

総 室 発 第 60 号

平成 29 年 11 月 8 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、枠囲みの範囲は、商業機密あるいは防護上の観点から公開できません。

別 添

別紙 1 の一部補正

別紙 3（本文）の一部補正

申請書図面の一部補正

別紙 4（工事計画）の一部補正

申請書添付参考図表の一部補正

添付書類目次の一部補正

添付書類三の一部補正

添付書類四の一部補正

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 1 の一部補正

別紙 1（設置変更許可等の経緯）を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
－ 3 － ～ － 4 －		（記載変更）	別紙 1 に変更する。

設置変更許可等の経緯

許 可 年 月 日	許 可 番 号	備 考
昭和50年 9月17日	50原第6663号	原子炉施設の変更 (8×8型燃料の採用, 主蒸気 隔離弁漏洩抑制系, 非常用ガス 再循環系等の追加)
昭和51年10月21日	51安(原規)第70号	原子炉施設の変更 (使用済燃料貯蔵架台の増設 等)
昭和52年 8月15日	52安(原規)第179号	原子炉施設の変更 (新しい炉心の熱特性評価方法 の採用(G E T A B), 固体廃 棄物置場, 固定モニタ等の東海 発電所との共用)
昭和52年11月24日	52安(原規)第280号	原子炉施設の変更 (使用済燃料貯蔵架台の増設)
昭和56年 2月 3日	55資庁第17010号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和57年 3月31日	56資庁第13144号	原子炉施設の変更 (放射性廃棄物貯蔵設備及び処 理設備の新・増設)
昭和58年 9月 9日	58資庁第5196号	原子炉施設の変更 (新型8×8燃料の採用)
昭和61年12月 5日	61資庁第7506号	原子炉施設の変更 (新型8×8ジルコニウムライ ナ燃料の採用, 取替燃料の平均 濃縮度の変更)
昭和63年 4月14日	62資庁第10383号	原子炉施設の変更 (新型制御棒の採用)
平成 3年 5月22日	2資庁第3247号	原子炉施設の変更 (高燃焼度8×8燃料の採用, 使用済燃料貯蔵施設の貯蔵能力 の増強) 使用済燃料の処分の方法の変更
平成 4年 2月18日	3資庁第9379号	原子炉施設の変更 (起動領域計装の採用)

許 可 年 月 日	許 可 番 号	備 考
平成11年 3月10日	平成09・09・18資第5号	原子炉施設の変更 (使用済燃料乾式貯蔵設備の設置)
平成12年 3月30日	平成11・12・16資第4号	使用済燃料の処分の方法の変更
平成13年 8月 6日	平成13・04・02原第1号	原子炉施設の変更 (9×9燃料の採用, 新型制御棒の採用)
平成14年 9月12日	平成14・07・10原第1号	原子炉施設の変更 (残留熱除去系の蒸気凝縮系の機能の削除)
平成15年 7月17日	平成14・12・26原第4号	原子炉施設の変更 (固体廃棄物の処理方法の変更)
平成19年10月25日	平成18・12・20原第7号	原子炉施設の変更 (給水加熱器保管庫の設置, 淡水源切替の変更)
平成21年11月17日	平成20・12・24原第3号	原子炉施設の変更 (固体廃棄物作業建屋の設置)
平成28年11月 2日	原規規発第16110228号	発電用原子炉の使用済燃料の処分の方法の変更
【届出】 平成25年12月26日 〔平成26年7月8日〕 一部補正	総室発第99号 (総室発第51号)	原子力規制委員会設置法附則第23条第1項に基づく届出

別紙 3 （本文） の一部補正

別紙 3（本文）を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
－10－ ～ －59－		（記載変更）	別紙 1 に変更する。
－68－ ～ －70－		（記載変更）	別紙 2 に変更する。
－71－ ～ －120－		（記載変更）	別紙 3 に変更する。

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。

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、設計基準事故対処設備、使用済燃料プールの冷却設備及び注水設備並びに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個所に分散して保管する。

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、屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺構築物の倒壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面の滑り）、津波による影響、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用する。

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、南西方向で約 290m 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」に適合する構造とする。

(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、発電用原子炉を停止し、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（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 の設計用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、新第三紀の砂質泥岩からなる久米層が分布し、EL. -370m以深ではS波速度が0.7km/s以上であ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。

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. 重大事故等対処設備について、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、以下のとおり分類する。

(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プール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（重大事故防止設備）のうち、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（耐震 S クラス施設）に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

(a-2) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、(a-1)以外のもの

(b) 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備（重大事故緩和設備）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。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、火災等の影響により必要な機能を喪失し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. 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、Bクラス及びCクラスの施設、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、可搬型重大事故等対処設備並びに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、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、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の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。また、可搬型重大事故等対処設備については、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な保管がなされていること

を併せて確認する。

(2) 耐津波構造

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

(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計

設計基準対象施設は、基準津波に対して、以下の方針に基づき耐津波設計を行い、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。基準津波の策定位置を第 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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び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り返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討する。

- (c) 取水路、放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、流入の可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、必要に応じ津波防護施設及び浸水防止護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・放水施設や地下部等において、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・放水施設及び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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び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設計とする。

- 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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び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よる重要な安全機能への影響を防止する設計とする。残留熱除去系海水ポンプ、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（以下(2)において「非常用海水ポンプ」という。）については、基準津波による取水ピット水位の低下に対して、非常用海水ポンプ取水可能水位を維持するため貯留堰を設置し、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。
- 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、津波の伝播特性及び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）及び自然条件（積雪，風荷重等）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に対する耐津波設計

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 5-6 図に，基準津波の時刻歴波形を第 5-7 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，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の津波から防護する設備を「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」とする。

a. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び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) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋（緊急時対策所建屋を除く。）及び区画（可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）及び可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）を除く。）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。また、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）及び可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）については、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) 取水路及び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・放水施設や地下部等において、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（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及

び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、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。このため、浸水防護重点化範囲を明確にするとともに、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設計とする。このため、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。
- 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、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に対する耐津波設計

重大事故等対処施設は、確率論的リスク評価の知見を踏まえ想定す

る津波（以下「基準津波を超え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」に適合する設計とする。基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地に遡上する津波」という。）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、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備のうち、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。

（建屋等に内包されない排気筒、東側接続口及び西側接続口並びに浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）

- 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境界において、敷地に遡上する津波を地上部から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流入させない設計とする。上記の耐津波設計に加えて、取水路、放水路等の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) 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（十分高い場所に設置する設備を除く。）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。

また、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）、高所東

側接続口，高所西側接続口，常設代替高圧電源装置置場及び軽油貯蔵タンク（地下式）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する。

- (b) 上記(a)の敷地に遡上する津波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を把握する。また，地震による変状又は繰り返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は，敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討する。
 - (c) 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。
 - (d) 取水路，放水路等の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の設置された敷地に，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. 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，敷地に遡上する津波に対する防護対象設備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て、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・放水施設や地下部等の経路からの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、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備の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設計とする。
- c. 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、上記 a. 及び b. に示す浸水対策により、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、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備への影響を防止する設計とする。緊急用海水ポンプについては、敷地に遡上する津波による緊急用海水ポンプピット水位の低下に対して、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. 浸水防止設備については、入力津波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、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、津波監視が保持できる設計とする。

f. 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（本震及び余震）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）及び自然条件（積雪、風荷重等）を考慮する。

g. 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、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。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。

(3) その他の主要な構造

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

a. 設計基準対象施設

(a) 外部からの衝撃による損傷の防止

安全施設は、発電所敷地で想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、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、洪水及び地滑りについては、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により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の組合せについては、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、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。

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、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 $4.2\text{m} \times$ 幅 $0.3\text{m} \times$ 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、敷地近傍の他事業所等から、上述の設計飛来物（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、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の確保若しくは当該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。又は、当該飛来物が安全施設及び安全施設を内包する区画に到達しないよう管理する。

(a-3) 凍結

安全施設は、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低温による凍結を考慮して、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

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）～ $1.5\text{g}/\text{cm}^3$ （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、電気系及び計装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，電気系及び計装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
- ・電気系及び計装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装制御設備（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再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。

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の襲来及び小動

物の侵入に対し、その安全機能を損なわない設計とする。

海生生物の襲来に対しては、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、最大火炎輻射強度の影響を考慮した場合においても、離隔距離の確保等により安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

発電所敷地又はその周辺で想定される発電用原子炉施設の

安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として、想定される近隣の産業施設の火災・爆発については、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。

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、離隔距離の確保若しくは航空機が墜落し、その火災による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全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で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、最大火炎輻射強度の影響を考慮した場合において、離隔距離の確保等により津波防護機能を損なわない設計とする。

(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、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侵入を防止する設計とする。

発電用原子炉施設に不正に爆発性又は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、発電用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、(c-1-2)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発電用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、他の区域と 3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁、天井及び床により隣接する他の火災区域と分離するよう設定する。

屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、(c-1-2)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知対策、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、難燃ケーブルに引き替えて使用する。

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、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を抽出した。

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、避雷設備を設置及び接地網の敷設する設計とする。

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、「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第四条」に示す要求を満足するよう、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に従い耐震設計を行う設計とする。

(c-3) 火災の感知及び消火

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

火災感知設備及び消火設備は、(c-2-3)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て設

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起動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、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固定式ガス消火設備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、発電用原子炉の高温停止及び低温停止が達成できる設計とし、火災影響評価にて確認する。

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

(c-6) その他

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

(d) 溢水による損傷の防止

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのために、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、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又は配管の破損等によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

(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など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及び非常用低圧母線に接続し、内蔵蓄電池を備える設計とする。また、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には、内蔵電池を備える可搬型照明も活用する。

(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。

- ・格納容器スプレイ冷却系のスプレイ・ヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）

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

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

(g-2) 安全施設は，蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物により安全性を損なわないように設計する。蒸気タービン及び発電機は，破損防止対策を行うことにより，破損事故の発生確率を低くするとともに，タービンミサイルの発生を仮に想定して

も安全機能を有する構築物，系統及び機器への到達確率を低くすることによって，発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

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

(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。

燃料体及び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熔融せず，使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し，燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できる設計とする。

燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。）は、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納でき、放射性物質の放出を低減できる設計とする。

また、燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するとともに、燃料体等が臨界に達するおそれがない設計とする。

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

使用済燃料の貯蔵施設は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とすることとし、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るとともに、外部電源が使用できない場合においても非常用所内電気設備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、原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。

- (三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、
 - (二) 以外のものは、原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。
- (四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時閉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）の温度が燃料材の熔融又は燃料集合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，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，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ことで，不正アクセス行為をさせず，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压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、一次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並びに中央制御室外の火災により発生する燃焼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設計とする。

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

(v) 放射性廃棄物の処理施設

放射性廃棄物を処理する施設（安全施設に係るものに限る。）

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

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

(w) 放射性廃棄物の貯蔵施設

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

(x) 発電所周辺における直接ガンマ線等からの防護

設計基準事故対象施設は、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、非常用電源に接続しており、非常用電源復旧までの期間、無停電電源装置により電源を供給できる設計とする。

また、モニタリング・ポストから中央制御室、緊急時対策所までのデータ伝送系は、有線及び無線により、多様性を有し、指示値は中央制御室及び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、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、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るように設計する。

また、原子炉冷却材喪失事故が発生した場合でも、格納容器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、格納容器スプレイ冷却系を設ける。

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、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ダ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放射性物質を除去し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させる設計とする。

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

原子炉冷却材喪失事故後に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素ガス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電源設備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、非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源装置2台を1日間連続運転することにより必要とする電力を供給できるよう、7日分の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、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）等へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（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」に記述）

(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における原子炉の燃料体の著しい損傷を防止するために、また、重大事故が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な放出を防止するために重大事故等対処設備を設ける。

これらの設備については、当該設備が機能を発揮するために必要な系統（水源から注入先まで、流路を含む。）までを含むものとする。

(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火災区域として設定する。

なお、「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

「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知対策、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、難燃ケーブルに引き替えて使用する。

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

自然現象としては、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を抽出した。

これらの自然現象のうち、重大事故等時に火災を発生させるおそれのある落雷、地震、竜巻（風（台風）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、避雷針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、「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）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）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、（b-2-3）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、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、火炎等による直接的な影響、流出流体等による二次的影響を受けず、重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさないよう設置し、全交流動力電源喪失時の電源確保を図るとともに、中央制御室に故障警報を発する設計とする。

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

(b-4) その他

(b-2) 及び (b-3) 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（以下「外部人為事象」という。）、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。

自然現象については、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮の事象を考慮する。

自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響による組合せを考慮する。

外部人為事象については、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、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考慮する。

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。

建屋等及び地中の配管トレンチについては、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

サポート系の故障については、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮する。

重大事故緩和設備についても、可能な限り多様性を有し、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の安全機能又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水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に、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること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のチャンネルの計器を除く。）による推定を重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とすることで、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った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、重大事故等時の温度、放射線、荷重その他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については、「(c-3) 環境条件等」に記載する。

地震に対して常設重大事故防止設備は、「イ、(1)敷地の面積及び形状」に基づく地盤上に設置するとともに、地震、津波及び火災に対しては、「(1)、(ii) 重大事故等対処施設の耐震設計」、「(2)、(ii) 重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「(3)、(i), b., (b) 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備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。）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、落雷、生物学的事象、森林火災、

爆発，近隣工場等の火災及び有毒ガスに対しては，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか，又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能を損なわないように，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である常設代替高圧電源装置は，避雷設備又は接地設備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の必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある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の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（非常用取水設備は除く。）は，高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

飛来物（航空機落下等）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。

なお，自然現象のうち洪水及び地滑りについては，立地的要因により設計上考慮する必要はない。また，外部人為事象のうち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。

常設重大事故緩和設備についても、可能な限り上記を考慮して多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。

サポート系の故障に対して、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段による対応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装置は、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に、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。

また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、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、重大事故等時の温度、放射線、荷重その他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については、「(c-3)

環境条件等」に記載する。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可搬型重大事故等対処設備は，環境条件にて考慮し，機能が損なわれない設計とする。

地震に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は，「イ，(1)敷地の面積及び形状」に基づく地盤上に設置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，地震により生じる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足，地中埋設構造物の損壊等の影響を受けない複数の保管場所に分散して保管する設計とする。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は，「(1)(ii) 重大事故等対処施設の耐震設計」及び「(2)(ii) 重大事故等対処施設の耐津波設計」に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，及び「(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。

溢水に対して可搬型重大事故等対処設備は，想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に保管する。

地震，津波，溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等

対処設備と位置的分散を図り，複数箇所に分散して保管する。

風（台風），竜巻，落雷，生物学的事象，森林火災，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は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか，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機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。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。

飛来物（航空機落下等）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。

屋外の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が設置されている建屋並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備のそれぞれから 100m 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。

なお，自然現象のうち洪水及び地滑りについては，立

地的要因により設計上考慮する必要はない。また、外部人為事象のうち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。

サポート系の故障に対しては、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は、別の手段による対応が可能な設計とする。また、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

(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

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、重大事故等時の温度、放射線、荷重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、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に、屋外に設置する場合は、接続口から建屋等又は地中の配管トレンチまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については、「(c-3) 環境条件等」に記載する。風（台風）

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を屋内又は建屋面に設置する場合は，「イ(1)敷地の面積及び形状」に基づく地盤上の建屋等において，異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する設計とする。

屋外に設置する場合は，地震により生じる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足，地中埋設構造物の損壊等の影響を受けない位置に設置するとともに，接続口から建屋等又は地中の配管トレンチまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する設計とする。

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

溢水に対しては，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。

地震，津波，溢水及び火災に対しては，屋内又は建屋面に設置する場合は，異なる建屋面の隣接しない位置に，屋外に設置する場合は，接続口から建屋等又は地中の配管トレンチまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する設計とする。

風（台風），竜巻，落雷，生物学的事象，森林火災，

飛来物（航空機落下等），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のテロリズムに対しては，屋内又は建屋面に設置する場合は，異なる建屋面の隣接しない位置に屋外に設置する場合は，接続口から建屋等までの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する設計とする。

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の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。

なお，自然現象のうち洪水及び地滑りについては，立地的要因により設計上考慮する必要はない。また，外部人為事象のうち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。

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。

(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

時及び通常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する。

系統的な影響に対して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、通常待機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、又は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により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

放水砲による建屋への放水により、放水砲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、これらにより重大事故等対処設備が悪影響を及ぼさない設計とする。

(c-1-3) 共用の禁止

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、常設重大事故等対処設備は共用しない。

(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、想定される最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の仕様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 2 セット持つことに加え，故障時及び保守点検による待機除外時の予備を発電所全体で確保する。

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 負荷当たり 1 セット持つことに加え，故障時及び保守点検による待機除外時の予備を発電所全体で確保する。

ただし，保守点検が目視点検等であり保守点検中でも使用可能なものは，保守点検による待機除外時の予備は考慮

せずに、故障時の予備を発電所全体で確保する。

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を有する設備を1セット持つことに加え、設備の信頼度等を考慮し、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、重大事故等時の温度、放射線、荷重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に、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等時の環境条件については、重大事故等時の温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害及び周辺機器等からの悪影響について考慮する。

荷重としては、重大事故等時の機械的荷重に加えて、環境圧力、環境温度及び自然現象（地震、津波、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響）による荷重を考慮する。

自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波、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、重大事故等時の環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、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）・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、重大事故等時の原子炉格納容器内の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。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。

原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとる。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。

原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとる。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、中央制御室又は設置箇所可能な設計とする。

また、地震、津波、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の

影響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。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。

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その機能が損なわれない設計とする。

重大事故等対処設備は、事故対応のために設置・配備している自主対策設備や風（台風）及び竜巻等を考慮して当該設備に対し必要により講じた落下防止、転倒防止、固縛等の措置を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、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が溢水によりその機能を喪失しないように、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又は保管する。

地震による荷重を含む耐震設計については、「(1)(ii) 重大事故等対処施設の耐震設計」に、津波による荷重を含む耐津波設計については、「(2)(ii) 重大事故等対処施設の耐津波設計」に、火災防護については、「(3)(i)b. (b) 火災による損傷の防止」に示す。

(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の設置場所は、重大事故等時においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を設置場所として選定した上で、設置場所から操作可能、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の設置場所は、重大事故等時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、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所を選定することにより、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、重大事故等時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に対し、操作が可能な設計とする（「(c-3) 環境条件等」）。

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、必要に応じて操作台を近傍に配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生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、操作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、設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等が可能な設計とする。

現場のスイッチは、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、感電防止のため充電露出部への近接防止を考慮した設計とする。

現場で操作を行う弁は、手動操作又は専用工具による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規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。

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。中央制御盤の操作盤のスイッチは、運転員等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、通常待機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、原則としてケーブルは、ボルト、ネジ又は簡便な接続規格を、配管は、フランジを用いる設計とする。他の方法で容易かつ確実に接続できる場合は、専用の接続方法を用いる設計とする。また、同一ポンプを接続する系統では、同口径の接続口とする、又は接続継手を配備することにより、複数の系統での規格の統一も考慮する。

(c-4-1-4) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保

重大事故等時において、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。

アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないように、迂回路等も考慮して複数のアクセスルート

を確保する。なお、屋外アクセスルートは、基準地震動 S_s 及び敷地遡上津波の影響を受けないルートを確保する。

屋外及び屋内アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（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、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考慮する。

なお、自然現象のうち洪水及び地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、外部人為事象のうち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う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（周辺構造物の倒壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを 1 セット 2 台使用する。ホイールローダの保有数は、1 セット 2 台、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 3 台の合計 5 台を分散して保管する設計とする。

また、降水及び地震による屋外タンクからの溢水に対しては、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、基準津波を超え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。

自然現象のうち凍結、森林火災、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突に対しては、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、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。

屋外のアクセスルートは、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別ルート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、地震時に使用を想定するルートに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。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然事象のうち凍結及び積雪に対しては、道路については融雪剤を配備し、車両についてはタイヤチェーンを装着することにより通

行性を確保できる設計とする。また、地震による薬品タンクからの漏えいに対しては、必要に応じて薬品防護具の着用により通行する。なお、融雪剤の配備等については、「十、ハ、(1)、(i) 重大事故等対策」に示す。

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は、速やかな消火活動等を実施する。なお、消火活動等の対応については、「十、ハ、(1)、(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テロリズムへの対応における事項」に示す。

屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については、「火災防護計画」に定める。

屋内アクセスルートは、津波、その他の自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象及び森林火災）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突）に対しては、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に確保する設計とする。

屋内アクセスルートにおいては、溢水等に対してアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用する。

また、地震時に資機材の転倒により通行が阻害されないように火災の発生防止対策や、通行性確保対策として、

アクセスルートへは通行可能な通路幅が確保できない資機材を設置しないこととともに、通行可能な通路幅が確保できる資機材についても必要に応じて落下防止、転倒防止、固縛等により通行に支障をきたさない措置を講じる。

屋外及び屋内アクセスルートにおいては、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。また、夜間及び停電時の確実な運搬や移動のため可搬型照明装置を配備する。これらの運用については、「十、ハ、(1)、(i) 重大事故等対策」に示す。

(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に、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。

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、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できる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立

して試験又は検査ができる設計とする。

重大事故等対処設備のうち電源は、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、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って、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する

ため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

- (g) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、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。

(k) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が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。

(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集合体等を冷却し、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重大事故等対処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、

「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、使用済燃料及び新燃料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，ろ過脱塩装置等で構成し，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	2
容	量	約125m ³ /h/個

b. 燃料プール冷却浄化系熱交換器

個	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の燃料集合体等を冷却し，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集合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の燃料集合体等を冷却し、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集合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の設備として、重大事故等対処設備（常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水、可搬型代替注水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、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（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ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（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ）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、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、戻り配管上部にサイフオンブレーカを設ける。

使用済燃料プールの冷却等の設備のうち、使用済燃料プール内燃料集合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、放水設備（大気への拡散抑制）を設ける。

使用済燃料プールの冷却等の設備のうち、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、計測設備（使用済燃料プールの監視及び代替電源による給電）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、重大事故等時に使用済燃料プールの冷却に必要な重大事故等対処設備（代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却）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) 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

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が故障等により機能喪失した場合、使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合に、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（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）として、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

使用済燃料プールに接続する配管の破損については、使用済燃料プール水戻り配管からの漏えい時は、遮蔽に必要な水位以下に

水位が低下することを防止するため、戻り配管上部にサイフォンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料プール出口配管からの漏えい時は、遮蔽に必要な水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

代替淡水貯槽を水源とする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することで、使用済燃料プールの水位の維持が可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。

- (b) 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

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が故障等により機能喪失した場合、使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合に、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（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）として可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

使用済燃料プールに接続する配管の破損については、使用済燃料プール水戻り配管からの漏えい時は、遮蔽に必要な水位以下に

水位が低下することを防止するため、戻り配管上部にサイフォンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料プール出口配管からの漏えい時は、遮蔽に必要な水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプは、高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、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の維持が可能な設計とする。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、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の維持が可能な設計とする。

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、空冷式のディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とし、燃料は、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

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) 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集合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（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)を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、代替燃料プール注水系の常設スプレイヘッドより使用済燃料プールへ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が可能な設計とする。

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可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。

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

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、燃料損傷の進行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集合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（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）を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、代替燃料プール注水系の常設スプレイヘッドより使用済燃料プールへ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可能な設計とする。

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可能な設計とする。

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て駆動が可能な設計とし、燃料は、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

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

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、燃料損傷の進行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集合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（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）を使用する。

可搬型スプレイノズルをホースにより代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続し、使用済燃料プールへ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可能な設計とする。

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可能な設計とする。

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て駆動が可能な設計とし、燃料は、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

- (d) 大気への拡散抑制

(d-1) 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拡散抑制

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、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ける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放水設備（大気への拡散抑制）を設ける。

放水設備（大気への拡散抑制）として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

放水砲を、ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と接続し、原子炉建屋原子炉棟屋上へ放水が可能な設計とする。

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でき、複数の方向から原子炉建屋原子炉棟屋上に向けて放水が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の燃料は、可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

放水設備については、「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」に示す。

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

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済燃料プールに係る監視に必要な設備として計装設備（使用済燃料プールの状態監視）を設ける。

(a) 使用済燃料プールの監視

計装設備（使用済燃料プールの状態監視）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）、

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（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）を使用する。

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）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）の計測装置は，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し，中央制御室にて使用済燃料プールの水位，水温及び放射線量を監視可能な設計とする。

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）は，使用済燃料プールに係る重大事故等時の使用済燃料プールの状態を中央制御室にて監視が可能な設計とする。

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）のうち，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は，耐環境性向上のため，使用済燃料プール監視カメラに空気の供給が可能な設計とする。

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（使用済燃料プール監視カメラを含む）のうち使用済燃料プール監視カメラは，常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器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（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）のうち，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である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とする。

d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための設備

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済燃料プールの冷却に必要な重大事故等対処設備（代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却）として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及び緊急用海水系の緊急用海水ポンプを使用する。

代替燃料プール冷却系は、燃料プール浄化冷却系から使用済燃料プールの水を代替燃料プール冷却系ポンプにより代替燃料プール冷却系熱交換器で冷却し使用済燃料プールの冷却が可能な設計とする。

海を水源とした緊急用海水ポンプは、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取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として代替燃料プール冷却系熱交換器に供給することにより使用済燃料プールで発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。

代替燃料プール冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。

可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、緊急用125V系蓄電池、

常設代替高圧電源装置，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器については，「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に示す。

[常設重大事故等対処設備]

常設低圧代替注水ポンプ

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

個 数	1 (予備1)
容 量	約200m ³ ／h／個
全 揚 程	約200m

西側淡水貯水設備

(「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

個 数	1
容 量	約 5, 000m ³

代替淡水貯槽

(「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設

備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	1

容	量	約 5,000m ³

常設スプレイヘッダ

個	数	1

使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）

（「計測制御系統施設」及び「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用）

個	数	1

使用済燃料プール温度（S A）

（「計測制御系統施設」及び「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」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）

（「計測制御系統施設」，「放射線監視設備」及び「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用）

個	数	1

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）

（「計測制御系統施設」，「放射線監視設備」及び「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用）

個	数	1

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）

個	数	1

代替燃料プール冷却系ポンプ

個	数	1

容	量	約124m ³ ／h

揚	程	約40m

代替燃料プール冷却系熱交換器

個	数	1

伝熱容量	約 2.31MW

緊急用海水ポンプ

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用）

個	数	2

容	量	約844m ³ ／h／個

揚	程	約130m

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型代替注水中型ポンプ

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格

「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

個 数	4 (予備 1)
容 量	約 210m ³ ／h／個
全 揚 程	約 100m

可搬型代替注水大型ポンプ

(「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

個 数	2 (予備2 ^{※1})
容 量	約1,320m ³ ／h／個
全 揚 程	約140m

※1「可搬型代替注水大型ポンプ
(放水用)」と兼用

可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用)

個 数	1 (予備 2※ ¹)
容 量	約 1,380m ³ ／h
全 揚 程	約135m

※1「可搬型代替注水大型ポンプ」
と兼用

可搬型スプレイノズル

個 数	6 (予備1)

放水砲

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用)

個 数	1 (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，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及び隔離弁を取り付ける。タービンを出た蒸気は復水器で復水する。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，蒸気を復水器へバイパスできるようにになっている。

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。

主蒸気管には，タービン・バイパス系を設け，蒸気を復水器へバイパスできるようにする。また，原子炉冷却材系の過度の圧力上昇を防止するため，アクチュエータ作動の逃がし弁機能及びバネ作動の安全弁機能を有する主蒸気逃がし安全弁（以下「逃がし安全弁」という。）

を主蒸気管に設け、蒸気をサプレッション・チェンバのプール水中に導ける設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリは、原子炉圧力容器及びそれに接続される配管系等から構成され、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉停止系等の作動等とあいまって、圧力及び温度変化に十分耐え、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一次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/台	

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 本	
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 ないし 4.5 秒
	漏えい率	約 10%／d／個（逃がし安全弁最低設定圧力において原子炉圧力容器蒸気相の体積に対し，飽和蒸気で）
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／個以下（逃がし安全弁最低設定圧力において原子炉圧力容器蒸気相の体積に対し，飽和蒸気で）
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 7,270t／h
	吹出し場所	サプレッション・プール

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. 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 ② 約 1, 860t/h
	個 数 ① 2 ② 2
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（高圧スクラム設定圧力）	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、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、冷却材喪失事故等が起こったときは、サプレッション・プールの水又は復水貯蔵タンクの水を発電用原子炉に注入し、又は原子炉蒸気をサプレッション・プールの中へ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、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プレッション・プールの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、非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・プールの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
ポンプ数	1

(c) 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、非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・プールの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
ポンプ数	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共用）
弁 容 量	（各々）約360t/h（79.1kg/cm ² g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、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。

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、原子炉を冷却するための設備として重大事故等対処設備（高圧代替注水系による原子炉注水、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水、全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水並びに監視及び制御）を設ける。

また、原子炉への高圧注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合の事象進展抑制のため、重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による原子炉注水）を設ける。

(a-1)設計基準事故対処設備を使用した設備

(a-1-1)原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系が健全な場合の重大事故等対処設備（原子炉隔離時冷却系による原子炉注水）として原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサブレーション・プールを使用する。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。

サブレーション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉隔離時冷却系を介して原子炉へ注水が可能な設計とする。原子炉隔離時冷却系ポンプは、蒸気タービン駆動のポンプを原子炉圧力容器で発生する蒸気にて

駆動が可能な設計とする。

(a-1-2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系が健全な場合の重大事故等対処設備（高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として高圧炉心スプレイ系ポンプ，サブプレッション・プール及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を使用する。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。

サブプレッション・プールを水源とする高圧炉心スプレイ系ポンプは，高圧炉心スプレイ系を介して原子炉へ注水が可能な設計とする。

(a-2) フロントライン系故障時に用いる設備

(a-2-1) 高圧代替注水系による原子炉注水

(a-2-1-1) 中央制御室からの高圧代替注水系起動

原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの故障により原子炉への注水機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（中央制御室からの高圧代替注水系起動）として，高圧代替注水系の常設高圧代替注水系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。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。

サブプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプは，原子炉隔離時冷却系を介して，原子炉へ注水

が可能な設計とする。常設高圧代替注水系ポンプは、蒸気タービン駆動のポンプとし、原子炉で発生する主蒸気系からの蒸気にて駆動が可能な設計とする。

高圧代替注水系は、蒸気系の流路として主蒸気系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の配管及び弁を使用する設計とする。

高圧代替注水系は、注水系の流路として高圧炉心スプレイ系、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の配管及び弁を使用する設計とする。

高圧代替注水系の電動弁の電源は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車又は常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池から給電が可能な設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは、中央制御室からの遠隔操作により起動が可能な設計とする。

(a-3) サポート系故障時に用いる設備

(a-3-1) 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源系統喪失時の
原子炉注水

(a-3-1-1) 中央制御室からの高圧代替注水系起動

全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源系統の喪失により、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ができない場合の重大事故等対処設備（中央制御室からの高圧代替注水系起動）は「ホ(3)(ii) b. (a) (a-2) (a-2-1) (a-2-1-1) 中央制御室からの高圧代替注水系起動」と同じである。

(a-3-1-2) 現場での人力操作による高圧代替注水系起動

全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源系統の喪失により、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ができない場合であって、かつ中央制御室から高圧代替注水系を起動できない場合の重大事故等対処設備（現場での人力操作による高圧代替注水系起動）として常設高圧代替注水系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。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。

常設高圧代替注水系ポンプは、蒸気タービン駆動ポンプとし、原子炉で発生する主蒸気系からの蒸気にて駆動が可能な設計とする。

流路については、「ホ(3)(ii)b.(a)(a-2)(a-2-1)(a-2-1-1)中央制御室からの高圧代替注水系起動」と同じである。

常設高圧代替注水系ポンプは、高圧代替注水系の高圧代替注水系タービン止め弁を現場において人力で開操作することにより蒸気タービンに蒸気を供給し、ポンプの起動が可能な設計とする。また、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って運転継続が可能な設計とする。高圧代替注水系タービン止め弁は、現場での人力操作が容易に行える設計とする。

(a-3-2) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復

旧

(a-3-2-1) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し，所内常設直流電源設備による給電中の蓄電池の枯渇を想定した重大事故等対処設備（代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電）として，常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置，原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。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。

常設代替高圧電源装置が使用できない場合は，可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用し原子炉隔離時冷却系を復旧することで，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が可能な設計とする。また，原子炉隔離時冷却系ポンプは，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，運転継続が可能な設計とする。

(a-3-2-2) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し，所内常設直流電源設備による給電中の蓄電池の枯渇を想定した重大事故等対処設備（代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電）として，常設代替直流電源設備の緊急用 125V 系蓄電池，原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。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。

緊急用 125V 系蓄電池が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用し原子炉隔離時冷却系を復旧することで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が可能な設計とする。また、原子炉隔離時冷却系ポンプは、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、運転継続が可能な設計とする。

(a-4) 監視及び制御に用いる設備

(a-4-1) 監視及び制御

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では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（監視及び制御）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）、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プレッション・プール水位を使用する。

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）及び原子炉水位（S A 燃料域）は原子炉の保有水量を監視又は推定が可能な設計とする。

原子炉圧力及び原子炉圧力（S A）は原子炉圧力を監視又は推定が可能な設計とする。

高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水

位は、原子炉へ注水するための常設高圧代替注水系ポンプの作動状況の確認が可能な設計とする。

(a-5) 事象進展抑制のために用いる設備

(a-5-1) ほう酸水注入系による原子炉注水

高圧炉心スプレイ系ポンプの故障又は全交流動力電源喪失時において、常設高圧代替注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプによる原子炉水位の維持ができない場合の重大事故等の進展抑制のため、重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による原子炉注水）として、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用する。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。

ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプは、ほう酸水注入系統を介してほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉へ注水することで、重大事故等の進展抑制が可能な設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

常設高圧代替注水系ポンプ

（「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「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）

個	数	1
容	量	約 136.7m ³ /h
全	揚程	約 900m

高圧代替注水系タービン止め弁

（「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「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）

個	数	1

原子炉隔離時冷却系ポンプ

（「原子炉隔離時冷却系」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「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）

個	数	1

容	量	約 142m ³ ／h

全	揚	程	約 869m～約 186m

高圧炉心スプレイ系ポンプ

（「非常用炉心冷却系」及び「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）

個	数	1

容	量	約 1,440t／h

全	揚	程	約 257m

サブプレッション・プール

（「原子炉格納施設」，「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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「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「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

個 数	1
容 量	約 3,400m ³

ほう酸水注入ポンプ

(「ほう酸水注入系」, 「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」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「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)

個 数	2 (うち 1 は予備)
容 量	約 9.78m ³ /h
全 揚 程	約 870m

ほう酸水貯蔵タンク

(「ほう酸水注入系」, 「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」, 「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」, 「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

個 数	1
容 量	約 19.5m ³

逃がし安全弁

(「主蒸気系」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「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)

型 式	バネ式 (アクチュエータ付)

(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

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

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として逃がし安全弁を設ける。

(b-1) フロントライン系故障時に用いる設備

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、逃がし安全弁の自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）が故障により原子炉の自動での減圧ができない場合を想定した原子炉減圧の自動化のための設備として、重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）及び逃がし安全弁の手動操作による原子炉減圧のための設備として重大事故等対処設備（手動による原子炉減圧）を設ける。

(b-1-1) 原子炉減圧の自動化

自動減圧系が、故障により原子炉の自動での減圧ができない場合の重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）として、過渡時自動減圧機能及び逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）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逃がし安全弁（自動減圧機能）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-1-2) 手動による原子炉減圧

自動減圧系が，故障により原子炉の自動での減圧ができない場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉減圧）として，逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動により作動させて使用する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は，中央制御室から開操作することにより，自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁（自動減圧機能）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（自動減圧機能）の機能回復のための設備として，重大事故等対処設備（常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復，可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復及び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）を設ける。

(b-2-1-1) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復）として、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池を使用する。

常設代替直流電源設備は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧系用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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-2-1-2) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復）として、可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用する。

可搬型代替直流電源設備は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧系用電磁弁及びに給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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-2-1-3) 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

所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復）として、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧系用電磁弁に給電し、逃がし安全

弁（自動減圧機能）2 個を作動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-2-2) 逃がし安全弁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設備として、重大事故等対処設備（非常用窒素供給系による窒素確保及び非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）を設ける。

(b-2-2-1) 非常用窒素供給系による窒素確保

逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備（非常用窒素供給系による窒素確保）として、非常用窒素供給系を使用する。

非常用窒素供給系は、非常用窒素供給系高圧窒素ポンプから逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素を供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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-2-2-2) 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、逃がし安全弁の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）を設ける。

逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁機能回復のための重大事故等

対処設備（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）として、非常用逃がし安全弁駆動系を使用する。

非常用逃がし安全弁駆動系は、非常用窒素供給系から独立した系統構成で非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベから逃がし安全弁（逃がし弁機能）に直接窒素を供給することで、逃がし安全弁（逃がし弁機能）2 個を作動させて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) 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

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（自動減圧機能）の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（代替直流電源設備による復旧及び代替交流電源設備による復旧）を設ける。

(b-2-3-1) 代替直流電源設備による復旧

全交流動力電源及び常設直流電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替直流電源設備による復旧）として、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用する。

常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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-2-3-2) 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源及び常設直流電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替交流電源設備による復旧）として、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車を使用する。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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-3) 原子炉格納容器破損を防止するために用いる設備

(b-3-1) 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、原子炉格納容器破損を防止するための設備として重大事故等対処設備（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）を設ける。

