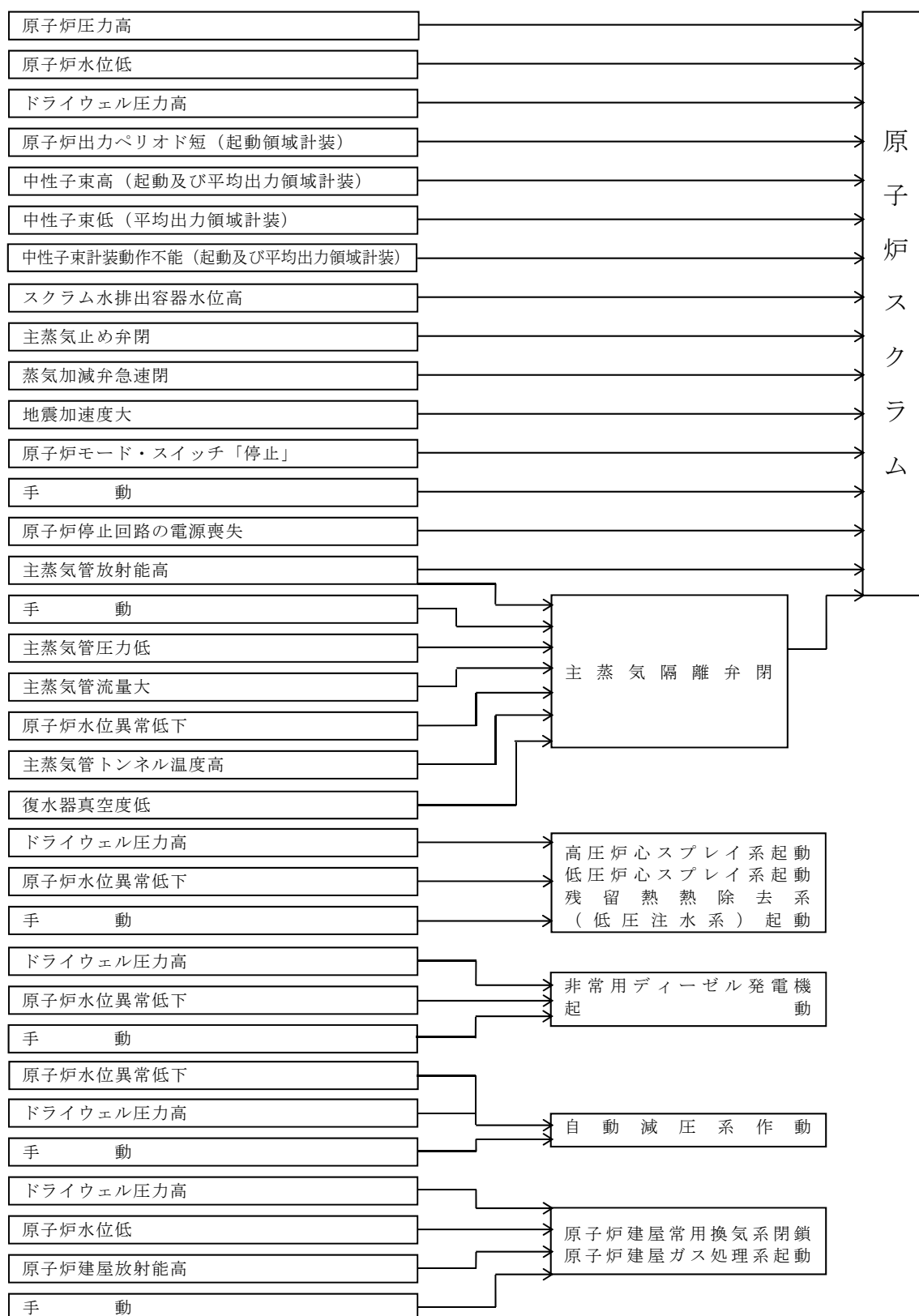
添付 4

☐ は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

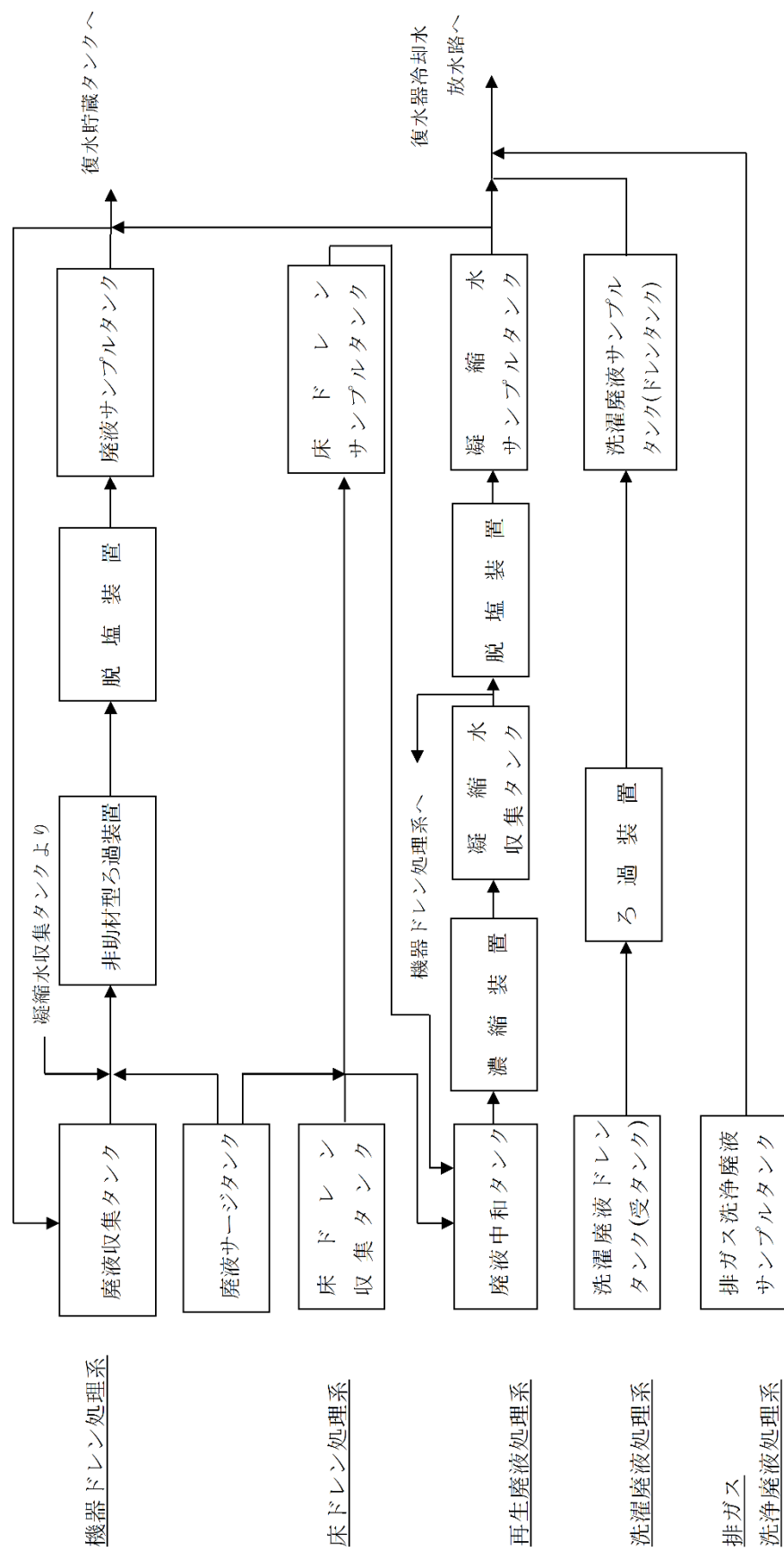


第 6 図 断面図(添付書類 八 第 2.1-5 図)