原子炉格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。

本系統は、「ホ(3)(ii)b.(b)(b-1)(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

(b-4-1) インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応

インターフェイスシステム L O C A 発生時における原子

炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量の抑制及び漏えい箇所を隔離するための設備として重大事故等対処設備（インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応）を設ける。

インターフェイスシステム L O C A 発生時に原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。

また、インターフェイスシステム L O C A 発生時に原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい箇所を隔離するための重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレー系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレー系注入弁、残留熱除去系 A 系注入弁、残留熱除去系 B 系注入弁及び残留熱除去系 C 系注入弁（以下、「インターフェイスシステム L O C A 隔離弁」という。）を使用する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は、インターフェイスシステム L O C A 発生時に、原子炉冷却材の漏えい量を抑制するため、中央制御室からの操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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。

インターフェイスシステム L O C A 隔離弁は、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（自動減圧機能）は、重大事故等時においても確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、

窒素供給系の供給能力が喪失した場合に使用する非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、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

(「主蒸気系」及び「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)

型 式	バネ式 (アクチュエータ付)
個 数	18

自動減圧機能用アキュムレータ

(「主蒸気系」及び「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	7
容 量	0.25m ³ /個

高圧炉心スプレイ系注入弁

(「非常用炉心冷却系」及び「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

原子炉隔離時冷却系注入弁

(「原子炉隔離時冷却系」及び「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

低圧炉心スプレイ系注入弁

(「非常用炉心冷却系」及び「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

残留熱除去系 A 系注入弁

(「非常用炉心冷却系」及び「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

残留熱除去系 B 系注入弁

(「非常用炉心冷却系」及び「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

残留熱除去系 C 系注入弁

(「非常用炉心冷却系」及び「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

- (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、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。

(c-1)設計基準事故対処設備を使用した設備

(c-1-1)設計基準事故対処設備による原子炉冷却

設計基準事故対処設備が健全な場合において、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設計基準事故対処設備を重大事故等対処設備（残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）を設ける。

(c-1-1-1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

残留熱除去系ポンプ及びサブプレッション・プールによる原子炉冷却機能が健全な場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水）として残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，サブプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とした残留熱除去系ポンプは，残留熱除去系熱交換器を介して，サブプレッション・プール水を冷却し，原子炉へ注水が可能な設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは，非常用取水設備である貯留堰，取水路及び取水ピットを通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給が可能な設計とする。

(c-1-1-2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プールによる原子炉の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として低圧炉心スプレイ系ポンプ，サブプレッション・プールを使用する。

サプレッション・プールを水源とした低圧炉心スプレイ系ポンプは、低圧炉心スプレイ系を介して原子炉へ注水が可能な設計とする。

(c-1-2) 設計基準事故対処設備による原子炉除熱

設計基準事故対処設備の機能が健全な場合において、原子炉の崩壊熱を除去するための設備として重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）を設ける。

(c-1-2-1) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

残留熱除去系ポンプによる残留熱除去機能が健全な場合において、原子炉の崩壊熱を除去するための重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）として残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。

残留熱除去系ポンプは、残留熱除去系熱交換器を介して、原子炉圧力容器内の水を循環させることで、原子炉の除熱が可能な設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは、非常用取水設備である貯留堰、取水路及び取水ピットを通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給が可能な設計とする。

(c-2) 原子炉運転中の場合に用いる設備

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，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重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）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，重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）を設ける。

(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）による原子炉注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障により，原子炉注水ができない場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）として，常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは，残留熱除去系C系を介して原子炉へ注水が可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。

(c-2-1-2) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により，原子炉の冷

却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）として、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプは、高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系C系を介して原子炉へ注水が可能な設計とする。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系C系を介して原子炉へ注水が可能な設計とする。

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、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も利用可能な設計とする。

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、空冷式のディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。

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燃料は、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

(c-2-2) サポート系故障時に用いる設備

(c-2-2-1) 残留熱除去系（低圧注水系）の復旧後の原子炉注水

全交流動力電源喪失又は残留熱除去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）が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水）として，常設代替高圧電源装置，残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，サプレッション・プール，残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。なお，残留熱除去系海水系の機能喪失によるサポート系故障の場合は，緊急用海水系の緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。

サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し，残留熱除去系熱交換器を介してサプレッション・プール水を冷却し，原子炉へ注水が可能な設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは，非常用取水設備である貯留堰，取水路及び取水ピットを通じて取水した海水を，ポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給が可能な設計とする。また，海を水源とした緊急用海水ポンプは，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取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海

水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給が可能な設計とする。

(c-2-2-2) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水

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原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水）として、常設代替高圧電源装置、低圧炉心スプレイ系ポンプ、サプレッション・プール、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。なお、残留熱除去系海水系の機能喪失によるサポート系故障の場合は、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは、非常用取水設備である貯留堰、取水路及び取水ピットを通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去し、低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水として供給が可能な設計とする。また、海を水源とした緊急用海水ポンプは、非常用取水設備であるSA用海水ピット、海水引込み管、SA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取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去し、低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水として供給が可能な設計とする。

(c-2-3) 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

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉压力容器内に溶融炉心が残存する場合，原子炉压力容器内へ注水することにより，残存する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設備として，重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却，低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却及び代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）を設ける。

(c-2-3-1) 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，原子炉压力容器内に溶融炉心が残存する場合の重大事故等対処設備（常設低圧代替注水系ポンプによる残存溶融炉心の冷却）は，「ホ(3)(ii)b.(c)(c-2)(c-2-1)(c-2-1-1)低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じである。

(c-2-3-2) 低圧代替注水系（可搬型）による残留溶融炉心の冷却
(淡水／海水)

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉压力容器内に溶融炉心が残存する場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水））は，「ホ(3)(ii)b.(c)(c-2)(c-2-1)(c-2-1-2)低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」と同じである。

(c-2-3-3) 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，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残存する場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）として，代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，残留熱除去系熱交換器，残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。なお，残留熱除去系海水系の機能喪失によるサポート系の故障の場合は，緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。

サプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは，残留熱除去系熱交換器によりサプレッション・プール水を冷却し，残留熱除去系を介してサプレッション・プール水を原子炉圧力容器へ注水することにより，残存溶融炉心の冷却が可能な設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは，非常用取水設備である貯留堰，取水路及び取水ピットを通じて取水した海水を，ポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給が可能な設計とする。また，海を水源とした緊急用海水ポンプは，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取水した海水を，ポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプからの海水を使用する。

代替循環冷却系ポンプ、緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。

(c-3)原子炉停止中の場合に用いる設備

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、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、重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）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に、重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）を設ける。

(c-3-1)フロントライン系故障時に用いる設備

(c-3-1-1)低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

原子炉運転停止中において、残留熱除去系ポンプの故障等により、残留熱除去系による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）は、「ホ(3)(ii)b.(c)(c-2)(c-2-1)(c-2-1-1)低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じである。

(c-3-1-2)低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

原子炉運転停止中において、残留熱除去系ポンプの故

障等により，残留熱除去系による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）は，「ホ(3)(ii)b.(c)(c-2)(c-2-1)(c-2-1-2)低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」と同じである。

(c-3-2) サポート系故障時に用いる設備

(c-3-2-1) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

原子炉運転停止中において，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，残留熱除去系が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（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）として，常設代替高圧電源装置，残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。なお，残留熱除去系海水系の機能喪失によるサポート系の故障の場合は，緊急用海水系の緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。

残留熱除去系ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し，原子炉圧力容器内の水を，残留熱除去系熱交換器を介して注水することで，原子炉の除熱が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から

給電が可能な設計とする。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に使用する残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は，残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプから供給が可能な設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは，非常用取水設備である貯留堰，取水路及び取水ピットを通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給が可能な設計とする。また，海を水源とした緊急用海水ポンプは，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取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給が可能な設計とする。

常設代替高圧電源装置，非常用ディーゼル発電機，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」に示す。

常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉注水は，常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより，原子炉建屋付属棟に設置する非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する原子炉への注水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、ハンドルを設け手動操作を可能とすることで、常設代替高圧電源装置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。

常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉注水は、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する原子炉注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して多様性を有する設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉への注水配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系C系配管との合流点まで、残留熱除去系ポンプを使用する系統に対して可能な限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を使用する低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）は、可搬型代替注水中型ポンプを空冷式のディーゼルエンジン駆動とすることで、電動駆動の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプを使用する低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）は、西側淡水貯水設備を水源と

することで、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉への注水及びサブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する原子炉への注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用する低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）は、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駆動とすることで、電動駆動の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用する低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）は、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する原子炉への注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設け手動操作を可能とすることで、常設代替高圧電源装置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。

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、屋外の保管場所に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ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に対して、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。

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低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）の配管は，代替淡水貯槽から残留熱除去系C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，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する系統に対して可能な限り独立性を有する設計とする。

代替循環冷却系ポンプを使用する代替循環冷却系による残存熔融炉心の冷却は，電源を常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより，非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系ポンプを使用する原子炉注水に対して多様性を有する設計とする。また，代替循環冷却系ポンプは，冷却水を不要（自然冷却）とすることで，残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系ポンプは，原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプと異なる区画に設置することで，残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系ポンプを使用する残存熔融炉心の冷却の配管は，残留熱除去系熱交換器の出口配管の分岐点から，残留熱除去系配管との合流点までの系統について，残留熱除去系ポンプを使用する系統に対して可能な限り独立性を有する設計とする。

代替循環冷却系の電動弁は，ハンドルを設け手動操作を可能とすることで，常設代替高圧電源装置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。

電源の多様性及び位置的分散については，「ヌ(2)(iv) 代替

電源設備」に示す。

[常設重大事故等対処設備]

常設低圧代替注水系ポンプ

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

個	数	2
容	量	約 200m ³ ／h／個
全	揚 程	約 200m

残留熱除去系ポンプ

（「残留熱除去系」，「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」と兼用）

個	数	3
容	量	約 1,690m ³ ／h／個
全	揚 程	約 85m

低圧炉心スプレイ系ポンプ

（「非常用炉心冷却系」及び「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」と兼用）

個	数	1
容	量	約 1,440m ³ ／h
全	揚 程	約 205m

残留熱除去系海水ポンプ

（「残留熱除去系」，「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」と兼用）

個	数	4
容	量	約 886m ³ ／h／個
全	揚程	約 184m

残留熱除去系海水ストレーナ

（「残留熱除去系」，「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」と兼用）

個	数	2

代替循環冷却系ポンプ

（「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」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「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）

個	数	2
容	量	約 250m ³ ／h／個
全	揚程	約 120m

緊急用海水ポンプ

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための

設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用)

個	数	2
容	量	約 844m ³ ／h／個
全	揚程	約 130m

緊急用海水ストレーナ

(「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用)

個	数	1

残留熱除去系熱交換器

(「残留熱除去系」，「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「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)

個	数	2
伝熱容量		約 19.4×10 ³ kW／個
(原子炉停止時冷却モード)		

代替淡水貯槽

(「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための

設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	1
容	量	約 5,000m ³

サブプレッション・プール

(「原子炉格納施設」，「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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「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「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	1
容	量	約 3,400m ³

西側淡水貯水設備

(「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

個 数	1
容 量	約 5,000m ³

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型代替注水中型ポンプ

(「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

個 数	4 (予備 1)
容 量	約 210m ³ ／h／個
全 揚 程	約 100m

可搬型代替注水大型ポンプ

(「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

個 数	2 (予備 2 ^{※1})
容 量	約 1,320m ³ ／h／個
全 揚 程	約 140m

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)」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压力容器，配管，冷却材中の保有熱を除去する原子炉停止時冷却モード，非常用冷却設備としての低圧注水モード，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モード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 (1 基当たり)
	(原子炉停止時冷却モード)

(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ポンプ出口側に戻される。熱交換器は残留熱除去系海水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/台
全 揚 程	約 184m
材 質	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

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、原子炉蒸気の一部を用いたタービン駆動ポンプにより、復水貯蔵タンクの水又はサプレッション・プールの水を原子炉に注入する。

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
ポンプ流量	142m ³ /h 以上
ポンプ全揚程	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。

a. ポンプ

台	数	2
容	量	約 81.8m ³ ／h／台

b. フィルタ脱塩装置

基	数	2
容	量	約 60.7m ³ ／h／台

(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ヒートシンク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。

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。

(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための系統

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱，残留熱除去系海水系による除熱，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱，耐圧強化ベント系によ

る原子炉格納容器内の減圧及び除熱，遠隔人力操作機構による現場操作及び緊急用海水系による除熱）を設ける。

a．設計基準事故対処設備を用いる設備

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

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）が健全であれば重大事故等対処設備として使用する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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」に示す。

(b) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱

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）が健全であれば重大事故等対処設備として使用する。

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）については，「リ(3)(ii)a．原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

(c) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱

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）が健全であれば重大事故等対処設備として使用する。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）については，「リ
(3)(ii)a．原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

(d) 残留熱除去系海水系による除熱

残留熱除去系海水系は，通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時

の崩壊熱及び残留熱の除去，原子炉冷却材喪失時の炉心冷却を目的とし設置される残留熱除去系の残留熱除去系熱交換器に海水を送水するための設備である。

海を水源とした残留熱除去系海水系は，残留熱除去系海水ポンプにて非常用取水設備である貯留堰，取水路及び取水ピットを通じて海水を取水し，残留熱除去系海水ポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給することで，サプレッション・プールを水源とした残留熱除去系（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）で発生した熱を回収し，最終的な熱の逃がし場である海への熱の輸送が可能な設計とする。

b. フロント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

残留熱除去系ポンプの故障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（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）として格納容器圧力逃がし装置を使用する。

格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置（フィルタ容器，スクラビング水，金属フィルタ，よう素除去部），第一弁（S／C側），第一弁（D／W側），第二弁，第二弁バイパス弁及び圧力開放板で構成し，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介して，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排気口を通して放出することで、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が可能な設計とする。

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。

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱については、「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」に示す。

(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

残留熱除去系ポンプの故障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（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）として耐圧強化ベント系を使用する。

耐圧強化ベント系は、第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁、耐圧強化ベント系二次隔離弁等で構成し、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系を介して、排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒を通して放出することで、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が可能な設計とする。

最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として使用する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、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。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既定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器へのスプレイを停止する運用とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置する隔離弁（第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁）は電動弁とし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とするとともに、第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）については、駆動部に遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から手動操作が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器のサブプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気が可能な設計とする。

サブプレッション・チェンバ側からの排気では、サブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエルからの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、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。

排出経路における放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定

できるよう、排出経路の配管に耐圧強化ベント系放射線モニタを設ける。

(c) 遠隔人力操作機構による現場操作

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の第一弁（S／C側），第一弁（D／W側），第二弁及び第二弁バイパス弁の駆動源が喪失した場合においても，隔離弁に遠隔人力操作機構を設け人力により確実に操作可能とすることで，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が可能な設計する。

遠隔人力操作機構による現場操作については，「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」に示す。

c．サポート系故障時に用いる設備

(a) 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機能喪失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できない場合を想定した重大事故等対処設備（緊急用海水系による除熱）として，緊急用海水系の緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を使用する。

海を水源とした緊急用海水系は，緊急用海水ポンプにて非常用取水設備であるSA用海水ピット，海水引込み管，SA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取水した海水を取水し，緊急用海水ポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として残留熱除去系熱交換器に海水を供給することで，原子炉圧力容器又はサプレッション・プールを水源とした残留熱除去系（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）で発生した熱を回収し，最終的な熱の逃がし場である海への熱の輸送が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置から給電が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機，常設代替高压電源装置及び可搬型代替低压電源車については，「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に示す。

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の輸送が可能な設計とすることで，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。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に使用する第一弁（S／C側），第一弁（D／W側），耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は，常設代替高压電源装置又は可搬型代替低压電源車からの独立した電源供給ラインからの給電により中央制御室から遠隔操作を可能とすることで，非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系（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。また，第一弁（S／C側）及び第一弁（D／W側）は，遠隔人力操作機構により原子炉建屋原子

炉棟外にて人力により確実に操作が可能な設計とすること、及び耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は、駆動部にハンドルを設け設置場所にて人力により確実に操作が可能な設計とすることで、電動駆動に対して多様性を有する設計とする。

緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプは、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系海水ポンプに対して多様性を有する設計とする。

緊急用海水ポンプは、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屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。

電源設備の多様性及び位置的分散については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に示す。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器圧力逃がし装置

(「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「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

放射性物質除去性能

エアロゾル	99.9%以上 (スクラビング水及び金属フィルタ)
無機よう素	99%以上 (スクラビング水及びよう素除去部)
有機よう素	98%以上 (よう素除去部)

個 数	1
第一弁（S／C側）	
個 数	1
第一弁（D／W側）	
個 数	1
第二弁	
個 数	1
第二弁バイパス弁	
個 数	1
第二弁操作室遮蔽	
遮 蔽 厚	1,200mm 以上（フィルタ装置 上流配管が敷設される側の遮 蔽） 400mm 以上（上記以外の遮蔽）
差圧計	
個 数	1
遠隔人力操作機構	
個 数	4
圧力開放板	
個 数	1
耐圧強化ベント系	
（「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「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）	
系 統 数	1

系統設計流量 約 48,000kg/h

第一弁（S／C側）

個 数 1

第一弁（D／W側）

個 数 1

耐圧強化ベント系一次隔離弁

個 数 1

耐圧強化ベント系二次隔離弁

個 数 1

耐圧強化ベント系放射線モニタ

（「計測制御系統施設」，「放射線監視設備」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「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

緊急用海水ポンプ

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用）

個 数 2

容 量 約 844m³/h/個

全 揚 程 約 130m

緊急用海水ストレーナ

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用)

個	数	1

残留熱除去系海水ポンプ

(「残留熱除去系」，「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」と兼用)

個	数	4

容	量	約 886m ³ ／h／個

全	揚	程	約 184m

残留熱除去系海水ストレーナ

(「残留熱除去系」，「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」と兼用)

個	数	2

残留熱除去系熱交換器

(「残留熱除去系」，「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「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)

個 数	2
伝 熱 容 量	約 19.4×10^3 kW／個
	(原子炉停止時冷却モード)

残留熱除去系ポンプ

(「残留熱除去系」，「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」と兼用)

個 数	3
容 量	約 $1,690\text{m}^3$ ／h／個
全 揚 程	約 85m

サプレッション・プール

(「原子炉格納施設」，「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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「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「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個 数	1
容 量	約 $3,400\text{m}^3$

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型窒素供給装置

(「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉

格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「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)

窒素供給装置

個	数	2 (予備 2)
容	量	約 200Nm ³ /h/個

窒素供給装置用電源車

個	数	1 (予備 1)
容	量	約 500kVA

第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベユニット)

(「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「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	19 (予備 5)
容	量	約 47L/個

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。

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が設けられる。また、通常運転中の原子炉圧力を一定に保つために、圧力制御装置が設けられる。

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が設けられる。

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重大事故等対処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、添付書類十の「第5.1-1 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、添付書類十の「第5.1-1 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。

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。なお、補助パラメータのうち、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。

計装設備（重大事故等対処設備）として重大事故等対処設備（監視機能喪失時に使用する設備、計器電源喪失時に使用する設備及びパラメータ記録時に使用する設備）を設ける。

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、添付書類十の「第5.1-1 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」の計器故障又は計器故障が疑われる場合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。

計器故障又は計器故障が疑われる場合に、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

全交流動力電源が喪失した場合又は直流電源の喪失が想定される場合において、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である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用する。

また、代替電源設備が喪失した場合、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（原子炉圧力容器及び原子炉格納容

器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。）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。また、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を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. 中性子束指示低（平均出力領域計装）
- g. 中性子計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高
- 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（EHC油圧低）
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置
- 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压炉心スプレイ系，低压炉心スプレイ系及び低压注水系の起動
 - 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

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、制御棒を炉心に急速に挿入することにより行う。

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	

- (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

ポンプ数 2（うち1は予備）

ポンプ容量 約 $9.78 \text{ m}^3/\text{h}$

ポンプ揚程 約870m

ほう酸水貯蔵タンク容量 約 19.5 m^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原子炉を冷温停止する能力をもっている。

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 約 $0.001 \Delta k / \text{min}$

(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・ディスチャージ・ボリューム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、起動領域計装の指示低、指示高、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指示低又は動作不能のとき
- g. 出力領域計装の指示高のとき
- 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いった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

原子炉の再循環流量は、再循環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な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、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、原子炉冷却材系統に係る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に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける。さらに、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握

できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

中央制御室には、重大事故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。

重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるための設備として、可搬型照明（S A）、中央制御室換気系、中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ボンベ）、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、衛星電話設備（可搬型）（待避室）、データ表示装置（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。

重大事故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、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタ、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、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタを通る再循環方式とし、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

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ポンベユニット（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、重大事故時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

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全

面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、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）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室及び中央制御室待避室の居住性を確保できる設計とする。

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高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室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である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電が可能な設計とする。

重大事故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である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型低圧電源車からの給電が可能な設計とする。

重大事故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である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型低圧電源車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である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型低圧電源車からの給電が可能な設計とする。

重大事故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、中央制御室と中央制御室待避室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため、差圧計を設置する。

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保管する。

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。可搬型照明（S A）は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型低圧電源車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、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を使用する。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、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした気体に含まれる放射性物質を低減しつつ、非常用ガス処理系排気筒から排気することで原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持し、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。原子炉建屋ガス処理系は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置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。

中央制御室換気系は、「チ（１）（v）換気空調設備」に記載する。

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」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室遮蔽

（「中央制御室」及び「遮蔽設備」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

（「中央制御室」及び「遮蔽設備」と兼用） 一式

中央制御室換気系空気調和機ファン

（「中央制御室」及び「放射線管理設備」と兼用）

個 数 2

容	量	約42,500 m ³ ／h／個

中央制御室換気系フィルタ系ファン

(「中央制御室」及び「放射線管理設備」と兼用)

個	数	2

容	量	約5,100 m ³ ／h／個

中央制御室換気系高性能粒子フィルタ

(「中央制御室」及び「放射線管理設備」と兼用)

個	数	2

粒子除去効率	99.97%以上

(直径0.5 μm以上の粒子)

中央制御室換気系チャコールフィルタ

(「中央制御室」及び「放射線管理設備」と兼用)

個	数	2

よう素除去効率	97%以上 (総合除去効率)

非常用ガス再循環系排風機

(「中央制御室」，「原子炉建屋ガス処理系」及び「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)

個	数	2

容	量	約17,000m ³ ／h／個

非常用ガス再循環系フィルタユニット

(「中央制御室」，「原子炉建屋ガス処理系」及び「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

個 数	2
容 量	約17,000m ³ ／h／個
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0.5μm以上の粒子）

（原子炉建屋原子炉棟内空気を1日に
1回換気できる量）

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，中央制御室換気系高性能粒子フィルタ，中央制御室換気系チャコールフィルタ，非常用ガス再循環系排風機，非常用ガス再循環系フィルタユニットは，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

差圧計

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）

（「中央制御室」及び「換気空調設備」と兼用）

個 数	13（予備 7）

容 量	約 47L／個

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) 原子炉再循環ポンプトリップ機能

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

(x) 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、ほう酸水注入系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（以下「A T W S」という。）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として重大事故等対処設備（代替制御棒挿入機能による制御棒挿入、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制及びほう酸水注入）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、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) 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入

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、原子炉出力のパラメータの変化から緊急停止していない場合の重大事故等対処設備として代替制御棒挿入機能による制御棒挿入を使用する。

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入は、検出器（原子炉圧力

及び原子炉水位），論理回路及び代替制御棒挿入機能用電磁弁で構成し，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原子炉を未臨界にできる設計とする。

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入は，制御棒が自動挿入しない場合に，手動によるスイッチ操作で制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットを作動させることにより制御棒挿入が可能な設計とする。

(b) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

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，原子炉出力のパラメータの変化から緊急停止していない場合の重大事故等対処設備として原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制を使用する。

原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制は，検出器（原子炉圧力及び原子炉水位），論理回路，原子炉再循環ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器で構成し，原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル２）の信号により原子炉再循環ポンプ２個を自動停止させ，原子炉の出力抑制が可能な設計とする。

原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制は，原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合に，手動によるスイッチ操作で原子炉再循環ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器を開放させることが可能な設計とする。

(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

A T W S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

A T W Sが発生した場合に，ほう酸水を注入することにより原子炉を未臨界にする設計とする。

ほう酸水注入は，ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用する。

[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（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

個	数	1

原子炉再循環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

（「原子炉停止系」及び「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）

種	類	十字型

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

個	数	185

制御棒駆動機構

（「原子炉停止系」及び「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）

個	数	185

制御棒駆動系水圧制御ユニット

（「原子炉停止系」及び「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）

個	数	185

ほう酸水注入ポンプ

（「ほう酸水注入系」，「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」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「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）

個	数	2（うち1は予備）

容	量	約9.78m ³ /h

全	揚	程	約870m

ほう酸水貯蔵タンク

（「ほう酸水注入系」，「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」，「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」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要な水の供給設備」と兼用）

個	数	1

容	量	約19.5m ³

自動減圧系の起動阻止スイッチ

個	数	2

(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（自動減圧機能）を作動させる過渡時自動減圧及び非常用窒素供給系並びに逃がし安全弁（逃がし弁機能）を作動させる非常用逃がし安全弁駆動系を設ける。

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び逃がし安全弁（逃がし弁機能）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

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重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）を設ける。

(a) 原子炉減圧の自動化

逃がし安全弁の自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）が喪失した場合の重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）として、過渡時自動減圧機能を使用する。

過渡時自動減圧機能は、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させるための論理回路であり、逃がし安全弁（自動減圧機能）7

個のうち、2個を作動する機能を有している。

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又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで、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. 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

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設備として重大事故等対処設備（非常用窒素供給系による窒素確保及び非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）を設ける。

(a-1) 非常用窒素供給系による窒素確保

逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備（非常用窒素供給系による窒素確保）として、非常用窒素供給系を使用する。

非常用窒素供給系は、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベから逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素を供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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。

(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設備として重大事故等対処設備（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）

を設ける。

逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）として非常用逃がし安全弁駆動系を使用する。

非常用逃がし安全弁駆動系は、非常用窒素供給系から独立した系統構成で非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベから逃がし安全弁（逃がし弁機能）に直接窒素を供給することで、逃がし安全弁（逃がし弁機能）2 個を作動させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

常設重大事故防止設備である過渡時自動減圧機能の論理回路は、原子炉水位の低下により低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧炉心注水系）が起動した場合に、ドライウエル圧力高信号を必要とせず、原子炉の自動減圧を行うことが可能な設計とし、自動減圧機能の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とする。

過渡時自動減圧機能は、自動減圧系と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

過渡時自動減圧機能は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。

非常用窒素供給系高圧窒素ポンベは、予備のポンベも含

めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁（自動減圧機能用）のアクムレータ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。

非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベは、予備のポンベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁（自動減圧機能用）の逃がし弁機能用アクムレータ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]

過渡時自動減圧機能

個	数	1

非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ

個	数	10（予備10）

容	量	約47L／個

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ベ

個	数	6（予備6）

容	量	約47L／個

充 填 圧 力	約15MPa [gage]

ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

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(東海発電所と共用)

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) 試料分析関係設備

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(東海発電所と共用)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及び耐圧強化ベント系の排出経路における放射性物質濃度を測定するための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）及び耐圧強化ベント系放射線モニタを設ける。

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。

さらに，緊急時対策所建屋には，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するための加圧の判断が確実におこなえるよう，緊急時対策所内の放射線量を監視，測定する緊急時対策所エリアモニタを保管する。

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）

（「放射線監視設備」，「計測制御系統施設」及び「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」と兼用）

個 数 1

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）

（「放射線監視設備」，「計測制御系統施設」及び「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」と兼用）

個 数 1

格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）

（「放射線監視設備」及び「計測制御系統施設」と兼用）

個 数 2

格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）

（「放射線監視設備」及び「計測制御系統施設」と兼用）

個 数 2

フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）

（「放射線監視設備」，「計測制御系統施設」及び「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 2

フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）

（「放射線監視設備」，「計測制御系統施設」及び「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

耐圧強化ベント系放射線モニタ

（「放射線監視設備」，「計測制御系統施設」及び「原子炉冷却系統施設」と兼用）

個 数 1

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）は，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

[可搬型重大事故等対処設備]

緊急時対策所エリアモニタ

（「放射線監視設備」及び「その他発電用原子炉施設」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。

中央制御室には、重大事故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中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽を設置する設計とする。

重大事故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。

主要設備については、「へ(5)(vi)中央制御室」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室遮蔽

(「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

(「中央制御室」と兼用) 一式

b. 緊急時対策所遮蔽

緊急時対策所の緊急時対策所遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気設備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。

[常設重大事故等対処設備]

緊急時対策所遮蔽

(「その他発電用原子炉施設」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運転員その他従事者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燃焼ガス等に対する隔離が可能な換気設備を設ける。

中央制御室には、重大事故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、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ、中央制御室換気系チャコールフィルタ及び中央

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、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタを通る再循環方式とし、運転員を過度の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高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、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、再循環方式に切り替えることが可能な設計とする。

重大事故等時において、中央制御室換気系は、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタ及び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、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタを通る再循環方式とし、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故時に全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽及び中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室及び中央制御室待避室の居住性を確保できる設計とする。

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チャコールフィルタで浄化しながら取り入れることもできる設計とする。

中央制御室換気系フィルタ系ファン及び中央制御室換気系空気調和機ファンは、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。

常設代替高圧電源装置については、「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]

中央制御室換気系空気調和機ファン

(「中央制御室」及び「放射線管理設備」と兼用)

個 数	2
容 量	約42,500m ³ /h/個

中央制御室換気系フィルタ系ファン

(「中央制御室」及び「放射線管理設備」と兼用)

個 数	2
容 量	約5,100m ³ /h/個

中央制御室換気系高性能粒子フィルタ

(「中央制御室」及び「放射線管理設備」と兼用)

個 数	2
粒子除去効率	99.97%以上 (直径0.5 μ m以上の粒子)

中央制御室換気系チャコールフィルタ

(「中央制御室」及び「放射線管理設備」と兼用)

個 数	2
よう素除去効率	97%以上 (総合除去効率)

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，中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタは，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

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。

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室待避室用空気ボンベユニット（空気ボンベ）

（「中央制御室」と兼用）

個	数	13（予備7）
容	量	約47L／個

c．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，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い，緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって，居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後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，緊急時対策所の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。また，緊急時対策所外の火災により発生する燃焼ガス又は有

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及び緊急時対策所加圧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，緊急時対策所加圧設備及び緊急時対策所用差圧計を設置又は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

(「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

台数	1 (予備1)
容量	5,000m ³ /h/台

緊急時対策所非常用フィルタ装置

(「非常用換気設備」及び「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
個数	1 (予備1)
容量	5,000m ³ /h
効率	
単体除去効率	99.97%以上(0.15μm粒子)/99.75%以上 (有機よう素)，99.75%以上(無機よう素)
総合除去効率	99.99%以上(0.5μm粒子)/99.75%以上 (有機よう素)，99.75%以上(無機よう素)

緊急時対策所用差圧計

(「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

個 数	1
測定範囲	0.0～100.0 Pa以上

[可搬型重大事故等対処設備]

緊急時対策所加圧設備

(「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

型 式	空気ボンベ
個 数	320 (予備80)
容 量	約47L／個
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（東海発電所と共用）、周辺監視区域境界付近の固定モニタ（東海発電所と共用）、環境試料の分析装置及び放射能測定装置（東海発電所と共用）及び放射能観測車（東海発電所と共用）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（モニタリング・ポスト）（東海発電所と共用）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、非常用電源に接続する設計とする。また、モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置からも電源を供給できる設計とする。代替電源設備としては、常設代替交流電源設備である常

設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電が可能なできる設計とする。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送設備は、建屋間において有線と衛星系回線又は無線系回線と多様性を有しており、指示値は、中央制御室及び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、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設備（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、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及び代替測定、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、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及び海上モニタリング）を設ける。

可搬型モニタリング設備（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）として、可搬型モニタリング・ポストは、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とともに、

重大事故等が発生した場合に，原子炉施設から放出される放射線量を，原子炉施設周囲において，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，測定が可能な十分な個数を保管する。

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，ダストモニタ又はよう素モニタが機能喪失した場合にその機能を代替する可搬型モニタリング設備（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）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，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，放射能観測車の測定機能を代替し得る十分な個数を保管する。

可搬型モニタリング設備（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，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，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及び海上モニタリング測定）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（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とともに，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及び放射線量の測定が可能な個数を保管する設計とする。さらに，周辺海域においては，電離箱サーベイ・メータ及び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、以下の重大事故等対処設備（可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定）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（可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定）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とともに、気象観測設備を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。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。

全交流動力電源が喪失した場合に、モニタリング・ポストへ給電する代替交流電源設備として常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車を使用する。

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

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」にて記載する。

排気筒モニタ	一式
排水モニタ	一式
気象観測設備（東海発電所と共用）	一式
周辺監視区域境界付近固定モニタ（東海発電所と共用）	一式

環境試料の分析装置及び放射能測定装置（東海発電所と共用）

一式

放射能観測車（東海発電所と共用）

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

（「その他発電用原子炉施設」と兼用）

個 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

個 数 1（予備 1）

小型船舶

個 数 1（予備 1）

可搬型気象観測設備

個 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（ASME SA-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) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率

設 計 圧 力	約 279kPa[gage]		
設 計 温 度	ドライウエル	約 170℃	
	サブプレッション・チェンバ	約 100℃	
漏 え い 率	0.5%/d（常温，空気，設計圧力において）		

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設計圧力及び設計温度を超えることが想定されるが、重大事故等時に

においては設計基準対象施設としての設計圧力の 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ガスを充てんする。

(a) 可燃性ガス濃度制御系

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

(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・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、ドライウェ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 (うち 1 は予備)
設 計 流 量	約 1,690t/h/系統
ポ ン プ 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。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。

(a) 設計基準事故対処設備を使用した設備

設計基準事故対処設備が健全な場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱）を設ける。

(a-1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及びサブプレッション・プールによる原子炉格納容器内の除熱機能が健全な場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱）として残留熱除去系ポンプ、サブプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器並びに残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ

は、残留熱除去系熱交換器を介してサブプレッション・プール水を除熱し、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッダよりドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイ可能な設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは、非常用取水設備である貯留堰、取水路及び取水ピットを通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給可能な設計とする。

(a-2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサ

ブプレッション・プール水の除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及びサブプレッション・プールによる原子炉格納容器内の除熱機能が健全な場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱）として残留熱除去系ポンプ、サブプレッション・プール、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは、残留熱除去系熱交換器によりサブプレッション・プール水を除熱し、残留熱除去系を介して、サブプレッション・プールに戻す設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは、非常用取水設備である貯留堰、取水路及び取水ピットを通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナに

より異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給可能な設計とする。

(b) 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

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として重大事故等対処設備（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱、代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱）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) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの故障により原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱）として代替循環冷却系ポンプ、サブプレッション・プール、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは、残留熱除去系熱交換器によりサブプレッション・プール水を冷却し、残留熱除去系を介して、原子炉格納容器

内にあるスプレイヘッダから原子炉格納容器内へスプレイ可能な設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは、非常用取水設備である貯留堰、取水路及び取水ピットを通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給可能な設計とする。また、海を水源とした緊急用海水ポンプは、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取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去し、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電可能な設計とする。

(b-1-2) 代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱

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）によりサブプレッション・プール水の除熱ができず、サブプレッション・プール水温度指示値が32℃以上、又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱）として代替循環冷却系ポンプ、サブプレッション・プール、

残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプを使用する。

サプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは、残留熱除去系熱交換器によりサプレッション・プール水を除熱し、残留熱除去系を介して、サプレッション・プールへ戻す設計とする。

緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプの系統並びに電源については、「リ(3)(ii)a.(b)(b-1)(b-1-1)代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱」と同じである。

(b-1-3) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却

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）の残留熱除去系ポンプの故障により、原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却）として常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、残留熱除去系B系を介して、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッダよりドライウェル内にスプレイ可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電可能な設計とする。

(b-1-4) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格

納容器内の冷却（淡水／海水）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの故障により原子炉格納容器内の冷却機能喪失又はサプレッション・プールが機能喪失した場合の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）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水））として可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽，燃料補給設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプは，高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し，残留熱除去系 A 系又は残留熱除去系 B 系を介して，原子炉格納容器内にあるスプレイヘッドよりドライウェル内にスプレイ可能な設計とする。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し，残留熱除去系 A 系又は残留熱除去系 B 系を介して，原子炉格納容器内にあるスプレイヘッドよりドライウェル内にスプレイ可能な設計とする。

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，空冷式のディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。

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

プの燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

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、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も利用可能な設計とする。

(b-2) サポート系故障時に用いる設備

(b-2-1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系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サブプレッション・プール冷却系）が原子炉格納容器内の除熱機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱）として、常設代替高圧電源装置、残留熱除去系ポンプ、サブプレッション・プール、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。なお、残留熱除去系海水系が機能喪失している場合は、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系熱交換器を介してサブプレッション・プール水を冷却し原子炉格納容器内にあるスプレイヘッドより、ドライウェル内及びサブプレ

ッション・チェンバ内にスプレイ可能な設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは、非常用取水設備である貯留堰、取水路及び取水ピットを通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給可能な設計とする。

また、海を水源とした緊急用海水ポンプは、非常用取水設備であるSA用海水ピット、海水引込み管、SA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取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給可能な設計とする。