☐ は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

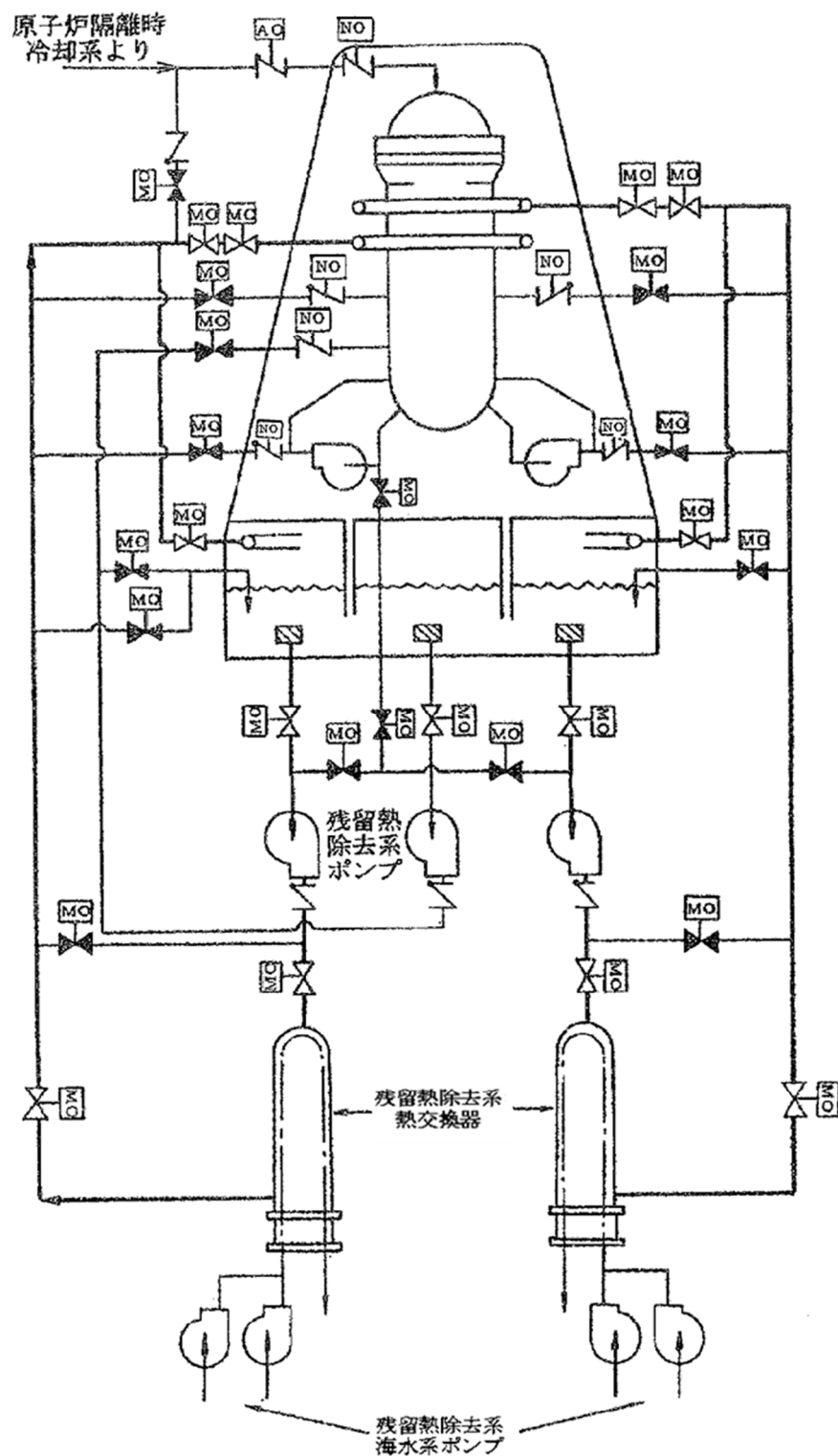


第 13 図 安全保護回路の概要図

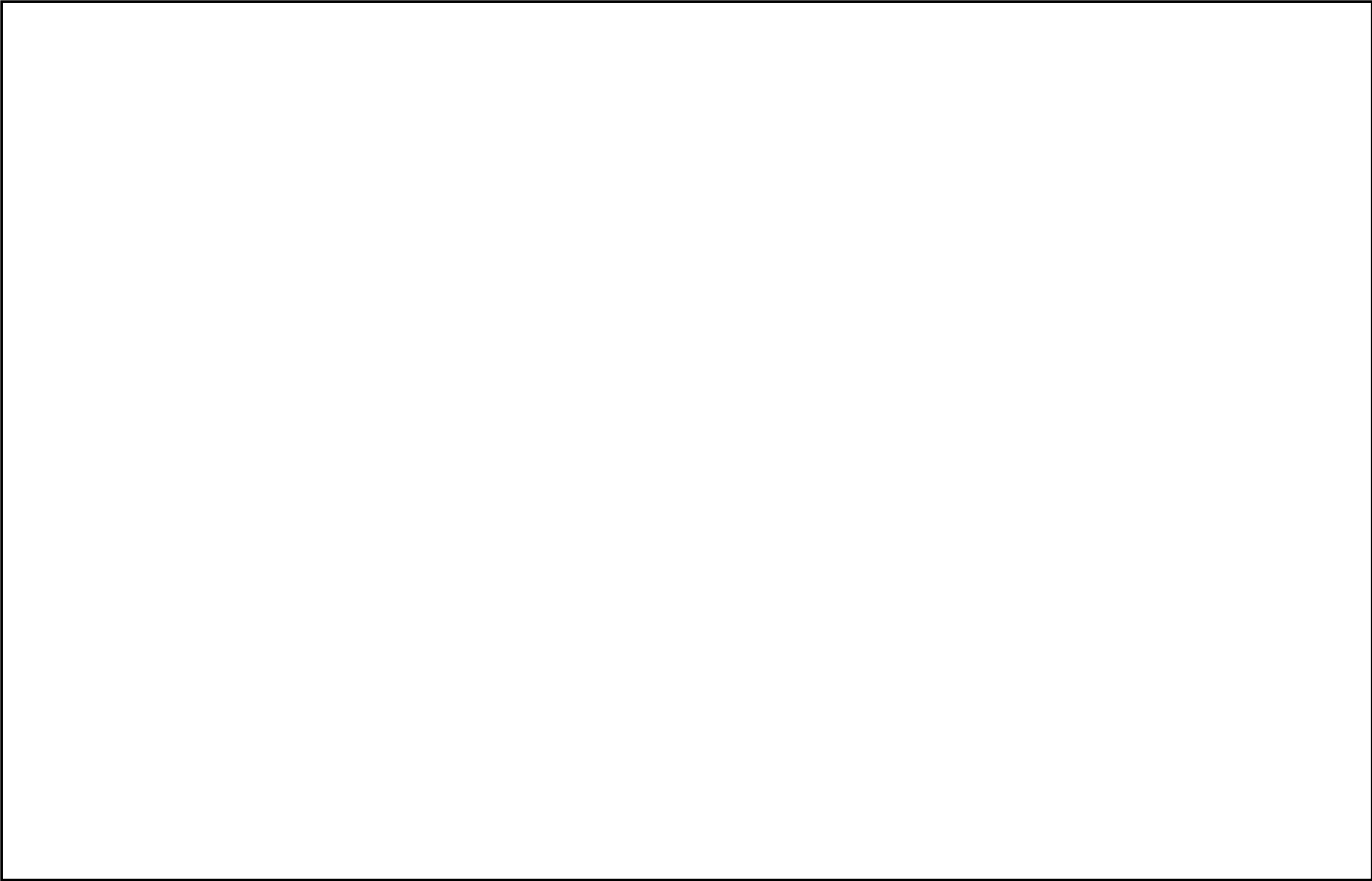


添付 7

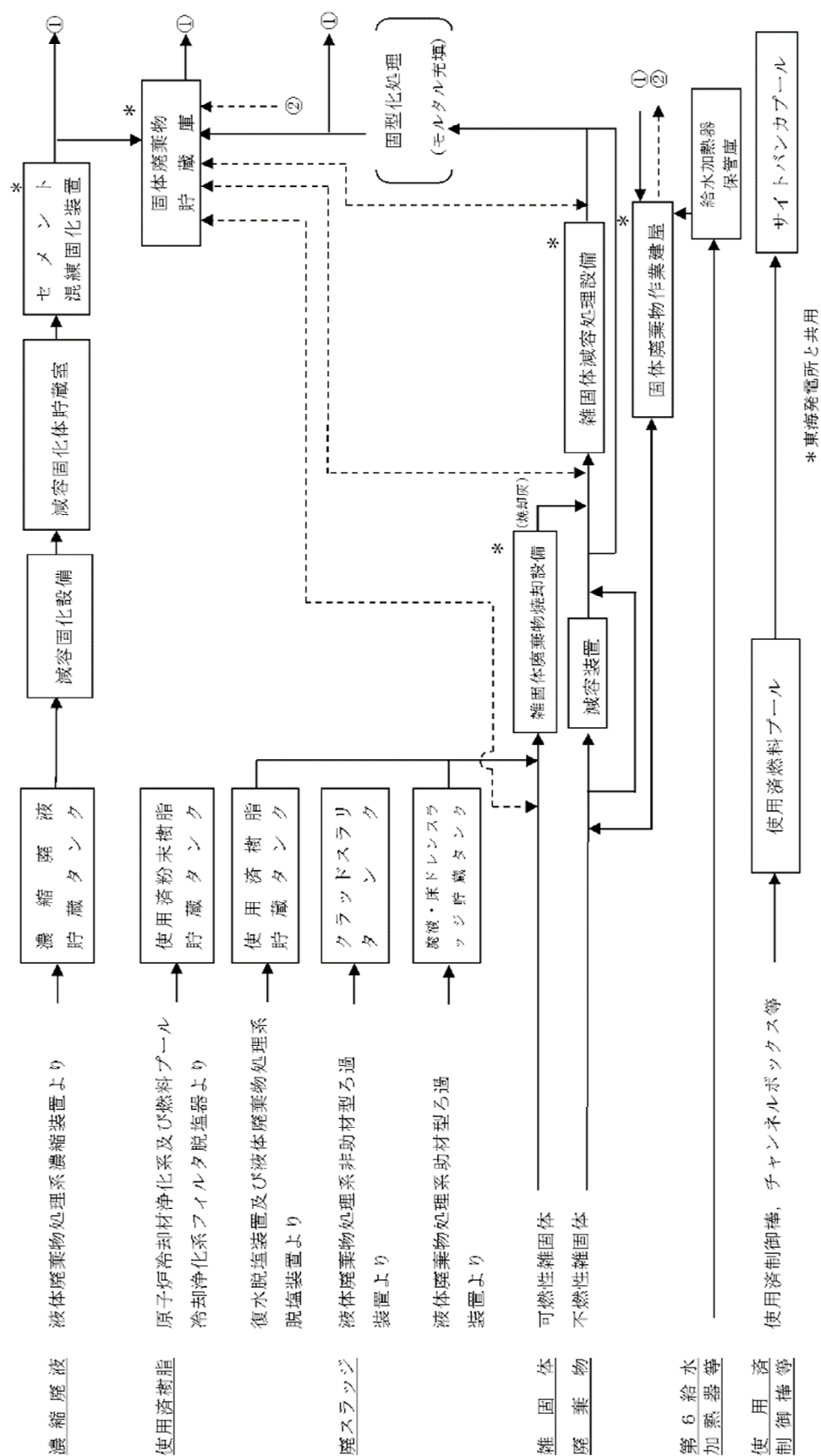
第 16 図 液体廃棄物処理系統概要図 (添付書類 八 第 7.2-1 図)



第 17 図 格納容器スプレイ冷却系（添付書類 八 第 5.4-2 図）



第 20 図 周辺監視区域図（添付書類 九 第 3.1－2 図）
□ は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



第 26 図 固体廃棄物処理系統概要図 (添付書類 八 第 7.3-1 図)