(b-2-2) 残留熱除去系（サブレーション・プール冷却系）復旧後のサブレーション・プール水の除熱

全交流動力電源喪失等によるサポート系の故障により残留熱除去系（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（残留熱除去系（サブレーション・プール冷却系）復旧後のサブレーション・プール水の除熱）として、常設代替高圧電源装置、残留熱除去系ポンプ、サブレーション・プール、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。また、残留熱除去系海水系が機能喪失している場合は、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。

サブレーション・プールを水源とする残留熱除去系ポン

プは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系熱交換器を介して、サプレッション・プール水を除熱可能な設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは、非常用取水設備である貯留堰、取水路及び取水ピットを通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給可能な設計とする。

また、海を水源とした緊急用海水ポンプは、非常用取水設備であるSA用海水ピット、海水引込み管、SA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取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給可能な設計とする。

(c) 原子炉格納容器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

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、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の設備として重大事故等対処設備（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱、代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱及

び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱）を設ける。

(c-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(c-1-1) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの故障により原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱）については、「リ(3)(ii)a.(b)(b-1)(b-1-1)代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱」と同じである。

(c-1-2) 代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱

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）によりサブプレッション・プール水の除熱ができず、サブプレッション・プール水温度指示値が32℃以上、又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱）については、「リ(3)(ii)a.(b)(b-1)(b-1-2)代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱」と同じである。

(c-1-3) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの故障等により原子炉格納容器内の除熱機能が喪失し、炉心の著

しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却）については、「リ(3)(ii)a.(b)(b-1)(b-1-3)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却」と同じである。

(c-1-4) 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

残留熱除去系ポンプの故障により原子炉格納容器内の除熱機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の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）による原子炉格納容器内の冷却）については、「リ(3)(ii)a.(b)(b-1)(b-1-4)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水）」と同じである。

(c-2) サポート系故障時に用いる設備

(c-2-1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱

全交流動力電源喪失等により原子炉格納容器内の除熱機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱）については、「リ(3)(ii)a.(b)(b-2)(b-2-1)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱」と同じである。

(c-2-2) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

全交流動力電源喪失等により原子炉格納容器内の除熱機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧）については、「リ(3)(ii)a.(b)(b-2)(b-2-2)残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱」と同じである。

常設低圧代替注水系ポンプを使用する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却は、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系ポンプを使用する原子炉格納容器内の除熱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、ハンドルを設け手動操作を可能とすることで、常設代替高圧電源装置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。

常設低圧代替注水系ポンプは、屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を有する設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプを使用する代替格納容器スプレイ配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系B系配管との合流点までを独立した系統とすることで、残留熱除去系ポンプ（B）を使用する格納容器スプレイ系統に対して可能な限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を使用する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，可搬型代替注水中型ポンプを空冷式のディーゼルエンジン駆動とすることで，電動駆動の残留熱除去系ポンプに対して多様性を有する設計とする。また，西側淡水貯水設備を水源とすることで，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）による原子炉格納容器内の冷却，サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプを使用する原子炉格納容器内の除熱に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用する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，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駆動とすることで，電動駆動の残留熱除去系ポンプに対して多様性を有する設計とする。また，代替淡水貯槽を水源とすることで，サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプを使用する原子炉格納容器内の除熱に対して異なる水源を持つ設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は，ハンドルを設け手動操作を可能とすることで，常設代替高圧電源装置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。

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，屋外の保管場所に分散して保管することで，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。

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格納容器スプレイ配管は、接続口から残留熱除去系 A 系配管及び残留熱除去系 B 系配管との合流点までを独立した系統とすることで、残留熱除去系ポンプを使用する格納容器スプレイ系統に対して可能な限り独立性を有する設計とする。

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱は、代替循環冷却系ポンプの電源を常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系ポンプを使用する原子炉格納容器内の除熱に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプと異なる区画に設置することで、残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱は、残留熱除去系熱交換器の出口配管の分岐点から、残留熱除去系配管との合流点までを独立した系統とすることで、残留熱除去系ポンプを使用する格納容器スプレイ冷却系配管に対して可能な限り独立性を有する設計とする。

電源の多様性及び位置的分散については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に示す。

[常設重大事故等対処設備]

常設低圧代替注水系ポンプ

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

個 数	2
容 量	約 200m ³ ／h／個
全 揚 程	約 200m

代替循環冷却系ポンプ

（「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」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「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）

個 数	2
容 量	約 250m ³ ／h／個
全 揚 程	約 120m

残留熱除去系ポンプ

（「残留熱除去系」，「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」と兼用）

個 数	3
容 量	約 1,690m ³ ／h／個
全 揚 程	約 85m

緊急用海水ポンプ

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用）

個 数	2
容 量	約 844m ³ ／h／個
全 揚 程	約 130m

緊急用海水ストレーナ

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用）

個 数	1

残留熱除去系海水ポンプ

（「残留熱除去系」，「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」と兼用）

個 数	4
容 量	約 886m ³ ／h ／個
全 揚 程	約 184m

残留熱除去系海水ストレーナ

（「残留熱除去系」，「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」と兼用）

個	数	2

代替淡水貯槽

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用）

個	数	1

容	量	約 5,000m ³

サプレッション・プール

（「原子炉格納施設」，「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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「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「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用）

個	数	1
容	量	約 3,400m ³

残留熱除去系熱交換器

（「残留熱除去系」，「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「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）

個	数	2
伝熱容量		約 19.4×10 ³ kW /個 (原子炉停止時冷却モード)

西側淡水貯水設備

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用）

個	数	1
容	量	約 5,000m ³

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型代替注水中型ポンプ

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個 数	4 (予備 1)
容 量	約 210m ³ ／h／個
全 揚 程	約 100m

可搬型代替注水大型ポンプ

(「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

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

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」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、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を設ける。また、代替循環冷却系に加え、多様性をもった重層的対策として格納容器圧力逃がし装置を設ける。

(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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる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を使用する。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、第二弁、第二弁バイパス弁、圧力開放板等で構成し、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。

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（以下、「フィルタベント」という。）実施時の放出放射エネルギーは、フィルタベント実施前に格納容器雰囲気放射線モニタで炉心

状態を確認した上で、炉内内蔵量等の評価に基づいて予め推定できる設計とする。また、フィルタベント実施中は、希ガスの総量を解析により算出した上で、フィルタ装置出口放射線モニタにより放出放射エネルギーを推定できる設計とする。

フィルタ装置は、フィルタ装置内のスクラビング水（水と薬液）、金属フィルタ及びよう素除去部により原子炉格納容器内雰囲気ガスの放射性物質を捕集できる設計とする。

フィルタ装置は、フィルタの構造及び機能の健全性を維持し、かつ、捕集した放射性よう素の再揮発を防止するために、捕集した放射性物質の崩壊熱等を考慮した設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、第一弁（S／C側）又は第一弁（D／W側）並びに第二弁又は第二弁バイパス弁の開操作により原子炉格納容器内雰囲気ガスの放射性物質をフィルタ装置で捕集した後、原子炉格納容器内雰囲気ガスを大気放出し、第一弁（S／C側）又は第一弁（D／W側）の閉操作でその大気放出を停止することができる設計とする。

本系統は、サプレッション・チェンバ側及びドライウェル側の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、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、系統内に可燃性ガス（水素）が蓄積する可能性のあ

る箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とするとともに、使用後においても不活性ガスで置換できるよう、可搬型窒素供給装置を用いて系統内に窒素を供給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、他の発電用原子炉とは共用しない。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弁設置し、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。

代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用とする。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を用いて格納容器内に不活性ガス（窒素）を供給できる設計とする。

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第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、中央制御室のスイッチで操作が可能な設計とし、また、駆動源喪失時であっても人力により容易かつ確実に開閉操作が可能な遠隔人力操作機構を有する設計とする。

遠隔人力操作機構の操作場所は、炉心の著しい損傷時においても操作ができるよう、二次格納施設外とする。また、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（空気ポンペ）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、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のブルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。

系統内に設ける圧力開放板は、原子炉格納容器の隔離機能として使用せず、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動作する設計とし、格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）で待機する際の大気との隔壁として設置する。

格納容器圧力逃がし装置の使用後に高線量となるフィルタ装置からの被ばくを低減し、事故収束後の復旧作業等の妨げにならないよう、フィルタ装置はフィルタ装置格納槽（地下埋設）内に設置し、周囲には遮蔽体を設ける設計とする。

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第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置における水素濃度及び放射性物質濃度を監視できるよう、格納容器圧力逃がし装置の水素が蓄積する可能性のある配管にフィルタ装置入口水素濃度を設け、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である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。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

直流電源設備である緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置を使用した場合、フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が蒸発することでスクラビング水位は徐々に低下することから、放射性物質除去性能維持のため可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置に水を供給できる設計とする。

(b) 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おいて、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる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。

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化設計とし、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器等で構成する。サプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは、残留熱除去系熱交換器にてサプレッション・プール水を冷却し、原子炉圧力容器又はサプレッション・チェンバへ注水若しくは原子炉格納容器内へスプレー可能であり、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内のドライウェルへスプレーされた水とともに、格納容器ベント管を経て、サプレッション・プールに戻ることで循環する。

代替循環冷却系は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧

電源装置から給電が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナで構成する残留熱除去系海水系又は緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナで構成する緊急用海水系により冷却できる設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水系は、残留熱除去系海水ポンプにて非常用取水設備である貯留堰、取水路及び取水ピットを通じて海水を取水し、残留熱除去系海水ポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去し、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。

海を水源とした緊急用海水系は、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ストレーナにより異物を除去し、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、大気を最終ヒートシンクとし、代替循環冷却系は、海を最終ヒートシンクとする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共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。

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。

また、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。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、原子炉建屋近傍のフィルタ装置格納槽（地下埋設）に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）及び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、原子炉建屋原子炉棟内に設置する代替循環冷却系ポンプ、サプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器に対して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。

可搬型窒素供給装置は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する代替循環冷却系ポンプ、サプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器に対して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。

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」に示す。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器圧力逃がし装置

（「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「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

放射性物質除去性能

エアロゾル

99.9%以上（スクラビング水及び金属フィルタ）

無機よう素	99%以上（スクラビング水）
有機よう素	98%以上（よう素除去部）
個 数	1
第一弁（S／C側）	
個 数	1
第一弁（D／W側）	
個 数	1
第二弁	
個 数	1
第二弁バイパス弁	
個 数	1
第二弁操作室遮蔽	
遮 蔽 厚	1,200mm 以上（フィルタ装置上 流配管が敷設される側の遮蔽） 400mm 以上（上記以外の遮蔽）
差圧計	
個 数	1
遠隔人力操作機構	
個 数	4
圧力開放板	
個 数	1
代替循環冷却系ポンプ	
（「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」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「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）	

個 数	2
容 量	約 250m ³ ／h／個
全 揚 程	約 120m

残留熱除去系熱交換器

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「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）

個 数	2
伝 熱 容 量	約 19.4×10 ³ kW／個
(原子炉停止時冷却モード)	

緊急用海水ポンプ

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用）

個 数	2
容 量	約 844m ³ ／h／個
全 揚 程	約 130m

緊急用海水ストレーナ

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「使用済燃料貯蔵

槽の冷却等のための設備」と兼用)

個	数	1

サプレッション・プール

(「原子炉格納施設」，「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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「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「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	1

容	量	約 3,400m ³

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型窒素供給装置

(「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「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)

窒素供給装置

個	数	2 (予備 2)

容	量	約 200Nm ³ /h/個

窒素供給装置用電源車

個	数	1 (予備 1)

容	量	約 500kVA

第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベユニット)

（「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「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	19（予備 5）
容	量	約 47L／個

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。

原子炉格納容器の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。

(a) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却に用いる設備

原子炉格納容器下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、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心を冷却するための設備として重大事故等対処設備（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）を設ける。

また、熔融炉心が原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に落下するまでに、原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水量を蓄水し、落下した熔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)によるペデスタル(ドライウェル部)への注水と合わせて、溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部のペデスタル(ドライウェル部)へ落下する場合にペデスタル(ドライウェル部)のコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するため、ペデスタル(ドライウェル部)にコリウムシールドを設ける。

(a-1)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)への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部のペデスタル(ドライウェル部)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(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)への注水)として常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、低圧代替注水系及び格納容器下部注水系を介して、原子炉格納容器下部のペデスタル(ドライウェル部)に注水することで溶融炉心が落下するまでにペデスタル(ドライウェル部)にあらかじめ十分な水量を蓄水するとともに落下した溶融炉心の冷却が可能な設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。

コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部のペデスタル(ドライウェル部)へと落下した場合において、ペ

デスタル（ドライウェル部）のコンクリートの侵食を抑制する設計とする。

(a-2) 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水によりペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却ができない場合に，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）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（格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水）として可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプは，高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し，低压代替注水系及び格納容器下部注水系を介して，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）に注水することで溶融炉心が落下するまでにペデスタル（ドライウェル部）にあらかじめ十分な水量を蓄水するとともに落下した溶融炉心の冷却が可能な設計とする。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し，低压代替注水系

及び格納容器下部注水系を介して、原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウエル部）に注水することで溶融炉心が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量を蓄水するとともに落下した溶融炉心の冷却が可能な設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、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により海も使用可能な設計とする。

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、空冷式のディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。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燃料は、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウエル部）へと落下した場合において、ペデスタル（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制可能な設計とする。

(b) 溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止に用いる設備

溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に、溶融炉心の原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するための設備として重大事故等対処設備（原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水，高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水，低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水，低圧代替

注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水，代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水及びほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入）を設ける。

(b-1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部のペデスタル（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（原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水）として原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。なお，この場合は，ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水については，「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」に示す。

(b-2) 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部のペデスタル（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（高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水）として常設高圧代替注水系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。なお，この場合は，ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水については，「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」に示す。

(b-3) 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原子炉格納容器下部のペデスタル（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（低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水）として常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。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。

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水については、「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」に示す。

(b-4) 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原子炉格納容器下部のペデスタル（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（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水）として可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽を使用する。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。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水については、「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」に示す。

(b-5) 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溶融炉心の原子炉格納

容器下部のペデスタル（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（代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水）として代替循環冷却系ポンプ、サプレッション・プール、残留熱除去系熱交換器及び緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水ポンプを使用する。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。

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水については、「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」に示す。

(b-6) 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溶融炉心の原子炉格納容器下部のペデスタル（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（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）としてほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用する。なお、この場合は、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水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。

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入については、「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」に示す。

常設代替高圧電源装置，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」に示す。

常設低圧代替注水系ポンプを使用する格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより駆動することが可能な設計とする。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駆動とすることで，電動駆動の常設低圧代替注水系ポンプに対して多様性を有する設計とする。

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）の電動弁は，弁駆動部にハンドルを設け現場での人力操作を可能とすることで，電動駆動に対し多様性を有する設計とする。

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）の水源は，それぞれ代替淡水貯槽と代替淡水源とすることで，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，屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで，屋外の保管場所に分散して保管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と位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプによるペDESTAL（ドライウェル部）への注水配管は，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るペDESTAL（ドライウェル部）への注水配管との合

流点までを独立した設計とすることで可能な限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）と格納容器下部注水系（可搬型）が同時にその機能が損なわれないよう、互いの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。

電源の多様性及び位置的分散については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に示す。

[常設重大事故等対処設備]

常設低圧代替注水系ポンプ

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

個	数	2
容	量	約 200m ³ ／h／個
全	揚 程	約 200m

コリウムシールド

材	質	ジルコニア (ZrO ₂)
高	さ	約 1.88 m
厚	さ	約 0.15 m
個	数	1

常設高圧代替注水系ポンプ

（「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「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）

個 数	1
容 量	約 136.7m ³ /h
全 揚 程	約 882m

代替循環冷却系ポンプ

（「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」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「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）

個 数	2
容 量	約 250m ³ /h/個
全 揚 程	約 120m

原子炉隔離時冷却系ポンプ

（「原子炉隔離時冷却系」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「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）

個 数	1
容 量	約 142m ³ /h
全 揚 程	約 869m～約 186m

ほう酸水注入ポンプ

（「ほう酸水注入系」，「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」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に

発電用原子炉を冷却するための設備」及び「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)

個 数	2 (うち1は予備)
容 量	約9.78m ³ /h
全 揚 程	約870m

緊急用海水ポンプ

(「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」, 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用)

個 数	2
容 量	約 844m ³ /h/個
全 揚 程	約 130m

残留熱除去系海水ポンプ

(「残留熱除去系」, 「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」, 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」と兼用)

個 数	4
容 量	約 886m ³ /h /個
全 揚 程	約 184m

西側淡水貯水設備

(「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」, 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設

備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	1
容	量	約 5,000m ³

代替淡水貯槽

(「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	1
容	量	約 5,000m ³

サプレッション・プール

(「原子炉格納施設」，「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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止する

ための設備」，「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「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	1
容	量	約 3,400m ³

ほう酸水貯蔵タンク

(「ほう酸水注入系」，「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」，「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」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	1
容	量	約19.5m ³

残留熱除去系熱交換器

(「残留熱除去系」，「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「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)

個	数	2
伝熱容量	約 19.4×10 ³ kW /個 (原子炉停止時冷却モード)	

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型代替注水中型ポンプ

(「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個 数	4 (予備 1)
容 量	約 210m ³ ／h／個
全 揚 程	約 100m

可搬型代替注水大型ポンプ

(「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

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

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」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。

(a) 水素濃度低減に用いる設備

(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

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に、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、以下の重大事故等対処設備（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）を設ける。

原子炉格納容器内を不活性化するための重大事故等対処設備として、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源を使用する。

可搬型窒素供給装置は、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で構成し、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できる設計とする。

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-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

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滞留する水素及び酸素を大気へ放出するための設備として、以下の重大事故等対処設備（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）を設ける。

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、フィルタ装置により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、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放出できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排出経路での水素爆発を防止するため、通常待機時は系統内を窒素置換しておくことで、ベント実施時に排出ガスに含まれる水素と酸素によって、系統内が可燃領域に達することを防止する設計とする。また、ベント停止後にフィルタ装置内に蓄積した放射性物質による水の放射線分解等で発生する水素及び酸素によって、系統内が可燃領域に達することを防止するため、外部より不活性ガスを供給することにより系統内をパージすることが可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排出経路にフィルタ装置を設置することにより、排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。

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、フィルタ装置出口側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である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。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である緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。

(a-3) 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及び酸素濃度監視

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及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として、以下の監視設備（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及び酸素濃度監視）を設ける。

監視設備（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及び酸素濃度監視）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）（サンプリング装置を含む）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、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、中央制御室にて原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を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）（サンプリング装置を含む）は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。

常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車、緊急用125V系蓄電池及び可搬型整流器については、「ヌ(2)(iv)代替電源設備」に示す。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器圧力逃がし装置

（「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「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）

主要仕様については、「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」に示す。

フィルタ装置入口水素濃度

（「計測制御系統施設」及び「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）

フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）

（「計測制御系統施設」及び「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）

フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）

（「計測制御系統施設」及び「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）

水素濃度及び酸素濃度監視設備

格納容器内水素濃度（S A）（サンプリング装置を含む）

（「計測制御系統施設」及び「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

計 測 範 囲 0vol%～100vol%

格納容器内酸素濃度（S A）（サンプリング装置を含む）

（「計測制御系統施設」及び「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

計 測 範 囲 0vol%～25vol%

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型窒素供給装置

（「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「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）

窒素供給装置

個 数 2（予備 2）

容 量 約 200Nm³／h／個

窒素供給装置用電源車

個 数 1（予備 1）

容 量 約 500kVA

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

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。

(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の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) 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

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ける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放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）を設ける。

放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

放水砲を、ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と接続し、原子炉建屋原子炉棟屋上へ放水が可能な設計とする。

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でき、複数の方向から原子炉建屋原子炉棟屋上に向けて放水が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の燃料は、可搬型設

備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

(a-2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

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、海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備として重大事故等対処設備（海洋への放射性物質の拡散抑制）を設ける。

放水砲による放水を実施した場合の重大事故等対処設備（海洋への放射性物質の拡散抑制）として、汚濁防止膜を使用する。

汚濁防止膜は、汚染水が発電所から海洋に流出するまでに通る排水路に設置された雨水排水路集水枡 9 箇所及び放水路 3 箇所の計 12 箇所に設置が可能な設計とする。

(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

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、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設備として放水設備（航空機燃料火災への泡消火）を設ける。

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放水設備（航空機燃料火災への泡消火）として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、可搬型設備用軽油

タンク及びタンクローリを使用する。

放水砲は、ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と接続し、泡消火薬剤と混合しながら原子炉建屋周辺へ放水が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の燃料は、可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

[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）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用）

個	数	1（予備 2※ ¹ ）

容	量	約 1,380m ³ ／h

全	揚	程	約 135m

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ」と兼用

放水砲

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用）

個	数	1（予備 1）

汚濁防止膜

雨水排水路集水桝-1, 2, 3, 4, 7 及び 8

個	数	12（予備 12）

高	さ	約 3m／個

幅		約 3m／個

雨水排水路集水桝-5, 6 及び 9

個	数	6 (予備 6)
高	さ	約 2m／個
幅		約 3m／個

放水路-A, B 及び C

個	数	6 (予備 6)
高	さ	約 4m／個
幅		約 4m／個

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補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として重大事故等対処設備 (代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水、代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却、代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水、代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水、代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給、サブ

レッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水，サブレーション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水，サブレーション・プールを水源とした原子炉格納容器内の除熱，サブレーション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱，西側淡水貯水設備を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水，西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却，西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給，西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水，西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水，海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水，海を水源とした原子炉格納容器内の冷却，海を水源とした原子炉格納容器下部への注水，海を水源とした使用済燃料プールへの注水，海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保，海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への熱輸送，海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送，海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保，海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水，ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入，可搬型代替注水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（淡水／海水）及び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（淡水／海水））を設ける。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生し，常設

及び可搬型代替注水設備による注水操作を実施しても使用済燃料プール水位が使用済燃料プール水戻り配管上部の水平管下端未満かつ水位低下が継続する場合に十分な量の水を供給するための設備としてスプレイ設備（代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ、西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ及び海を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ）及び放水設備（海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制）を設ける。

さらに、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、十分な量の水を供給するための設備として放水設備（海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制）を設ける。

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、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設備として重大事故等対処設備（海を水源とした航空機燃料火災への泡消火）を設ける。

重大事故等時の代替淡水源としては、西側淡水貯水設備に対しては代替淡水貯槽及び淡水タンクを確保し、代替淡水貯槽に対しては西側淡水貯水設備及び淡水タンクを確保する。また、海を水源として使用可能な設計とする。

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) 淡水又は海水の補給に用いる設備

(a-1) 代替淡水貯槽への補給

重大事故等により、原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プ

ールへの注水及び格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置用スクラビング水の補給手段の水源となる代替淡水貯槽の枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備（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（淡水／海水））として可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ及び代替淡水源である西側淡水貯水設備又は淡水タンクを使用する。また，海水を代替淡水貯槽へ補給する場合は，S A用海水ピット取水塔，海水引込み管及びS A用海水ピットを使用する。

西側淡水貯水設備，淡水タンク又はS A用海水ピットを水源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は，ホースを介して代替淡水貯槽へ淡水又は海水の補給が可能な設計とする。

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，ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とし，燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

(a-2) 西側淡水貯水設備への補給

重大事故等により，原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，使用済燃料プールへの注水及び格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置用スクラビング水の補給手段の水源となる西側淡水貯水設備の枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備（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（淡水／海

水)) として可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ及び代替淡水源である代替淡水貯槽又は淡水タンクを使用する。また、海水を西側淡水貯水設備へ補給する場合は、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを使用する。

代替淡水貯槽、淡水タンク又はS A用海水ピットを水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、ホースを介して西側淡水貯水設備へ淡水又は海水を補給可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とし、燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

(b) 原子炉压力容器への注水に用いる設備

(b-1) 代替淡水貯槽を水源とした原子炉压力容器への注水

(b-1-1) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却

重大事故等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、原子炉压力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却）として常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、残留熱除去系C系を介して原子炉压力容器へ注水が可能な設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から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) 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」に示す。

(b-1-2) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却

重大事故等により，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却）として可搬型代替注水大型ポンプ，代替淡水貯槽，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系C系を介して原子炉圧力容器へ注水が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とし，燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油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) 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」に示す。

(b-2) サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水

(b-2-1) 高圧代替注水系による原子炉の冷却

重大事故等により，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（高圧代替注水系による原子炉の冷却）として常設高圧代替注水ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。

サプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水ポンプは，原子炉隔離時冷却系を介して，原子炉圧力容器へ注水が可能な設計とする。常設高圧代替注水ポンプは，蒸気タービン駆動ポンプとし，原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動が可能な設計とする。

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」に示す。

(b-2-2) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

重大事故等により，原子炉圧力容器内の溶融炉心を冷却するため原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）として，代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプを使用する。

サプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは，残留熱除去系を介してサプレッション・プール水を原子炉圧力容器へ注水することにより，残存溶融炉心の冷却が可能な設計とする。また，残留熱除去系熱交換器の冷却水は，残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水系の緊

急用海水ポンプにより海水の供給が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ，残留熱除去系海水ポンプ及び緊急用海水ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から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) 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」に示す。

(b-2-3) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

重大事故等により，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（原子炉隔離時冷却系による原子炉注水）として，原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。

サプレッション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却系ポンプは，原子炉隔離時冷却系を介して，原子炉圧力容器へ注水が可能な設計とする。原子炉隔離時冷却系ポンプは，蒸気タービン駆動ポンプとし，原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動が可能な設計とする。

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」に示す。

(b-2-4) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

重大事故等により，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として，

高圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プール並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする高圧炉心スプレイ系ポンプは、高圧炉心スプレイ系を介して原子炉压力容器へ注水が可能な設計とする。

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」に示す。

(b-2-5) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

重大事故等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、原子炉压力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水）として、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、サブプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水系の緊急用海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは、残留熱除去系熱交換器を介して、サブプレッション・プール水を冷却し、原子炉压力容器へ注水が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ及び緊急用海水ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から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) 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」に示す。

(b-2-6) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

重大事故等により，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置による低圧炉心スプレイ系の復旧及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として，低圧炉心スプレイ系ポンプ，サブプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする低圧炉心スプレイ系ポンプは，低圧炉心スプレイ系を介して原子炉圧力容器へ注水が可能な設計とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から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) 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」に示す。

(b-3) 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水

(b-3-1) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却

重大事故等により，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却）として可搬型代替注水中型ポンプ，

西側淡水貯水設備，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプは，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系C系を介して原子炉压力容器へ注水が可能な設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプの燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油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) 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」に示す。

(b-4) S A用海水ピットを水源とした原子炉压力容器への注水

(b-4-1) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却

重大事故等により，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，原子炉压力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）として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水源として西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽を使用できない場合は，S A用海水ピットを水源として使用する。

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」に示す。

(b-5) ほう酸水注入系による原子炉注水

重大事故等により，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，原子炉圧力容器への注水機能が喪失し，原子炉水位が維持できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による原子炉注水）として，ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用する。

ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプは，ほう酸水注入系統を介して原子炉圧力容器へ注入することで重大事故等の進展の抑制が可能な設計とする。

ほう酸水注入ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とする。

可搬型代替低圧電源車は，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリから可搬型代替低圧電源車へ燃料を補給することにより，運転継続が可能な設計とする。

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」に示す。

(c) 原子炉格納容器内の冷却に用いる設備

(c-1)代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

(c-1-1)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ

重大事故等により，原子炉格納容器内の冷却等のため格納容器スプレイする場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ）として，常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用

する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、残留熱除去系 B 系を介して、原子炉格納容器内にあるスプレーヘッダからドライウェル内にスプレーが可能な設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置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) a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

(c-1-2) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器スプレー

重大事故等により、原子炉格納容器内の冷却等のため格納容器スプレーする場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器スプレー）として、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽並びに可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、残留熱除去系 A 系又は B 系を介して、原子炉格納容器内にあるスプレーヘッダからドライウェル内にスプレーが可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とし、燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

本系統の詳細については、「リ (3) (ii) a. 原子炉格納容

器内の冷却等のための設備」に示す。

(c-2) サプレッション・プールを水源とした原子炉格納容器内の
除熱

(c-2-1) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱

重大事故等により，原子炉格納容器内の冷却等のため格納容器スプレイする場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱）として，代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプを使用する。また，非常用取水設備の緊急用海水取水管，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用海水ピット並びに貯留堰，取水路及び取水ピットを使用する。

サプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは，残留熱除去系熱交換器によりサプレッション・プール水を冷却し，残留熱除去系を介して，原子炉格納容器内にあるスプレイヘッダからドライウェル内にスプレイが可能な設計とする。また，残留熱除去系熱交換器の冷却水は，残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水系の緊急用海水ポンプにより海水の供給が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ，残留熱除去系海水ポンプ及び緊急用海水ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置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)a．原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

(c-2-2) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）による格納容器スプレイ及び除熱
重大事故等により，原子炉格納容器内の冷却等のため格納容器スプレイ又はサブプレッション・プール水を冷却する場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）による格納容器スプレイ及び除熱）として，残留熱除去系ポンプ，サブプレッション・プール，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは，残留熱除去系熱交換器を介してサブプレッション・プール水の冷却並びに原子炉格納容器内にあるスプレイヘッダからドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイが可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系海水ポンプ及び緊急用海水ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置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)a．原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

(c-3) 西側淡水貯水設備を水源とした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

重大事故等により，原子炉格納容器内の冷却等のため格納容器スプレイする場合の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）による格納容器スプレイ）として可搬型代替注水中型ポンプ，西側淡水貯水設備，可搬型設備

用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプは、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、残留熱除去系A系又はB系を介して、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッダからドライウェル内にスプレイが可能な設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とし、燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

本系統の詳細については、「リ(3)(ii)a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

(c-4) S A用海水ピットを水源とした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

重大事故等により、原子炉格納容器内の冷却等のため格納容器スプレイする場合の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）による格納容器スプレイ）として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水源として西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽を使用できない場合は、S A用海水ピットを水源として使用する。

本系統の詳細については、「リ(3)(ii)a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

(d) 原子炉格納容器下部の注水に用いる設備

(d-1) 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

(d-1-1) 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）への注水

重大事故等により，原子炉格納容器下部へ注水する場合の重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水）として，常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは，低圧代替注水系（格納容器下部注水系）を介して，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウエル部）に注水することにより，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウエル部）に落下した熔融炉心の冷却が可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置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)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」に示す。

(d-1-2) 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水

重大事故等により，原子炉格納容器下部へ注水する場合の重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水）として可搬型代替注水大型ポンプ，代替淡水貯槽，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプは，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し，低圧代替注水系（格納容器下部注水系）を介して，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウエル部）に注水することにより，原子炉格納容器下部のペデスタル

（ドライウエル部）に落下した熔融炉心の冷却が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とし、燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

本系統の詳細については、「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」に示す。

(d-2) 西側淡水貯水設備を水源とした格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水

重大事故等により、原子炉格納容器下部へ注水する場合の重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水）として可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

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は、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、低圧代替注水系（格納容器下部注水系）を介して、原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウエル部）に注水することにより、原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウエル部）に落下した熔融炉心の冷却が可能な設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とし、燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

本系統の詳細については、「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」に示す。

(d-3) S A用海水ピットを水源とした格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

重大事故等により，原子炉格納容器下部へ注水する場合の重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水）として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水源として西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽を使用できない場合は，S A用海水ピットを水源として使用する。

本系統の詳細については，「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」に示す。

(e) 使用済燃料プールへの注水及び冷却に用いる設備

(e-1)代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水

(e-1-1)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

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち，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，及び臨界を防止できるよう使用済燃料プールの水位を維持するための重大事故等対処設備（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）として，常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽並びに可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，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の維持が可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とし、燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

本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」に示す。

(e-2) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

重大事故等により、使用済燃料プールの冷却のための重大事故等対処設備（代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却）として、代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器並びに緊急用海水系の緊急用海水系ポンプを使用する。

代替燃料プール冷却系は、使用済燃料プールの水を代替燃料プール冷却系ポンプにより循環し、代替燃料プール冷却系熱交換器により冷却することで、使用済燃料プールの冷却が可能な設計とする。また、緊急用海水系の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冷却水を供給することにより、使用済燃料プールで発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。

本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」に示す。

(e-3) 西側淡水貯水設備を水源とした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

重大事故等により，使用済燃料プールへの注水に使用する可搬型代替注水中型ポンプの水源として西側淡水貯水設備を使用する。

本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」に示す。

(e-4) S A用海水ピットを水源とした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

重大事故等により，使用済燃料プールへの注水に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水源として西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽を使用できない場合は，S A用海水ピットを水源として使用する。

本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」に示す。

(f) 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

(f-1)代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ

(f-1-1)代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ

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，燃料損傷の進行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（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（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ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（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ）の水源として代替淡水貯槽を使用する。

本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」に示す。

(f-1-2) 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、燃料損傷の進行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（可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ）の水源として代替淡水貯槽を使用する。

本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」に示す。

(f-2) S A用海水ピットを水源とした代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ及び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スプレイ

重大事故等により、使用済燃料プールスプレイに使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源として代替淡水貯槽を使用できない場合は、S A用海水ピットを水源として使用する。

本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」に示す。

(f-3)放水設備

重大事故等により，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合の放水設備については，「e.(a)(a-1-1)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」と同じである。

(g) 格納容器圧力逃がし装置への補給

重大事故等により，原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために使用する格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置用スクラビング水の枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備として以下の設備を使用する。

(g-1)西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置用スクラビング水の補給

フィルタ装置用スクラビング水の補給するための設備として西側淡水貯水設備，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプは，ホースをフィルタ装置用スクラビング水の補給ラインに接続することにより，淡水の補給が可能な設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは，ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とし，燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

(g-2)代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置用スクラビング水

の補給

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置用スクラビング水の補給するための水源である西側淡水貯水設備が使用できない場合の水源として代替淡水源である代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、ホースをフィルタ装置用スクラビング水の補給ラインに接続することにより、淡水の補給が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とし、燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

- (h) 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

(h-1) 原子炉建屋原子炉棟への放水（放水設備）

原子炉格納容器内の除熱機能及び減圧機能並びに使用済燃料プールの燃料損傷緩和機能が喪失し、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定した重大事故等対処設備（原子炉建屋原子炉棟への放水（放水設備））として、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。また、非常用取水設備のS A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを使用する。

S A用海水ピットを水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、ホースを介して原子炉建屋周辺に設置した放水砲から放水が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とし、燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

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」に示す。

(i) 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

(i-1) 可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器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時に用いる設備として、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリ並びに泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）を使用する。また、非常用取水設備であるSA用海水ピット取水塔、海水引込み管及びSA用海水ピットを使用する。

SA用海水ピットを水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、ホースを介して原子炉建屋周辺に設置した放水砲から放水が可能な設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプにより泡消火薬剤を混合し、放水砲から泡消火薬剤を放水が可能な設計とする。

泡消火薬剤は、可搬型代替注水大型ポンプに設けられた泡消火薬剤用の補給口から供給することにより、海水と泡消火薬剤を一定の割合で混合し放水が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とし、燃料は可搬型設備用軽油タンクからタ

ンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

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」に示す。

(j) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送に用いる設備

重大事故等により、海洋への代替熱輸送する場合の重大事故等対処設備として以下の設備を使用する。

(j-1) 緊急用海水系による除熱

重大事故等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（緊急用海水系による除熱）として、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ並びに残留熱除去系（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・プール水冷却系）の残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を使用する。

S A用海水ピットを水源とする緊急用海水ポンプは、残留熱除去系海水系を介して残留熱除去系熱交換器に冷却水を供給することで、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・プール水冷却系）で発生した熱を回収し、最終的な熱の逃がし場である海への熱の輸送が可能な設計とする。

また、非常用取水設備の緊急用海水ポンプピット、緊急用海水取水管、S A用海水ピット、海水引込み管及びS A用海水ピット取水塔を使用する。

本系統の詳細については、「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に示す。

原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、原子炉格納

容器下部への注水，使用済燃料プールへの注水及びスプレイに使用する可搬型代替注水中型ポンプ及びフィルタ装置用スクラビング水の補給に使用する可搬型代替注水中型ポンプの水源である西側淡水貯水設備は，設計基準事故対処設備の水源であるサプレッション・プール及びほう酸水貯蔵タンクに対して異なる系統の水源として設計する。西側淡水貯水設備は，原子炉建屋原子炉棟外に設置することにより，原子炉格納容器内のサプレッション・プール及び原子炉建屋原子炉棟内のほう酸水貯蔵タンクと位置的分散を図る設計とする。

原子炉圧力容器への注水，格納容器スプレイ，原子炉格納容器下部への注水，使用済燃料プールへの注水及びスプレイに使用する可搬型代替注水大型ポンプ及びフィルタ装置用スクラビング水の補給に使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源である代替淡水貯槽は，設計基準事故対処設備の水源であるサプレッション・プール及びほう酸水貯蔵タンクに対して異なる系統の水源として設計する。代替淡水貯槽は，原子炉建屋原子炉棟外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することにより，原子炉格納容器内のサプレッション・プール及び原子炉建屋原子炉棟内のほう酸水貯蔵タンクと位置的分散を図る設計とする。

原子炉圧力容器への注水，格納容器スプレイ，原子炉格納容器下部への注水，使用済燃料プールへの注水及びスプレイに使用する可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは，屋外に分散して保管することで，原子炉建屋原子炉棟内に設置す

る設計基準事故対処設備の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、位置的分散を図る設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

西側淡水貯水設備

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用）

個	数	1
容	量	約 5,000m ³

代替淡水貯槽

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用）

個	数	1

容 量 約 5,000m³

サプレッション・プール

（「原子炉格納施設」，「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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「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「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用）

個 数 1

容 量 約 3,400m³

ほう酸水貯蔵タンク

（「ほう酸水注入系」，「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」，「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」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用）

個 数 1

容 量 約19.5m³

常設低圧代替注水系ポンプ

（「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」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束

に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	2
容	量	約 200m ³ ／h／個
全	揚 程	約 200m

常設高圧代替注水系ポンプ

(「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」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	1
容	量	約 136m ³ ／h
全	揚 程	約 882m

代替循環冷却系ポンプ

(「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」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「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「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	2
容	量	約 250m ³ ／h／個
全	揚 程	約 120m

高圧炉心スプレー系ポンプ

(「非常用炉心冷却系」及び「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)

個	数	1

容 量	約 1,440T/h
全 揚 程	約 257m

原子炉隔離時冷却系ポンプ

（「原子炉隔離時冷却系」，「原子炉圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「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）

個 数	1
容 量	約 142m ³ /h
全 揚 程	約 869m～約 186m

ほう酸水注入ポンプ

（「ほう酸水注入系」，「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」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「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）

個 数	2（うち1は予備）
容 量	約9.78m ³ /h
全 揚 程	約870m

残留熱除去系ポンプ

（「残留熱除去系」，「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」と兼用）

個 数	3
容 量	約 1,690m ³ /h
全 揚 程	約 85m

低圧炉心スプレイ系ポンプ

（「非常用炉心冷却系」及び「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」と兼用）

主要仕様については、「ホ(3)(ii)a. 非常用炉心冷却系（設計基準対象施設）」に示す。

緊急用海水ポンプ

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

個 数	2
容 量	約 844m ³ ／h／個
全 揚 程	約 130m

残留熱除去系海水ポンプ

（「残留熱除去系」，「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」と兼用）

個 数	4
容 量	約 886m ³ ／h
全 揚 程	約 184m

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型代替注水中型ポンプ

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用）

個 数	4（予備 1）
容 量	約 210m ³ ／h／個
全 揚 程	約 100m

可搬型代替注水大型ポンプ

（「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」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「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」，「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用）

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

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」と兼用

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、 「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

個 数	1（予備 2 ^{※1} ）

容 量	約 1,380m ³ ／h

全 揚 程	約135m

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ」と兼用

放水砲

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、 「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

個 数	1（予備 1）

(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	5（うち 1 は予備）

(ii) 原子炉建屋

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
設計機密度	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、原子炉建屋内の換気を行う。

送 風 機 数	2
排 風 機 数	2

(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ユニット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ユニット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、非常用電源設備の非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置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ユニット、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス再循環系フィルタユニットは、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

(「中央制御室」，「原子炉建屋ガス処理系」及び「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)

個	数	2
容	量	約3,570m ³ /h/個

非常用ガス再循環系排風機

(「中央制御室」，「原子炉建屋ガス処理系」及び「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)

個	数	2

容 量	約17,000m ³ ／h／個

非常用ガス処理系フィルタユニット

（「中央制御室」，「原子炉建屋ガス処理系」及び「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

個 数	2

容 量	約3,570m ³ ／h／個

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0.5μm以上の粒子）

（原子炉建屋原子炉棟内空気を1日に1回換気できる量）

非常用ガス再循環系フィルタユニット

（「中央制御室」，「原子炉建屋ガス処理系」及び「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

個 数	2

容 量	約17,000m ³ ／h／個

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 $0.5\mu\text{m}$ 以上の
粒子）

（原子炉建屋原子炉棟内空気を
1日に1回換気できる量）

ブローアウトパネル閉止装置

個 数 10

（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

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。

a． 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。

（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
の水素等を含む気体を排出し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度
を可燃限界未満に低減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設
備として水素排出設備（原子炉建屋ガス処理系による水素排出）
を設ける。

水素排出設備（原子炉建屋ガス処理系による水素排出）として、
原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再
循環系排風機、非常用ガス処理系フィルタユニット及び非常用ガ

ス再循環系フィルタユニットを使用する。

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、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ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ユニット及び非常用ガス再循環系フィルタユニット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を防止できる設計とする。

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、非常用電源設備の非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置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ユニット、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス再循環系フィルタユニットは、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

(b) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度制御

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内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水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制）を設ける。

水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制）として静的触媒式水素再結合器を使用する。静的触媒式水素再結合器の作動状況確認のため、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を使用する。

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に漏えいした水素を触媒反応により酸素と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、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷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にて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である緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。

(c) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

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、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいした水素の濃度を測定するため、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設備として監視設備（原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視）を設ける。

監視設備（原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視）として、原子炉建屋水素濃度を使用する。

原子炉建屋水素濃度は、原子炉建屋原子炉棟に設置し、中央制御室にて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を連続監視できる設計とする。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である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧

電源車から給電できる設計とする。原子炉建屋水素濃度のうち、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である緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。

常設代替高圧電源装置，非常用ディーゼル発電機，可搬型代替低圧電源車，緊急用125V系蓄電池及び可搬型整流器については，「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に示す。

[常設重大事故等対処設備]

非常用ガス処理系排風機

（「中央制御室」，「原子炉建屋ガス処理系」及び「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）

個	数	2
容	量	約3,570m ³ /h/個

非常用ガス再循環系排風機

（「中央制御室」，「原子炉建屋ガス処理系」及び「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）

個	数	2
容	量	約17,000m ³ /h/個

非常用ガス処理系フィルタユニット

（「中央制御室」，「原子炉建屋ガス処理系」及び「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

個 数	2
容 量	約3,570m ³ ／h／個
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0.5μm以上の 粒子） （原子炉建屋原子炉棟内空気を 1日に1回換気できる量）

非常用ガス再循環系フィルタユニット

（「中央制御室」，「原子炉建屋ガス処理系」及び「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
個 数	2
容 量	約17,000m ³ ／h／個
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0.5μm以上の 粒子） （原子炉建屋原子炉棟内空気を 1日に1回換気できる量）

水素濃度制御設備

a．静的触媒式水素再結合器

種 類	触媒反応式

個 数	24
水素処理容量	約 0.5kg/h/個（水素濃度 4.0vol%，100℃，大気圧において）

b. 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

（「計測制御系統施設」及び「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）

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0℃～300℃
個 数	4（2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個設置）

原子炉建屋水素濃度

（「計測制御系統施設」及び「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）

検出器の種類	触媒式，熱伝導式
計測範囲	[触 媒 式] 0vol%～10vol% [熱伝導式] 0vol%～20vol%
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

個	数	1
容	量	約 1,300,000kVA

(ii) 外部電源系

275kV 2回線（「非常用電源設備」と兼用）

154kV 1回線（「非常用電源設備」と兼用）

発電機，外部電源系，非常用所内電源系，その他の関連する電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流に対し，検知できる設計とする。

(iii) 変圧器

a. 主要変圧器

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

b. 所内変圧器

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

c. 起動変圧器

個	数	2

容 量	約 50,000kVA／個
電 圧	275kV／6.9kV（一次／二次）

d. 予備変圧器

個 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（「常用電源設備」と兼用）

154kV 1回線（「常用電源設備」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（「代替電源設備」と兼用）

個 数	2
出 力	約 5,200kW／個
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（「代替電源設備」と兼用）

個 数	1
出 力	約 2,800kW
起 動 時 間	約 10 秒

c. 軽油貯蔵タンク（「代替電源設備」と兼用）

個 数	2
容 量	約 400kL／個

7 日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機 1 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台を 7 日間並びに常設代替高圧電源装置 2 台を 1 日間連続運転することにより必要とす

る電力を供給できるよう，7 日分の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）（「代替電源設備」と兼用）

型	式	鉛蓄電池
個	数	5 組
容	量	約 6,000Ah（2 組）
		約 500Ah（1 組）
		約 150Ah（2 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。

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（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常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電），可搬型代替交流電源設備（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及び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），所内常設直流電源設備（所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電），可搬型代替直流電源設備（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），常設代替直流電源設備（常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電），燃料

給油設備（可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油，軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油並びに軽油貯蔵タンクから 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への給油）及び非常用交流電源設備（非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電）を設ける。

a．代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

(a) 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

外部電源喪失及び 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機等の故障により非常用所内電気設備であるメタルクラッド開閉装置 2 C・2 D の母線電圧が喪失した場合に，重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンスのうち必要な負荷が最大となる「全交流動力電源喪失」時に必要な交流負荷へ電力を給電する常設代替交流電源設備（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）として，常設代替高圧電源装置を使用する。

常設代替高圧電源装置は，中央制御室での操作にて速やかに起動し，代替所内電気設備である緊急用メタルクラッド開閉装置を経由して，メタルクラッド開閉装置 2 C 又は 2 D へ接続することで，電力を給電できる設計とする。

(b) 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

外部電源喪失及び 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機等の故障により非常用所内電気設備であるメタルクラッド開閉装置 2 C・2 D の母線電圧が喪失した場合に，重大事故等の対応に最低限必要な設備に電力を給電する可搬型代替交流電源設備（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）として，可搬型代替低圧電源車を使用する。

可搬型代替低圧電源車は、可搬型代替低圧電源車接続盤へ接続することで、パワーセンタ 2 C 又は 2 D へ電力を給電できる設計とする。

b. 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

(a) 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失及び 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機等の故障により非常用所内電気設備であるメタルクラッド開閉装置 2 C・2 D の母線電圧が喪失し、直流 125V 充電器 2 A・2 B の交流入力電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に電力を給電する所内常設直流電源設備（所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電）として、125V 系蓄電池 A 系・B 系を使用する。

外部電源喪失及び 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機等の故障により非常用所内電気設備であるメタルクラッド開閉装置 2 C・2 D の母線電圧が喪失し、±24V 充電器 A・B の交流入力電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に電力を給電する所内常設直流電源設備（所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電）として、中性子モニタ用蓄電池 A 系・B 系を使用する。

外部電源喪失及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機等の故障により非常用所内電気設備であるメタルクラッド開閉装置 H P C S の母線電圧が喪失し、直流 125V H P C S 充電器の交流入力電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に電力を給電する所内常設直流電源設備（所内常設直流電源設備による非

常用所内電気設備への給電)として、125V 系蓄電池H P C S系を使用する。

125V 系蓄電池 A系・B系は、非常用所内電気設備への交流入力電源喪失から1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要なではない直流負荷を切り離すことにより8時間、その後、中央制御室外において不要な直流負荷を切り離すことにより残り16時間の合計24時間にわたり、電力を給電できる設計とする。

125V 系蓄電池H P C S系及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系は、負荷切り離しを行わずに必要な負荷に、直流電力を給電できる設計とする。

(b) 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

外部電源喪失及び2 C・2 D非常用ディーゼル発電機の故障により非常用所内電気設備であるメタルクラッド開閉装置2 C・2 Dの母線電圧が喪失し、125V 系蓄電池A系・B系が枯渇する恐れのある場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を給電する可搬型代替直流電源設備(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)として、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用する。

可搬型代替低圧電源車は、可搬型整流器を介して直流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、24時間にわたり直流電力を給電できる設計とする。

c. 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

(a) 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

所内電気設備は、2 系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも 1 系統は電力給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

これとは別に上記 2 系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を給電する代替所内電気設備（常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電）として、常設代替高圧電源装置及び緊急用メタルクラッド開閉装置を使用する。

常設代替高圧電源装置は、代替所内電気設備である緊急用メタルクラッド開閉装置へ接続することで、電力を給電できる設計とする。

(b) 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

所内電気設備は、2 系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも 1 系統は電力給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

これとは別に上記 2 系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を給電する代替所内電気設備（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）として、可搬型代替低圧電源車及び緊急用パワーセンタを使用する。

可搬型代替低圧電源車は、可搬型代替低圧電源車接続盤へ接続することで、緊急用パワーセンタへ電力を給電できる設計とする。

d. 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

(a) 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

所内電気設備は、2 系統の非常用母線等により構成することにより、

より、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

これとは別に上記2系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を給電する代替所内電気設備（常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電）として、緊急用125V系蓄電池及び緊急用直流125V主母線盤を使用する。

緊急用125V系蓄電池は、代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ接続することで、直流電力を給電できる設計とする。

(b) 可搬型直流電源設備による代替所内電気設備への給電

所内電気設備は、2系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

これとは別に上記2系統の非常用母線等の機能が喪失し、緊急用125V系蓄電池が枯渇するおそれがある場合に、重大事故等の対応に必要な設備に電力を給電する代替所内電気設備（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）として、可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器及び緊急用直流125V主母線盤を使用する。

可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、緊急用直流125V主母線盤へ電力を給電できる設計とする。

e. 燃料給油設備による各機器への給油

(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燃料を給油する燃料給油設備（可

搬型設備用軽油タンクから各機器への給油)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ホイールローダの燃料は，可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油できる設計とする。

(b) 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

重大事故等時に補機駆動用の燃料を給油する燃料給油設備（軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油)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の燃料は，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給油できる設計とする。

(c) 軽油貯蔵タンクから 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への給油

重大事故等時に補機駆動用の燃料を給油する燃料給油設備（軽油貯蔵タンクから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への給油)として，軽油貯蔵タンク，2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ，2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプを使用する。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む)の燃料は，軽油貯蔵タンク，2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ，2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプを用いて給油できる設計とする。

f. 設計基準事故対処設備を使用した設備

(a) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

重大事故等時に必要な電力を確保するための設備として非常用交流電源設備（非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電）を設ける。

重大事故等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による電源が喪失していない場合の重大事故等対処設備（非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電）として、非常用電源設備の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプを使用する。

常設代替高圧電源装置は、2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系に期待しない空冷式のディーゼル駆動とすることで、2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系からの冷却水供給を必要とする水冷式の2C・2D非常用ディーゼル発電機に対して、多様性を有する設計とする。

常設代替高圧電源装置は、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位置的分散を図る設計とする。

常設代替高圧電源装置を使用した代替電源系統は、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までの電源系統に対して、独立した

設計とする。

常設代替交流電源設備は、これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、2C・2D非常用ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備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。

可搬型代替低圧電源車は、2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系に期待しない空冷式のディーゼル駆動とすることで、2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系からの冷却水供給を必要とする水冷式の2C・2D非常用ディーゼル発電機に対して、多様性を有する設計とする。

可搬型代替低圧電源車は、西側保管場所及び南側保管場所に分散して保管することで、原子炉建屋付属棟内の2C・2D非常用ディーゼル発電機及び屋外（常設代替高圧電源装置置場）の常設代替高圧電源装置と位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替低圧電源車を使用した代替電源系統は、可搬型代替低圧電源車からパワーセンタ2C及びパワーセンタ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パワーセンタ2C・2Dまでの電源系統に対して、独立した設計とする。

可搬型代替低圧電源車を使用した代替電源系統は、これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、2C・2D非常用ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備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。

可搬型代替低圧電源車の接続口は、原子炉建屋西側接続口に1箇所と原子炉建屋東側接続口に1箇所設置し、合計2箇所設置する設計とす

る。

125V系蓄電池 2 A・2 B・H P C S系及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系は、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及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

125V系蓄電池 2 A・2 B・H P C S系及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系を使用した代替電源系統は、125V系蓄電池 2 A・2 B・H P C S系から直流125V主母線盤 2 A・2 B・H P C S及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系から直流±24V中性子モニタ用分電盤 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及び高圧炉心スプレイ系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・H P C S及び直流±24V中性子モニタ用分電盤 2 A・2 Bまでの電源系統に対して、独立した設計とする。

所内常設直流電源設備は、これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、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を使用する設計基準事故対処設備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。

可搬型整流器は、可搬型整流器を非常用ディーゼル発電機からの交流電力に期待しない可搬型代替低圧電源車とすることで、125V系蓄電池 A系・B系に対して、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系蓄電池に対して、多様性を有する設計とする。

可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系に期待しない空冷式のディーゼル駆動とするこ

とで、2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系からの冷却水供給を必要とする水冷式の2C・2D非常用ディーゼル発電機に対して、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系に対して、多様性を持つ設計とする。

可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、西側保管場所及び南側保管場所に分散して保管することで、原子炉建屋付属棟内の2C・2D非常用ディーゼル発電機と位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用した代替電源系統は、可搬型代替低圧電源車から直流125V主母線盤 2A・2B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の交流を直流に変換する電路を用いた直流125V主母線盤 2A・2Bまでの電源系統に対して、独立した設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、2C・2D非常用ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備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。

可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器の接続口は、原子炉建屋西側接続口に1箇所と原子炉建屋東側接続口に1箇所設置し、合計2箇所設置する設計とする。

緊急用125V系蓄電池は、通常待機時より緊急用直流125V主母線盤へ接続し、直流電源を給電することで、2C・2D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交流電源からの給電に対して、多様性を有する設計とする。

緊急用125V系蓄電池は、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 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機と、位置的分散を図る設計とする。

緊急用125V系蓄電池を使用した代替電源系統は、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、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 までの電源系統に対して、独立した設計とする。

常設代替直流電源設備は、これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備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。

緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ及び緊急用直流125V主母線盤を使用した代替所内電気設備の系統は、独立した電路で系統構成することにより所内電気設備である2系統のメタルクラッド開閉装置 2 C・2 D、パワーセンタ 2 C・2 D 及び直流125V主母線盤 2 A・2 B を使用した非常用所内電気設備の系統に対して、独立した電路として設計する。なお、独立した電路には緊急用電源切替盤や可搬型代替直流電源設備用電源切替盤も含む。また、電源を 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車、緊急用125V系蓄電池及び可搬型整流器から給電できる設計とする。

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、原子炉建屋付属棟内の所内電気設備である2系統のメタルクラッド開閉装置 2 C・2 D 及びパワーセンタ 2 C・2 D と、位置的分散を図る設計とする。

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、原子炉建屋附属棟内の所内電気設備である2系統の直流125V主母線盤 2 A・2 Bと位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備は、これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、所内電気設備である2系統のメタルクラッド開閉装置 2 C・2 D及びパワーセンタ 2 C・2 Dに対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは、可搬型設備用軽油タンクから各機器までの流路を有しており、軽油貯蔵タンクから 2 C・2 D非常用ディーゼル発電及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機までの流路に対して、独立した流路を有していることから、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と独立した設計とする。

可搬型設備用軽油タンクは、西側保管場所及び南側保管場所に設置することで原子炉建屋附属棟内の 2 C・2 D非常用ディーゼル発電機と、位置的分散を図る設計とする。

設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備の兼用としている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は、軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置までの流路を有しており、軽油貯蔵タンクから 2 C・2 D非常用ディーゼル発電機までの流路に対して、独立した設計としていることから、2 C・2 D非常用ディーゼル発電機と独立した設計とする。

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）内に設置することで、原子炉建屋附属棟内内の 2 C・2 D非常用ディーゼル発電機と位置的分散を図る設計とする。

燃料給油設備は、これらの多様性及び燃料流路の独立並びに位置的分散によって、2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備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。

[常設重大事故等対処設備]

常設代替高圧電源装置

種 類	ディーゼル発電機
個 数	5 (予備 1)
容 量	約 1,725kVA／個

軽油貯蔵タンク（「非常用ディーゼル発電機」及び「代替電源設備」と兼用）

個 数	2
容 量	約 400kL／個

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ

個 数	1 (予備 1)
容 量	約 3.0m ³ ／h

非常用ディーゼル発電機（「非常用ディーゼル発電機」及び「代替電源設備」と兼用）

個 数	2
出 力	約 5,200kW／個
起 動 時 間	約 10 秒

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（「非常用ディーゼル発電機」及び「代替電源設備」と兼用）

個 数	1
出 力	約 2,800kW

起 動 時 間	約 10 秒

可搬型設備用軽油タンク

個 数	7 (予備 1)

容 量	約 30kL／個

125V 系蓄電池 A 系・B 系（「蓄電池」及び「代替電源設備」と兼用）

型 式	鉛蓄電池

組 数	2

容 量	約 6,000Ah／組

125V 系蓄電池 H P C S 系（「蓄電池」及び「代替電源設備」と兼用）

型 式	鉛蓄電池

組 数	1

容 量	約 500Ah

中性子モニタ用蓄電池 A 系・B 系（「蓄電池」及び「代替電源設備」と兼用）

型 式	鉛蓄電池

組 数	2

容 量	約 150Ah／組

緊急用 125V 系蓄電池

型 式	鉛蓄電池

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

種	類	ディーゼル発電機

個	数	2 (予備 3)

容	量	約 500kVA／個

可搬型整流器

個	数	8 (予備 1)

容	量	100A／個

タンクローリ（「代替電源設備」及び「補機駆動用燃料設備」

と兼用）

個	数	2 (予備 3)

容	量	約 4kL

(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、火災感知及び消火並びに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、アナログ式の熱感知器を組み合わせ設置することを基本とするが、各火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や火災の性質を考慮し、上記の設置が適切でな

い場合においては、非アナログ式の炎感知器、非アナログ式の防爆型の煙感知器、非アナログ式の防爆型の熱感知器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)」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ことを考慮し、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、火災感知及び消火の機能を有するものとする。

火災感知設備は、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器を組み合わせ設置することを基本とするが、各火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や火災の性質を考慮し、上記の設置が適切でない場合においては、非アナログ式の炎感知器、非アナログ式の防爆型の煙感知器、非アナログ式の防爆型の熱感知器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。

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

個	数	1

防潮扉

個	数	2

放水路ゲート

個	数	3

貯留堰（「非常用取水設備」と兼用）

個 数 1

構内排水路逆流防止設備

個 数 9

取水路点検用開口部浸水防止蓋

個 数 10

海水ポンプグラント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ト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

緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋

個 数 2

緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋

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

個 数 2

常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ

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

個 数 2

軽油貯蔵タンク点検用開口部浸水防止蓋

個 数 18

常設代替高圧電源装置置場水密扉

個 数 3

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

個 数 1

原子炉建屋水密扉

個 数 6

海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋（「津波に対する防護設備」及び「内部溢水に対する防護設備」と兼用）

個 数 3

海水ポンプ室貫通部止水処置（「津波に対する防護設備」及び「内部溢水に対する防護設備」と兼用）

個 数 一式

防潮堤及び防潮扉下部貫通部止水処置

（防潮堤又は防潮扉の地下部の貫通部の止水処置を示す。）

個 数 一式

原子炉建屋境界貫通部止水処置（「津波に対する防護設備」及び「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

種	類	片開扉
材	料	炭素鋼
個	数	4

(iii) 所内ボイラ

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、蒸気は蒸気だめより蒸気母管を経て、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イ系ディーゼル発電機の冷却用の海水を確保するために，取水路，取水ピット及び海水ポンプ室から構成される取水構造物を設置する。また，基準津波による引き波時の取水ピット水位の低下に対して，残留熱除去系海水ポンプ，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可能水位を保持するため，取水口前面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，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

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（「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、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、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する設計とする。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、重大事故等に対処するために必要な指示を行う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できる設備として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びS P D S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（S P D S）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必要な設備として、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（携帯型）、携帯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（テレビ会議システム、I P電話及びI P－F A X）を設置又は保管する。

緊急時対策所建屋は、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、基準地震動による地震力に対し、耐震構造として機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する設計とする。地震及び津波に対しては、「ロ．（１）（ii）重大事故等対処施設の耐震設計」及び「ロ．（２）（ii）重大事故等対

処施設に対する耐津波設計」に基づく設計とする。また、緊急時対策所の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。

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、緊急時対策所建屋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建屋の外側から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、身体の汚染検査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。身体の汚染検査の結果、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、身体の汚染検査を行う区画に隣接して設置する設計とする。

重大事故等時においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性の確保として重大事故等対処設備（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による放射線防護、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定並びに放射線量の測定）を設ける。

重大事故等対処設備（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による放射線防護、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定並びに放射線量の測定）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、緊急時対策所

用差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型モニタリング・ポストを使用する。

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，交代要員体制，安定よう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 を超えないことを判断基準とする。

緊急時対策所の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。

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，緊急時対策所建屋内への希ガス等の放射性物質の浸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，緊急時対策所の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。また，緊急時対策所建屋外の火災により発生する燃焼ガス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及び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。

緊急時対策所には，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。また，緊急時対策所建屋には，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確実な判断ができるよう，放射線量を監視，測定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，重大事故等時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重大事故等対処設備（必要な情報の把握）を設ける。

重大事故等対処設備（必要な情報の把握）として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情報収集設備を使用する。

緊急時対策所の情報収集設備として事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し，緊急時対策所内で表示できるよう，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。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち，データ伝送装置の電源は，非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加え

て、全交流動力電源が喪失した場合においても、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。

緊急時対策所には、重大事故等時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重大事故等対処設備（通信連絡）を設ける。

重大事故等対処設備（通信連絡）として、緊急時対策所から中央制御室、屋内外の作業場所、本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等の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、通信設備を使用する。

緊急時対策所の通信設備として衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置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（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所建屋には、代替電源設備からの給電を可能とするように重大事故等対処設備（緊急時対策所用代替電源設備による給電）を設ける。

常用電源設備からの受電が喪失した場合の重大事故等対処設備（緊急時対策所用代替電源設備による給電）として緊急時対策所用発電機、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を使用する。

緊急時対策所用発電機は、1個で緊急時対策所に給電するために必要な発電機容量を有するものを、2個設置することで、多重性を有する設計とする。

緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクより緊急時対策所用発電機給油ポンプを用いて、燃料を補給できる設計とする。

緊急時対策所遮蔽については、「チ．（１）（iii）遮蔽設備」にて記載する。

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については、「チ．（１）（iv）換気設備」にて記載する。

緊急時対策所エリアモニタは、「チ．（１）（i）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は、「ヌ．（２）（iv）代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

緊急時対策所用発電機

個	数	2
容	量	約1,725kVA／個

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク

個	数	2
容	量	約75kL／個

緊急時対策所用発電機給油ポンプ

個	数	2
容	量	約 $1.3\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$

[可搬型重大事故等対処設備]

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) 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、警報装置の機能を有する送受話器（ページング）及び送受話器（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）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（固定型），衛星電話設備（携帯型）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，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡をするための通信設備（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の伝送をするためのデータ伝送設備（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，以下の通信連絡設備（発電所内の通信連絡を

する必要のある場所との通信連絡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の共有）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（発電所内）として、衛星電話設備（固定型）及び携行型有線通話装置を中央制御室及び緊急時対策所内に設置又は保管し、衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管する設計とする。

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、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置を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（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で利用できる設計とする。

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である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とする。

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である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電が可能な設計とする。

衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備（携帯型）の電源は、充電機を使用しており、別の端末又は予備の充電機と交換することにより 7 日間以上継続して通話ができ、使用後の充電機は、代替電源設備からの給電が可能な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。

携行型有線通話装置の電源は、乾電池を使用しており、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である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から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である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電が可能な設計とする。

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、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置及び安全パラメータ表示システム（SPDS）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に必要な通信設備（発電所内）として、衛星電話設備（固定型）及び携行型有線通話装置を中央制御室及び緊急時対策所内に設置又は保管し、衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管する設計とする。

衛星電話設備（固定型）は、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。

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である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とする。

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である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電が可能な設計とする。

衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備（携帯型）の電源は、充電池を使用しており、別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ができ、使用後の充電池は、代替電源設備からの給電が可能な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。

携行型有線通話装置の電源は、乾電池を使用しており、予備の乾電池と交換することにより 7 日間以上継続して通話ができる設計とする。

緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としての、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、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の通信連絡をするための通信設備（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（E R S S）へ重大事故等に対処するために必要なデータの伝送をするためのデータ伝送設備（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、以下の通信連絡設備（発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡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）の必要な場所での共有）を設ける。

重大事故等が発生した場合に発電所外（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）として、衛星電話設備（固定型）を中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、衛星電話設備（携帯型）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（テレビ会議システム、I P 電話及びI P－F A X）は、緊急時対策所内に設置又は保管する設計とする。

重大事故等に対処するために必要なデータの伝送をするためのデータ伝送設備（発電所外）として、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）へ必要なデータを伝送するためのデータ伝送設備を、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（固定型）は、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。

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である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とする。

緊急時対策所建屋内に設置する衛星電話設備（固定型）、データ伝送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（テレビ会議システム、ＩＰ電話、ＩＰ－ＦＡＸ）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電が可能な設計とする。

衛星電話設備（携帯型）の電源は、充電池を使用しており、別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ができ、使用後の充電池は、代替電源設備からの給電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電できる設計とする。

緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）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（固定型）、衛星電話設備（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（テレビ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）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に必要な通信設備（発電所外）として、衛星電話設備（固定型）を中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、衛星電話設備（携帯型）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（テレビ会議システム、I P 電話及び I P - F A X）は、緊急時対策所内に設置又は保管する設計とする。

衛星電話設備（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で利用できる設計とする。

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である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とする。

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（テレビ会議システム、I P 電話及び I P - F A X）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電が可能な設計とする。

衛星電話設備（携帯型）は、充電池を使用しており、別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ができ、使用後の充電池は、代替電源設備からの給電が可能な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。

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（固定型）、衛星電話設備（携帯型）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（テレビ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）については、固縛又は転倒防止措置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

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。

緊急時対策所用発電機については、「ヌ．(3)(vi)緊急時対策所」にて記載する。

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。） 一式
（「通信連絡設備」及び「緊急時対策所」と兼用）
- ・加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ） 一式
（「通信連絡設備」及び「緊急時対策所」と兼用）
- ・電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ） 一式
（「通信連絡設備」及び「緊急時対策所」と兼用）
- ・テレビ会議システム（社内） 一式
（「通信連絡設備」及び「緊急時対策所」と兼用）
- ・専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）） 一式
（「通信連絡設備」及び「緊急時対策所」と兼用）
- ・無線連絡設備（固定型） 一式
（「通信連絡設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

[常設重大事故等対処設備]

- ・ 衛星電話設備（固定型） 一式
（「通信連絡設備」及び「緊急時対策所」と兼用）
- ・ 安全パラメータ表示システム（S P D S） 一式
（「通信連絡設備」，「計装制御系統施設」及び「緊急時対策所」と兼用）
- ・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及びI P－F A X） 一式
（「通信連絡設備」及び「緊急時対策所」と兼用）
- ・ 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 一式
（「通信連絡設備」及び「緊急時対策所」と兼用）
- ・ 無線連絡設備（携帯型） 一式
（「通信連絡設備」及び「緊急時対策所」と兼用）
- ・ 衛星電話設備（携帯型） 一式
（「通信連絡設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），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（テレビ会議システム，I P 電話及びI P－F A X），安全パラメータ表示システム（S P D S）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。

個	数	1
容	量	約 5,000 m 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。

個	数	1
容	量	約 5,000 m 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。

また、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。

a. 多目的タンク

個	数	1
容	量	約 1,500 m ³
距	離	約 120m (炉心の中心からの水平距離)

b. 原水タンク

個	数	1
容	量	約 1,000 m ³
距	離	約 165m (炉心の中心からの水平距離)

c. ろ過水貯蔵タンク

個	数	1
容	量	約 1,500 m ³
距	離	約 145m (炉心の中心からの水平距離)

d. 純水貯蔵タンク

個	数	1
容	量	約 500 m ³
距	離	約 135m (炉心の中心からの水平距離)

九 発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項

イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法

核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法に係る記述を以下のとおり変更する。

(2) 管理区域及び周辺監視区域の設定

(i) 管理区域

炉室，使用済燃料の貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって，その場所における外部放射線に係る線量，空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた値を超えるか又はそのおそれのある区域はすべて管理区域とする。

実際には部屋，建物その他の施設の配置及び管理上の便宜も考慮して，原子炉建屋，タービン建屋及びサービス建屋の一部，固体廃棄物貯蔵庫，廃棄物処理建屋，使用済燃料乾式貯蔵建屋，給水加熱器保管庫並びに固体廃棄物作業建屋等を管理区域とする。

なお，新燃料搬入時，使用済燃料輸送時等，上記管理区域外において一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又はそのおそれのある区域が生じた場合は，一時管理区域とする。

ハ 周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果

周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果に係る記述を以下のとおり変更する。

「線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガスからの γ 線、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を、「線量目標値に対する評価指針」に従って評価する。

(1) 線量の評価条件

(i) 気体廃棄物中の放射性希ガスの γ 線に起因する実効線量

a. 年間放出量

(a) 連続放出の場合

空気抽出器及び換気系からの希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ約 $1.3 \times 10^{15} \text{Bq/y}$ 及び約 $2.5 \times 10^{-1} \text{MeV/dis}$ とする。

(b) 間欠放出の場合

真空ポンプからの希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ約 $1.4 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び約 $2.5 \times 10^{-1} \text{MeV/dis}$ とする。

b. 気象条件

気象条件は、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 月までの観測による実測値を使用する。

c. 線量計算地点

実効線量の計算は、将来の集落の形成を考慮し、排気筒を中心として 16 方位に分割したうちの 11 方位、北側については周辺監視区域境界、西側については国道 245 号線、南側については国立研究開

発法人日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所（以下「原子力科学研究所」という。）の南側周辺監視区域境界のそれぞれの外側において行い、希ガスの γ 線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

（ii） 液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量

a． 年間放出量

液体廃棄物中に含まれる放射性物質の年間放出量は、トリチウムを除き $3.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ 、トリチウムについては $3.7 \times 10^{12} \text{Bq/y}$ とする。

b． 海水中の放射性物質の濃度

海水中の放射性物質の濃度は、復水器冷却水放水口の濃度とし、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量で除した値とする。

なお、年間の復水器冷却水量は、循環水ポンプの稼働率を考慮した値、約 $1.56 \times 10^9 \text{m}^3/\text{y}$ を用いる。

（iii） 気体廃棄物中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量

a． 年間放出量

（a） 連続放出の場合

換気系からのよう素の年間放出量は、I-131 について約 $3.3 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ 、I-133 について約 $9.0 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ とする。

また、施設定期検査時に放出されるよう素の年間放出量は、I-131 について約 $2.2 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ とする。

（b） 間欠放出の場合

真空ポンプからのよう素の年間放出量は、I-131 について約 $4.4 \times 10^9 \text{Bq/y}$ 、I-133 について約 $4.4 \times 10^9 \text{Bq/y}$ とする。

b． 気象条件

ハ、(1)，(i)，b. と同じとする。

c. 線量計算地点

実効線量の計算は、将来の集落の形成を考慮し、排気筒を中心として 16 方位に分割したうちの 11 方位、北側については周辺監視区域境界、西側については国道 245 号線、南側については原子力科学研究所の南側周辺監視区域境界のそれぞれの外側において、年平均地上空気中濃度が最大となる地点で行う。

(2) 線量の評価結果

評価地点における気体廃棄物中の希ガスの γ 線からの外部被ばくによる実効線量、液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量及びよう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、それぞれ年間約 $2.8 \mu\text{Sv}$ 、年間約 $5.2 \mu\text{Sv}$ 、年間約 $0.4 \mu\text{Sv}$ となり、合計は年間約 $8.4 \mu\text{Sv}$ である。

この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 $50 \mu\text{Sv}$ を下回る。

なお、原子炉施設の設計及び管理によって、通常運転時において原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマが、人の居住の可能性のある地域において年間 $50 \mu\text{Gy}$ を下回るようにする。

- 十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

〔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に乗じて求める。

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 回/d 及び 1 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気中濃度は、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気中濃度は、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）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し、当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。

「(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の様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手

順を整備し、大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。

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はない。

(b) アクセスルートの確保

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

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な

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(以下「アクセスルート」という。)は、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する。

複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)(以下「外部人為事象」という。)、洪水及び火災を想定しても、速やかに運搬及び移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。

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

想定される自然現象又は外部人為事象のうち、洪水、地滑り、高潮、ダムの崩壊、爆発及び船舶の衝突については、立地的要因によりアクセスルートは影響を受けないため考慮しない。また、落雷、生物学的事象及び電磁的障害についても、アクセスルートは直接の影響を受けないため考慮しない。森林火災については、出火原因が自然現象とたき火及びタバコ等の人為によるものがあるが、どちらの出火原因によってもアクセスルートへの影響は同様であることから、自然現象として選定し考慮する。

なお、屋外アクセスルートは、基準地震動 S_s 及び敷地遡上津

波の影響を受けないルートを確認する。

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、取水ポイント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、可搬型設備用軽油タンク、常設代替交流電源設備及びその他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺構造物の倒壊、周辺タンク等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地中埋設構造物の損壊）、風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響を想定し、複数のアクセスルートの中から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認する。

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。

地震及び津波の影響については、基準津波の影響を受けず、かつ基準地震動 S_s に対して影響を受けないルート若しくは重機による復旧等が可能なルートを確認する。また、このアクセスルー

トの中から、敷地遡上津波の影響を受けないアクセスルートを少なくとも1ルート確保する。

屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、地滑り、火山の影響、森林火災及び高潮を考慮する。また、外部人為事象のうち、航空機落下、近隣工場等の火災及び有毒ガスを考慮する。これらに対して、別ルートも考慮した複数のアクセスルートを確保する。有毒ガスに対しては、複数のアクセスルート確保に加え、防護具等の装備により通行に影響はない。

屋外アクセスルートの周辺構造物の損壊による障害物については、ホイールローダ等の重機による撤去あるいは別ルートを確保する。

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。万が一、想定を上回る段差が発生した場合は、別ルートを通行するか、ホイールローダ等の重機による段差箇所の仮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、積雪及び火山の影響（降灰）に対しては、ホイールローダ等の重機による除雪

及び除灰を行う。また、凍結及び積雪に対しては、道路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、除雪及び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、屋内の現場操作場所までのアクセスルートの状況確認を行い、合わせて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内アクセスルートは、地震、津波、その他自然現象による影響及び外部人為事象（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に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故等が発生した場合において必要となる現場操作を実施する場所まで移動可能なルートを選定する。また、地震時に通行が阻害されないように、通行性確保対策として、アクセスルート上の資機材を固縛、転倒防止により通行に支障を来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及びアクセスルート近傍の薬品タンクからの漏えいを考慮した薬品防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明装置を配備する。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