添付書類五の一部補正

添付書類五を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 5-1	上 11	__福島第一原子力発電所…	<u>東京電力株式会社福島</u> 第一原子力発電所…
* 5-2	上 8～ 上 9	…警戒事態又は非常事態 を宣言した場合は発電所 <u>災害対策本部</u> を…	…警戒事態を <u>宣言した</u> <u>場合は発電所警戒対策本</u> <u>部を</u> ， <u>非常事態を宣言し</u> <u>た場合は発電所__対策本</u> <u>部を</u> …
* 5-3	下 9～ 下 8	運転責任者として原子 力規制委員会が定める <u>11名（11名）</u> 基準に適合した者 __	運転責任者として原子 力規制委員会が定める__ 基準に適合した者 <u>11</u> <u>名（11名）</u>
	下 7	…重大事故等__の対応…	…重大事故等 <u>発生時</u> の対 応…
** 5-3	上 9	__福島第一原子力発電 所…	<u>東京電力株式会社福島</u> 第一原子力発電所…
	下 5	__福島第一原子力発電 所…	<u>東京電力株式会社福島</u> 第一原子力発電所…
** 5-5	下 8～ 下 7	…。この品質方針は，__ 福島第一原子力発電所…	…。この品質方針は， <u>東</u> <u>京電力株式会社福島第一</u> <u>原子力発電所</u> …
** 5-6	上 9～	…，その情報をとりまと	…，その情報をとりまと

なお，* を付した頁は，平成 29 年 11 月 8 日付け，総室発第 60 号で一部補正した
頁を，** を付した頁は，平成 30 年 5 月 31 日付け，総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
* 5-8	上 10 下 8 と 下 7 の 間	め__評価確認し、… (記載の追加)	め、__評価確認し、… <u>各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を特定した上で、原子力安全に対する重要性に応じた是正処置を実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるように要求事項を提示し、不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織の長はその実施状況を確認する。</u>
** 5-9	下 4～ 下 3 下 3～	当社は、__福島第一原子力発電所… …極めて深刻な事故を__	当社は、 <u>東京電力株式会社福島第一原子力発電所</u> … …極めて深刻な事故を__

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 5－10	下 1	<u>度</u> と起こさないために， …	起こさないために，…
	上 11	__福島第一原子力発電 所…	<u>東京電力株式会社福島</u> 第一原子力発電所…
* 5－9	下 7	…原子炉 <u>毎</u> に…	…原子炉 <u>ごと</u> に…
* 5－10	下 3	運転責任者 <u>の基準に適</u> <u>合した者</u> は，…	運転責任者__は，…
** 5－12	下 2	…， __原子炉の…	…， <u>発電用</u> 原子炉の…
		第1表 本店及び東海第 二発電所の技術者及び有 資格者の人数	別紙 5－1 に変更する。

なお，* を付した頁は，平成 29 年 11 月 8 日付け，総室発第 60 号で一部補正した
頁を，** を付した頁は，平成 30 年 5 月 31 日付け，総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

第 1 表 本店及び東海第二発電所の技術者及び有資格者の人数

(平成 29 年 10 月 1 日現在)

		技術者の総人数	技術者のうち管理職の人数 ※1	技術者のうち有資格者の人数				
				原子炉主任技術者有資格者の人数	第 1 種ボイラー・タービン主任技術者有資格者の人数	第 1 種電気主任技術者有資格者の人数	第 1 種放射線取扱主任者有資格者の人数	運転責任者の基準に適合した者の人数
本店	発電管理室	152	66 (66)	11	3	1	36	0
	開発計画室	57	32 (21)	1	1	1	6	0
	その他各室	102	58 (55)	9	1	3	22	0
東海第二発電所※2		203※3	83※3 (81)	3	8	2	18	11

※1 () 内は、管理職のうち、技術者としての経験年数が 10 年以上の人数を示す。

※2 東海第二発電所の人数には、東海発電所専任の者は含まない。

※3 東海第二発電所の技術者については、運転に必要な要員（重大事故等発生時に継続して対応可能な要員を含む）を設置許可の運用開始時期までに主に本店より技術者を異動させる等の方策により確保する計画である。

添付書類六の一部補正

添付書類六 1 章を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
* 6-1-3	下 7	… , 「高萩・大津」 (1995__) ⁽¹⁸⁾ , 「日立」 (1995__) ⁽¹⁹⁾ , …	… , 「高萩・大津」 (1995a) ⁽¹⁸⁾ , 「日立」 (1995b) ⁽¹⁹⁾ , …
** 6-1-1	下 5～ 下 2	… , 「 ^{だいご} 太子・ ^{きつれがわ} 喜連川」 (2002__) ⁽²⁰⁾ , 「 ^{ひたちおおみや} 常陸大宮・ ^{からすやま} 烏山」 (2002__) ⁽²¹⁾ , 「水戸」 …	… , 「 ^{だいご} 太子・ ^{きつれがわ} 喜連川」 (2002a) ⁽²⁰⁾ , 「 ^{ひたち} 常陸 ^{おおみや} 大宮・ ^{からすやま} 烏山」 (2002b) ⁽²¹⁾ , 「水戸」 …
* 6-1-12	上 7～ 上 8	…相当する。 <u>ここでは</u> , これらの地層を一括して 金砂郷層群と <u>呼ぶ</u> 。	…相当する <u>(ここでは</u> , これらの地層を一括して 金砂郷層群と <u>仮称する)</u> 。
* 6-1-14	下 13～ 下 12	…笠神層及び夏海層に相 当する。 <u>ここでは</u> , これ らの地層を一括して東 茨城層群と <u>呼ぶ</u> 。	…笠神層及び夏海層に相 当する <u>(ここでは</u> , これ らの地層を一括して東茨 城層群と <u>仮称する)</u> 。
* 6-1-29	上 8～ 上 9	… , その層理面の <u>走行</u> が NNW-SSE方向で , …	… , その層理面の <u>走向</u> が NNW-SSE方向で , …

なお , * を付した頁は , 平成 29 年 11 月 8 日付け , 総室発第 60 号で一部補正した
頁を , ** を付した頁は , 平成 30 年 5 月 31 日付け , 総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 6-1-29～	下 1～	<u>文献調査によると、今</u>	<u>__今泉他編（2018）</u> ⁽³
** 6-1-30	上 3	泉他編（2018） ⁽³⁰⁾	⁰⁾ は，地震調査委員会
		は，地震調査委員会	(2015) ⁽³¹⁾ ...
		(2015) ⁽³¹⁾ ...	
** 6-1-34	下 3～	…，隣接することから，	…，隣接することから，
	下 1	<u>F 3 断層北中部及び F 4</u>	<u>F 3 断層～F 4 b-1 断</u>
		<u>b-1 断層の同時活動に</u>	<u>層の同時活動についても</u>
		ついて…	…
* 6-1-131	上 5	…茨城県（1995__）…	…茨城県（1995 <u>a</u> ）…
* 6-1-131	上 6	…茨城県（1995__）…	…茨城県（1995 <u>b</u> ）…
* 6-1-131	上 7	…茨城県（2002__）…	…茨城県（2002 <u>a</u> ）…
* 6-1-131	上 8	…茨城県（2002__）…	…茨城県（2002 <u>b</u> ）…
** 6-1-53	上 8～	…，地__学雑誌，…	…，地質学雑誌，…
	上 9		
* 6-1-138	下 1	…，日本活断層学会__	…，日本活断層学会， <u></u>
			<u>p. 3-6</u>

なお，* を付した頁は，平成 29 年 11 月 8 日付け，総室発第 60 号で一部補正した頁を，** を付した頁は，平成 30 年 5 月 31 日付け，総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

添付書類六 3 章を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
* 6-3-6	下 6	地震観測記録の分析で <u>は</u> ， …	地震観測記録の分析に <u>は</u> ， …
* 6-3-17	上 6	…に示す__	…に示す <u>。</u>
* 6-3-28 ～	下 1 ～	…（2012a）：「 <u>三陸沖</u> から房総沖にかけての地	…（2012a）：__三陸沖 から房総沖にかけての地
* 6-3-29	上 1	震活動の長期評価（第二 版）について」，平成24 年2月9日	震活動の長期評価（第二 版）について__，平成24 年2月9日
* 6-3-29	上 7～ 上 8	…（2009a）：「 <u>全国地 震動予測地図</u> 」，平成21 年7月21日	…（2009a）：__全国地 震動予測地図__，平成21 年7月21日
	下 4	…，Istanbul__	…，Istanbul <u>。</u>
* 6-3-30	下 8	…，66:101__	…，66:101 <u>。</u>
* 6-3-33	上 11	…， <u>No. 69, March 2006</u> ， 123-134	…， <u>69</u> ，123-134
* 6-3-34	上 6～ 上 7	…（2012b）：「 <u>今後の 地震動ハザード評価に関 する検討～2011年・2012 年における検討結果～</u> 」	…（2012b）：__今後の 地震動ハザード評価に関 する検討～2011年・2012 年における検討結果～__
** 6-3-23	下 7～ 下 6	…，UD <u>成分</u>)	…，UD <u>方向</u>)