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

(a) 予備品等の確保

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

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

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

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

また、予備品の取替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、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

(b) 保管場所

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

(c) アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるように、複数のアクセスルートを確保するとともに、複数のアクセスルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、外部人為事象（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬及び移動に支障を来さないように、通行性を確保する等、「a. (b) アクセスルートの確保」と同じ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、発電所構内であらかじめ用意する重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応が維持できるようにする。

また、プラントメーカ、協力会社及び他の原子力事業者等とあらかじめ協議及び合意の上、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及び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て、また、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能な資機材の搬送、要員の派遣、放射線量をはじめとする環境情報収集の支援及び作業を行う上で必要となるアクセスルート確保作業の支援等を受けて、発電所における事故収束活動を支援できるように支援計画を定める。

また、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるように事象発生後 6 日間までに支援を受けられる体制を整備する。

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

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、要員を確保する等の必要な体制を整備する。

(a) 手順書の整備

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

また、手順書は使用主体に応じて、当直運転員が使用する手順

書（以下「運転手順書」という。）、発電所災害対策要員（以下「災害対策要員」という。）が使用する手順書（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定める。

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防止のため、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止するために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるよう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操作手順書に整備する。

全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、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止するために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

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

重大事故等発生時の運転操作において、当直発電長が躊躇せず判断できるように、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、災害対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。

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

(a-4) 重大事故等時に使用する手順書は、当直運転員が使用する手順書と、当直運転員を除く災害対策本部手順書に分けて適切に定める。

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

災害対策本部手順書において、体制、通報及び災害対策本部内の連携等について明確にし、災害対策本部手順書を運転手順書とは別に整備して、支援の具体的内容等、重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確にする。

運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書間を的確に移行できるように、運転手順書間の移行基準を明確にする。

事故発生時は、警報処置手順書により、初期対応を行う。

警報処置手順書に基づく対応に置いて事象が進展した場合は、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）で対応中に、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）に移行する。

ただし、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）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、タービン・発電機側の対応操作等、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）で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った場合は、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) 重大事故等に対処するためにプラントの状態を把握するために必要な情報のうち、原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを整理するとともに、主要なパラメータが故障等により計測不能な場合に、当該パラメータを推定する手順及び可搬型計測器により計測する手順を災害対策本部用手順書に整備する。また、記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、災害対策本部用手順書に明記する。

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

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

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、災

害対策要員が運転操作を支援するための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、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。

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

(b) 教育及び訓練の実施

災害対策要員は、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて、的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度及び内容で計画的に実施することにより災害対策要員の力量の維持及び向上を図る。

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。

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

災害対策要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるように、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要員を必要人数配置する。

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

(b-1) 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等時の発電用原子炉施設の物理挙動及びプラント挙動等に関する知識の向上を図ることができる教育、訓練等を実施する。

(b-2) 災害対策要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるように、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、知識ベースの理解向上に資する教育を定期的に行う。

重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習を計画的に実施する。

(b-3) 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むこと等により、発電用原子炉施設、予備品

等について熟知する。

(b-4) 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し、必要な放射線防護具等を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。

(b-5) 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるように、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

(c) 体制の整備

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

(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、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、技

術的助言を行う技術支援組織、実施組織及び技術支援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、作業班の構成を行う。また、各班には、班員に対して必要な指示を行う本部員と、班員に対して具体的な作業指示や作業状況を本部に報告を行う班長を定め、指揮命令系統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。また、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行うことができるように、発電所内外に必要な要員を常時確保する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の災害対策本部において、職務に支障をきたすことがないように、独立性を確保して配置する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。また、重大事故時等対策の実施に当たり、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、災害対策本部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、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡（プラ

ントの状況, 対策の状況)を行い, 発電用原子炉主任技術者は得られた情報に基づき, 発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

発電用原子炉主任技術者は, 重大事故等の発生連絡を受けた場合, 災害対策本部に駆けつける。重大事故等の発生連絡を受けた後, 速やかに災害対策本部に駆けつけられるように, 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, 当直運転員, 重大事故等の現場活動を行う重大事故等対応要員及び初期消火活動を行う自衛消防隊で構成する。

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

(c-3)実施組織は, 隣接する東海発電所との同時発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が, 火災等の各発電所での対応が必要な事象が同時発生した場合には, 災害対策本部は, 各発電所の状況や使用可能な設備, 事象の進展等の状況を共有し, 東海発電所長及び東海第二発電所長を兼務す

る災害対策本部長が対応すべき優先順位の最終的な判断を行う。

この際、東海第二発電所の発電用原子炉主任技術者は、東海第二発電所の保安の監督を、誠実かつ最優先に行い、東海第二発電所の運転に従事する者（所長を含む）に保安上の指示を行う。

(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。

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

支援組織のうち運営支援組織は、情報班（事故に関する情報収集・整理及び連絡調整、本店（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（発生した事象に関する広報、関係地方公共団体への対応、報道機関等への社外対応、発電所内外への情報提供等）、庶務班（災害対策本部の運営、防災資機材の調達及び輸送、所内警備、

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

(c-5) 重大事故等対策の実施が必要な状況において，事故原因の除去等の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため，所長は，事象に応じて非常事態を宣言し，災害対策要員の非常招集及び通報連絡を行い，所長を災害対策本部長とする災害対策本部を設置して対処する。

夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においては，重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行えるように，発電所内に必要な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。また，発電所正門を通行する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。

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

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

重大事故等が発生した場合，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重大事故等対応要員は，中

中央制御室及び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。

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

必要な要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常招集できるように、災害対策要員の対象者に対して定期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-2）項及び（c-4）項のとおり明確にするとともに、各班に責任者である本部員及び班長を配置する。

(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である所長（原子力防災管理者）が不在の場合に備え、あらかじめ定めた順位に従い、副原子力防災管理者がその職務を代行する。また、災害対策本部の各班を統括する本部員、班長についても不在の場合に備え、代行者をあらかじめ明確にする。

(c-8) 災害対策要員が実効的に活動するための施設、設備等を整備

する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り、迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、支援組織が重大事故等対応に必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（以下「SPDS」という。）、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、ＩＰ－電話機、ＩＰ－ＦＡＸ）、衛星電話設備、無線連絡設備等を備えた緊急時対策所を整備する。

(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、原子力施設事態即応センターに設置する本店対策本部、国、関係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を用いた通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

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

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

(c-10) 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所において非常事態が宣言された場合には、社長は本社における本店非常事態を発令し、社長を本部長とする本店対策本部を設置する。本店対策本部は、全社での体制とし、災害対策本部が重大事故等対策に専念できるように支援する。また、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本店対策本部が中心となって社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対策を検討できる体制を整備する。

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

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

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

(c-11) 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

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、重大事故等発生時に、機能喪失した設備の保守を実

施するための作業環境の線量低減対策やプラントの状況に応じた事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援を迅速に得られるように、プラントメーカーとの間で支援体制を整備している。

(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。)が発生した場合における体制の整備に関し、次の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。ここでは、発電用原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても、当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

(a) 大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊が発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。

大規模な自然災害については、多数ある自然災害の中から発電用原子炉施設に大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害により、重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性を考慮した対応手順書を整備する。

上記に加え、確率論的リスク評価の結果に基づく事故シーケンスグループの選定において抽出しなかった地震及び津波特有の事故シーケンスについても対応できる手順書として、また、発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象に対しても緩和措置が行えるように整備する。

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、大規模損壊を発生させる可能性の高い事象であることから、大規模損壊及び大規模な火災が発生すること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など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、設計基準又は観測記録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災害については、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、不特定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、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

(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

大規模損壊発生時の対応手順書については、(a-3-3)項に示す 5つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を考慮した多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

大規模損壊発生時の手順書による対応操作は、大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオ設定した対応操作は困難であると考えられることから、施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる要員及び使用可能な設備により、大規模火災への対応、炉心の著しい損傷の緩和、原子炉格納容器の破損緩和、使用済燃料プールの水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和又は放射性物質の放出低減のために効果的な対応操作を速やか、かつ臨機応変に選択及び実行する必要がある。このため、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手順及び被害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。

また、当該の手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突が発電用原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における事象進展の抑制及び緩和対策の実効性を

確認し整備する。

(a-3-1) 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と対応フロー

大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように対応フローを整備する。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、対応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。

(a-3-1-1) 大規模損壊発生の判断及び対応要否の判断基準

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-3-1-1-1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム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
- ・原子炉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）がプラントに発生した場合
- ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合

(a-3-1-1-2) 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

(a-3-1-1-3) 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

(a-3-1-2) 大規模損壊発生時の対応フロー

大規模損壊時に対応する手順による対応実施を判断した後、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、把握した被害状況等から各個別戦略における対応操作の必要性及び実施可否を判断することにより、事象進展に応じた対応操作を選定する。中央制御室の監視及び制御機能の喪失により、原子炉停止状況などのプラントの状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認及び可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、緩和措置を行う。また、中央制御室又は緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、外からの目視に加えて内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。また、適切

な個別戦略を速やかに選択できるように、対応フローに個別戦略への移行基準を明確化する。個別戦略実行のために必要な設備の使用可否については、大規模損壊時に対応するチェックシートに基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断する。

(a-3-2) 優先順位に係る基本的な考え方

環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、確保できる要員及び残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。

また、設計基準事故対処設備の機能喪失、大規模な火災の発生及び災害対策要員の一部が被災した場合でも対応できるようにする。

このような状況においても、可搬型重大事故等対処設備等を活用することによって、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉心の著しい損傷緩和」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「使用済燃料プール水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和」及び「放射性物質の放出低減」の対応を行う。人命救助が必要な場合は原子力災害に対応しつつ、発電所構内の人員の協力を得て人命の救助を要員の安全を確保しながら行う。

さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、重大事故等対策におけるアクセスルートの確保の考え方を基本に被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイ

ールローダ等を用いてがれき等の撤去作業を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルート及び各影響緩和対策の操作に支障となる火災並びに延焼することにより被害の拡散につながる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

対応の優先順位については、対応可能な要員数、使用可能な設備及び施設の状態に応じて選定する。

(a-3-2-1) 発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合

プラント監視機能が喪失し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観より施設の状況を把握するとともに、対応可能な要員の状況を可能な範囲で把握し、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、以下に示す当面達成すべき目標に基づき優先して実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断して必要な緩和措置を実施する。

当面達成すべき目標については、外観から原子炉建屋が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、第一義目的として原子炉注水等の「炉心損傷回避又は緩和」を目標として設定し、緩和措置を優先的に行う。ただし、原子炉圧力容器の破損までに速やかな原子炉注水の実施が困難である場合は、炉心損傷後における「原子炉格納容器破損回避又は緩和」の措置を優先的に行う。使用済燃料プールへの対応については、外観から原子炉建屋が健全であることが確認できた場合は、「使用済燃料プール水位確保及び燃料体の著しい損傷回避又は緩和」のための措置を行う。また、外観から原子炉格納容器や使用済燃料プールへの影響が懸念されるほどの原子炉建屋

の損傷が確認され、周辺の線量率が上昇している場合は、「放射性物質の放出低減」のための措置を行う。

また、監視機能を復旧させるため、代替電源からの電源供給により監視機能の復旧を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的にプラントの状況把握に努める。

(a-3-2-2) 発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合

プラント監視機能が健全である場合には、対応可能な要員の状況及び発電用原子炉施設の状況を可能な範囲で速やかに把握し、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、当面達成すべき目標を設定し、必要な緩和措置を実施する。

なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、代替電源からの電源供給による復旧、可搬型計測器等による確認を試みる。

(a-3-3) 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-3-3-1)項に示す 5 つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を考慮した多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

また、(a-3-3-2)項から(a-3-3-14)項の手順等を基本に、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、中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるように現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視する

ための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，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。また，大規模損壊に特化した手順を(a-3-3-15)項に示す。

(a-3-3-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

(a-3-3-1-1) 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とともに必要な設備を配備する。

また，地震や津波のような自然現象において，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も対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

手順については，以下の(a-3-3-12)項に該当する手順等を含むものとして整備する。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は，放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに，早期に準備が可能な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。

(a-3-3-1-2) 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策に関する手順については，以下の(a-3-3-2)項から(a-3-3-4)項，(a-3-3-13)項及び(a-3-3-14)項に該当する手順等を含むものとして整備する。炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合に

おける対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入又は原子炉水位低下による原子炉出力抑制を行う。
- ・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原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源設備喪失により原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による原子炉の冷却又は高圧代替注水系の現場起動により原子炉を冷却する。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧を行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉の冷却を行う場合は、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系を使用する。これらの系統により原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系又は補給水系により原子炉を冷却する。

(a-3-3-1-3) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順については，以下の(a-3-3-5)項から(a-3-3-10)項，(a-3-3-13)項及び(a-3-3-14)項に該当する手順等を含むものとして整備する。原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりである。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプの故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合には，緊急用海水系と合わせて残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系，格納容器スプレイ冷却系又は原子炉停止時冷却系）により最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。
- ・ 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），代替循環冷却系，消火系又は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。
- ・ 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，格納容器圧力逃がし装置又は代替循環冷却系により，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，熔融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器下部注水系（常設），格納容器下部注水系（可搬型），消火系又は補給水系によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水する。

- ・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原子炉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による水素及び酸素の発生によって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又は酸素の濃度を抑制する。可燃性ガス濃度制御系が使用できない場合などにおいては、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、さら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及び酸素を原子炉格納容器外に排出する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、水素濃度を監視するとともに、原子炉建屋ガス処理系による水素排出を行う。

(a-3-3-1-4) 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については、以下の(a-3-3-11)項、(a-3-3-13)項及び(a-3-3-14)項に該当する手順等を含むものとして整備する。使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和す

るための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

- ・使用済燃料プールの状態を監視するため、使用済燃料プール水位・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、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、補給水系又は消火系により使用済燃料プール注水を行うことで、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。
- ・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は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールのスプレイにより、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。
- ・燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系による使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールの除熱を実施する。

(a-3-3-1-5) 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

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、放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順につい

ては、以下の(a-3-3-12)項及び(a-3-3-13)項に該当する手順等を含むものとして整備する。放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により原子炉建屋へ放水し、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発生するため、汚濁防止膜及び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-3-3-2) 「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-3-3-3) 「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-3-3-4) 「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-3-3-5) 「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-3-3-6) 「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-3-3-7) 「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-3-3-8) 「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-3-3-9) 「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-3-3-10) 「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-3-3-11) 「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-3-3-12) 「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

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-3-3-13) 「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-3-3-14) 「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-3-3-15) 「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-3-3-15-1) 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-3-3-15-2) 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水手順

(a-3-3-15-3) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水手順

(a-3-3-15-4) 原子炉建屋からの水素の排出手順

(a-3-3-15-5) 可搬型代替注水中型ポンプによる消火手順

(a-3-3-15-6) 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による使用済燃料プールへの注水手順

(a-3-3-15-7) 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による使用済燃料乾式貯蔵設備への放水手順

(a-3-3-15-8) 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

これらの手順のうち、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については、(a-3-3-15-5)項が該当す

る。また、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については、(a-3-3-15-8)項が該当する。原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等については、(a-3-3-15-1)項から(a-3-3-15-4)項及び(a-3-3-15-8)が該当する。放射性物質の放出を低減させるための対策に関する手順等については、(a-3-3-15-6)項及び(a-3-3-15-7)項が該当する。

- (a-3-4) (a-3-3)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に整備するが、中央制御室での監視及び制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転手順書を活用した事故対応も考慮したものとする。

(b) 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の災害対策本部の体制を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備する。

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発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるように教育及び訓練の実施並びに体制の整備を図る。

(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

大規模損壊への対応のための災害対策要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊発生時に対応する手順、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副原子力防災

管理者を対象に、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、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に教育の充実を図る。

(b-2) 大規模損壊発生時の体制

発電用原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、災害対策本部体制を整備する。

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 39 名（当直要員 7 名及び自衛消防隊 11 名含む。）を常時確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（当直要員を含む。）が機能しない場合においても、対応できるように体制を整備する。

さらに、発電所構内に常時確保する災害対策要員により、参集要員が参集するまでの間、事故対応を行えるように体制を整備する。

(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、発電所構内に必要な要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるように、大規模損壊発生時に対応するための体制を基本的な考え方に基づき整備する。

(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）を含む初動対応要員は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるように、分散して待機する。万一、待機場所となる建屋の一部が倒壊し、一部の初動対応要員が被災した場合は、発電所構内に分散待機する初動対応要員で対応する。

(b-3-2) プルーム放出時は、緊急時対策所、中央制御室待避室及び二次隔離弁操作室に残る要員（以下「最低限必要な要員」という。）は緊急時対策所、中央制御室待避室及び二次隔離弁操作室に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。プルーム通過時、最低限必要な要員以外の要員は発電所構外へ一時避難し、その後、災害対策本部長の指示により再参集する。ただし、原子炉格納容器が破損している場合など、一時退避中に被ばくのおそれがある場合には、緊急時対策所に留まるものとする。

(b-3-3) 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、災害対策本部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、原子力防災管理者が、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。これら大規模損壊発生時の火災対応については、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）時には統括待機当番者（副原子力防災管理者）の指揮命令系統の下で消火活動を行う。

(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.(c)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、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に、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考慮する。

(c-1-1) 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない場所に保管する。また、基準津波を一定程度超える津波に対して裕度を有する高所に保管する。

(c-1-2) 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている原子炉建屋等から

100m 以上離隔を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。

- (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とともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設ける。また、速やかに消火及びがれき撤去できる可搬型設備を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

- (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 以上離隔をとった保管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、タイベック、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を配備する。

- (c-2-3) 大規模損壊発生時において、災害対策本部と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡手段を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を配備する。

(2) 重大事故等対策の有効性評価

(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ないことを確認する。

また、原子炉冷却材喪失事故（以下「L O C A」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の流出規模によりプラント応答、成功基準等が異なるため、流出の規模に応じて以下のとおりに分類する。

・大破断 L O C A

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の両端破断のように、事象初期に急激な原子炉減圧を伴うもので、自動減圧系の作動なしに低圧注水系によって冷却が可能となる規模の L O C A である。

・中小破断 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。

(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の機能が喪失

し，高圧炉心スプレイ系による炉心冷却に失敗するが原子炉隔離時冷却系による炉心冷却に成功する事故

(a-3-2) 外部電源喪失時に直流電源が喪失し，高圧炉心冷却にも失敗する事故

(a-3-3) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し、高圧炉心スプレイ系の運転に失敗するとともに逃がし安全弁再閉鎖失敗が発生する事故

(a-4) 崩壊熱除去機能喪失

過渡事象発生時に取水機能が喪失する事故及び過渡事象発生時に残留熱除去系が故障する事故

(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

中小破断 L O C A 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

なお、大破断 L O C A のように破断規模が一定の大きさを超える場合は、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を有効に実施することができないため、格納容器破損防止対策を講じて、その有効性を確認する。

(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) 津波浸水による注水機能喪失

津波浸水により注水機能が喪失する事故

(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原子炉格納容器への負荷等を考慮して選定した結果、以

下の事故とする。

(b-1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

大破断 L O C A 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

(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 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

(b-5) 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示されている以下の事故とする。

(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、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運転中の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全交流動力電源が喪失し、崩壊熱除去機能及び原子炉注水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の運転号機の切替時に運転員の操作誤りにより原子炉冷却材が系外に流出する事故

(d-4) 反応度の誤投入

原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜きにより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、最高使用圧力である 8.62MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 10.34MPa[gage]を下回ること。

(a-3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の 2 倍の圧力 0.62MPa[gage]を下回ること。

(a-4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。

(b) 運転中の原子炉における重大事故

格納容器破損防止対策について、以下の項目をおおむね満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(b-1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力を下回る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) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。
- (b-3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (b-4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉圧力は 2.0MPa[gage]以下に低減されていること。
- (b-5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (b-6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の酸素濃度が 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) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。
- (c) 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) 重大事故等対策の有効性評価」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) 評価条件

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、設計基準事故等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、設計基準事故等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、中央制御室での状況確認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、運転員等操作時間は、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) 共通評価条件

(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、100%流量 (48,300t/h) を用いるものとする。
- ・炉心に関する条件は 9 × 9 燃料 (A型) を装荷した平衡サイクルを想定した値を用いるものとし、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。
- ・原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI / ANSI-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また、使用する崩壊熱は、燃焼度 33GWd/t の条件に対応したものとする。
- ・燃料棒の最大線出力密度は、44.0kW/m を用いるものとする。
- ・原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。
- ・格納容器の容積について、ドライウェル空間部は 5,700m³、サプレッション・チェンバ空間部は 4,100m³、サプレッション・チェンバ液相部は 3,300m³ を用いるものとする。
- ・格納容器の初期温度について、ドライウェル空間部温度は 57℃、サプレッション・プール水温度は 32℃を用いるものとする。また、格納容器圧力の初期値は、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。

- ・ベント管真空破壊装置の作動差圧は、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、85%流量（41,060t/h）を用いるものとする。
- ・主蒸気流量の初期値は、定格値（6,420t/h）を用いるものとする。
- ・給水温度の初期値は、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。
- ・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、44.0kW/mを用いるものとする。

- ・動的ボイド係数（減速材ボイド係数を遅発中性子発生割合で除した値）は，サイクル末期の値の 1.25 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。
- ・格納容器の容積について空間部は $9,800\text{m}^3$ ，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， 5kPa [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は，再循環配管（配管断面積約 $2,900\text{ cm}^2$ ）とする。

(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 $+66\text{cm}$ （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）（高圧炉心スプレイ系起動，原子炉隔離時冷却系起動，主蒸気隔離弁閉止，再循環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

原子炉水位異常低下（レベル 1）（低圧炉心スプレイ系起動，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

原子炉水位高（レベル 8）（高圧炉心スプレイ系注水停止，原子炉隔離時冷却系注水停止）設定点

セパレータ・スカート下端から＋175cm

原子炉圧力高（再循環ポンプ全台トリップ）設定点

原子炉圧力 7.39MPa [gage]

ドライウエル圧力高（高圧炉心スプレイ系起動，自動減圧系作動）設定点

ドライウエル圧力 13.7kPa [gage]

・逃がし安全弁（安全弁機能）

逃がし安全弁（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/個

第 2 段：8.10MPa [gage] × 4 個，400.5t/h/個

第 3 段：8.17MPa [gage] × 4 個，403.9t/h/個

第 4 段：8.24MPa [gage] × 4 個，407.2t/h/個

第 5 段：8.31MPa [gage] × 4 個，410.6t/h/個

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の吹出し圧力及び容量（吹出し圧力における値）は，設計値として以下の値を用いるものとする。

第 1 段：7.37MPa [gage] × 2 個，354.6t/h/個

第 2 段：7.44MPa [gage] × 4 個，357.8t/h/個

第 3 段：7.51MPa [gage] × 4 個，361.1t/h/個

第 4 段：7.58MPa [gage] × 4 個，364.3t/h/個

第 5 段：7.65MPa [gage] × 4 個，367.6t/h/個

(b-2) 運転中の原子炉における重大事故

(b-2-1) 初期条件

- ・原子炉熱出力の初期値は，定格値（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，100%流量（48,300t/h）を用いるものとする。
- ・炉心に関する条件は 9 × 9 燃料（A 型）を装荷した平衡サイクルを想定した値を用いるものとし，燃料ペレット，燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。
- ・原子炉停止後の崩壊熱は，ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また，使用する崩壊熱は，燃焼度 33GWd/t の条件に対応したものとする。
- ・原子炉水位の初期値は，通常運転水位とする。

- ・格納容器の容積について，ドライウエル空間部は 5,700 m³，サプレッション・チェンバ空間部は 4,100m³，サプレッション・チェンバ液相部は 3,300m³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℃，サプレッション・プール水温度は 32℃を用いるものとする。また，格納容器圧力の初期値は，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。
- ・ベント管真空破壊装置の作動差圧は，3.45kPa（ドライウエルーサプレッション・チェンバ間差圧）を用いるものとする。
- ・外部水源の温度は，35℃とする。
- ・格納容器内の初期酸素濃度は，2.5vol%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，800kW/m²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。
- ・原子炉圧力容器下部及びペデスタル（ドライウエル部）内構造物は，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。
- ・コンクリート以外の構造物である鉄筋は考慮しないものとする。
- ・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-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（安全弁機能）

逃がし安全弁（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/個

第2段：8.10MPa [gage] ×4 個，400.5t/h/個

第3段：8.17MPa [gage] ×4 個，403.9t/h/個

第4段：8.24MPa [gage] ×4 個，407.2t/h/個

第5段：8.31MPa [gage] ×4 個，410.6t/h/個

(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(事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」
及び「反応度の誤投入」を除く。)

- ・炉心の崩壊熱は、原子炉停止から 1 日後を想定し、約 18.8 MW を用いるものとする。
- ・原子炉水位の初期値は通常運転水位とする。
- ・原子炉水温の初期値は 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。
- ・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高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、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) 外部電源はあるものとする。

(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（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉水位異常低下（レベル 2）信号により再循環ポンプを全台トリップさせるものとする。

(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制するものとする。また，手動操作による原子炉減圧には，逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を使用するものとし，容量として，1 弁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，常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を使用するものとし，注水流量は，原子炉注水のみを実施する場合は， $0\text{m}^3/\text{h} \sim 378\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧が $0\text{MPa} \sim 2.38\text{MPa}$ において）とし，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， $230\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。また，原子炉水位が原子炉水位高（レベル 8）設定点まで回復した以降は，原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点から原子炉水位高（レベル 8）設定点の範囲に維持する。

(a-8) 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 2 台を使用するものとし，スプレイ流量は， $130\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。また，格納容器圧力が $217\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に停止し， $279\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に再開する。

(a-9) 格納容器圧力逃がし装置は，格納容器圧力逃がし装置二次隔離弁を全開とし，格納容器圧力が $310\text{kPa}[\text{gage}]$ において $13.4\text{kg}/\text{s}$ の排気流量にて格納容器除熱を実施するものとする。

(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（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧（常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系

(常設)による原子炉注水)は、事象発生 25 分後に実施する。

(a-10-2)常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却は、格納容器圧力が 279kPa[gage]に到達した場合に実施する。また、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。

(a-10-3)格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱は、格納容器圧力が 310kPa[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高圧炉心スプレイ及び原子炉隔離時冷却系、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)外部電源はあるものとする。

(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(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)は、原子炉水位異常低下(レベル2)信号により再循環ポンプを全台トリップさせるものとする。

(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制するものとする。また、過渡時自動減圧回路は、原子炉水位異常低下(レベル1)設定点到達から 10 分後に作動し、逃がし安全弁(自動減圧機能)2 弁により原子炉を自動で減圧するものとし、容量として 1 弁当たり定格

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）信号で自動起動し、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、 $0\text{m}^3/\text{h} \sim 1,561\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧が $0\text{MPa} \sim 1.99\text{MPa}$ において）で原子炉へ注水するものとする。また、原子炉水位が原子炉水位高（レベル 8）設定点まで回復した以降は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点から原子炉水位高（レベル 8）設定点の範囲に維持する。

(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）信号で自動起動し、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、1 台当たり $0\text{m}^3/\text{h} \sim 1,676\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧が $0\text{MPa} \sim 1.55\text{MPa}$ において）で原子炉へ注水するものとする。また、原子炉水位が原子炉水位高（レベル 8）設定点まで回復し、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（サブプレッション・プール水冷却系）の伝熱容量は、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°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) 残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却は、原子炉水位高（レベル 8）設定点到達の 5 分後に実施する。

(c) 全交流動力電源喪失（長期 T B）

(c-1) 起因事象として、外部電源が喪失するものとする。

(c-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-3)外部電源は、起因事象として喪失することを想定する。

(c-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-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制するものとする。また、手動操作による原子炉減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁を使用するものとし、容量として、1弁当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。

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

(c-7)低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ2台を使用するものとし、注水流量は、原子炉注水のみを実施する場合は、 $0\text{m}^3/\text{h} \sim 110\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧 $0\text{MPa} \sim 1.4\text{MPa}$ において）とし、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、 $50\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。また、原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）設定点まで回復した以降は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の範囲に維持する。

(c-8)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、低圧代替注水系（可搬型）と同じ可搬型代替注水中型ポンプ2台を使用するものとし、スプレイ流量は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。また、格納容器圧力が 217kPa [gage] に到達した場合に停止

し、279kPa[gage]に到達した場合に再開する。

(c-9)残留熱除去系（低圧注水系）は、非常用母線の受電が完了した後に手動起動し、 $0\text{m}^3/\text{h}\sim 1,676\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧が $0\text{MPa}\sim 1.55\text{MPa}$ において）の流量で原子炉へ注水するものとする。

(c-10)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を停止している期間に、 $1.9\times 10^3\text{t}/\text{h}$ の流量で格納容器へスプレイするものとし、そのうち 95%をドライウェルへ、5%をサブプレッション・チェンバへ分配するものとする。なお、格納容器スプレイ実施中に格納容器圧力が 13.7kPa[gage] に到達した場合はサブプレッション・プール冷却運転に切り替える。残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）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°C 、海水温度 32°C において）とする。

(c-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-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 時間後に常設代替高圧電源装置により非常用母線への給電を開始する。

(c-11-2)逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧（可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）は、事象発生から 8 時間 1 分後に実施する。

(c-11-3)可搬型代替注水中型ポンプを用いた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は、格納容器圧力が 279kPa[gage]に到達した場合に実施する。

(c-11-4) 残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱は、事象発生から 24 時間 10 分後に実施する。

(d) 全交流動力電源喪失（T B D，T B U）

(d-1) 起因事象として、外部電源が喪失するものとする。

(d-2) 安全機能としては、所内常設直流電源設備の機能喪失を想定する。これにより、全ての非常用ディーゼル発電機等及び直流電源を制御電源としている原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものとする。

(d-3) 外部電源は、起因事象として喪失することを想定する。

(d-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-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制するものとする。また、手動操作による原子炉減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を使用するものとし、容量として、1 弁当たり定格主蒸気流量の約 6%を処理するものとする。

(d-6) 高圧代替注水系は、 $136.7\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力 1.04MPa [gage] ～7.86MPa [gage] において）の流量で原子炉へ注水するものとする。

(d-7) 低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ 2 台を使用するものとし、注水流量は、原子炉注水のみを実施する場合は、 $0\text{m}^3/\text{h} \sim 110\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧 0MPa～1.4MPa において）とし、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、 $50\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。また、原子炉水位が原子炉水位高（レベル 8）設定点まで回復した以降は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点から原子炉水位高（レベル 8）設定点の範囲に維持する。

(d-8) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、低圧代替注水系（可搬型）と同じ可搬型代替注水中型ポンプ 2 台を使用するものとし、スプレイ流量は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。また、格納容器圧力が $217\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に停止し、 $279\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に再開する。

(d-9) 残留熱除去系（低圧注水系）は、非常用母線の受電が完了した後に手動起動し、 $0\text{m}^3/\text{h} \sim 1,676\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧が $0\text{MPa} \sim 1.55\text{MPa}$ において）の流量で原子炉へ注水するものとする。

(d-10) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を停止している期間に、 $1.9 \times 10^3 \text{t}/\text{h}$ の流量で格納容器へスプレイするものとし、そのうち 95% をドライウェルへ、5% をサブプレッション・チェンバへ分配するものとする。なお、格納容器スプレイ実施中に格納容器圧力が $13.7\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合はサブプレッション・プール冷却運転に切り替える。残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）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°C 、海水温度 32°C において）とする。

(d-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-11-1) 交流動力電源は 24 時間使用できないものとし、事象発生から 24 時間後に常設代替高圧電源装置により非常用母線への給電を開始する。

(d-11-2) 高圧代替注水系の起動操作は、事象発生 25 分後に実施するものとする。

(d-11-3) 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧（可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）は、事象発生から 8 時間 1 分後に実施する。

(d-11-4) 可搬型代替注水中型ポンプを用いた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は、格納容器圧力が 279kPa[gage]に到達した場合に実施する。

(d-11-5) 残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱は、事象発生から 24 時間 10 分後に実施する。

(e) 全交流動力電源喪失（T B P）

(e-1) 起因事象として、外部電源が喪失するものとする。

(e-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。同時に、逃がし安全弁 1 弁の開固着が発生するものとする。

(e-3) 外部電源は、起因事象として喪失することを想定する。

(e-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。

(e-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制するものとする。また、手動操作による原子炉減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開固

着の 1 弁と合わせて合計 7 弁を使用するものとし、容量として、
1 弁当たり定格主蒸気流量の約 6% を処理するものとする。

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

(e-7) 低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ 2 台を使用するものとし、注水流量は、原子炉注水のみを実施する場合は、 $0\text{m}^3/\text{h} \sim 110\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧 $0\text{MPa} \sim 1.4\text{MPa}$ において）とし、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、 $50\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。また、原子炉水位が原子炉水位高（レベル 8）設定点まで回復した以降は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点から原子炉水位高（レベル 8）設定点の範囲に維持する。

(e-8) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、低圧代替注水系（可搬型）と同じ可搬型代替注水中型ポンプ 2 台を使用するものとし、スプレイ流量は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。また、格納容器圧力が 217kPa [gage] に到達した場合に停止し、 279kPa [gage] に到達した場合に再開する。

(e-9) 残留熱除去系（低圧注水系）は、非常用母線の受電が完了した後に手動起動し、 $0\text{m}^3/\text{h} \sim 1,676\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧が $0\text{MPa} \sim 1.55\text{MPa}$ において）の流量で原子炉へ注水するものとする。

(e-10) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を停止している期間に、1.9

$\times 10^3 \text{ t/h}$ の流量で格納容器へスプレイするものとし、そのうち 95%をドライウェルへ、5%をサブプレッション・チェンバへ分配するものとする。なお、格納容器スプレイ実施中に格納容器圧力が 13.7kPa[gage]に到達した場合はサブプレッション・プール冷却運転に切り替える。残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）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。

(e-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。

(e-11-1) 交流動力電源は 24 時間使用できないものとし、事象発生から 24 時間後に常設代替高圧電源装置により非常用母線への給電を開始する。

(e-11-2) 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）は、事象発生 3 時間 1 分後に実施する。

(e-11-3) 可搬型代替注水中型ポンプを用いた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は、格納容器圧力が 279kPa[gage]に到達した場合に実施する。

(e-11-4) 残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱は、事象発生から 24 時間 10 分後に実施する。

(f) 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）

(f-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。

(f-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。

(f-3)外部電源はあるものとする。

(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) A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，原子炉水位異常低下（レベル2）信号により再循環ポンプを全台トリップさせるものとする。

(f-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制するものとする。また，手動操作による原子炉減圧には，逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を使用するものとし，容量として，1 弁当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。

(f-7)原子炉隔離時冷却系は，原子炉水位異常低下（レベル2）信号により自動起動し， $136.7\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力 1.04MPa [gage] ～ 7.86MPa [gage] において）の流量で原子炉へ注水するものとする。

(f-8)低圧代替注水系（常設）は，常設低圧代替注水系ポンプ2 台を使用するものとし，注水流量は，原子炉注水のみを実施する場合は， $0\text{m}^3/\text{h} \sim 378\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧が $0\text{MPa} \sim 2.38\text{MPa}$ において）とし，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， $230\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。また，原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）設定点まで回復した以降は，原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の範囲に維持する。残留熱除去系の準備完了後，原子炉水位高（レベル8）設定点到達で常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常

設) による原子炉注水を停止する。

(f-9) 残留熱除去系 (低圧注水系) は、 $0\text{m}^3/\text{h} \sim 1,676\text{m}^3/\text{h}$ (原子炉圧力容器と水源との差圧が $0\text{MPa} \sim 1.55\text{MPa}$ において) の流量で原子炉へ注水するものとする。

(f-10) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) は、残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水を停止している期間に、 $1.9 \times 10^3\text{t}/\text{h}$ の流量で格納容器へスプレイするものとし、そのうち 95% をドライウェルへ、5% をサブプレッション・チェンバへ分配するものとする。なお、格納容器スプレイ実施中に格納容器圧力が $13.7\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合はサブプレッション・プール冷却運転に切り替える。

(f-11) 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。

(f-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。

(f-12-1) 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の手動操作による原子炉減圧 (常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水) 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。

(f-12-2) 緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱は、格納容器圧力が $279\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に実施する。

(g) 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)

(g-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。

(g-2) 安全機能としては、残留熱除去系の故障等により崩壊熱除去

機能が喪失するものとする。

(g-3) 外部電源はあるものとする。

(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) A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，原子炉水位異常低下（レベル 2）信号により再循環ポンプを全台トリップさせるものとする。

(g-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制するものとする。また，手動操作による原子炉減圧には，逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を使用するものとし，容量として，1 弁当たり定格主蒸気流量の約 6% を処理するものとする。

(g-7) 高压炉心スプレイ系は，原子炉水位異常低下（レベル 2）信号により自動起動し， $0\text{m}^3/\text{h} \sim 1,419\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧が $0\text{MPa} \sim 7.65\text{MPa}$ において）の流量で原子炉へ注水するものとする。

(g-8) 原子炉隔離時冷却系は，原子炉水位異常低下（レベル 2）信号により自動起動し， $136.7\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力 1.04MPa [gage] $\sim 7.86\text{MPa}$ [gage] において）の流量で原子炉へ注水するものとする。

(g-9) 低压代替注水系（常設）は，常設低压代替注水系ポンプ 2 台を使用するものとし，注水流量は，原子炉注水のみを実施する場合は， $0\text{m}^3/\text{h} \sim 378\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧が $0\text{MPa} \sim 2.38\text{MPa}$ において）とし，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， $230\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものと