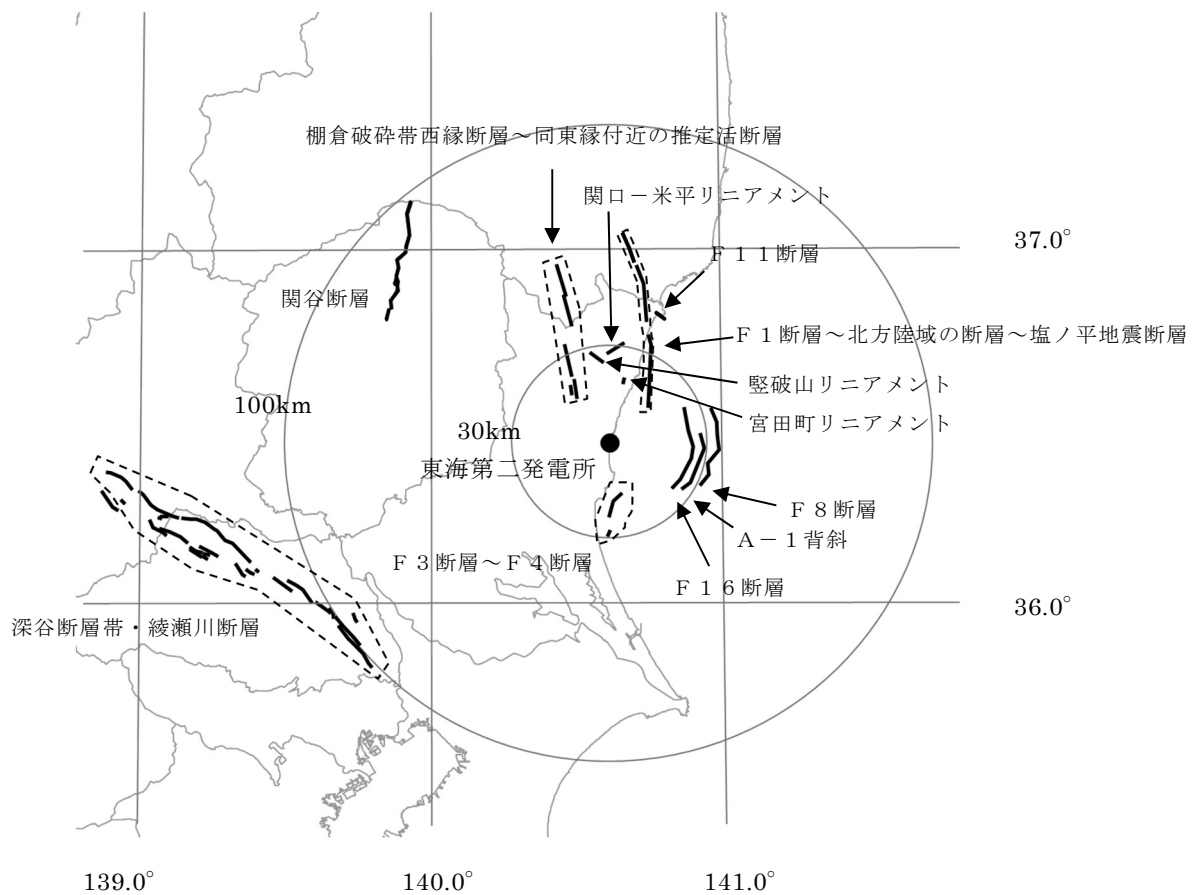
なお，* を付した頁は，平成 29 年 11 月 8 日付け，総室発第 60 号で一部補正した
頁を，** を付した頁は，平成 30 年 5 月 31 日付け，総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 6-3-30	上 2	…，E W <u>成分</u>)	…，E W <u>方向</u>)
	下 7	…，N S <u>成分</u>)	…，N S <u>方向</u>)
** 6-3-52		第 3.6-26 表 基準地震動 S_s の最大加速度	別紙 6-3-1 に変更する。
** 6-3-56		第 3.3-1 図 地質調査結果に基づく敷地周辺の活断層等の分布	別紙 6-3-2 に変更する。
* 6-3-95		第 3.5-4 図 地震波の到来方向ごとの応答スペクトル比	別紙 6-3-3 に変更する。
** 6-3-59		第 3.5-5 図 敷地及び敷地周辺で実施した各種探査結果等を基に作成した 2 次元地盤モデル	別紙 6-3-4 に変更する。

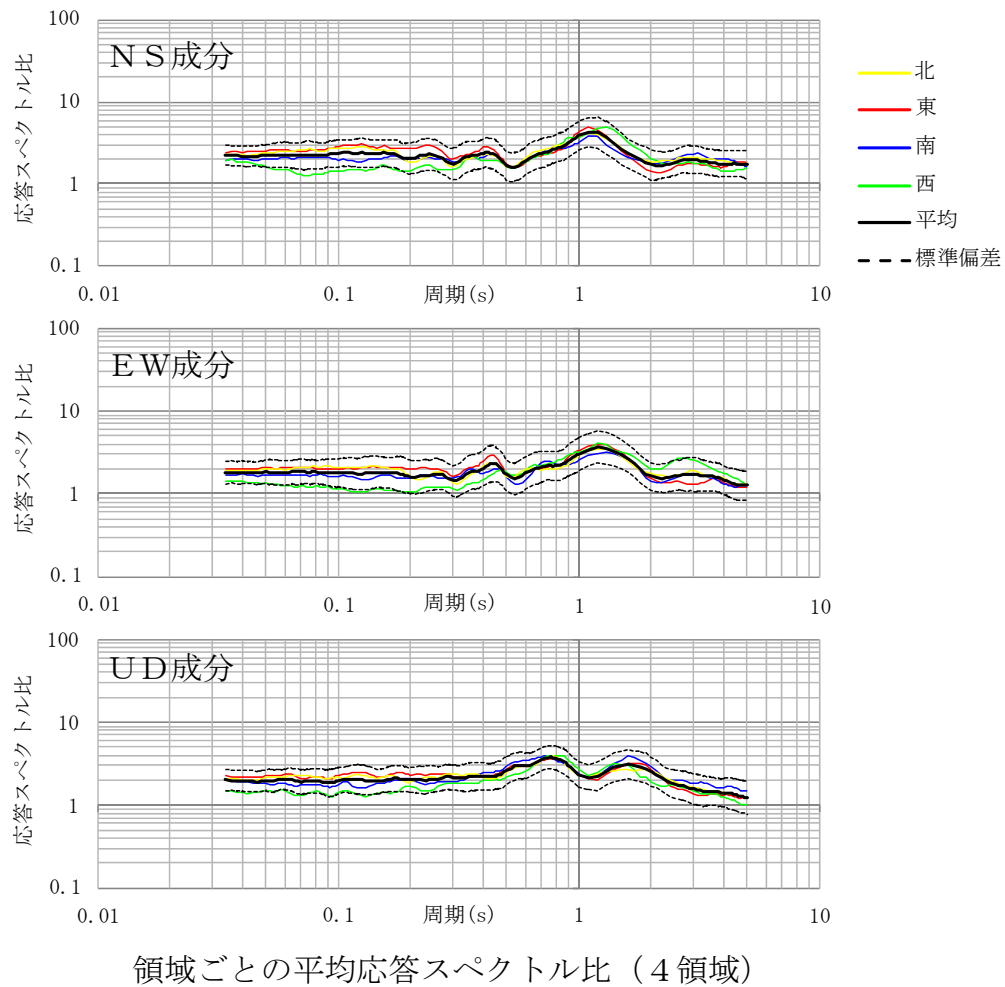
なお，* を付した頁は，平成 29 年 11 月 8 日付け，総室発第 60 号で一部補正した頁を，** を付した頁は，平成 30 年 5 月 31 日付け，総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

第 3.6-26 表 基準地震動 S_s の最大加速度

基準地震動		最大加速度 (cm/s^2)		
		N S 方向	E W 方向	U D 方向
S_s-D1	応答スペクトル手法による基準地震動	870		560
S_s-11	F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層 による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 1)	717	619	579
S_s-12	F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層 による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 2)	871	626	602
S_s-13	F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層 による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 3)	903	617	599
S_s-14	F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層 による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点 2)	586	482	451
S_s-21	2011 年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)	901	887	620
S_s-22	2011 年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA位置と短周期レベルの不確かさの 重畳)	1009	874	736
S_s-31	2004 年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に 保守性を考慮した地震動	610		280



第3.3-1 図 地質調査結果に基づく敷地周辺の活断層等の分布



$$R_{TKI2/IBRH18}(T) = \frac{S_{TKI2}(T) \cdot X_{TKI2}}{S_{IBRH18}(T) \cdot X_{IBRH18}}$$

$R_{TKI2/IBRH18}(T)$: 応答スペクトル比

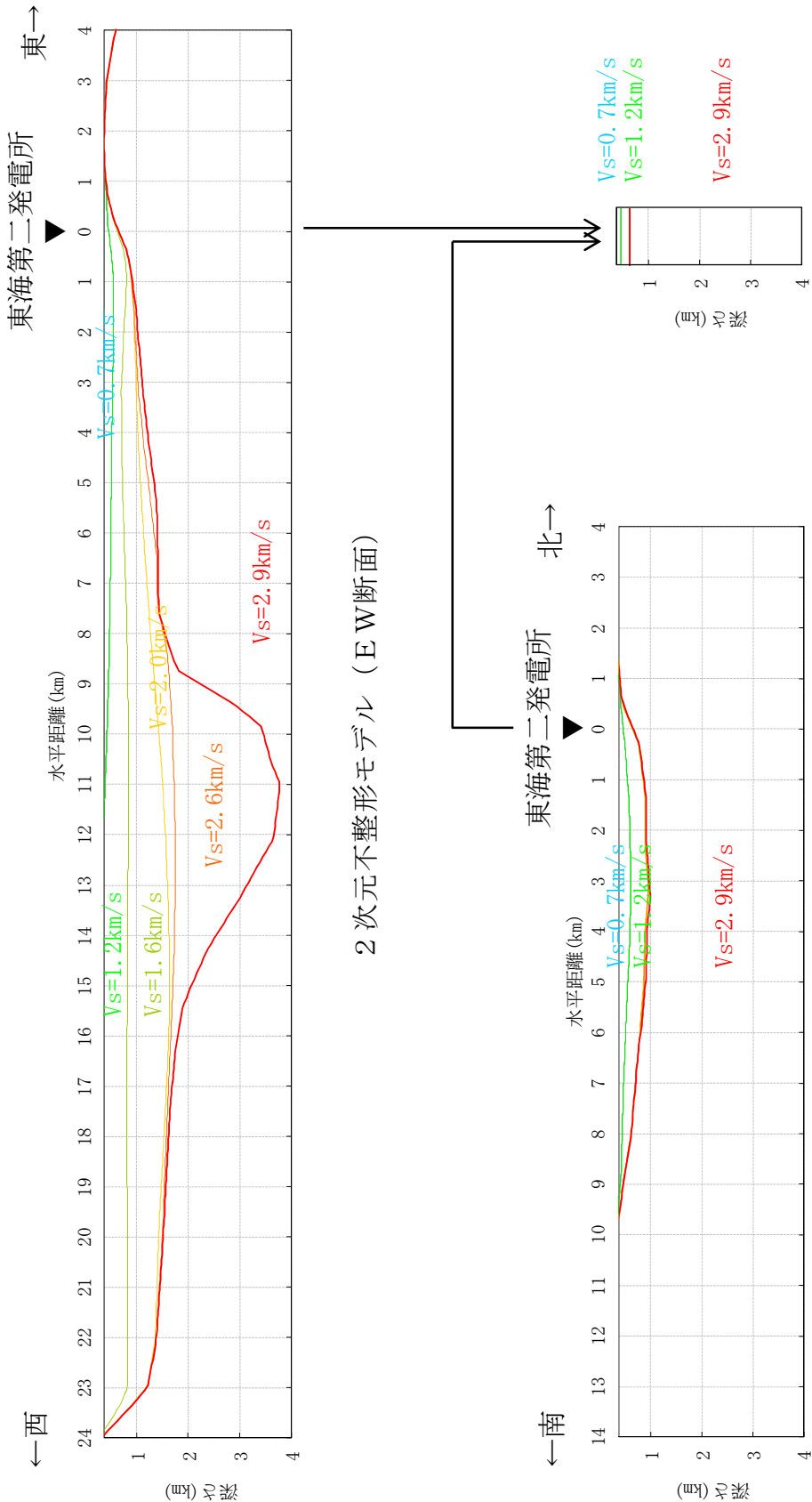
$S_{TKI2}(T)$: 東海第二発電所観測記録の加速度応答スペクトル

$S_{IBRH18}(T)$: K i K - n e t ひたちなか観測記録の加速度応答スペクトル

X_{TKI2} : 東海第二発電所から震源までの距離

X_{IBRH18} : K i K - n e t ひたちなかから震源までの距離

第 3.5-4 図 地震波の到来方向ごとの応答スペクトル比

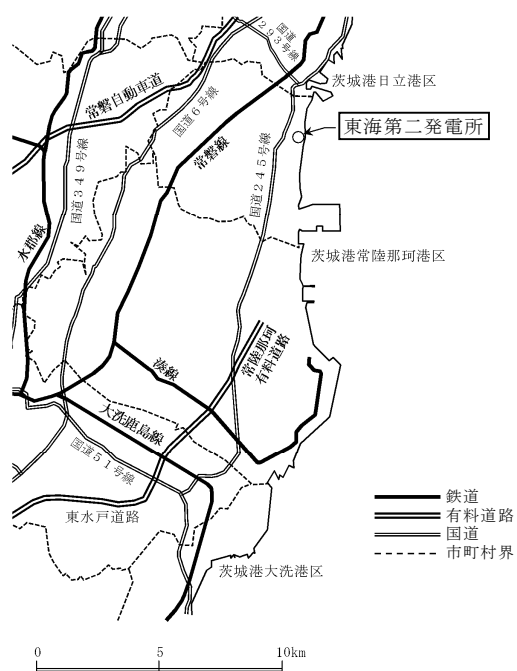


第 3.5-5 図 敷地及び敷地周辺で実施した各種探査結果等を基に作成した 2 次元地盤モデル

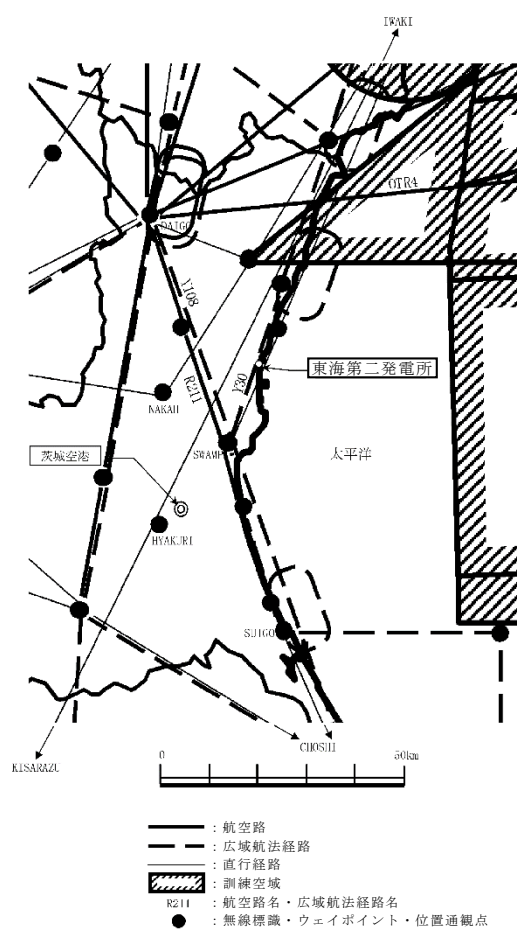
添付書類六 4章を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
* 6-4-1	上 10 ～ 上 11	主要な道路としては，常磐自動車道，国道 2 4 5 号__，国道 6 号__及び国道 2 9 3 号__がある。	主要な道路としては，常磐自動車道，国道 2 4 5 号 <u>線</u> ，国道 6 号 <u>線</u> 及び国道 2 9 3 号 <u>線</u> がある。
* 6-4-2		(記載の変更)	別紙 6-4-1 に変更する。

なお，* を付した頁は，平成 29 年 11 月 8 日付け，総室発第 60 号で一部補正した頁を，** を付した頁は，平成 30 年 5 月 31 日付け，総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。



第 4.2－1 図 東海第二発電所周辺の鉄道，主要道路及び港湾図



第 4.2－2 図 東海第二発電所周辺の航空路等図

添付書類六 5 章を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
* 6-5-3	上 7	気象庁「竜巻等の突風 データベース」(1961__ ～2012年)によれば、…	気象庁「竜巻等の突風 データベース」(1961 年 ～2012 年)によれば、…

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した
頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

添付書類六 6 章を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 6-6-28	上 6～ 上 7	…津波合同調査グループ (2011) ⁽⁹⁾ , …	…津波合同調査グループ (2012) ⁽⁹⁾ , …
** 6-6-30	上 3	<u>津波</u> モデルの設定を…	<u>波源</u> モデルの設定を…
* 6-6-8	下 10	「(1) 2011 年東北地方 太平洋沖地震の知見及び <u>分析</u> 」 …	「(1) 2011 年東北地方 太平洋沖地震の知見に <u>関</u> <u>連する知見</u> 」 …
** 6-6-5	上 7	…杉野他 (2014) ⁽⁴⁸⁾ …	…杉野他 (2014) ⁽⁴⁹⁾ …
** 6-6-7	上 12～ 上 13	… , 地 震 調 査 委 員 会 (2009) ⁽⁵⁵⁾ …	… , 地震調査研究推進本 部 (2017a) ⁽⁵⁵⁾ …
* 6-6-14	上 9 上 10	… , 水位上昇側ではケー ス__3, … … , 水位下降側ではケー ス__5, …	… , 水位上昇側ではケー ス <u>A</u> -3, … … , 水位下降側ではケー ス <u>A</u> -5, …
* 6-6-15	上 3	1933 年昭和 三 陸 <u>沖</u> 地震 津波の波源モデル…	1933 年昭和 三 陸 __ 地震 津波の波源モデル…
** 6-6-11	上 7～ 上 11	…概略パラメータスタデ ィ結果 (防潮堤前面の最 大水位上昇量は 17.60m, __ <u>取水口前面の最大水位下</u>	…概略パラメータスタデ ィ結果 (防潮堤前面の最 大水位上昇量は 17.60m __) と比較…

なお, * を付した頁は, 平成 29 年 11 月 8 日付け, 総室発第 60 号で一部補正した
頁を, ** を付した頁は, 平成 30 年 5 月 31 日付け, 総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
* 6-6-16	上 10	降量は-5.17m) と比較… …，防潮堤 <u>位置</u> において …	…，防潮堤 <u>前面</u> において …
* 6-6-19	下 4～ 下 3	…，プレート間地震によ <u>る津波のケース3，破壊</u> 開始点⑥，…	…，プレート間地震 <u>であ</u> <u>り，超大すべり域，大す</u> <u>べり域は波源モデルの北</u> <u>限から南へ20km移動した</u> <u>位置，破壊開始点⑥，…</u>
* 6-6-19～ * 6-6-20	下 1～ 上 1	…，プレート間地震によ <u>る津波のケース5，破壊</u> 開始点⑤，…	…，プレート間地震 <u>であ</u> <u>り，超大すべり域，大す</u> <u>べり域は波源モデルの北</u> <u>限から南へ40km移動した</u> <u>位置，破壊開始点⑤，…</u>
** 6-6-19	下 11	…，茨城県__ ⁽²⁰⁾ …	…，茨城県 <u>(2012)</u> ⁽²¹⁾ …
** 6-6-20	上 2～ 上 3	… (2012 ⁽³³⁾ ，2014 ⁽⁷⁹⁾ ，2017__ ⁽⁸⁰⁾) …	… (2012 ⁽³³⁾ ，2014 ⁽⁷⁹⁾ ，2017 <u>b</u> ⁽⁸⁰⁾) …
* 6-6-21	下 2	…エリアは T.P. +18 <u>～</u> 20mの…	…エリアは T.P. +18 <u>m 及</u> <u>び T.P. +20m の…</u>

なお，* を付した頁は，平成 29 年 11 月 8 日付け，総室発第 60 号で一部補正した頁を，** を付した頁は，平成 30 年 5 月 31 日付け，総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
* 6-6-23	下 8～ 下 7	(9) 東北地方太平洋沖地震津波合同調査グループ (<u>2011</u>) : http://www.coastal.jp/ttjt/ , <u>2012/12/29</u>	(9) 東北地方太平洋沖地震津波合同調査グループ (<u>2012</u>) : http://www.coastal.jp/ttjt/ __
** 6-6-34	上 1～ 上 2	(55) 地震調査委員会 (<u>2009</u>) : 付録3 震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「レシビ」) <u>平成21年12月21日改訂</u>	(55) 地震調査研究推進本部 (<u>2017a</u>) : __震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「レシビ」)__
** 6-6-22～ ** 6-6-23	下 2～ 上 1	(80) 地震調査研究推進本部地震調査委員会 (2017__) …	(80) 地震調査研究推進本部地震調査委員会 (2017b) …
** 6-6-35		第6.2-1表 既往津波の文献調査 (敷地周辺に影響を及ぼした過去の津波)	別紙 6-6-1 に変更する。
** 6-6-36		第 6.2-3 表 1960 年チリ地震の津波波源 (発電所周辺の再現解析：計算条件)	別紙 6-6-2 に変更する。