する。また、原子炉水位が原子炉水位高（レベル 8）設定点まで回復した以降は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点から原子炉水位高（レベル 8）設定点の範囲に維持する。

(g-10) 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 2 台を使用するものとし、スプレイ流量は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。また、格納容器圧力が $217\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に停止し、 $279\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に再開する。

(g-11) 格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置二次隔離弁を全開とし、格納容器圧力が $310\text{kPa}[\text{gage}]$ において $13.4\text{kg}/\text{s}$ の排気流量にて格納容器除熱を実施するものとする。

(g-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。

(g-12-1) 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧（常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）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。

(g-12-2) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却は、格納容器圧力が $279\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に実施する。また、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。

(g-12-3) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱は、格納容器圧力が $310\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に実施する。

(h) 原子炉停止機能喪失

(h-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。

(h-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、原子炉手動スクラムも実施できないものとする。さらに、代替制御棒挿入機能は作動しないものとする。

(h-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。

(h-4) 外部電源はあるものとする。

(h-5) A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高（7.39MPa[gage]）又は原子炉水位異常低下（レベル2）信号により、再循環ポンプを全台トリップさせるものとする。また、原子炉出力が35%以上で、再循環ポンプがトリップした場合に作動する選択制御棒挿入については、作動しないものとする。

(h-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑制するものとする。また、逃がし安全弁（18弁）は、容量として、1弁当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。

(h-7) 高圧炉心スプレイ系は、ドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）信号により自動起動し、 $145\text{m}^3/\text{h} \sim 1,506\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧が0MPa～8.30MPaにおいて）の流量で原子炉へ注水するものとする。

(h-8) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル2）信号により自動起動し、 $136.7\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力1.04MPa [gage] ～7.86MPa [gage] において）の流量で原子炉へ注水するものと

する。また、サブプレッション・プール水温度が 106℃に到達した場合に停止する。

(h-9) ほう酸水注入系は、注入流量 163L/min 及びほう酸濃度 13.4wt%にて注水するものとする。

(h-10) 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）の伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり約 53MW（サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 27.2℃において）とする。

(h-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。

(h-11-1) 自動減圧系等の作動阻止操作は、事象発生から 4 分後に実施する。

(h-11-2) ほう酸水注入系の起動操作は、事象発生から 6 分後に実施する。

(h-11-3) 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）によるサブプレッション・プール冷却は、事象発生から 17 分後に実施する。

(i) L O C A時注水機能喪失

(i-1) 起因事象として、中小破断 L O C Aが発生するものとし、破断面積は約 3.7 cm²及び約 9.5 cm²とする。

(i-2) 安全機能としては、高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、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。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。

(i-3) 外部電源はあるものとする。

(i-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。

(i-5) A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉水位異常低下（レベル2）信号により再循環ポンプを全台トリップさせるものとする。

(i-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制するものとする。また、手動操作による原子炉減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁を使用するものとし、容量として、1弁当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。

(i-7)低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプ2台を使用するものとし、注水流量は、原子炉注水のみを実施する場合は、 $0\text{m}^3/\text{h} \sim 378\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧が $0\text{MPa} \sim 2.38\text{MPa}$ において）とし、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、 $230\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。また、原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）設定点まで回復した以降は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の範囲に維持する。

(i-8)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2台を使用するものとし、スプレイ流量は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。また、格納容器圧力が $217\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に停止し、 $279\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に再開する。

(i-9)格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置二次隔離弁を全開とし、格納容器圧力が $310\text{kPa}[\text{gage}]$ において 13.4kg

／s の排気流量にて格納容器除熱を実施するものとする。

(i-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。

(i-10-1) 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧（常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）は、事象発生 25 分後に実施する。

(i-10-2) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却は、格納容器圧力が 279kPa[gage] に到達した場合に実施する。また、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。

(i-10-3) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱は、格納容器圧力が 310kPa[gage] に到達した場合に実施する。

(i-11) 敷地境界での実効線量評価の条件としては、以下のとおりとする。

(i-11-1) 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 4.7×10^{12} Bq となる。

(i-11-2) 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 2.22×10^{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。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 γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値で約 6.0×10^{15} Bq, よう素については I-131 等価量で約 3.9×10^{14} Bq となる。

(i-11-3) 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。

(i-11-4) 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。

(i-11-5) 原子炉圧力容器気相部の核分裂生成物は、逃がし安全弁等を介して崩壊熱相当の蒸気に伴伴し、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の全量が、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。

(i-11-6) サプレッション・チェンバの無機よう素は、サプレッション・プールのスクラビングにより除去されなかったものが格納容器気相部へ移行するが、ドライウェルからの格納容器ベントを踏まえ、スクラビングの効果を考慮しないものとする。また、無機よう素の格納容器内への沈着効果及び格納容器スプレイ水による除去効果は考慮しないものとする。核分裂生成物の減衰は、格納容器ベント開始までの期間について考慮する。

(i-11-7) 敷地境界における実効線量は、内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

(i-11-8) 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 $2.9 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$ 、相対線量 (D/Q) を $4.0 \times 10^{-19} \text{ Gy/Bq}$ とし、耐圧強化ベント系を用いる場合は、主排気筒放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 (χ/Q) は $2.0 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ 、相対線量 (D/Q) は $8.1 \times 10^{-20} \text{ Gy/Bq}$ とする。

(i-11-9) 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。

(j) 格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A)

(j-1) 起因事象として、残留熱除去系 B 系の注入弁の誤開放による残留熱除去系の系統圧力上昇により、残留熱除去系 B 系の熱交換器フランジ部に破断面積約 21 cm^2 相当の漏えいが発生するものとする。

(j-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 の発生を想定する残留熱除去系 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。

(j-3) 外部電源はあるものとする。

(j-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。

(j-5) A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) は、原子炉水位異常低下 (レベル 2) 信号により再循環ポンプを全台トリップさせるものとする。

(j-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制するものとする。また、手動操作による原子炉減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を使用するものとし、容量として、1 弁当たり定格主蒸気流量の約 6%を処理するものとする。

(j-7)原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下（レベル 2）信号により自動起動し、 $136.7\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力 1.04MPa [gage] ～ 7.86MPa [gage] において）の流量で原子炉へ注水するものとする。

(j-8)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、 $0\text{m}^3/\text{h} \sim 1,561\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧が $0\text{MPa} \sim 1.99\text{MPa}$ において）で原子炉へ注水するものとする。

(j-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、 $0\text{m}^3/\text{h} \sim 378\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉圧力容器と水源との差圧が $0\text{MPa} \sim 2.38\text{MPa}$ において）で原子炉へ注水するものとする。

(j-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。

(j-10-1)逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧（低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）は、事象発生 15 分後に実施するものとする。

(j-10-2)現場における残留熱除去系の注入弁の閉止操作は、事象発生 5 時間後に完了するものとする。

(k) 津波浸水による注水機能喪失

本重要事故シーケンスにおける有効性評価の条件については、

残留熱除去系海水系に代わり緊急用海水系に期待している点を除き「(c) 全交流動力電源喪失（長期 T B）」と同様である。

(k-1) 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。

(k-2) 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。

(k-2-1) 緊急用海水系を用いた残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱は、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の吸込配管とする。

(a-1-2) 安全機能としては、高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系，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）が機能喪失するものとする。さらに、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。

(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) ペデスタル（ドライウェル部）のプール水は考慮しないものとする。

(a-1-6) 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。

(a-1-7) 低圧代替注水系（常設）は，原子炉注水流量として $230\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。

(a-1-8) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，スプレイ流量として $130\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。

(a-1-9) 代替循環冷却系は，循環流量を全体で $250\text{m}^3/\text{h}$ とし，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ものとする。

(a-1-10) 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-1-11) 可搬型窒素供給装置は，窒素 $198\text{m}^3/\text{h}$ 及び酸素 $2\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内に注入するものとする。

(a-1-12) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のとおりとする。

(a-1-12-1) 交流電源は，常設代替高圧電源装置によって供給を開始し，常設低圧代替注水系ポンプを用いた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）による原子炉注水は，事象発生 25 分後から開始する。なお，常設低圧代替注水系ポンプを用いた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）による原子炉注水は，代替循環冷却系の起動により停止する。

(a-1-12-2) 緊急用海水系及び代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱は，事象発生 90 分後から開始する。

(a-1-12-3) 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給は、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・チェンバ内へ窒素供給を開始し、格納容器圧力 310kPa[gage]到達により停止する。

(a-1-13) Cs-137 の放出量評価の条件としては、以下のとおりとする。

(a-1-13-1) 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長期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、最高 50,000 時間とする。

(a-1-13-2) 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-1-13-3) 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・プールでのスクラビング等による除去効果を考慮する。

(a-1-13-4) 原子炉建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-1-13-4-1) 格納容器からの漏えい率は、設計漏えい率，AEC の式等に基づき設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて評価する。

(a-1-13-4-2) 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、大気への

放出率を1回／日とする。原子炉建屋ガス処理系は、事象発生115分後に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-1-13-4-3)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LOCAが発生するものとする。

破断箇所は再循環系の吸込配管とする。

(a-2-2)安全機能としては、高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、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）が機能喪失するものとする。さらに、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。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)ペDESTAL（ドライウェル部）のプール水は考慮しないものとする。

(a-2-6)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。

(a-2-7)低圧代替注水系（常設）は、原子炉注水流量として $230\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとし、ジェットポンプ上端（以下「原子炉水位LO」という。）以上まで回復後は、崩壊熱に

よる蒸発量相当の注水流量で注水するものとする。

(a-2-8)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、スプレイ流量として $130\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。

(a-2-9)格納容器圧力逃がし装置は、サプレッション・チェンバ圧力が $310\text{kPa}[\text{gage}]$ において、 $13.4\text{kg}/\text{s}$ の排気流量にて格納容器除熱を実施するものとする。

(a-2-10)事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-2-10-1)交流電源は、常設代替高圧電源装置によって供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた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）による原子炉注水は、事象発生 25 分後から開始する。なお、代替循環冷却系による格納容器除熱ができないこと及び原子炉水位 $L0$ 以上まで回復したことを確認し、原子炉注水流量を崩壊熱相当に調整するとともに、格納容器冷却を停止する。

(a-2-10-2)常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却は、格納容器圧力が $465\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に開始し、 $400\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に停止する。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 $+6.5\text{m}$ に到達した場合に格納容器冷却を停止する。

(a-2-10-3)格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱は、サプレッション・プール水位が通常水位 $+6.5\text{m}$ 到達から 5 分後に実施するものとする。

(a-2-11) 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-2-11-1) 事象発生直前まで、定格出力の 100% で長期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、最高 50,000 時間とする。

(a-2-11-2) 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-2-11-3) 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ブプレッション・プールでのスクラビング等による除去効果を考慮する。

(a-2-11-4) 格納容器圧力逃がし装置を用い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-2-11-4-1) サプレッション・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を介して大気中に放出するものとする。

(a-2-11-4-2) 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-2-11-4-3) 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-2-11-5) 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-2-11-5-1) 格納容器からの漏えい率は、設計漏えい率、AEC の式等に基づき設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて評価する。

(a-2-11-5-2) 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、大気への放出率を1回／日とする。原子炉建屋ガス処理系は、事象発生115分後に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-2-11-5-3) 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高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、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）が機能喪失するものとする。さらに、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。

(b-3) 重大事故等対処設備による原子炉注水に対する仮定としては、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への注水を考慮しないものとする。

(b-4) 外部電源は使用できないものとする。

(b-5) 高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏えい等による影響は、考慮しないものとする。

(b-6) 水素の発生については、ジルコニウム－水反応、溶融炉心・

コンクリート相互作用及び水の放射線分解を考慮するものとする。酸素の発生については、水の放射線分解による発生を考慮するものとする。

(b-7) 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-8) 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-9) 逃がし安全弁は、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制するものとする。また、原子炉減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁を使用するものとし、容量として、1 弁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) 代替循環冷却系は、循環流量を全体で $250\text{m}^3/\text{h}$ とし、原子炉圧力容器破損前及び原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力が低下傾向となるまではドライウェルへ $250\text{m}^3/\text{h}$ で連続スプレーを実施するものとする。原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力が低下傾向に転じた後は、ドライウェルへ $150\text{m}^3/\text{h}$ 、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ー及び連続注水を実施するものとする。

(b-11) 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-12) 代替格納容器スプレー冷却系（常設）は、原子炉圧力容器破損の判断後に、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量を考慮し、 $300\text{m}^3/\text{h}$ にて格納容器内にスプレーするも

のとする。格納容器圧力が低下傾向となれば、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 465kPa[gage]に到達した場合は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ にて格納容器にスプレイするものとする。

(b-13) 格納容器下部注水系（常設）は、原子炉圧力容器破損の判断後に、 $80\text{m}^3/\text{h}$ にてペデスタル（ドライウェル部）に注水するものとする。

(b-14) 可搬型窒素供給装置は、窒素 $198\text{m}^3/\text{h}$ 及び酸素 $2\text{m}^3/\text{h}$ の流量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、耐熱材の種類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。また、ペデスタル（ドライウェル部）床面積は、コリウムシールドを考慮した床面積を設定する。

(b-16) ペデスタル（ドライウェル部）には、事象初期から 1m の水張りがなされているものとする。

(b-17) 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-17-1) 逃がし安全弁（自動減圧機能）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-17-2) 緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱は、事象発生 90 分後から開始する。

(b-17-3) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた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、原子炉圧力容器破損の 6 分後に開始する。また、原子炉圧力容器破損後に

格納容器圧力が低下傾向に転じて 30 分後に停止する。その後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力制御操作は、格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した場合に開始し、400kPa[gage]に到達した場合に停止する。

(b-17-4) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた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開始の 1 分後に開始する。また、格納容器下部水位が 2.75m に到達した場合に停止する。その後は、格納容器下部水位が 2.25m まで低下した場合に開始し、2.75m に到達した場合に停止する。

(b-17-5) 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給は、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・チェンバ内へ窒素供給を開始するものとする。

(b-18) 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-18-1) 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長期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、最高 50,000 時間とする。

(b-18-2) 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-18-3) 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・プールでのスクラビング等による除去効果を考慮する。

(b-18-4) 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-18-4-1) 格納容器からの漏えい率は、設計漏えい率、AECの式等に基づき設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて評価する。

(b-18-4-2) 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、大気への放出率を1回／日とする。原子炉建屋ガス処理系は、事象発生115分後に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。

(b-18-4-3) 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熔融燃料－冷却材相互作用

「(b) 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件を適用する。

(d) 水素燃焼

「(a) 雰囲気圧力・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) 水素の発生については、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解を考慮するものとする。酸素については、格納容器内の初期酸素濃度に加え、水の放射線分解による発生を考慮するものとする。

(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。

(a-2) 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-3) 外部電源は使用できないものとする。

(a-4) 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、注水流量は $50\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(a-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。

(a-5-1) 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) 燃料プール冷却浄化系の破断によって想定される初期水位については、サイフォンブレイク用配管により、燃料プール冷却浄化系のプール内設置配管のうち最も高所に設置されている水平配管の配管下端部（通常水位から約 0.23m 下）まで瞬時に低下するものとする。

(b-2) 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-3) 外部電源は使用できないものとする。

(b-4) 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、注水流量は $50\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(b-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。

(b-5-1) 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。

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

(a-1) 原子炉圧力容器の未開放時について評価する。

(a-2) 起因事象として、運転中の残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。

(a-3) 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-4) 外部電源は使用できないものとする。

(a-5) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水流量は $1,605\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(a-6) 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°C 、海水温度 32°C において）とする。

(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) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水は、事象発生から 2 時間後に実施するものとする。

(b) 全交流動力電源喪失

(b-1) 原子炉圧力容器の未開放時について評価する。

(b-2) 起因事象として、外部電源が喪失するものとする。

(b-3) 安全機能としては、全ての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失するものとする。

(b-4) 外部電源は、起因事象として喪失することを想定する。

(b-5) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量は $27\text{m}^3/\text{h}$ と

する。

(a-6) 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。

(b-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。

(b-7-1) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は，事象発生から 25 分後に実施するものとする。

(b-7-2) 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 35 分後に開始する。

(c) 原子炉冷却材流出

(c-1) 原子炉圧力容器の未開放時について評価する。

(c-2) 起因事象として，残留熱除去系の運転号機の切替時の原子炉冷却材流出を想定し，流出流量は $45\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(c-3) 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-4) 外部電源は使用できるものとする。

(c-5) 待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水流量は $1,605\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(c-6) 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-6-1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水は，事象発生から 2 時間後に実施するものとする。

(d) 反応度誤投入

(d-1) 評価する炉心状態は，平衡炉心のサイクル初期とする。

(d-2) 事象発生前の炉心の実効増倍率は 1.0 とする。

(d-3) 事象発生前の原子炉出力は定格値の 10^{-8} ，原子炉圧力は 0.0MPa[gage]，燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材温度は 20℃とする。また，燃料エンタルピの初期値は 8kJ/kgUO₂ 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) 制御棒の引抜速度は 9.1cm/s とする。

(d-7-2) 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縮（10 秒）信号で原子炉はスクラムするものとする。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（0.3MPa 程度）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) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故」、「過渡事象発生時に残留熱除去系が故障する事故」及び「中小破断 L O C A 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」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最高使用圧力 0.31MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.62MPa[gage]を下回る。

- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故」、「過渡事象発生時に残留熱除去系が故障する事故」及び「中小破断 L O C A 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」において、格納容器温度の最高値は約 143℃であり、不確かさを考慮しても 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での実効線量が最も厳しくなる「中小破断 L O C A 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」において、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱時の敷地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除熱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、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) 原子炉格納容器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「大破断 L O C A 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」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高値は約 0.47MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力 0.31MPa[gage]の2倍の圧力 0.62MPa[gage]を下回る。

- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最

も厳しくなる「大破断 L O C A 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」における代替循環冷却系を使用できない場合において、格納容器温度の最高値は約 202℃となるが、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約 157℃であり、不確かさを考慮しても 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 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」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 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熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、工学的に発生する可能性がある圧力スパイクの観点で最も厳しい「過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、さらに重大事故等対処設備による原子炉圧力容器破損までの原子炉注水を考慮しない事故」において、圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最高値は約 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原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失

することはない。

(f) 原子炉格納容器内の酸素濃度については、これが最も厳しくなる「大破断 L O C A 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」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 日後までの最大酸素濃度は約 4.0vol%（ドライ条件）であり、不確かさを考慮しても 5vol% 未満に維持される。

(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 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」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) 熔融炉心・コンクリート相互作用については、「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）の熔融炉心は適切に冷却され、コンクリートの侵食量は床面及び壁面ともに 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 0.6m 下の水位まで低下するに留まり、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 0.6m 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 3mSv/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、使用済燃料プールの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、原子炉水位の低下が最も厳しい「原子炉冷却材の流出」において、原子炉水位は燃料有効長頂部の約 2.1m 上の水位まで低下するに留まり、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) 放射線の遮蔽が維持される水位の確保については、原子炉水位の低下が最も厳しい「原子炉冷却材の流出」において、原子炉水位は燃料有効長頂部の約 2.1m 上の水位まで低下するに留まり、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 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、「原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜きにより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、発電用原子炉を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、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系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、原子炉出力抑制を図った後に、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	代替制御棒挿入機能による 制御棒挿入	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉緊急停止（原子炉スクラム）ができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒の自動挿入により、原子炉が緊急停止したことを確認する。 また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で挿入されなかった場合又は最大未臨界引抜位置を確認できない場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を作動させて制御棒を挿入し、原子炉を緊急停止する。
		原子炉再循環ポンプ停止 による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。 また、自動で停止しない場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止させ、原子炉の出力を抑制する。
		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	ATWS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の自動起動を阻止し、自動減圧による原子炉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	ほう酸水注入	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る原子炉出力急上昇防止を実施した後、サプレッション・プール水の温度が原子炉出力ーサプレッション・プール水温度相関曲線の「ほう酸水注入系起動領域」に近接した場合に、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、ほう酸水を注入することにより原子炉を未臨界とする。 また、A T W S発生時に不安定な出力振動（以下「中性子束振動」という。）を確認した場合は、ほう酸水注入系によりほう酸水を注入する。
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時において、A T W S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）による制御棒の自動挿入により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）により制御棒が自動で挿入されなかった場合又は最大未臨界引抜位置を確認できない場合は、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）を作動させて制御棒を挿入し、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）により制御棒が挿入されない若しくは最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合、又は制御棒位置指示が確認できない場合は、原子炉停止機能喪失と判断し、原子炉出力が規定値以上の場合は、原子炉再循環ポンプの手動停止により原子炉出力抑制を行うとともに、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動を阻止する。 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を実施した後、サプレッション・プール水の温度が原子炉出力ーサプレッション・プール水温度相関曲線の「ほう酸水注入系起動領域」に近接した場合、又は中性子束振動が確認された場合は、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、ほう酸水を注入することにより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注水、高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水により原子炉を冷却する手順等を整備する。 また、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。		
対応手段等	設計基準事故対処設備を使用した対応手段		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が健全であれば、これらを重大事故等対処設備と位置づけ重大事故等の対処に用いる。
	フロントライン系故障	高圧代替注水系による原子炉注水	設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの故障により原子炉へ注水ができない場合は、中央制御室からの手動操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し、原子炉へ注水する。
	サポート系故障時	現場での人力操作による高圧代替注水系起動	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原子炉への注水ができない場合は、常設高圧代替注水系ポンプを中央制御室からの手動起動による原子炉注水のほか、現場での人力による弁の操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水する。
		原子炉隔離時冷却系の復旧代替交流電源設備による	全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動及び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（常設又は可搬型）により充電器に給電し、直流電源を供給する。 ・代替直流電源設備（常設又は可搬型）により直流電源を供給する。

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	監視及び制御	
	「高圧代替注水系による原子炉注水」及び「現場での人力操作による高圧代替注水系起動」により原子炉へ注水する際には、原子炉水位を、原子炉水位（広帯域、燃料域、S A広帯域、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、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、燃料域、S A広帯域、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、サブプレッション・プール水位により監視する。 現場での人力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、燃料域、S A広帯域、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水位を制御する。	
	重大事故等の進展抑制	ほう酸水注入系
		原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系による原子炉注水により原子炉水位が維持できない場合には、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水貯蔵タンクを水源として、ほう酸水注入系により原子炉へ注水する。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時
		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が機能喪失し、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合は、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し原子炉へ注水する。 この対応手段により、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。

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	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が使用できない場合は、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し、原子炉へ注水する。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、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉へ注水する。 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。 全交流動力電源のみ喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動及び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、又は可搬型代替交流電源設備により充電器に給電し、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。 代替交流電源設備により給電ができない場合は、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、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。 可搬型代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備等に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することが可能である。
	環境条件	現場での弁の手動操作による高圧代替注水系の起動時の	現場での人力操作による高圧代替注水系起動は、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

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	作業性	現場での人力操作による高圧代替注水系起動は、通常の弁操作である。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備、又は可搬型代替交流電源設備を用いてほう酸水注入系へ給電する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第 10－1 表 重大事故等対策における手順書の概要（3／19）

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等			
方針目的	原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態において、設計基準対象施設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、過渡時自動減圧機能による原子炉減圧の自動化及び手動操作による減圧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による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、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離する手順等を整備するとともに、隔離ができない場合は、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（自動減圧機能）の自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）が故障により原子炉の自動減圧ができない場合は、過渡時自動減圧機能の自動作動を確認し、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自動減圧系が故障により原子炉の自動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（自動減圧機能）用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁（自動減圧機能）に供給することにより逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して原子炉を減圧する。
		サポート系故障時	常設直流電源系統喪失時の減圧 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、原子炉の減圧ができない場合は、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。常設代替直流電源設備により直流電源を確保できない場合は、可搬型代替直流電源設備等により直流電源を確保する。 ・中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動操作により開放して、原子炉を減圧する。

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、非常用窒素供給系により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する。 非常用窒素供給系からの供給期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の窒素の供給圧力が低下した場合に、予備の高圧窒素ポンベに切り替える。また、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、予備の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベに切り替えることで窒素を確保し、原子炉を減圧する。 逃がし安全弁の駆動に必要な窒素供給が喪失した場合、非常用逃がし安全弁駆動系の中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の窒素を確保し、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放することで、原子炉を減圧する。
		非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能）のアクチュエータに非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベから窒素を供給することで、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放して原子炉を減圧する。また、予備の非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベに切り替えることで窒素を供給することで窒素を確保し、原子炉を減圧する。
		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及び常設直流電源喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧機能が喪失した場合は、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復旧することで原子炉を減圧する。 ・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。

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	高圧熔融物放出／格納容器雰囲気 直接加熱の防止	炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、中央制御室からの手動操作で逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放することにより原子炉を減圧する。
	インターフェイスシステム L O C A 溢水時	インターフェイスシステム L O C A 発生時は、中央制御室から漏えい箇所の隔離操作を実施する。 漏えい箇所の隔離ができない場合は、原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため、逃がし安全弁により原子炉を減圧し、現場での弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する。
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	逃がし安全弁の自動減圧機能喪失により逃がし安全弁が自動で作動しない場合、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系による原子炉注水準備が完了した後、逃がし安全弁（自動減圧機能）の中央制御室からの手動操作により原子炉を減圧する。 なお、原子炉水位低異常低下（レベル 1）設定点到達10分後及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合、過渡時自動減圧機能により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させて自動で原子炉を減圧する。

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	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原子炉減圧機能が喪失した場合は、常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させて、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、常設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し、逃がし安全弁機能を回復させて原子炉を減圧する。 常設代替直流電源設備による直流電源の確保に失敗した場合は、可搬型代替直流電源設備等により逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する。 逃がし安全弁の作動に必要な窒素の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、非常用窒素供給系により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が確保され、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉を減圧する。 非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が確保できない場合、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁(逃がし弁機能)の駆動源を確保する。
	逃がし安全弁の背圧対策		逃がし安全弁は、非常窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系により、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させることができるよう、逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力を設定する。
	システムLOCAによる 溢水の影響	インターフェイス	隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響を受けないようにする。

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	システム LOCAの検知 インターフェイス	インターフェイスシステムLOCA発生時は、非常用炉心冷却系の系統圧力、原子炉圧力、原子炉水位及び格納容器圧力等の関連パラメータ変化を確認することで判断する。また、非常用炉心冷却系のポンプ室は、原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため、漏えい場所の特定は、床漏えい検出器及び火災報知器等により行う。
	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が、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、自給式呼吸用保護具を着用する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第 10－1 表 重大事故等対策における手順書の概要（4／19）

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等				
方針目的	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る原子炉を冷却する手順等を整備する。 また，炉心の著しい損傷，溶融が発生し，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合において，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。			
	設計基準事故対処設備を使用した対応手段			設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系又は原子炉停止時冷却系）又は低圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等対処設備と位置づけ重大事故等の対処に用いる。
対応手段等	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）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障により原子炉注水ができない場合は，以下の手段により原子炉へ注水し，原子炉を冷却する。 ・代替淡水貯槽を水源とした，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）が使用できない場合は，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源とした，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	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により使用できない場合は、低圧代替注水系による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交流電源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、サブプレッション・プールを水源とした、原子炉へ注水し、原子炉を冷却する。 また、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合は、緊急用海水ポンプで冷却水を確保することにより、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、サブプレッション・プールを水源とした、原子炉へ注水し、原子炉を冷却する。 なお、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ことが可能である。 原子炉運転停止後は、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	炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合は、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。 ・サブプレッション・プールを水源とした、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、代替淡水貯槽を水源とした、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、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源とした、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。

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	低圧代替注水系による原子炉の冷却	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプが故障により原子炉除熱ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。 ・代替淡水貯槽を水源とした、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た、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。
		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	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により使用できない場合は、低圧代替注水系による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交流電源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、原子炉の除熱を実施する。 また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合は、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧し、原子炉の除熱を実施する。 なお、常設代替交流電源設備へ燃料を給油し、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。

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原子炉注水ができない場合において、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）による原子炉注水を実施する。 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）による原子炉注水を実施する。 低圧代替注水系（可搬型）として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による原子炉への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水手段と同時並行で準備を開始する。
			サポート系故障	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原子炉を冷却する。 また、残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉を冷却する。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	重大事故等の対応手段の選択	溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・プール）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（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、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。
			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）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失により使用できない場合において、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）による原子炉注水を実施する。 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）による原子炉注水を実施する。
	原子炉停止中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障	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（停止時冷却系）により原子炉を除熱する。 また、残留熱除去系海水系の運転ができない場合は、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（停止時冷却系）により原子炉を除熱する。

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	残存熔融炉心における留意事項	残存熔融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合は、格納容器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大型ポンプのホース等の接続は、速やかに作業ができるように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。
	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。
	燃料補給	可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

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も、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、格納容器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 を使用した対応手段		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，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）及び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づ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，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプの故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は，以下の手段により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。 ・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。 なお，中央制御室から格納容器圧力逃がし装置を遠隔操作できない場合は，遠隔人力操作機構を使用した現場（二次格納施設外）での操作を実施する。
	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機能喪失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，緊急用海水系により最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等				
対応手段等	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	残留熱除去系が機能喪失し、サブプレッション・プール水位指示値が規定水位に到達した場合は、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の準備を開始する。 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。 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、内部水源である代替循環冷却系により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、外部水源を使用した代替格納容器スプレイを実施する。 外部水源を使用した代替格納容器スプレイによりサブプレッション・プールの水位が上昇し、サブプレッション・プール水位指示値が代替格納容器スプレイ停止判断の水位指示値に到達した場合は、外部水源を使用した代替格納容器スプレイを停止し、原子炉格納容器が規定圧力に到達した場合に、格納容器ベント操作に移行する。 なお、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を用いて格納容器ベントを実施する場合は、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるサブプレッション・チェンバ側ベントを第一優先とする。	
			作業性	格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構による現場操作については、操作に必要な工具等はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。
			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、遠隔人力操作機構による現場操作を行う。 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により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）、残留熱除去系海水系及び緊急用海水系を復旧する。
配慮すべき事項		燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。	

第 10－1 表 重大事故等対策における手順書の概要（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、代替循環冷却系及び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も、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系及び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。			
	設備を使用した対応手段 設計基準事故対処		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又はサブプレッション・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づ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	代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の除熱及び冷却	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及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能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、以下の手段により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 ・内部水源であるサブプレッション・プールを水源とした、代替循環冷却系により除熱する。 ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、外部水源である代替淡水貯槽を水源とした、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により冷却する。 ・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を冷却できない場合は、外部水源である西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源とした、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により冷却する。 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）	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サプレッション・プール冷却系）が全交流動力電源喪失により使用できない場合は、常設代替交流電源設備を用いて非常用交流電源設備へ給電するとともに、残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプで冷却水を確保することにより、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を復旧し、サプレッション・プールを水源とした原子炉格納容器内を除熱する。
	炉心損傷後	フロントライン系故障時	代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系 による原子炉格納容器内の除熱及び冷却	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及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、以下の手段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。 ・外部水源である代替淡水貯槽を水源とした、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により冷却する。 ・代替循環冷却系の冷却水が確保された場合は、内部水源であるサプレッション・プールを水源とした、代替循環冷却系により除熱する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系が使用できない場合は、外部水源である西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源とした、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により冷却する。 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	炉心損傷後	サポート系故障時	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） 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（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）が全交流動力電源喪失により使用できない場合は、常設代替交流電源設備を用いて非常用交流電源設備に給電するとともに、残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプで冷却水を確保することにより、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）を復旧し、サブプレッション・プールを水源として原子炉格納容器内を除熱する。
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及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合、炉心損傷前後において、以下の優先順位で除熱及び冷却を実施する。 ・炉心損傷前 代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・プール（内部水源））が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉格納容器内を除熱する。 代替循環冷却系が使用できない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽（外部水源））が確保されている場合は、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を冷却する。 代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用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（外部水源））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			
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	・ 炉心損傷後 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に異常がなく，交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽（外部水源））が確保されている場合は，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を冷却する。 代替循環冷却系の冷却水，交流動力電源及び水源（サプレッション・プール（内部水源））が確保されている場合は，代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱を開始し，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を停止する。 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系が使用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（外部水源））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。
		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大型ポンプのホース等の接続は，速やかに作業ができるように，可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。
		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及び除熱に必要な設備へ給電する。
		燃料補給	配慮すべき事項は，「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第 10－1 表 重大事故等対策における手順書の概要（7／19）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等		
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器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	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	原子炉格納容器の破損を防止のために代替循環冷却系による除熱を優先して実施するが、代替循環冷却系が使用できない場合は、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。 格納容器逃がし装置の隔離弁第一弁（サブプレッション・チェンバ側、ドライウェル側）、第二弁及び第二弁バイパス弁の駆動源が喪失した場合においても、遠隔人力操作機構により人力で開操作することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
	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り原子炉格納容器内を減圧及び除熱する。 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、代替格納容器スプレイを実施する。 サブプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止水位に到達した場合は、代替格納容器スプレイを停止し、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する。 中央制御室から格納容器圧力逃がし装置の遠隔操作ができない場合は、遠隔人力操作機構による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、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるサブプレッション・チェンバ側ベントを第一優先とする。 サブプレッション・チェンバ側ベントが実施できない場合は、ドライウェル側ベントを実施する。

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	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の使用後にスクラビング水が放射線分解し、水素及び酸素が発生するため、可搬型窒素供給装置により格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）に置換することにより水素爆発を防止する。
		原子炉格納容器の負圧 破損の防止	原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置の使用後に、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）を供給する。 また、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱は、サプレッション・チェンバ圧力が規定値まで低下した場合に停止する。
		放射線防護	格納容器ベントを実施した場合、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、データ表示装置（待避室）によりプラントパラメータを継続して監視する。 放射線防護を考慮し、遠隔人力操作機構による現場操作場所は、原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）に第二弁操作室を設置する。 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、第二弁操作室空気ボンベユニット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、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のプルームの影響による操作する要員の被ばくを低減する。
		電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は、常設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、遠隔人力操作機構による現場操作を行う。
	代替循環冷却時の留意事項	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。

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	遠隔人力操作機構の操作については、操作に必要な工具等はなく通常の弁操作と同様であり、原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）の第二弁操作室で実施する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第 10－1 表 重大事故等対策における手順書の概要（8／19）

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等			
方針 目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）による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、溶融し、原子炉格納容器の下部（以下「ペDESTAL（ドライウエル部）」という。）に落下した炉心を冷却する手順等を整備する。 また、溶融炉心の原子炉格納容器下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。		
	ペDESTAL（ドライウエル部）の床面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において、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面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として、格納容器下部注水系（可搬型）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。
対応手段等			

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等			
対応手段等	溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	原子炉圧力容器への注水	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面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、ほう酸水注水系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。 ・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・プールを水源として、原子炉隔離時冷却系により注水する。 ・原子炉隔離時冷却系により注水できない場合は、サプレッション・プールを水源として、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た、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・プールを水源として、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た、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。
			ペデスタル（ドライウエル部）には、通常運転時から水を確保するとともに、炉心が損傷した場合に、ペデスタル（ドライウエル部）の水位が確実に確保されていることを確認するため、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）に注水する。 また、原子炉圧力容器破損後は、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）に注水することで、ペデスタル（ドライウエル部）床面に落下した溶融炉心を冠水冷却する。 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、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）へ注水する。
配慮すべき事項	重大事故時等の対応手段の選択	ペデスタル（ドライウエル部）の床面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	重大事故時等の対応手段の選択	溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、原子炉隔離時冷却系に異常がなく、直流電源及び水源（サプレッション・プール）が確保されている場合は、原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、高圧代替注水系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サプレッション・プール）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器へ注水する。 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・プール）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。
	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等の接続は、速やかに作業ができるように、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。
	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。
	燃料補給		配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第 10－1 表 重大事故等対策における手順書の概要（9／19）

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等		
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解によ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ベント、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 不活性ガス系による	原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス（窒素）により不活性化した状態とする。
	原子炉格納容器内の不活性化 可搬型窒素供給装置による	炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系又は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時に、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性化する。
	原子炉格納容器水素爆発防止 格納容器圧力逃がし装置による	原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を格納容器圧力逃がし装置により大気にベントし、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。

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		
対応手段等	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と酸素の濃度を、格納容器内水素濃度（S A）、格納容器内酸素濃度（S A）により測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（S A）、格納容器内酸素濃度（S A）を用いて測定し、監視する。
	配慮すべき事項	原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）にて不活性ガス（窒素）注入開始の規定値に到達した場合は、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。 原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）にてベント規定値に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素をベントする。 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ベントする場合は、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるサプレッション・チェンバ側の第一弁開操作を第一優先とする。サプレッション・チェンバ側の第一弁開操作が実施できない場合には、ドライウェル側の第一弁開操作を実施する。 その後、第二弁開操作を実施し水素及び酸素を排出する。第二弁開操作が実施できない場合には、第二弁バイパス弁を開操作して水素及び酸素を排出する。
	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、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、データ表示装置（待避室）によりプラントパラメータを継続して監視する。 放射線防護を考慮し、遠隔人力操作機構による現場操作場所として、原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）に第二弁操作室を設置する。 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、第二弁操作室空気ボンベユニット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、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する。