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
* 6-6-57		第 6.2-6 図 東北地方太	別紙 6-6-3 に変更す
** 6-6-26	上 1～	平洋沖型の津波波源	る。
	上 2	(特性化波源モデルの諸 元)	
* 6-6-59		第 6.2-10 図 東北地方	別紙 6-6-4 に変更す
** 6-6-26	上 1～	太平洋沖型の津波波源	る。
	上 2	(発電所周辺の再現解 析：確認結果)	
* 6-6-65		(記載の追加)	別紙 6-6-5 を追加す る。
** 6-6-26	上 5～	第 6.2- <u>23</u> 図	第 6.2- <u>24</u> 図
	上 6	～第 6.2- <u>26</u> 図	～第 6.2- <u>27</u> 図
* 6-6-68		第 6.2-27 図 海底地す	別紙 6-6-6 に変更す
** 6-6-26	上 5～	べり	る。
	上 6	(文 献 (産 総 研 (2015)) による音波探 査記録による判読結果)	
** 6-6-26～	上 7～	第 6.2- <u>28</u> 図	第 6.2- <u>29</u> 図
** 6-6-27	上 3	～第 6.2- <u>40</u> 図	～第 6.2- <u>41</u> 図
** 6-6-49		第 6.4-4 図 砂移動評価 (計算条件)	別紙 6-6-7 に変更す る。

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した
頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

第 6.2－1 表 既往津波の文献調査
(敷地周辺に影響を及ぼした過去の津波)

太平洋沿岸に影響を及ぼした主な津波の一覧表（地震規模8.0以上（遠地津波については地震規模9.0以上）を抜粋）

発生年月日 元号	波源域	地震規模 ¹⁾		津波規模 ²⁾ m	地震・津波の概要 ³⁾	敷地への影響
		Mj	Mw			
869. 7. 13 貞観11	三陸沖	8. 3 ±1/4	—	4, — [4]	三陸沿岸：城郭・倉庫・門櫓・垣壁など崩れ落ち倒潰するもの無数。津波が多賀城下を襲い、溺死約1千。流光屋のごとく隠映すという。三陸沖の巨大地震とみられる。	敷地付近への影響を示す津波の痕跡はない。
1611. 12. 2 慶長16	三陸沖	≒8. 1	8. 3 ⁴⁾	4, — [3-4]	三陸沿岸および北海道東岸：三陸地方で強震。震害は軽く、津波の被害が大きかった。伊達領内で死1783, 南部・津軽で人馬の死3千余という。三陸沿岸で家屋の流出が多く、北海道東部でも溺死が多かった。1933年三陸地震津波に似ている。	敷地付近への影響を示す津波の痕跡はない。
1677. 11. 4 延宝5	房総沖	≒8. 0	8. 2 ⁴⁾	2, — [—]	磐城・常陸・安房・上総・下総：上旬より地震が多かった。磐城から房総にかけて津波があり、小名浜・中之作・薄磯・四倉・江名・豊間などで死・不明130余, 水戸領内で溺死36, 房総で溺死246余, 奥州岩沼領で死123	茨城県那珂湊（現ひたちなか市）で4. 5～5. 5m
1700. 1. 26 元禄12	北米 北西部沖	—	9. 0	—, —	北米北西部沖（カスケード地帯）：三陸～紀伊半島にかけて津波が来た。各地の津波の高さは岩手県宮古3m, 同大槌で2m, 茨城県那珂湊で約2mと推定される記録がある。宮古で津波の被害があったという。	茨城県那珂湊（現ひたちなか市）で約2m
1793. 2. 17 寛政5	三陸沖	8. 0～8. 4	—	2, <u>2. 5</u> [2]	陸前・陸中・磐城：仙台領内で家屋損壊1千余, 死12。沿岸に津波が来て, 全体で家潰流失1730余, 船流破33, 死44以上。余震が多かった。相馬・いわきにおいて引きで津波がはじまっているのは1896年明治三陸地震と似ている。	敷地付近への影響を示す津波の痕跡はない。
1896. 6. 15 明治29	三陸沖	8・1/4	8. 3 ⁴⁾	4, <u>3. 5</u> [3-4]	三陸沖：『明治三陸地震津波』：震害はない。津波が北海道より牡鹿半島にいたる海岸に襲来し, 死者総数は21959（青森343, 岩手18158, 宮城3452, 北海道6）。家屋流失全半潰8～9千, 船の被害約7千。波高は, 吉浜24. 4m, 綾里38. 2m, 田老14. 6mなど。	敷地付近への影響を示す津波の痕跡はない。
1933. 3. 3 昭和8	三陸沖	8. 1	8. 4	3, <u>3</u>	三陸沖：『三陸地震津波』：震害は少なかった。津波が太平洋岸を襲い, 三陸沿岸で被害は甚大。死・不明3064, 家屋流失4034, 倒潰1817, 浸水4018。波高は綾里湾で28. 7mにも達した。日本海溝付近で発生した巨大な正断層型地震と考えられている。	敷地付近への影響を示す津波の痕跡はない。
1952. 11. 4 昭和27	カムチャツカ半島 南東沖	—	9. 0	1, —	カムチャツカ半島南東沖：『カムチャツカ津波』：太平洋沿岸に津波, 波高は1～3m程度。広範囲で家屋の浸水があり, 三陸沿岸では漁業関係の被害があった。	福島県沿岸で約0. 5～1. 5m
1960. 5. 22 昭和35	チリ 南部沖	—	9. 5	2～3, —	チリ南部沖：『チリ地震津波』：津波が日本各地に襲来, 波高は三陸沿岸で5～6m, その他で3～4m。北海道南岸・三陸沿岸・志摩半島付近で被害が大きく, 沖縄でも被害があった。日本全体で死・不明142（うち沖縄で3）, 家屋全壊1500余, 半壊2千余	茨城県久慈港で約2. 3m
1964. 3. 27 昭和39	アラスカ 湾	—	9. 2	0, —	アラスカ湾：『アラスカ地震津波』：津波は太平洋沿岸各地に波及した。日本沿岸の検潮記録によると, 津波の高さは三陸沿岸南部でやや高かった。このため, この沿岸で浅海漁業施設に若干の被害があった。	小名浜で0. 35m, 銚子で0. 36m
1968. 5. 16 昭和43	青森県 東方沖	7. 9	8. 2	2, <u>2. 5</u>	青森県東方沖：『1968年十勝沖地震』：青森を中心に北海道南部・東北地方に被害。死52, 傷330, 建物全壊673, 半壊3004。青森県下で道路損壊も多かった。津波があり, 三陸沿岸3～5m, 浸水529, 船舶流失沈没127。コンクリート造建築の被害が目立った。	敷地付近への影響を示す津波の痕跡はない。
2011. 3. 11 平成23	三陸沖	8. 4	9. 0	—, 4	東北沖：『平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震, 東日本大震災』：日本海溝沿いの沈み込み帯の大部分, 三陸沖中部から茨城県沖までのプレート境界を震源域とする逆断層型超巨大地震。3月9日にM7. 3 (Mw7. 4) の前震, 震源域内や付近の余震・誘発地震はM7. 0以上が6回, M6. 0以上が97回, 死18493, 不明2683, 傷6217, 住家全壊128801, 半壊269675。死者の90%以上が水死で, 被害の多くは巨大津波（現地調査によれば最大約40m）によるもの。	発電所で概ね5～6m （最大6. 5m）

1) 地震規模は, 宇佐美他 (2013) を参照した。

2) 津波規模mは, 宇佐美他 (2013) による。下線付き数字は羽鳥による値とされている。[]内の値は羽鳥 (1975) による値を参照した。

3) 地震・津波の概要は, 宇佐美他 (2013), 渡辺 (1998) 及び国立天文台 (2014) を参照した。

4) 土木学会 (2016) を参照した。

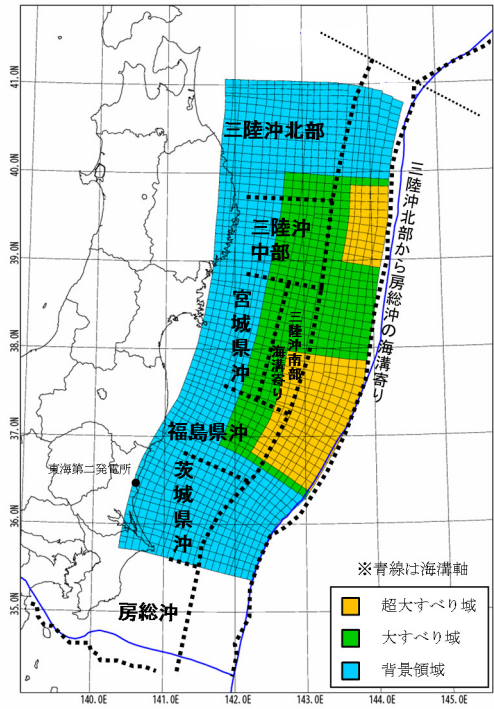
第 6.2－3 表 1960 年チリ地震の津波波源

(発電所周辺の再現解析：計算条件)

項目	条件	備考
計算領域	北海道から千葉房総付近までの太平洋 (南北約1,300km, 東西約800km)	
メッシュ構成	沖合4,320m→2,160m→720m→沿岸域240m→発電所周辺 80m→40m→20m→10m→5m	長谷川他 (1987) ⁽⁸⁵⁾
基礎方程式	非線形長波理論	後藤・小川 (1982) ⁽⁸⁶⁾ の方法
計算スキーム	スタッガード格子, リープ・フロッグ法	後藤・小川 (1982) の方法
初期変位量	Mansinha and Smylie (1971) の方法	
境界条件	沖側：後藤・小川 (1982) の自由透過の条件 陸側：敷地周辺 (計算格子間隔80m～5m) の領域は小谷 他 (1998) ⁽⁸⁷⁾ の陸上遡上境界条件 それ以外は完全反射条件	
越流条件	防波堤：本間公式 (1940) ⁽⁸⁸⁾ 護岸：相田公式 (1977)	
海底摩擦係数	マニングの粗度係数 ($n=0.03\text{m}^{-1/3}\text{s}$)	
水平渦動粘性係数	考慮していない ($K_h=0$)	
計算時間間隔	$\Delta t = 0.1\text{秒}$	C.F.L. 条件を満たすように設定
計算時間	津波発生後20～32時間	十分な計算時間となるように設定
潮位条件	T.P. +0.02m	茨城港常陸那珂港区 (茨城港日立港区) の潮位表 (平成16年～平成21年) を用いて設定

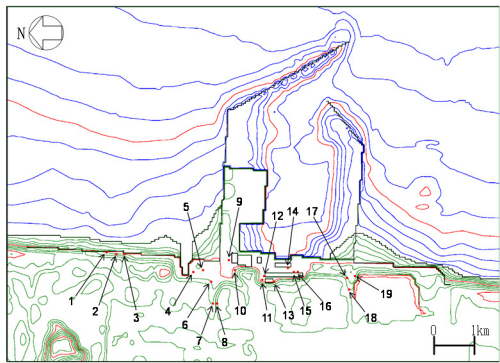
パラメータ	設定値
断層面積：S	134,733 km ²
平均応力降下量： $\Delta\sigma$	3.0 MPa
剛性率： μ	4.7×10^{10} N/m ²
モーメントマグニチュード：Mw	9.1
平均すべり量：D	9.6 m
地震モーメント：M ₀	6.1×10^{22} Nm

パラメータ		設定値
超大すべり域	すべり量	28.9 m
	面積比率 (断層面積)	全体面積の15% (20,010 km ²)
大すべり域	すべり量	13.5 m
	面積比率 (断層面積)	全体面積の25% (33,825 km ²)
背景領域	すべり量	3.2 m
	面積比率 (断層面積)	全体面積の60% (80,898 km ²)

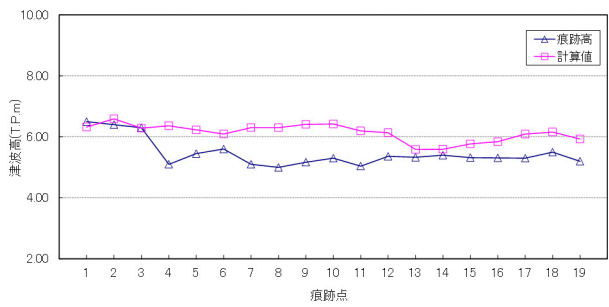


特性化波源モデル（一例）

第 6.2－6 図 東北地方太平洋沖型の津波波源
(特性化波源モデルの諸元)



敷地内評価点



計算値と痕跡高の比較

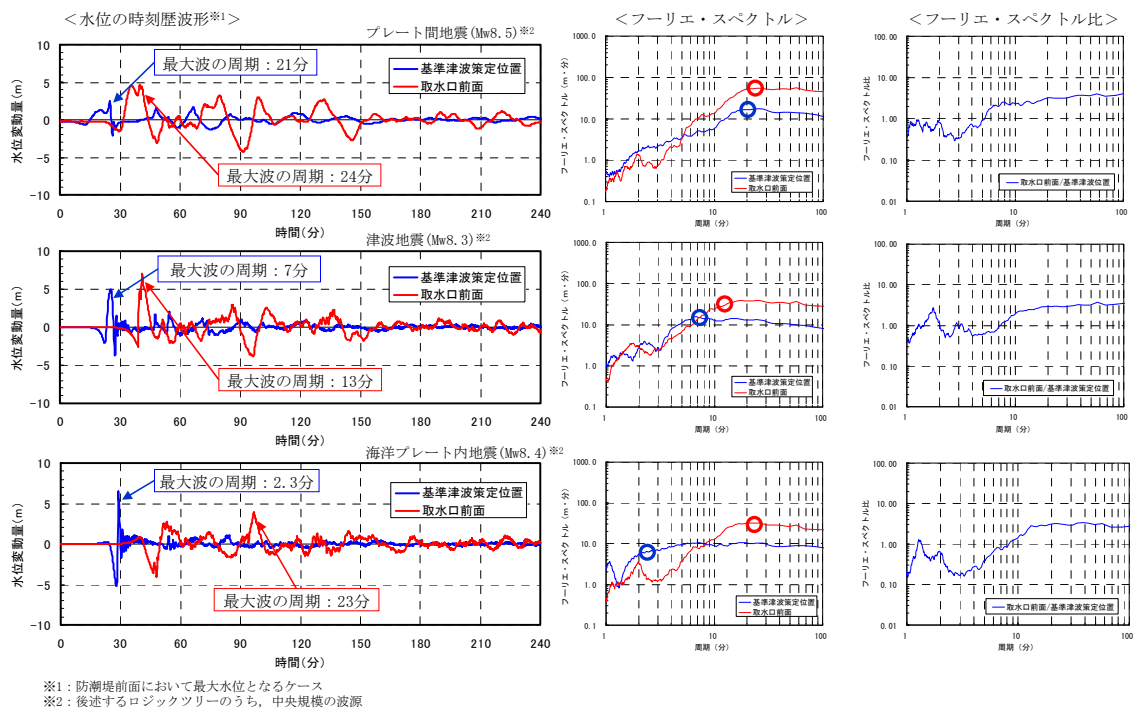
地点数 n	幾何平均 K	幾何標準偏差 κ
19	0.89	1.08

【幾何平均K及び幾何標準偏差κの再現性の目安】
0.95<K<1.05
κ<1.45

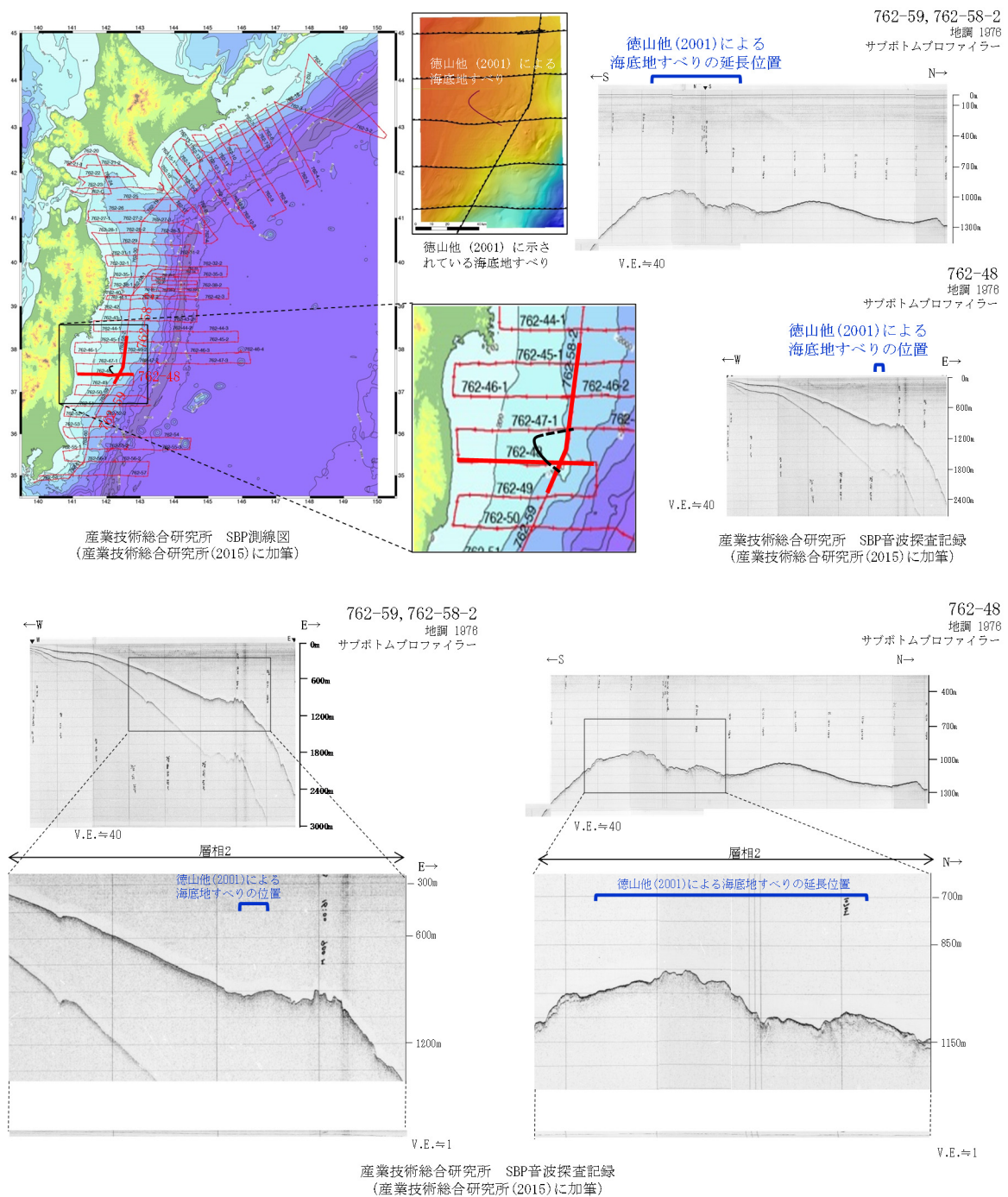
(土木学会 (2016))

第 6.2－10 図 東北地方太平洋沖型の津波波源

(発電所周辺の再現解析：確認結果)



第 6.2-23 図 津波の伝播特性



第 6.2-28 図 海底地すべり

(文献 (産総研 (2015)) による音波探査記録による判読結果)

	藤井他（1998）の手法	高橋他（1999）の手法
地盤高の連続式	$\frac{\partial Z}{\partial t} + \alpha \left(\frac{\partial Q}{\partial x} \right) + \frac{E-S}{\sigma(1-\lambda)} = 0$	$\frac{\partial Z}{\partial t} + \frac{1}{1-\lambda} \left(\frac{\partial Q}{\partial x} + \frac{E-S}{\sigma} \right) = 0$
浮遊砂濃度連続式	$\frac{\partial C}{\partial t} + \frac{\partial(UC)}{\partial x} - \frac{E-S}{D} = 0$	$\frac{\partial(C_s D)}{\partial t} + \frac{\partial(MC_s)}{\partial x} - \frac{E-S}{\sigma} = 0$
流砂量式	小林他（1996） ⁽⁹⁹⁾ の実験式 $Q = 80\tau_*^{1.5} \sqrt{sgd^3}$	高橋他（1999）の実験式 $Q = 21\tau_*^{1.5} \sqrt{sgd^3}$
巻き上げ量の算定式	$E = \frac{(1-\alpha)Qw^2\sigma(1-\lambda)}{Uk_z \left[1 - \exp\left\{ \frac{-wD}{k_z} \right\} \right]}$	$E = 0.012\tau_*^2 \sqrt{sgd} \cdot \sigma$
沈降量の算定式	$S = wC_b$	$S = wC_s \cdot \sigma$
摩擦速度の計算式	log-wake 則 ($u_* / U = \kappa / \{\ln(h/Z_0) - 1\}$ に wake 関数を付加した式) を鉛直方向に積分した式より算出	マニング則より算出 $u_* = \sqrt{gn^2 U U / D^{1/3}}$