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	作業性	遠隔人力操作機構の操作については, 操作に必要な工具等はなく通常の弁操作と同様であり, 原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外) の第二弁操作室で実施する。
	電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は, 代替交流電源設備により原子炉格納容器内の水素及び酸素のベントに必要な電動弁, 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) 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，原子炉格納容器内に水素が放出され，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，原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制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	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場合は，原子炉建屋ガス処理系により水素を排出し，原子炉建屋原子炉棟内での水素の滞留を防止する。 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により交流動力電源を確保し，原子炉建屋ガス処理系による水素排出を実施する。
	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内に漏えいした場合には，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し，水素爆発を防止するため，静的触媒式水素再結合器により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。 全交流動力電源が喪失した場合は，代替電源設備から静的触媒式水素再結合器動作監視装置に給電することにより，静的触媒式水素再結合器の作動状況を監視する。
	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で，水素濃度を測定し，監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は，代替電源設備から原子炉建屋水素濃度に給電することにより，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。
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が上昇し，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が原子炉建屋ガス処理系停止判断の水素濃度指示値以上となった場合は，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し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、使用済燃料プール代替注水、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。 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。		
	又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時	使用済燃料プール代替注水	燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が有する使用済燃料プールの冷却機能及び注水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水位の低下が発生した場合は、以下の手段による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プール内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。 ・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）を使用して注水する。 ・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）にて使用済燃料プールへ注水ができず、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満でない場合、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）を使用して注水する。 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り代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した注水は、海を水源として利用できる。 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る使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料プールのサイフォン防止機能を有するサイフンブレイク用配管によりサイフォン現象の継続を停止する。

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の対応手段及び設備	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発生時, 以下の手段による使用済燃料プールへのスプレイにより, 使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し, 臨界を防止し, 放射性物質の放出を低減する。 ・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) を使用して使用済燃料プールへのスプレイを実施する。 ・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 (常設スプレイヘッド) を使用して使用済燃料プールへのスプレイを実施する。 ・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) を使用して使用済燃料プールへのスプレイを実施する。 なお, 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) を使用した注水は, 海を水源として利用できる。
		大気への拡散抑制	使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより, 使用済燃料プールの水位が異常に低下し, 使用済燃料プールスプレイによるスプレイを実施しても使用済燃料プールの水位が上昇しない場合, 又は使用済燃料プールスプレイによるスプレイが実施できない場合に, 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。

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	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状態監視	使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合、使用済燃料プール水位・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（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む。）により、使用済燃料プールの水位、水温及び上部空間線量率の状態監視を行う。 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使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置にて空気を供給する。 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ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）の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価（使用済燃料配置変更ごとに行う空間線量率評価）し把握した水位と放射線量率の相関（減衰率）関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。
		代替電源による給電	交流又は直流電源が喪失した場合、使用済燃料プールの状態を監視するため、常設代替交流電源設備や常設代替直流電源設備等を用いて使用済燃料プール監視設備へ給電する。
	使用済燃料プールの冷却 重大事故等時における	代替燃料プール冷却系による 使用済燃料プール冷却	使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生し、使用済燃料プールの温度上昇が確認された場合は、常設代替交流電源設備により電源を確保し、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により使用済燃料プールを冷却する。

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を実施する。 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）による使用済燃料プールへの注水ができず、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満でない場合は、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を実施する。 使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満の場合は、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（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を実施する。 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）を使用できない場合は、使用済燃料プール水位が遮蔽維持水位の判断基準とする線量率（立入制限線量率）によりアクセス可否を判断し、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、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（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を実施する。 使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生し、使用済燃料プールの温度上昇が確認された場合は、常設代替交流電源設備により電源を確保し、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により使用済燃料プールを冷却する。
	作業性	代替燃料プール注水系（注水ライン、常設スプレイヘッド及び可搬型スプレイノズル）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、速やかに作業ができるように、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保管場所に使用工具及びホースを配備する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第 10－1 表 重大事故等対策における手順書の概要（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、原子炉建屋から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。		
	対応手段等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は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、原子炉注水を高圧代替注水系系統流量等により確認できない場合、使用済燃料プール水位が低下した場合において、使用済燃料プールのスプレイが実施できない場合、使用済燃料プールのスプレイを実施しても水位が維持できない場合、又は大型航空機の衝突等により、原子炉建屋の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建屋損壊を確認した場合は、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、原子炉格納容器への注水及びスプレイが低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等により確認できず、ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力の上昇が確認され、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合、原子炉建屋水素濃度が2vol%に到達した場合に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を開放する場合、使用済燃料プールのスプレイが実施できない場合、使用済燃料プールのスプレイを実施しても水位が維持できない場合、又はプラントの異常により、モニタリング・ポスト等の指示値の有意な変動の確認により、原子炉格納容器及び原子炉建屋の破損があると判断した場合は、原子炉建屋に海水を放水する。
		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ことで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及び放水路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。 汚濁防止膜は、雨水排水路集水桝－1～9及び放水路－A～Cの計12箇所に設置するが、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箇所を優先的に設置し、その後、残り8箇所の雨水排水路集水桝に設置する。

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において、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を実施する。
配慮すべき事項	操作性	放水砲による放水については、噴射ノズルを調整することで、放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の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、原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所に向けて放水を実施する。
	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。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第 10－1 表 重大事故等対策における手順書の概要（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 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・プールとは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、海を水源として、淡水又は海水を確保する。 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・プール、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	重大事故等の収束に必要なとなる水源であるサプレッション・プールを利用した、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高圧時においては、高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉へ注水する。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時においては、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へ注水する。 ・原子炉格納容器内の除熱のため、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系、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。 ・原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱のため、代替循環冷却系により原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内を除熱する。
		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・プールを水源として利用できない場合は、代替淡水貯槽を水源とした、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は、低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する。 ・原子炉格納容器内の冷却のため、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により冷却する。 ・格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・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、常設スプレイヘッド）により注水及びスプレイを実施する。

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段	西側淡水貯水設備を水源とした対応手段	サプレッション・プールが利用できず，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプによる注水等を実施できない場合は，西側淡水貯水設備を水源とした，以下の手段により対応する。 ・可搬型代替注水中型ポンプにより原子炉へ注水する。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時においては，低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水する。 ・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の冷却を行う。 ・可搬型代替注水中型ポンプによりフィルタ装置スクラビング水を補給する。 ・格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・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）により使用済燃料プールへ注水を実施する。
		代替淡水貯槽を水源とした対応手段（可搬型）	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た，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低圧時においては，低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水する。 ・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を冷却する。 ・可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置スクラビング水を補給する。 ・格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・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，常設スプレイヘッド，可搬型スプレイノズル）により使用済燃料プールへ注水及びスプレイを実施する。

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・プール，代替淡水貯水槽及び西側代替淡水貯水設備を水源として利用できない場合は，海を水源とした，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低圧時においては，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉へ注水する。 ・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を冷却する。 ・格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・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，常設スプレイヘッダ，可搬型スプレイノズル）により使用済燃料プールへ注水及びスプレイを実施する。 ・残留熱除去系海水系による冷却水を確保する。 ・最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送のため，緊急用海水系により冷却水を確保する。 ・大気への放射性物質の拡散抑制のため，可搬型代替大型ポンプ（放水用）及び放水砲により，大気への放射性物質の拡散抑制を行う。 ・航空機燃料火災への泡消火のため，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）により対応する。 ・2C，2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系により冷却を確保するため，電源給電機能を復旧する。

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		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（ドライウェル床面）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	重大事故等の収束のために代替淡水貯槽を使用する場合は，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，淡水を補給する。 また，水源の枯渇等により淡水の補給が継続できない場合においても，海水取水箇所（S A 用海水ピット）から可搬型代替注水大型ポンプにより，海水を補給する。
		補給するための対応手段 西側淡水貯水設備へ水を	重大事故等の収束のために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，淡水を補給する。 また，水源の枯渇等により淡水の補給が継続できない場合においても，海水取水箇所（S A 用海水ピット）から可搬型代替注水大型ポンプにより，海水を補給する。
配慮すべき事項	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。	

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等		
配慮すべき事項	切替え性	重大事故等の収束に必要な水の供給には淡水を優先して使用する。代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備の枯渇等により、淡水の供給が継続できないおそれがある場合は、海水の供給に切り替える。 代替淡水貯槽を水源とした低圧代替注水系（常設）による重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、水の供給が中断することなく淡水から海水への切替えが可能である。 また、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備を水源とした低圧代替注水系（可搬型）による重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、あらかじめ可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる水源切替え準備をすることにより、速やかに淡水から海水への切替えが可能である。 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）で想定される事故の収束に必要な対応には、外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・プール）への供給に切り替えて、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を行う。
	作業性	西側代替淡水貯水設備及び代替淡水貯水槽への補給、可搬型代替注水大型ポンプによる送水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、速やかに作業ができるように、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保管場所に使用工具及びホースを配備する。

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。	
	重大事故等 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づ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電路を確保し、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、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。
	燃料補給		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、当該パラメータの推定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、計器電源の喪失時の対応、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）を超えた場合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、主要パラメータを推定するために必要なパラメータを代替パラメータとする。 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に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 抽出パラメータのうち、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。

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	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^{※1}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の推定を行う。 推定に当たっては、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、使用環境条件及び計測される値の確からしさを考慮し、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）から推定 ・水位を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から推定 ・流量を注水先又は水源の水位変化を監視することにより推定 ・圧力から原子炉压力容器又は原子炉格納容器の水位を推定 ・原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定 ・水素濃度が燃焼するおそれのある状態であるかを推定 ・装置の作動状況により水素濃度を推定 ・制御棒の位置指示により未臨界を推定 ・プラントの状態により最終ヒートシンクの確保を推定 ・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による監視により、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

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	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。 原子炉圧力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合に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を監視する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た場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。なお、原子炉圧力容器温度（下鏡部）をR P V破損徴候パラメータとして「300℃到達」が検知され、やがてR P V破損に至る可能性が高い状況であると判断し、破損判断パラメータである格納容器下部水温を常時監視する。 - 原子炉圧力容器内の水位を監視する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、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、原子炉圧力又は原子炉圧力（S A）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料長頂部以上であることは推定可能である。
			可搬型計装器による計測	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合で、重要代替計器の故障等により代替パラメータによる推定が困難となった場合に、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。

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	全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。 ・ 常設代替交流電源設備、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、計器電源が喪失し、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	原子炉施設の 状態把握	重要監視パラメータを計測する重要計器※¹及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器※²の計測範囲及び個数、耐震性及び電源設備からの給電元を示し、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態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、水が飽和状態にないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事故進展状況を踏まえ、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。

※1：重要計器；重要代替監視パラメータを計測する計器のうち、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

※2：重要代替計器；重要代替監視パラメータを計測する計器のうち、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

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、非常用ガス処理系排風機及び中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）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。 ・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、中央制御室換気系による閉回路循環運転及び原子炉建屋ガス処理系の運転を行い、中央制御室の空気を清浄に保つ。また、重大事故等時にブローアウトパネルが開放した場合に閉止を行う。 ・中央制御室及び中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う。 ・中央制御室及び中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室の照明が使用できない場合において、可搬型照明（S A）により照明を確保する。 ・格納容器圧力逃がし装置を使用する際に待避する中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ポンプユニットにより加圧し、中央制御室待避室の居住性を確保する。運転員等が中央制御室待避室に待避後も、データ表示装置（待避室）にてプラントパラメータを継続して監視できるようにする。運転員等が中央制御室待避室に待避後も、衛星電話設備（可搬型）（待避室）に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できるようにする。 ・運転員等は、中央制御室又は中央制御室待避室に滞在中は、中央制御室・中央制御室待避室の設計上、全面マスクを着用する必要はないが、中央制御室換気系等の機能喪失時や現場作業等を考慮し全面マスクを着用する。
	汚染の持ち込み防止	中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業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。 また、チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合は、可搬型照明（S A）を設置する。

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等		
配慮すべき事項	放射線管理	チェンジングエリア内では、重大事故等対応要員が汚染検査及び除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行う。 除染は、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、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、必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物とすることで廃棄物管理を行う。
	電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備により受電し、系統構成実施後に中央制御室換気系による閉回路循環運転、及び原子炉建屋ガス処理系の運転を行う。

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（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、重大事故等が発生した場合に、発電所における風向、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	重大事故等時に、発電所及びその周辺において、自主対策設備であるモニタリング・ポストにより発電用原子炉施設から放出される放射性物質の放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。モニタリング・ポストは、通常時から放射線量を連続測定しており、重大事故等時に健全な場合は、継続して放射線量を連続測定する。重大事故等時に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、可搬型モニタリング・ポストにより発電用原子炉施設から放出される放射性物質の放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、重大事故等時に、モニタリング・ポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリング・ポストによる代替測定を行う。 重大事故等時に、発電所及びその周辺において、自主対策設備である放射能観測車により発電用原子炉施設から放出される放射性物質の空気中の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。放射能観測車の測定機能が喪失した場合、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Zn S シンチレーションサーベイ・メータ）により、空気中の放射性物質の濃度を代替測定する。 重大事故等時に、発電所及びその周辺において、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Zn S シンチレーションサーベイ・メータ）等により放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 重大事故等時に、周辺海域において、小型船舶、可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータ等により空気中及び水中の放射性物質の濃度並びに放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。

1.17 監視測定等に関する手順等		
	風向、風速その他	重大事故等時に、発電所において、自主対策設備である気象観測設備により風向、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。気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時に健全な場合は、継続して連続測定し、測定結果は記録用紙に記録し、保存する。重大事故等時に、気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測設備による代替測定を行う。
対応手段等	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（空气中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1回／日以上とする。ただし、発電用原子炉施設の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し、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。
配慮すべき事項	バックグラウンド低減対策	事故後の周辺汚染によりモニタリング・ポストによる測定ができなくなることを避けるため、検出器保護カバーの交換を行い、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・ポストによる測定ができなくなることを避けるため、養生シートの交換を行い、バックグラウンド低減対策を行う。また、電離箱サーベイ・メータ等により可搬型モニタリング・ポスト周辺の汚染を確認した場合、除草、周辺の土壌撤去等により、バックグラウンドの低減を行う。 事故後の周辺汚染により可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の測定ができなくなることを避けるため、検出器を遮蔽材で囲みバックグラウンド低減対策を行う。なお、可搬型放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲んだ場合でも測定ができなくなるおそれがある場合は、さらにバックグラウンドレベルが低い場所に移動して、測定を行う。
	他の機関との連携	重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体、その他関係機関と連携して策定されるモニタリング計画に従い、資機材の確保、要員の動員及び放出源情報の提供とともにモニタリングに係る適切な連携体制を構築する。
	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又は可搬型代替交流電源設備によりモニタリング・ポストへ給電する。無停電電源装置は、全交流動力電源喪失時に約12時間の間モニタリング・ポストへ給電することが可能である。 モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態から、代替電源設備により給電した場合、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設備及び資機材を活用した手順等を整備する。	
	居住性の確保	重大事故等時においても、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。 ・重大事故が発生するおそれがある場合等、発電所災害対策本部が緊急時対策所を使用するための準備として、災害対策本部を立ち上げるために緊急時対策所非常用換気設備を運転する。また、重大事故等時に、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等をプルームから防護し、緊急時対策所の居住性を確保する。 ・酸素欠乏症防止のため、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。また、緊急時対策所加圧設備運転中に緊急時対策所の居住性が確保されていることを確認するため、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。 ・「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に、緊急時対策所内への放射性物質等の取り込み量を微量のうちに検知するため、緊急時対策所内へ緊急時対策所エリアモニタを設置する。なお、緊急時対策所建屋付近（屋外）に設置する可搬型モニタリング・ポストについても緊急時対策所内を加圧するための判断に用いる。
	必要な情報の把握及び通信連絡	重大事故等時に、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、緊急時対策所の S P D S 及び通信連絡設備により、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。 また、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。 重大事故等時において、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、必要な現場作業を行う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として最大 100 名を収容する。 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、チェンジングエリア用資機材、飲料水及び食料等を整備し、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対策要員が使用するのに十分な数量の装備（タイベック、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、管理する。 ・ 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、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置及び運用する。 ・ 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重大事故等の発生後、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、食料等を備蓄するとともに、通常時から維持、管理する。また、適切な頻度で緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度の測定を行い、飲食しても問題ない環境であることを確認する。
	代替電源設備からの給電	緊急時対策所は、常用電源設備からの受電が喪失した場合は、代替電源設備として緊急時対策所用発電機により緊急時対策所へ給電する。
配慮すべき事項	配置	要員の収容に当たっては、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との輻輳を避けるレイアウトとなるように考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようにトイレ、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、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合は、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。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、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）及び通信連絡設備を使用する。

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	運転員及び災害対策要員が、中央制御室、屋内外の作業場所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（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（携帯型）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（SPDS）を使用する。 直流電源喪失時等は、可搬型計測器にて炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ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。 ・屋内の作業場所と中央制御室との連絡には、携行型有線通話装置を使用する。 ・屋外の作業場所と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）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（固定型）を使用する。 ・屋外の作業場所間の連絡には、無線連絡設備（携帯型）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（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）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（固定型）、衛星電話設備（携帯型）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（テレビ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）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（ＥＲＳＳ）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、可搬型計測器にて炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ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（固定型）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（固定型）、衛星電話設備（携帯型）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（テレビ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）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 中央制御室の運転員、緊急時対策所の災害対策要員及び屋内外の運転員等並びに災害対策要員が、中央制御室、緊急時対策所、屋内外の作業場所との間で操作、作業等に係る通信連絡を行う場合は、屋内外で使用が可能であり、通常時から使用する送受信器（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、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（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）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	中央制御室に滞在する情報班員が、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、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（固定型）を使用する。 緊急時対策所の災害対策要員が、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、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（固定型）、衛星電話設備（携帯型）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（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）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（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）、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	現場での人力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
	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機能回復	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窒素確保（非常用窒素供給系高圧窒素ガスボンベ切替え）	運転員等 (中央制御室, 現場)	3	281 分以内
	非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧（非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ切替え）	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〕		
	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〕		
	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	
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）（現場操作）	運転員等 (中央制御室, 現場)	6	165 分以内
	（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）	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）復旧後の原子炉除熱	運転員等 （中央制御室，現場）	3	177 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）（第一弁（S／C側）遠隔操作不可の場合）	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）（第二弁遠隔操作不可の場合）	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		
	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）（第一弁（D／W側）遠隔操作不可の場合）	運転員等（現場）	3	140 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の冷却（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の冷却の場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	6	195 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. 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の冷却（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の冷却の場合）	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の冷却（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の冷却の場合）	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）（第一弁（S／C 側）遠隔操作不可の場合のベント準備）	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徐熱（現場操作）（第二弁遠隔操作不可の場合）	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
	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	4	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）への初期水張りの場合）	運転員等 （中央制御室）	1	215 分以内
		重大事故等対応要員	8	

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	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）への初期水張りの場合）	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）への初期水張りの場合）	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）による原子炉压力容器への注水（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压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）による原子炉压力容器への注水（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压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	
	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） （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）	運転員等 （中央制御室）	1	535 分以内
		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の不活性化（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）内への不活性ガス（窒素）注入の場合）	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。		

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. 10	代替電源設備により水素爆発による損傷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。		
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	
	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	

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（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	
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	210 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	5	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	210 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

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	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
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)	2	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)	2	160 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. 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)	2	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)	2	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)	1	210 分以内
		重大事故等対応要員	6	
	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	170 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)	1	190 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
1. 15	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	26 分以内
	可搬型計測器による計測	重大事故等対応要員	2	54 分以内
1. 16	チェンジングエリアの設置及び運用	重大事故等対応要員	2	170 分以内
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

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	可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定（空气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等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定（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等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定（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
	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	緊急時対策所非常用換気設備運転手順	災害対策要員	1	5 分以内
	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
	緊急時対策所加圧設備への切替手順	災害対策要員	2	5 分以内
	緊急時対策所加圧設備の停止手順	災害対策要員	2	67 分以内
	緊急時対策所エリアモニタ設置手順	重大事故等対応要員	1	10 分以内
	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	20 分以内
	緊急時対策所用発電機による給電	災害対策要員	1	3 分以内
1. 19	代替電源設備からの給電等	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
原子炉スクラムの確認	—	—	平均出力領域計装 起動領域計装
高圧注水機能喪失の確認	主蒸気隔離弁 A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 逃がし安全弁 (安全弁機能)	—	原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域, S A 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系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
低圧注水機能喪失の確認	—	—	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
常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) の起動準備操作	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 緊急用 M / C 電圧
逃がし安全弁 (自動減圧機能) の手動操作による原子炉減圧	逃がし安全弁 (自動減圧機能) 非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ	—	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 格納容器雰囲気放射線モニタ (D / W, S / C)
原子炉水位の調整操作	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域, S A 燃料域) 低圧代替注水系原子炉注水流量 代替淡水貯槽水位

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
常設低圧代替注水系ポンプを用いた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 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	－	ドライウエル圧力 ドライウエル雰囲気温度 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 代替淡水貯槽水位 サプレッション・プール水位 原子炉水位(広帯域, 燃料域) 原子炉水位(SA広帯域, SA燃料域) 低圧代替注水系原子炉注水流量
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱(サプレッション・チェンバ側)	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 格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W, S/C) フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ, 低レンジ)
可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給操作	代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	代替淡水貯槽水位
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	－

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
原子炉スクラムの確認	—	—	平均出力領域計装 起動領域計装
高圧注水機能喪失の確認	主蒸気隔離弁 A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） 逃がし安全弁（安全弁機能）	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 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系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（S A）
低圧炉心スプレイ系等の自動起動の確認	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水系） 非常用ディーゼル発電機 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 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
原子炉自動減圧の確認	過渡時自動減圧回路 逃がし安全弁（自動減圧機能）	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W，S/C）
原子炉水位の調整操作	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水系） 非常用ディーゼル発電機 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 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
残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）によるサブプレッション・プール冷却	残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系） 非常用ディーゼル発電機 軽油貯蔵タンク	—	サブプレッション・プール水温度 残留熱除去系系統流量

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
原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認	所内常設直流電源設備 常設代替直流電源設備 主蒸気隔離弁 逃がし安全弁（安全弁機能）	－	平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） M／C 2 C 電圧 M／C 2 D 電圧 緊急用 M／C 電圧
原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認	原子炉隔離時冷却系 所内常設直流電源設備	－	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 原子炉隔離時冷却系系統流量
原子炉水位の調整操作（原子炉隔離時冷却系）	原子炉隔離時冷却系 所内常設直流電源設備	－	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 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の確認	－	－	－
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	－	可搬型代替注水中型ポンプ	－
逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能） 非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ	可搬型代替注水中型ポンプ	サプレッション・プール水温度 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） ドライウエル雰囲気温度 格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W，S／C）
原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（可搬型））	西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 低圧代替注水系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力（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	－

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
直流電源の負荷切離操作	所内常設直流電源設備	—	—
可搬型代替注水中型ポンプを用いた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	可搬型代替注水中型ポンプ	ドライウエル圧力 ドライウエル雰囲気温度 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 サプレッション・プール水位
常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	緊急用 M/C 電圧
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作	—	—	—
常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	M/C 2C 電圧 M/C 2D 電圧
残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱	残留熱除去系（低圧注水系） 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 常設代替高圧電源装置 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） 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル圧力 サプレッション・プール水温度

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
原子炉スクラム及び全電源喪失の確認	逃がし安全弁（安全弁機能） 常設代替直流電源設備	—	原子炉圧力（SA） M/C 2C電圧 M/C 2D電圧 緊急用M/C電圧
高圧代替注水系の起動操作	高圧代替注水系 常設代替直流電源設備	—	高圧代替注水系系統流量
原子炉水位の調整操作（高圧代替注水系）	高圧代替注水系 常設代替直流電源設備	—	原子炉水位（SA広帯域，SA燃料域） 高圧代替注水系系統流量
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	—	可搬型代替注水中型ポンプ	—
逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能） 非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ 常設代替直流電源設備	—	サブプレッション・プール水温度 原子炉圧力（SA） ドライウエル雰囲気温度 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W，S/C）
原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（可搬型））	西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	原子炉水位（SA広帯域，SA燃料域） 低圧代替注水系原子炉注水流量 高圧代替注水系系統流量 原子炉圧力（SA）
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	—
可搬型代替注水中型ポンプを用いた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	可搬型代替注水中型ポンプ	ドライウエル圧力 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ圧力 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 サブプレッション・プール水位

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
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M/C電圧
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作	—	—	—
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧
残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱	残留熱除去系（低圧注水系） 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 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（SA広帯域） 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル圧力 サプレッション・プール水温度

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
原子炉スクラム，全交流動力電源喪失及び逃がし安全弁開固着の確認	所内常設直流電源設備 常設代替直流電源設備 主蒸気隔離弁 逃がし安全弁（安全弁機能）	－	平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） M／C 2 C 電圧 M／C 2 D 電圧 緊急用M／C 電圧
原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認	原子炉隔離時冷却系 所内常設直流電源設備	－	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 原子炉隔離時冷却系系統流量
原子炉水位の調整操作（原子炉隔離時冷却系）	原子炉隔離時冷却系 所内常設直流電源設備	－	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） 格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W，S／C）
早期の電源回復不能の確認	－	－	－
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	－	可搬型代替注水中型ポンプ	原子炉圧力 原子炉圧力（S A）
逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能） 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ	－	原子炉圧力 原子炉圧力（S A）
原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（可搬型））	西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 低圧代替注水系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力（S A）

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
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	—
直流電源の負荷切離操作	所内常設直流電源設備	—	—
可搬型代替注水中型ポンプを用いた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	可搬型代替注水中型ポンプ	ドライウエル圧力 ドライウエル雰囲気温度 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 サプレッション・プール水位
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	緊急用 M/C 電圧
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作	—	—	—
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧
残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱	残留熱除去系（低圧注水系） 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 常設代替高圧電源装置 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） 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル圧力 サプレッション・プール水温度

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）」（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
原子炉スクラムの確認	—	—	平均出力領域計装 起動領域計装
原子炉隔離時冷却系の自動 起動の確認	原子炉隔離時冷却系 主蒸気隔離弁 A T W S 緩和設備（代替原子炉 再循環ポンプトリップ機能） 逃がし安全弁（安全弁機能）	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域， S A 燃料域） 原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（S A）
原子炉水位の調整操作（原子 炉隔離時冷却系）	原子炉隔離時冷却系	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域， S A 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	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	サプレッション・プール水温度 残留熱除去系海水系系統流量 M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧
常設低圧代替注水系ポンプ を用いた低圧代替注水系 （常設）の起動準備操作	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	常設低圧代替注水系ポンプ 吐出圧力 緊急用 M/C 電圧
逃がし安全弁（自動減圧機能） の手動操作による原子炉減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能） 非常用窒素供給系高圧窒素ポン ベ	—	サプレッション・プール水温度 原子炉圧力 原子炉圧力（S A）
原子炉水位の調整操作（低 圧代替注水系（常設））	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域， S A 燃料域） 低圧代替注水系原子炉注水流量 代替淡水貯槽水位 原子炉隔離時冷却系系統流量

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）」（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海水通水操作	緊急用海水系 常設代替高圧電源装置 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） 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
緊急用海水系を用いた残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱	残留熱除去系（低圧注水系） 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） 緊急用海水系 常設代替高圧電源装置 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） 残留熱除去系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル圧力 サプレッション・プール水温度

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
原子炉スクラムの確認	—	—	平均出力領域計装 起動領域計装
高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認	主蒸気隔離弁 高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 A T W S 緩和設備 （代替原子炉再循環 ポンプトリップ機能） 逃がし安全弁（安全 弁機能） 非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域， S A 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系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（S A）
原子炉水位の調整操作（原子炉隔離時冷却系）	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域， S A 燃料域） 原子炉隔離時冷却系系統流量
崩壊熱除去機能喪失の確認	—	—	サプレッション・プール水温度 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動準備操作	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 緊急用M/C電圧
逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能） 非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ	—	サプレッション・プール水温度 原子炉圧力 原子炉圧力（S A）
原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（常設））	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域， S A 燃料域） 低圧代替注水系原子炉注水流量 代替淡水貯槽水位 原子炉隔離時冷却系系統流量

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
常設低圧代替注水系ポンプを用いた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 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	ドライウエル圧力 ドライウエル雰囲気温度 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 代替淡水貯槽水位 サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 低圧代替注水系原子炉注水流量
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱（サプレッション・チェンバ側）	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 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W，S/C） フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ，低レンジ）
可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給操作	代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	代替淡水貯槽水位
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	—

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
原子炉停止機能喪失の確認	A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	—	平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力 原子炉圧力（S A）
高圧炉心スプレイ系の自動起動確認等	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 逃がし安全弁（逃がし弁機能）	—	ドライウエル圧力 原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 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系統流量 平均出力領域計装 起動領域計装
自動減圧系等の作動阻止操作	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（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（S A）
ほう酸水注入系の起動操作	ほう酸水注入系	—	平均出力領域計装 起動領域計装 サプレッション・プール水温度 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力
残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）による格納容器除熱	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）	—	サプレッション・プール水温度 残留熱除去系系統流量
原子炉水位の調整操作	ほう酸水注入系 高圧炉心スプレイ系	—	平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 高圧炉心スプレイ系系統流量

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
原子炉スクラム及び L O C A 発生の確認	—	—	平均出力領域計装 起動領域計装 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ 圧力
高圧注水機能喪失の確認	主蒸気隔離弁 A T W S 緩和設 備 (代替原子炉 再循環ポンプト リップ機能) 逃がし安全弁 (安全弁機能)	—	原子炉水位 (広帯域, 燃料 域) 原子炉水位 (S A 広帯域, S A 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系統流 量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
低圧注水機能喪失の確認	—	—	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
常設低圧代替注水系ポンプ を用いた低圧代替注水系 (常設) の起動準備操作	常設低圧代替注 水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電 源装置 軽油貯蔵タンク	—	常設低圧代替注水系ポンプ 吐出圧力 緊急用 M / C 電圧
逃がし安全弁 (自動減圧機 能) の手動操作による原子 炉減圧	逃がし安全弁 (自動減圧機 能) 非常用窒素供給 系高圧窒素ポン プ	—	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 格納容器雰囲気放射線モニ タ (D / W, S / C)
原子炉水位の調整操作	常設低圧代替注 水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電 源装置 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位 (広帯域, 燃料 域) 原子炉水位 (S A 広帯域, S A 燃料域) 低圧代替注水系原子炉注水 流量 代替淡水貯槽水位

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
常設低圧代替注水系ポンプを用いた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 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	－	ドライウエル圧力 ドライウエル雰囲気温度 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 代替淡水貯槽水位 サプレッション・プール水位 原子炉水位(広帯域, 燃料域) 原子炉水位(S A 広帯域, S A 燃料域) 低圧代替注水系原子炉注水流量
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱(サプレッション・チェンバ側)	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 格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W, S/C) フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ, 低レンジ)
可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給操作	代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	代替淡水貯槽水位
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	－

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 の発生	—	—	—
原子炉スクラムの確認	—	—	平均出力領域計装 起動領域計装
原子炉隔離時冷却系の自動 起動の確認	原子炉隔離時冷却系 主蒸気隔離弁 A T W S 緩和設備（代替原子炉 再循環ポンプトリップ機能） 逃がし安全弁（安全弁機能）	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域， S A 燃料域） 原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（S A）
I S L O C A 発生の確認	—	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域， S A 燃料域） 原子炉隔離時冷却系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
中央制御室における残留熱 除去系の注入弁の閉止操作	—	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（S A 広帯域） 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
低圧炉心スプレイ系の起動 操作	低圧炉心スプレイ系 非常用ディーゼル発電機 軽油貯蔵タンク	—	低圧炉心スプレイ系ポンプ 吐出圧力
逃がし安全弁（自動減圧機能） の手動操作による原子炉減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能） 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ	—	原子炉圧力 原子炉圧力（S A）
常設低圧代替注水系ポンプ を用いた低圧代替注水系 （常設）の起動準備操作	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	常設低圧代替注水系ポンプ 吐出圧力 緊急用M/C電圧

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
原子炉水位の維持操作	低圧炉心スプレイ系 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 非常用ディーゼル発電機 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 低圧代替注水系原子炉注水流量 代替淡水貯槽水位 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
中央制御室における残留熱除去系の弁の閉止操作	—	—	原子炉圧力 原子炉圧力（S A） 原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）によるサプレッション・プール冷却	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系） 非常用ディーゼル発電機 軽油貯蔵タンク	—	サプレッション・プール水温度 残留熱除去系系統流量
現場における残留熱除去系の注入弁の閉止操作	残留熱除去系注入弁	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
原子炉水位の調整操作	低圧炉心スプレイ系 非常用ディーゼル発電機 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 低圧炉心スプレイ系系統流量

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
原子炉スクラムの確認	所内常設直流電源設備 常設代替直流電源設備 主蒸気隔離弁 逃がし安全弁 (安全弁機能)	—	平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 緊急用 M/C 電圧
原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認	原子炉隔離時冷却系 所内常設直流電源設備	—	原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域, S A 燃料域) 原子炉隔離時冷却系系統流量
原子炉水位の調整操作 (原子炉隔離時冷却系)	原子炉隔離時冷却系 所内常設直流電源設備	—	原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域, S A 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の確認	—	—	—
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) の起動準備操作	—	可搬型代替注水中型ポンプ	—
逃がし安全弁 (自動減圧機能) の手動操作による原子炉減圧	逃がし安全弁 (自動減圧機能) 非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ	可搬型代替注水中型ポンプ	サプレッション・プール水温度 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) ドライウエル雰囲気温度 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W, S/C)
原子炉水位の調整操作 (低圧代替注水系 (可搬型))	西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域, S A 燃料域) 低圧代替注水系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (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	—

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
直流電源の負荷切離操作	所内常設直流電源設備	—	—
可搬型代替注水中型ポンプを用いた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	可搬型代替注水中型ポンプ	ドライウエル圧力 ドライウエル雰囲気温度 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 サプレッション・プール水位
常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M/C電圧
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作	—	—	—
常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧
緊急用海水系を用いた残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱	残留熱除去系（低圧注水系） 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） 緊急用海水系 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（SA広帯域） 残留熱除去系系統流量 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） 低圧代替注水系原子炉注水流量 サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル圧力 サプレッション・プール水温度

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，LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認	所内常設直流電源設備 主蒸気隔離弁	—	平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 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	—	—	原子炉隔離時冷却系系統流量
炉心損傷確認	所内常設直流電源設備	—	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の確認	—	—	—
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた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	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M/C電圧 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（SA広帯域，SA燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 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 代替淡水貯槽水位
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧

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
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	中央制御室換気系 非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系	—	—
緊急用海水系による海水通水操作	緊急用海水系ポンプ 常設代替高圧電源装置 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原子炉注水及び格納容器除熱操作	代替循環冷却系ポンプ 常設代替高圧電源装置 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 原子炉水位計（広帯域，燃料域） 原子炉水位計（S A 広帯域，S A 燃料域） サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル圧力
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	常設代替高圧電源装置 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を用いた格納容器内窒素供給操作	—	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	—

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	所内常設直流電源設備 主蒸気隔離弁	—	平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 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	—	—	原子炉隔離時冷却系系統流量
炉心損傷確認	所内常設直流電源設備	—	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の確認	—	—	—
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた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	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M/C電圧 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（SA広帯域，SA燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 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 代替淡水貯槽水位
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧

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
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	中央制御室換気系 非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系	—	—
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	常設代替高圧電源装置 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）
常設低圧代替注水系ポンプを用いた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	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	サプレッション・プール水位 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 代替淡水貯槽水位
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	格納容器圧力逃がし装置 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	サプレッション・プール水位 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
可搬型代替注水中型ポンプを用いた水源補給操作	代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	代替淡水貯槽水位
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	—

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」（1／3）

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	逃がし安全弁（安全弁機能） 所内常設直流電源設備 主蒸気隔離弁	—	平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） 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の確認	—	—	原子炉隔離時冷却系系統流量
早期の電源回復不能の確認	—	—	—
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M／C 電圧
高圧注水機能喪失の確認	—	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（S A）
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	M／C 2 C 電圧 M／C 2 D 電圧
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	中央制御室換気系 非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系	—	—
緊急用海水系による海水通水操作	緊急用海水ポンプ 常設代替高圧電源装置 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）

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」 (2/3)

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
代替循環冷却系による格納容器除熱操作	代替循環冷却系ポンプ 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル圧力
炉心損傷確認	所内常設直流電源設備	—	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) 2 弁による原子炉急速減圧操作	逃がし安全弁 (自動減圧機能) 非常用窒素供給高圧窒素ポンプ 所内常設直流電源設備	—	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サブプレッション・プール水温度
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	常設代替高圧電源装置 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)
格納容器下部水温の継続監視	—	—	原子炉圧力容器温度 格納容器下部水温
原子炉圧力容器破損の判断	—	—	格納容器下部水温
常設低圧代替注水系ポンプを用いた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	常設低圧代替注水系ポンプ 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル圧力
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) による溶融炉心への注水操作	常設低圧代替注水系ポンプ 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	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
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作	代替循環冷却系ポンプ 常設代替高圧電源装置 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 サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル圧力

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」（3／3）

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
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力制御操作	常設低圧代替注水系ポンプ 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	－	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 サプレッション・チェンバ 圧力 ドライウエル圧力
可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作	－	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	－

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
使用済燃料プール冷却機能喪失の確認	—	—	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） 残留熱除去系系統流量
使用済燃料プール注水機能喪失の確認	—	—	使用済燃料プール水位・温度（S A 広域） 残留熱除去系系統流量
使用済燃料プール水位、温度の監視	—	—	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） 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）
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準備	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	可搬型代替注水中型ポンプ	緊急用 M/C 電圧
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	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	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）
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	—

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の確認	—	—	使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）
使用済燃料プール注水機能喪失の確認	—	—	使用済燃料プール水位・温度（S A 広域） 残留熱除去系系統流量
使用済燃料プール水位、温度監視	—	—	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）
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準備	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	可搬型代替注水中型ポンプ	緊急用 M/C 電圧
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	常設代替高圧電源装置 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク 西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	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） 代替淡水貯槽水位
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	—