ここで、表中の記号は以下の意味を示す。

Z : 水深変化量[m]

Q : 単位幅、単位時間あたりの掃流砂量[m³/s/m]

τ : シールズ数

s : 土砂の水中比重 ($\sigma / \rho - 1$)

g : 重力加速度[m/s²]

U : 流速[m/s]

M : 線流量 $U \times D$ [m²/s]

n : マニングの粗度係数[m^{-1/3}・s]

α : 局所的な外力のみに移動を支配される成分が全流砂量に占める比率 (=0.1 ; 藤井ほか(1998)より)

w : 土砂粒子の沈降速度 (Rubey, 1933) [m/s]

Z₀ : 粗度高さ (=k_s/30) [m]

k_z : 鉛直拡散係数 (=0.2 $\kappa u_* h$; 藤井ほか(1998)より) [m²/s]

k_s : 相当粗度[m]

κ : カルマン定数 (=0.4 ; 藤井ほか(1998)より)

h : 水深[m]

C, C_b : 浮遊砂濃度, 底面浮遊砂濃度[kg/m³]

C_s : 浮遊砂体積濃度

log-wake 則 : 対数則 $u_* / U = \kappa / [\ln(h/Z_0) - 1]$ に wake 関数 (藤井ほか, 1998) を付加した式

t : 時間[s]

x : 平面座標

σ : 砂の密度[kg/m³]

d : 砂の粒径[m]

ρ : 海水の密度[kg/m³]

D : 全水深[m]

λ : 空隙率

第 6.4-4 図 砂移動評価

(計算条件)

添付書類六 7 章を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
* 6-7-11	上 6 と 上 7 の 間	(記載の追加)	<u>一方、残りの 19 火山に ついては、最後の活動終 了からの期間が全活動期 間より長い火山、若しく は最後の活動終了からの 期間が過去の最大休止期 間より長い火山であるこ とから、将来の活動可能 性のない火山として評価 した。</u>
** 6-7-11～ ** 6-7-12	下 7～ 上 1	…、まず__高原山と日光 白根山 <u>については、活動 履歴上、噴出物は溶岩、 火砕岩及び降下火砕物が 主であり、火砕物密度流 の発生実績は認められな い。__それ以外の…</u>	…、まず__高原山と日光 白根山 <u>の噴出物は、溶岩 及び火砕物が主体であ り、両火山の活動履歴に おいて火砕物密度流の発 生実績が認められない。 また、__それ以外の…</u>
** 6-7-12	上 6～ 上 7	… (第 7.4-1 図, 第 7.4 -2 図) __	… (第 7.4-1 図, 第 7.4 -2 図) <u>。</u>
* 6-7-22	下 1	…層厚 <u>として最大</u> 40cm__	…層厚 <u>は</u> 40 cm <u>程度</u> と評価

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した
頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正し
た頁を示す。

頁	行	補 正 前	補 正 後
** 6-7-26	下 9～ 下 8	と評価される。 …溶岩と火砕 <u>岩</u> を主とした…	される。 …溶岩と火砕 <u>物</u> を主とした…
* 6-7-40		第7.4-1表 設計対応不可能な火山事象とその噴出物の敷地への到達可能性	別紙 6-7-1 に変更する。
* 6-7-68		第7.5-6図 (1) 赤城山の火山発達史の整理	別紙 6-7-2 に変更する。

なお、* を付した頁は、平成 29 年 11 月 8 日付け、総室発第 60 号で一部補正した頁を、** を付した頁は、平成 30 年 5 月 31 日付け、総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。

第7.4－1表 設計対応不可能な火山事象とその噴出物の敷地への到達可能性

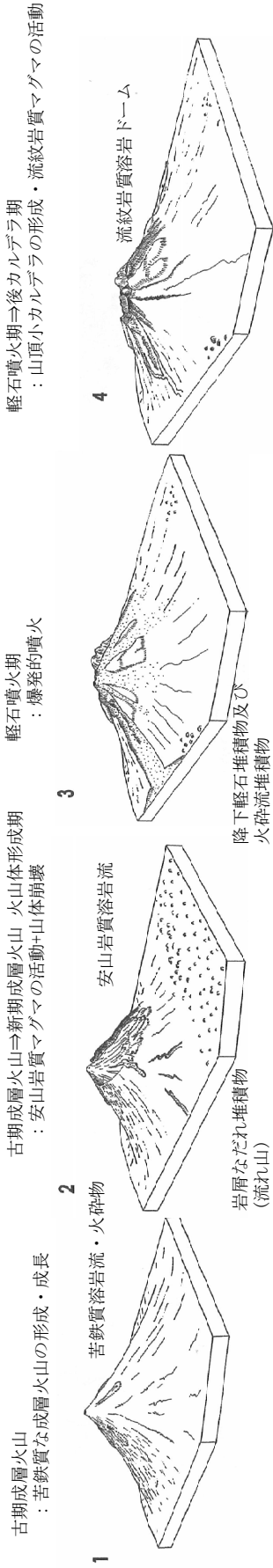
No.	火山名	敷地からの 距離 (km)	火砕物密度流 (160km)		溶岩流 岩屑なだれ、地すべり及び斜面崩壊 (50km)	新しい火口の開口 地殻変動
			到達可能性範囲 (km)	評価結果		
1	高原山	88	-	活動履歴上、噴出物は溶岩や火砕物が主体であり、火砕物密度流の発生実績は認められない。		
3	那須岳	93	17	敷地と火砕物密度流の到達可能性範囲の距離から、発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。		
6	男体・女峰 火山群	105	18			
9	日光白根山	116	-	活動履歴上、噴出物は溶岩や火砕物が主体であり、火砕物密度流の発生実績は認められない。		
16	赤城山	127	24			
18	燧ヶ岳	130	6			
20	安達太良山	133	16			
21	笹森山	133	13			
22	磐梯山	135	10	敷地と火砕物密度流の到達可能性範囲の距離から、発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。		
27	沼沢	143	17			
28	子持山	145	6			
29	吾妻山	147	19			
32	榛名山	157	23			

敷地は、火山フロントより前弧側（東方）に位置すること、敷地周辺では火成活動は確認されていないことから、この事象が発電所の運転期間中に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。

敷地と火山の距離から、発電所に影響を及ぼす可能性はない。

活動期	古期成層火山	—	新期成層火山		
			火山体形成期	軽石噴火期 (山頂カルデラの形成)	後カルデラ期 (中央火口丘形成期)
活動期間	50万年前～22万年前	22万年前	22万年前～15万年前	15万年前～4.4万年前	4.4万年前以降 (溶岩ドームはATに覆われる)
マグマ噴出量	約46 DRE km ³ (第四紀火山カテゴリー委員会編(1999)を引用し算出)	—	20 DRE km ³	約8 DRE km ³ (カルデラ形成時期(約6万年前の大胡軽石流噴火)を挟んでマグマ噴出率が急増)	2.5 DRE km ³
山体形成様式	成層火山の形成・成長	山体崩壊	成層火山体の再生	火山麓扇状地の拡大, 山頂カルデラの形成	中央火口丘の形成
主な噴火様式	溶岩・火砕物の噴出	(水蒸気 噴火に 起因)	溶岩・火砕物の噴出	プリニー式噴火 (降下軽石, 火砕流)	溶岩・火砕物の噴出
主な噴出物	荒山溶岩 利平茶屋溶岩, 沼尾川溶岩 等	梨木岩層 なだれ	下田沢泥流, 花見ヶ原下火砕流, 榊形山溶岩 等	大胡軽石流・赤城水沼1降下軽石, 棚下軽石流・赤城水沼8降下軽石 等	赤城鹿沼テフラ 1251年噴火噴出物(?), 小沼溶岩, 小沼(降下)火山礫 等
マグマ組成	玄武岩～デイサイト	—	安山岩, 一部デイサイト	安山岩～デイサイト	デイサイト～流紋岩

赤城山の火山発達史の概念図



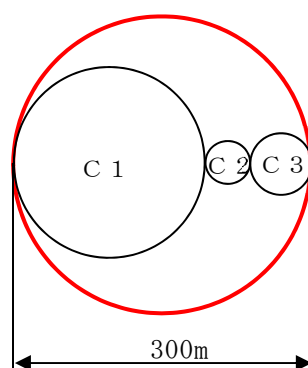
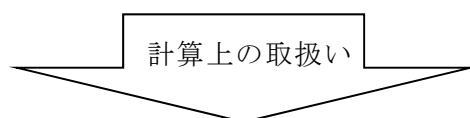
活動期整理表は山元 (2016) (47), 高橋他 (2012) (43), 発達モデル図は守屋 (1979) (85) に基づき作成

第7.5－6図 (1) 赤城山の火山発達史の整理

添付書類六 8 章を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
* 6-8-2	上 10～	…各ケースの領域 <u>毎</u> に…	…各ケースの領域 <u>ごと</u> に
	上 11		…
* 6-8-15		第 8.1-1 表 竜巻検討地域 T A ₁ の候補 <u>毎</u> の竜巻の個数と単位面積当たり発生数	第 8.1-1 表 竜巻検討地域 T A ₁ の候補 <u>ごと</u> の竜巻の個数と単位面積当たり発生数
** 6-8-3		第 8.1-9 図 竜巻影響エリア	別紙 6-8-1 に変更する。
* 6-8-23		第 8.1-11 図 竜巻検討地域を 1km 幅 <u>毎</u> に細分化した場合のハザード曲線	第 8.1-11 図 竜巻検討地域を 1km 幅 <u>ごと</u> に細分化した場合のハザード曲線

なお、* を付した頁は，平成 29 年 11 月 8 日付け，総室発第 60 号で一部補正した頁を，** を付した頁は，平成 30 年 5 月 31 日付け，総室発第 18 号で一部補正した頁を示す。



第 8.1－9 図 竜巻影響エリア

は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。