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
運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止確認	—	—	残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系海水系系統流量
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	逃がし安全弁（自動減圧機能） 非常用窒素供給系 高圧窒素ポンプ	—	原子炉圧力 原子炉圧力（S A）
待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	残留熱除去系（低圧注水系） 非常用ディーゼル発電機 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 残留熱除去系系統流量
原子炉保護系母線の受電	非常用ディーゼル発電機 軽油貯蔵タンク	—	—
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉冷却	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 非常用ディーゼル発電機 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系海水系系統流量

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」 (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の確認	—	—	—
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 緊急用 M/C 電圧
常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動準備操作	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） 低圧代替注水系原子炉注水流量 代替淡水貯槽水位
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	—
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	逃がし安全弁（自動減圧機能） 所内常設直流電源設備 非常用窒素供給系 高圧窒素ポンプ	—	原子炉圧力 原子炉圧力（S A）
原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（常設））	常設低圧代替注水系ポンプ 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 代替淡水貯槽	—	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） 低圧代替注水系原子炉注水流量 代替淡水貯槽水位
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧
原子炉保護系母線の受電操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	—

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」 (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（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	－	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系海水系系統流量

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
原子炉冷却材の流出の確認	－	－	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） サプレッション・プール水位
待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	残留熱除去系（低圧注水系）	－	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域） 残留熱除去系系統流量
原子炉冷却材漏えい箇所の隔離	－	－	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域，S A 燃料域）

第 10－3 表 事故対処するために必要な施設

「反応度誤投入」

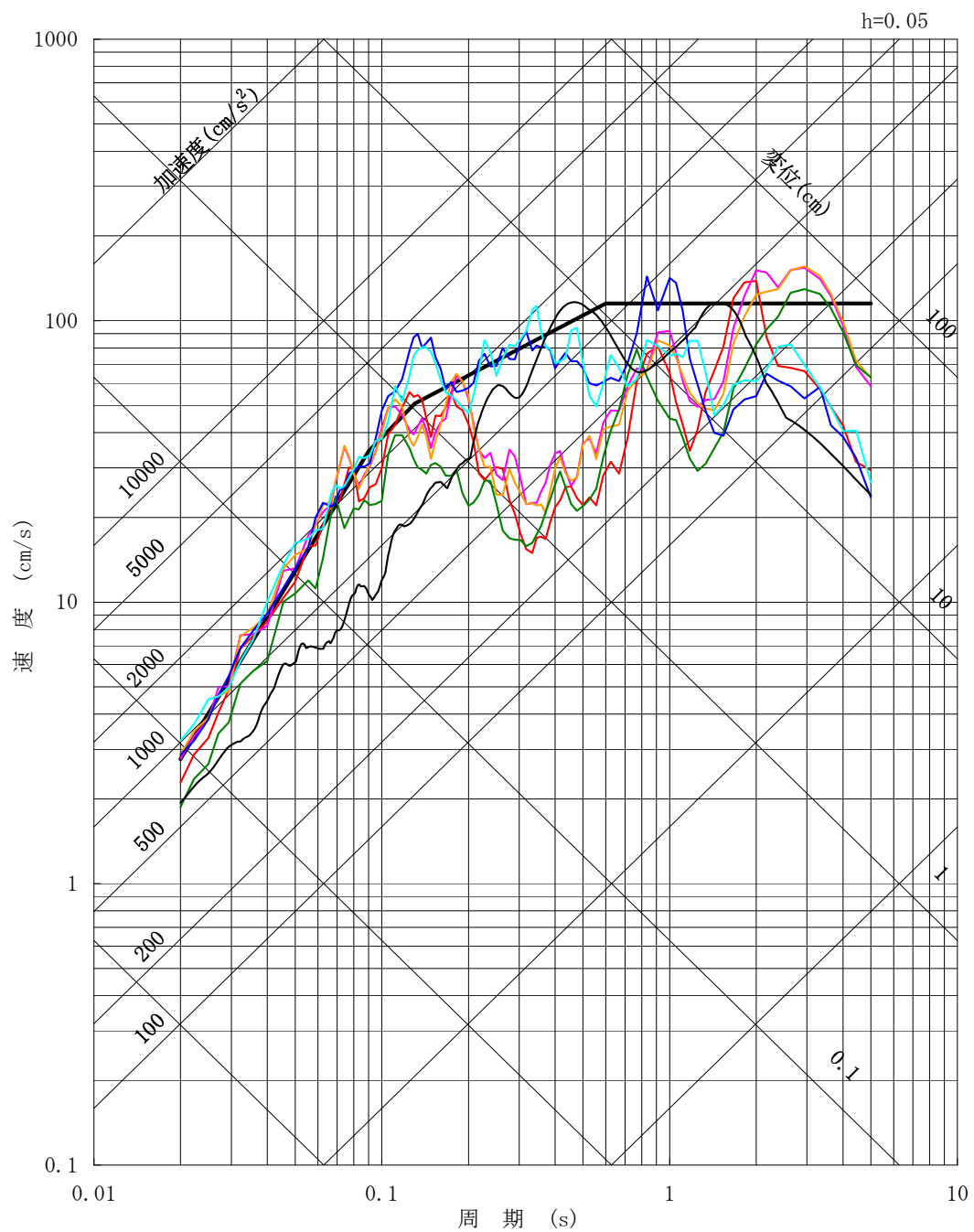
操作及び確認	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬型設備	計装設備
誤操作による反応度誤投入	－	－	起動領域計装
反応度誤投入後の原子炉スクラムの確認	－	－	起動領域計装

申請書図面の一部補正

申請書図面を以下のとおり補正する。

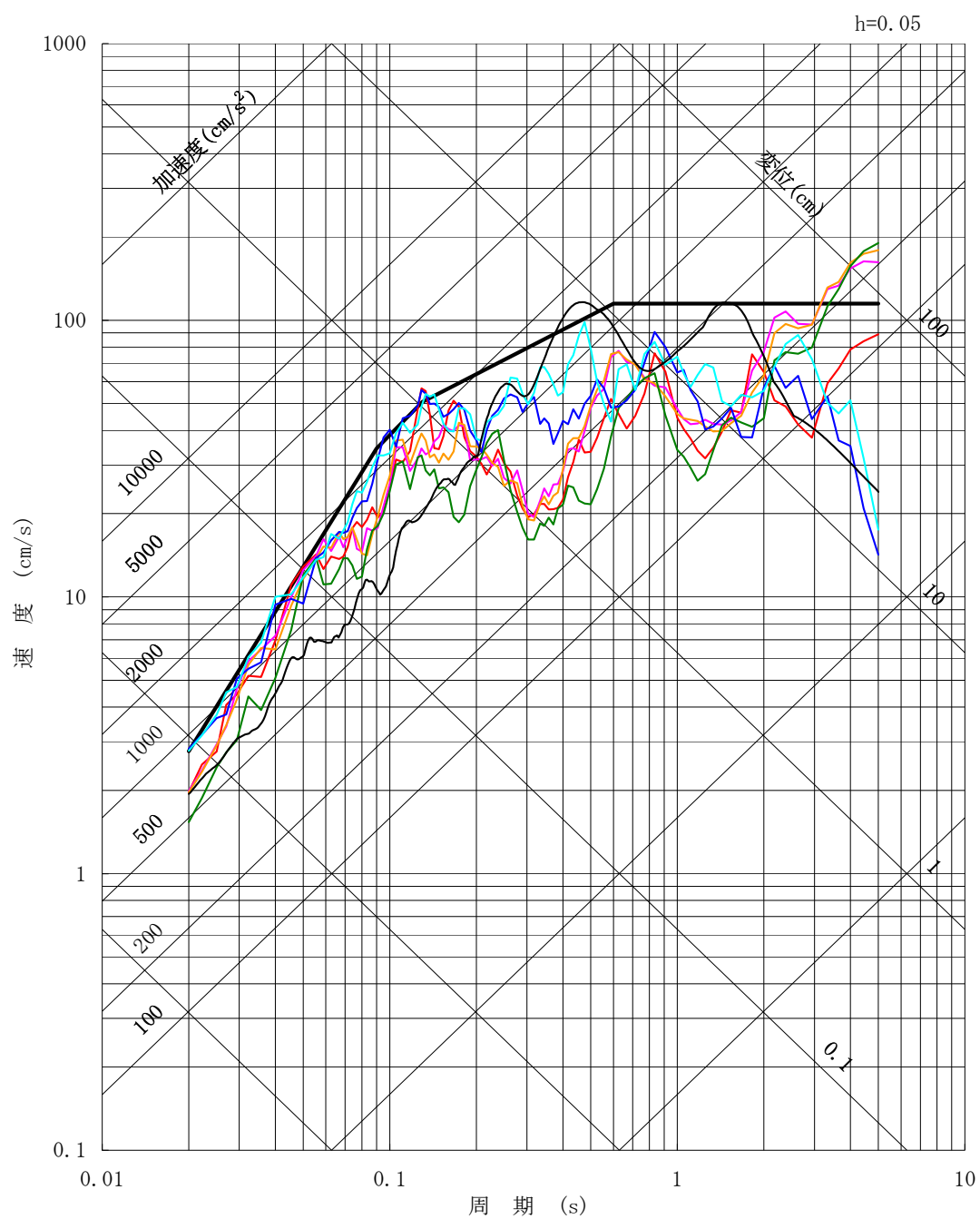
頁	行	補 正 前	補 正 後
－60－ ～ －66－		(記載変更)	別紙 1 に変更する。

「第 5-1 図 基準地震動 S_s の応答スペクトル (NS 成分)」, 「第 5-2 図 基準地震動 S_s の応答スペクトル (EW 成分)」, 「第 5-3 図 基準地震動 S_s の応答スペクトル (UD 成分)」, 「第 5-4 図 応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形 (S_s-D1)」, 「第 5-5 図 (1) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形 (S_s-11)」, 「第 5-5 図 (2) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形 (S_s-12)」, 「第 5-5 図 (3) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形 (S_s-13)」, 「第 5-5 図 (4) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形 (S_s-14)」, 「第 5-5 図 (5) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形 (S_s-21)」, 「第 5-5 図 (6) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形 (S_s-22)」, 「第 5-6 図 震源を特定せず策定する地震動による基準地震動 S_s の時刻歴波形 (S_s-31)」, 「第 5-7 図 基準津波の策定位置」, 「第 5-8 図 基準津波の時刻歴波形」, 「第 5-9 図 敷地に遡上する津波の時刻歴波形」を以下のとおり追加する。



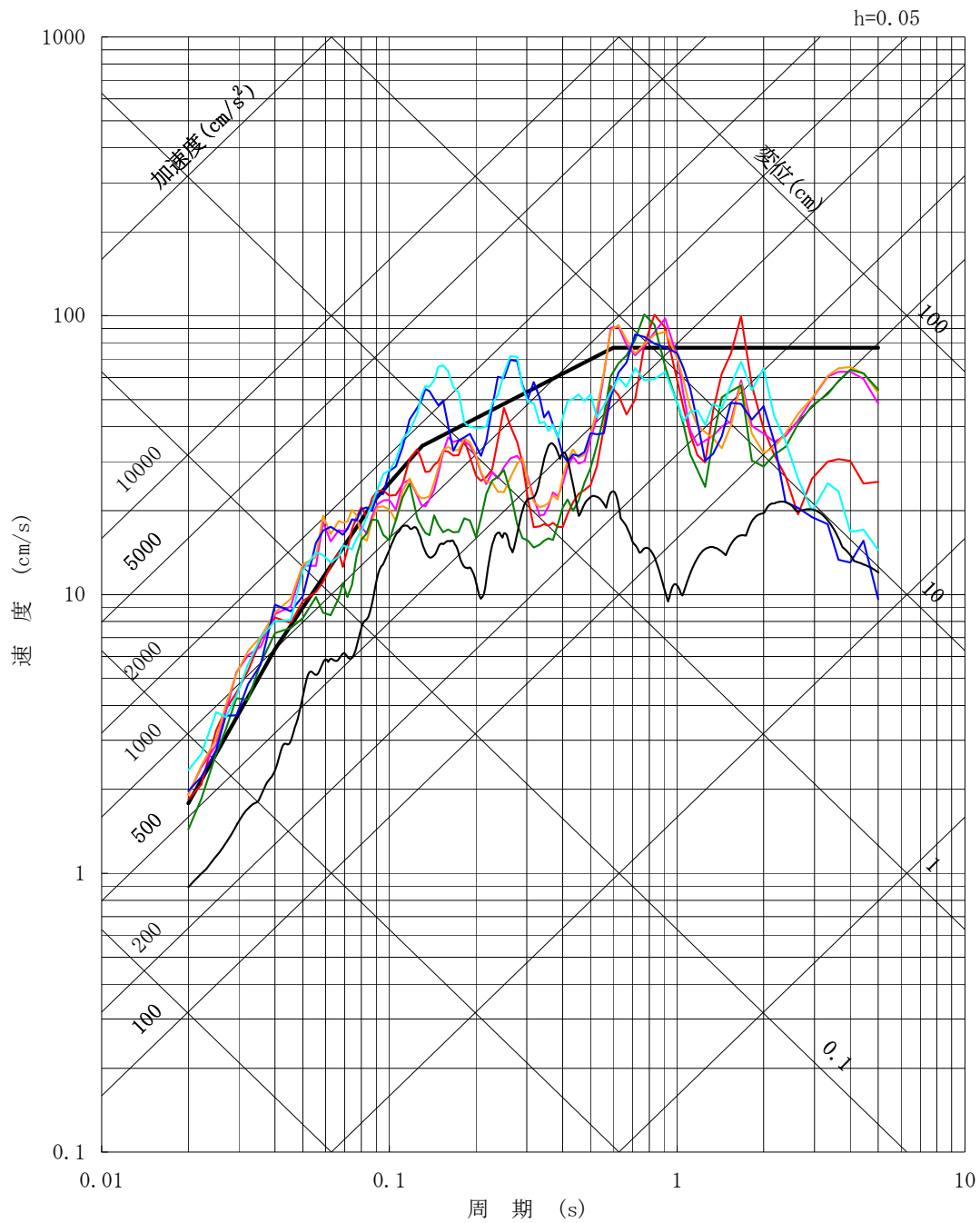
- S_s-D 1
- S_s-1 1 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 1)
- S_s-1 2 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 2)
- S_s-1 3 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 3)
- S_s-1 4 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点 2)
- S_s-2 1 2011 年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-2 2 2011 年東北地方太平洋沖型地震 (SMG A 位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S_s-3 1 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

第 5-1 図 基準地震動 S_s の応答スペクトル (NS 成分)



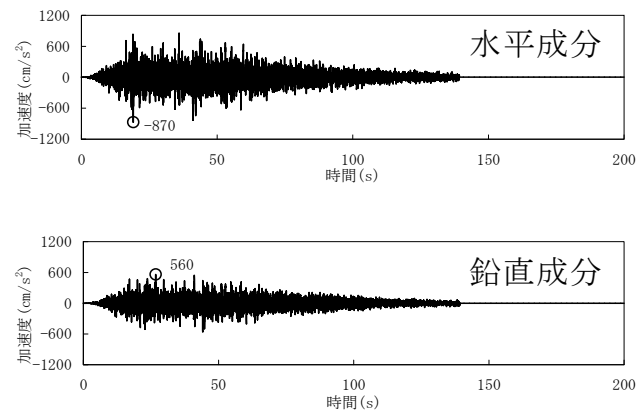
- S_s-D 1
- S_s-1 1 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 1)
- S_s-1 2 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 2)
- S_s-1 3 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 3)
- S_s-1 4 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点 2)
- S_s-2 1 2011 年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-2 2 2011 年東北地方太平洋沖型地震 (S M G A 位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S_s-3 1 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

第 5-2 図 基準地震動 S_s の応答スペクトル (E W 成分)

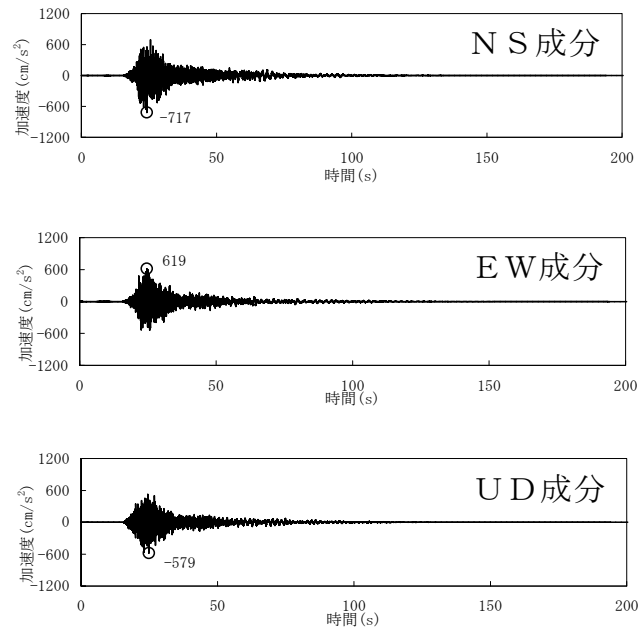


- S_s-D1
- S_s-11 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- S_s-12 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-13 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- S_s-14 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-21 2011年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-22 2011年東北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)
- 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

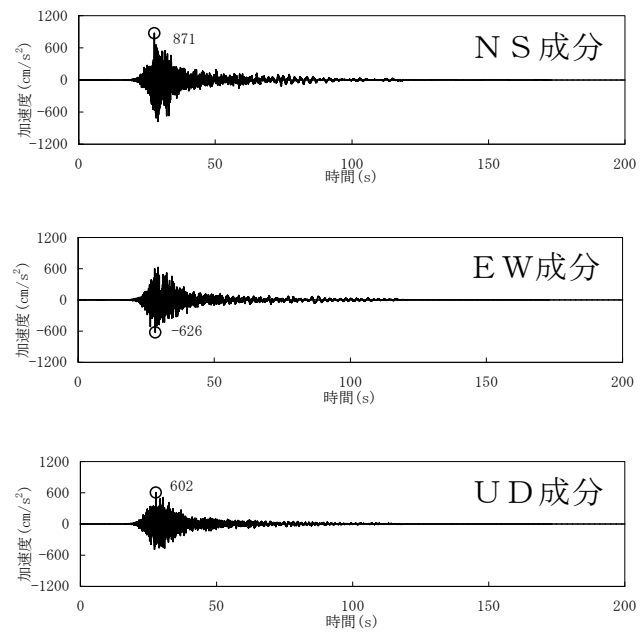
第5-3図 基準地震動 S_s の応答スペクトル (UD成分)



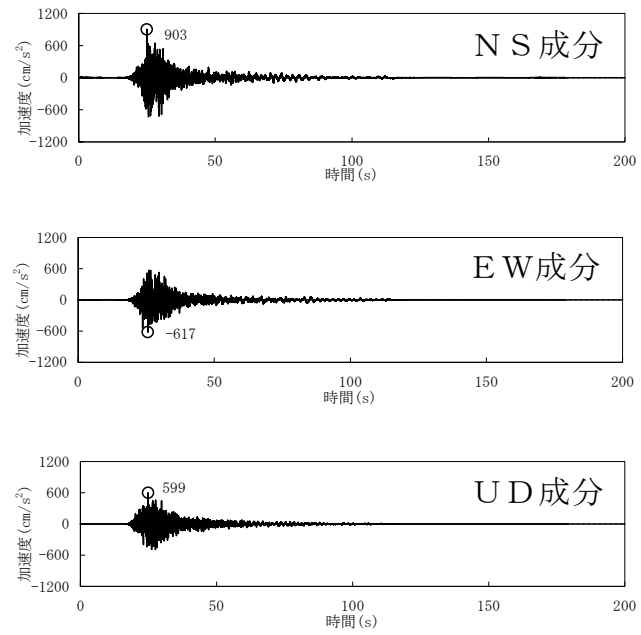
第 5-4 図 応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形
($S_s - D1$)



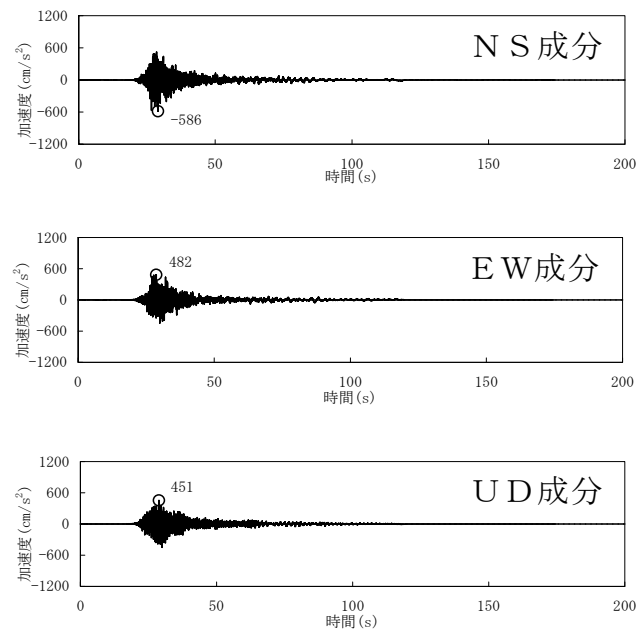
第 5-5 図(1) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形
($S_s - 11$)



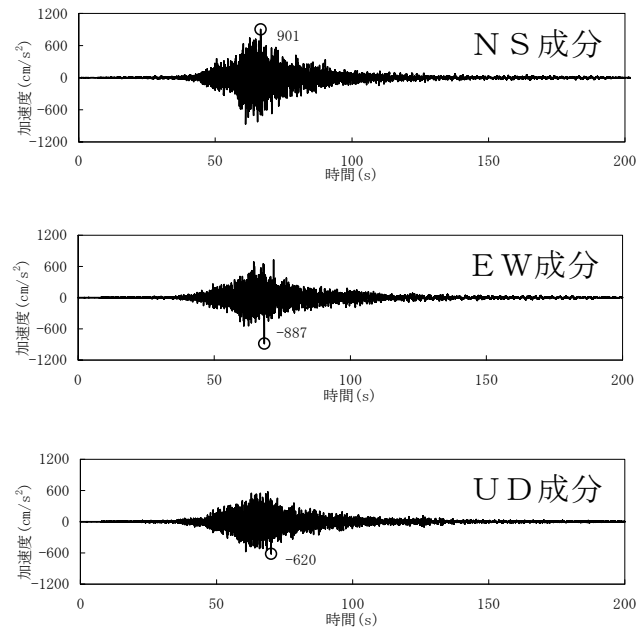
第 5-5 図(2) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形
($S_s - 12$)



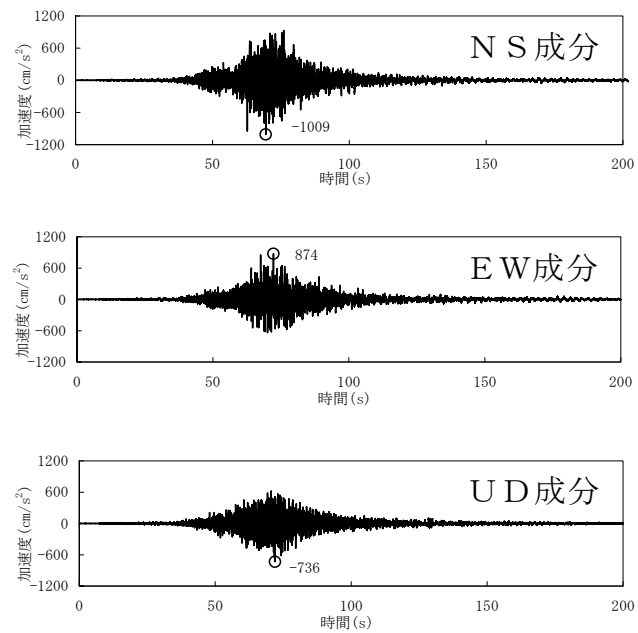
第 5-5 図(3) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形
($S_s - 13$)



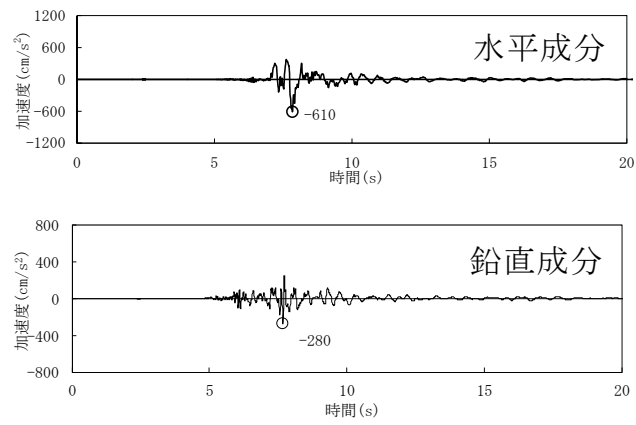
第 5-5 図(4) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形
($S_s - 14$)



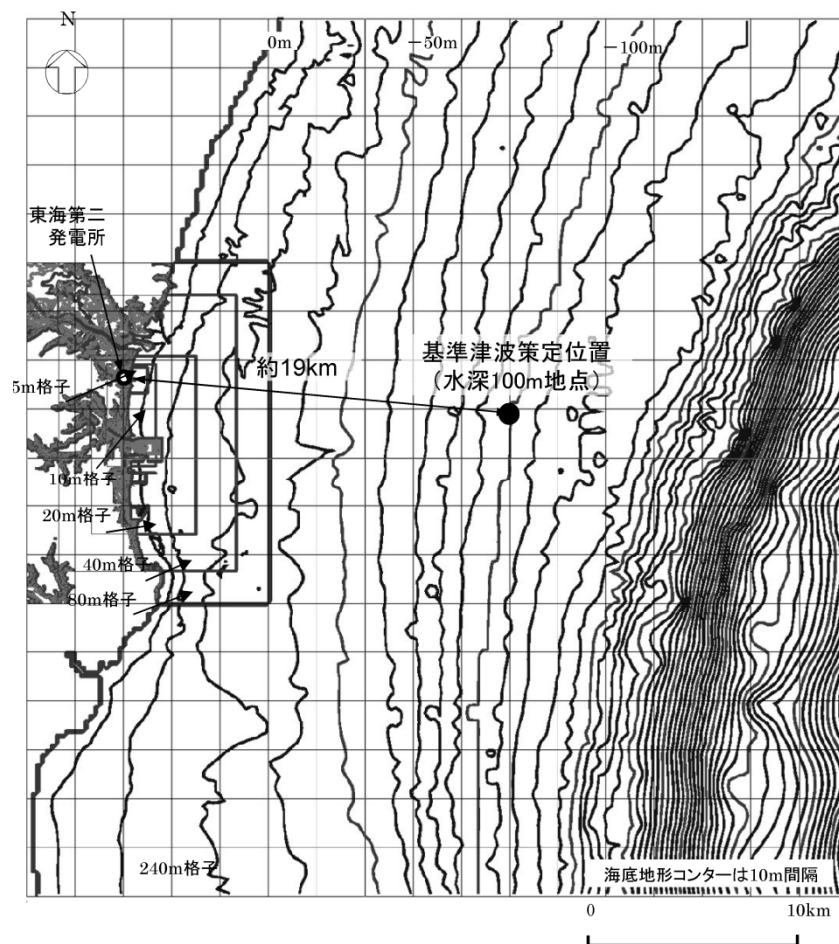
第 5-5 図(5) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形
($S_s - 21$)



第 5-5 図(6) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形
($S_s - 22$)

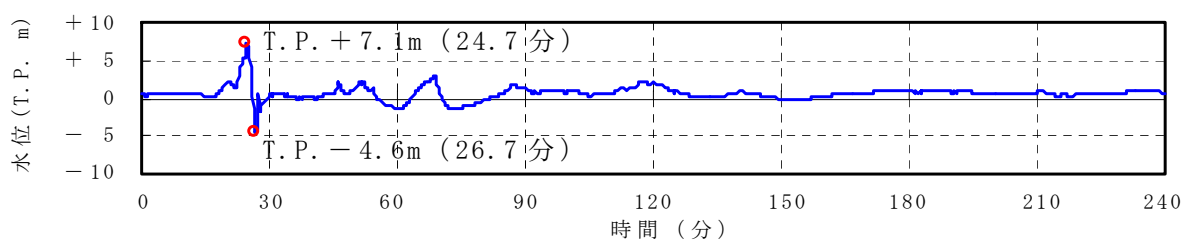


第 5－6 図 震源を特定せず策定する地震動による基準地震動 S_s の時刻歴波形（ $S_s - 31$ ）

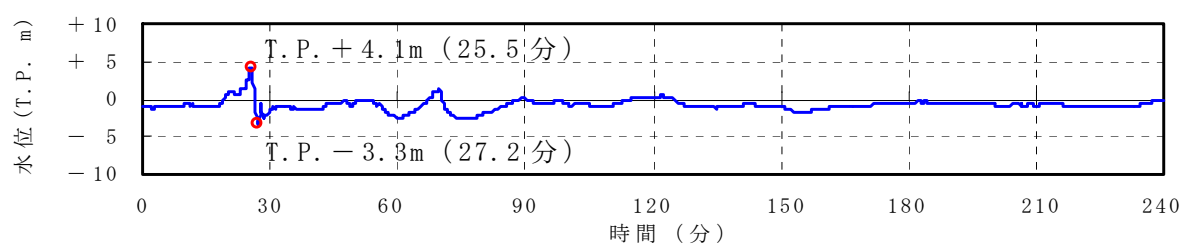


第 5－7 図 基準津波の策定位置

【取水口前面において最高水位をもたらす基準津波の時刻歴波形】



【取水口前面において最低水位をもたらす基準津波の時刻歴波形】



第 5－8 図 基準津波の時刻歴波形

【取水口前面において最高水位をもたらす敷地に遡上する津波の時刻歴波形】
(防潮堤前面)



第 5－9 図 敷地に遡上する津波の時刻歴波形

別紙 4 （工事計画）の一部補正

別紙４（工事計画）を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
－121－		（記載変更）	別紙１に変更する。

工 事 計 画

項目	年度 月	平成25年度			平成31年度						平成32年度												平成33年度					
		7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9
設計基準対象施設及び 重大事故等対処施設他設置																												

工事の終了



申請書添付参考図表の一部補正

申請書添付参考図表を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
－122－ ～ －143－		(記載変更)	別紙 1 に変更する。

申請書添付参考図表

申請書添付参考図表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 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」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「第 16 図 液体廃棄物処理系統概要図」に変更する。

「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「第 17 図 格納容器スプレイ冷却系（添付書類 八 第 5.4-2 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 7 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「第 26 図 固体廃棄物処理系統概要図」に変更する。

「第 29 図 管理区域図（添付書類 九 第 3.1-1 図）」を添付 8 のとおり変更する。

「第 44 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(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）（添付書類 八 第 4.3-1 図）」として添付 9 の図面を追加する。

「第 45 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(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注水）（添付書類 八 第 4.3-2 図）」として添付 10 の図面を追加する。

「第 46 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(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（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ）（添付書類 八 第 4.3-3 図）」として添付 11 の図面を追加する。

「第 47 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(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 (常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールのスプレイ) (添付書類 八 第 4.3-4 図)」として添付 12 の図面を追加する。

「第 48 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(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のスプレイ) (添付書類 八 第 4.3-5 図)」として添付 13 の図面を追加する。

「第 49 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(6) (代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却) (添付書類 八 第 4.3-6 図)」として添付 14 の図面を追加する。

「第 50 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図 (7) 使用済燃料プール監視設備 (添付書類 八 第 4.3-7 図)」として添付 15 の図面を追加する。

「第 51 図 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系統概要図 (1) (高圧代替注水系による原子炉注水) (添付書類 八 第 5.7-1 図)」として添付 16 の図面を追加する。

「第 52 図 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系統概要図 (1) (低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水) (添付書類 八 第 5.9-1 図)」として添付 17 の図面を追加する。

「第 53 図 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系統概要図 (2) (低圧代替注水系 (可搬) による原子炉注水 原子炉建屋東側接続口使用時) (添付書類 八 第 5.9-2 図)」として添付 18 の図面を追加する。

「第 54 図 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系統概要図 (6) (代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却) (添付書類 八 第 5.9-6 図)」として添付 19 の図面を追加する。

「第 55 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (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) (添付書類 八 第 5.10-1 図)」として添付 20 の図面を追加する。

「第 56 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (2) (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) (添付書類 八 第 5.10-2 図)」として添付 21 の図面を追加する。

「第 57 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (3) (緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保) (添付書類 八 第 5.10-3 図)」として添付 22 の図面を追加する。

「第 58 図 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系統概要図 (代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入) (添付書類 八 第 6.7-2 図)」として添付 23 の図面を追加する。

「第 59 図 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系統概要図 (原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制) (添付書類 八 第 6.7-3 図)」として添付 24 の図面を追加する。

「第 60 図 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系統概要図 (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) (添付書類 八 第 6.7-5 図)」として添付 25 の図面を追加する。

「第 61 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の減圧及び除熱) (添付書類 八 第 9.7-1 図)」として添付 26 の図面を追加する。

「第 62 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
(代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱(原子炉压力容器への注水を実施する場合)) (添付書類 八 第 9.7-2 図)」として添付 27
の図面を追加する。

「第 63 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
(代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱(原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合)) (添付書類 八 第 9.7-3 図)」として添付 28
の図面を追加する。

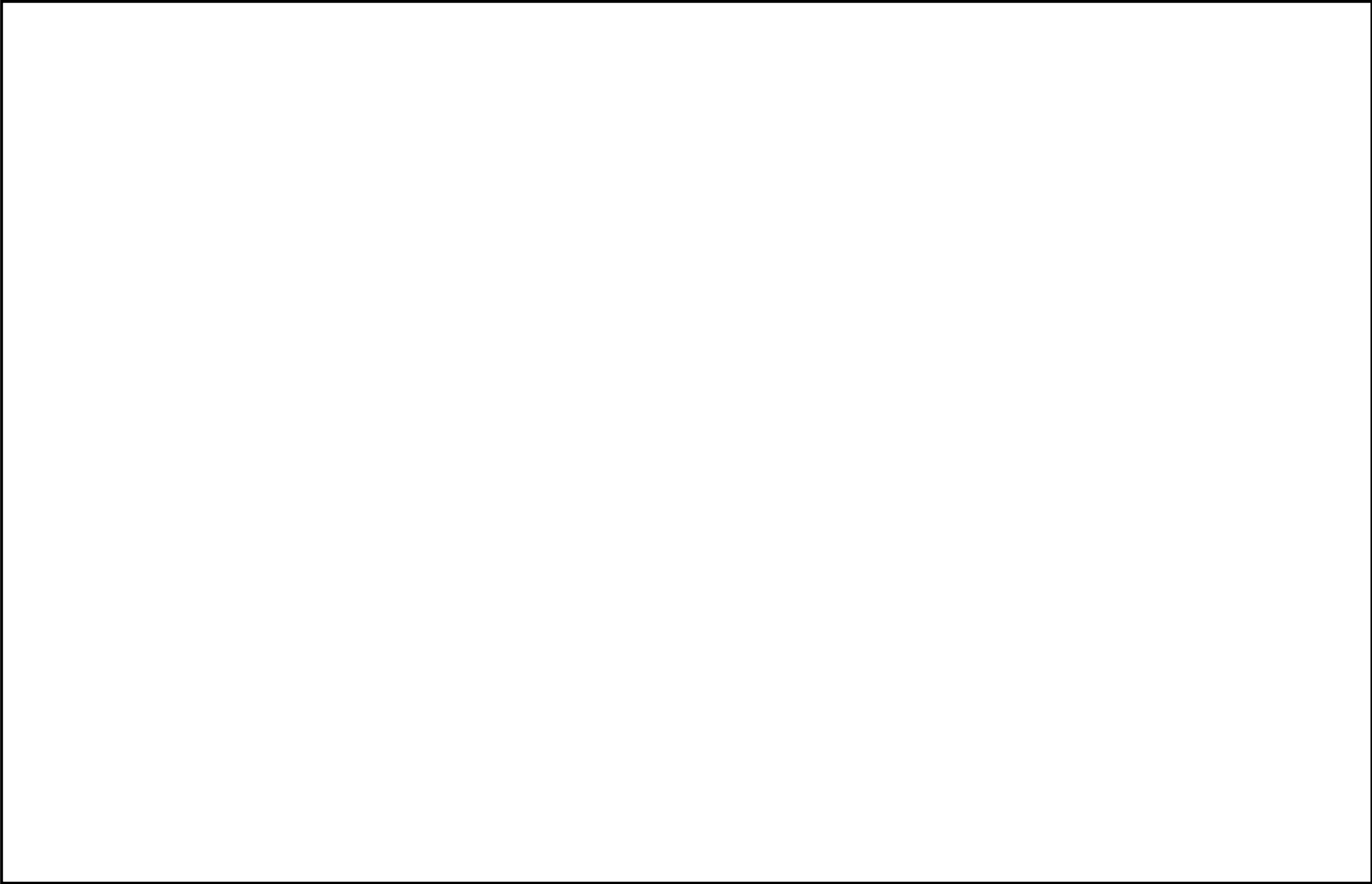
「第 64 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
(代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱(サブプレッション・プール水の除熱を実施する場合)) (添付書類 八 第 9.7-4 図)」として添付 29
の図面を追加する。

「第 65 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
(代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱(原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合)) (添付書類 八
第 9.7-5 図)」として添付 30 の図面を追加する。

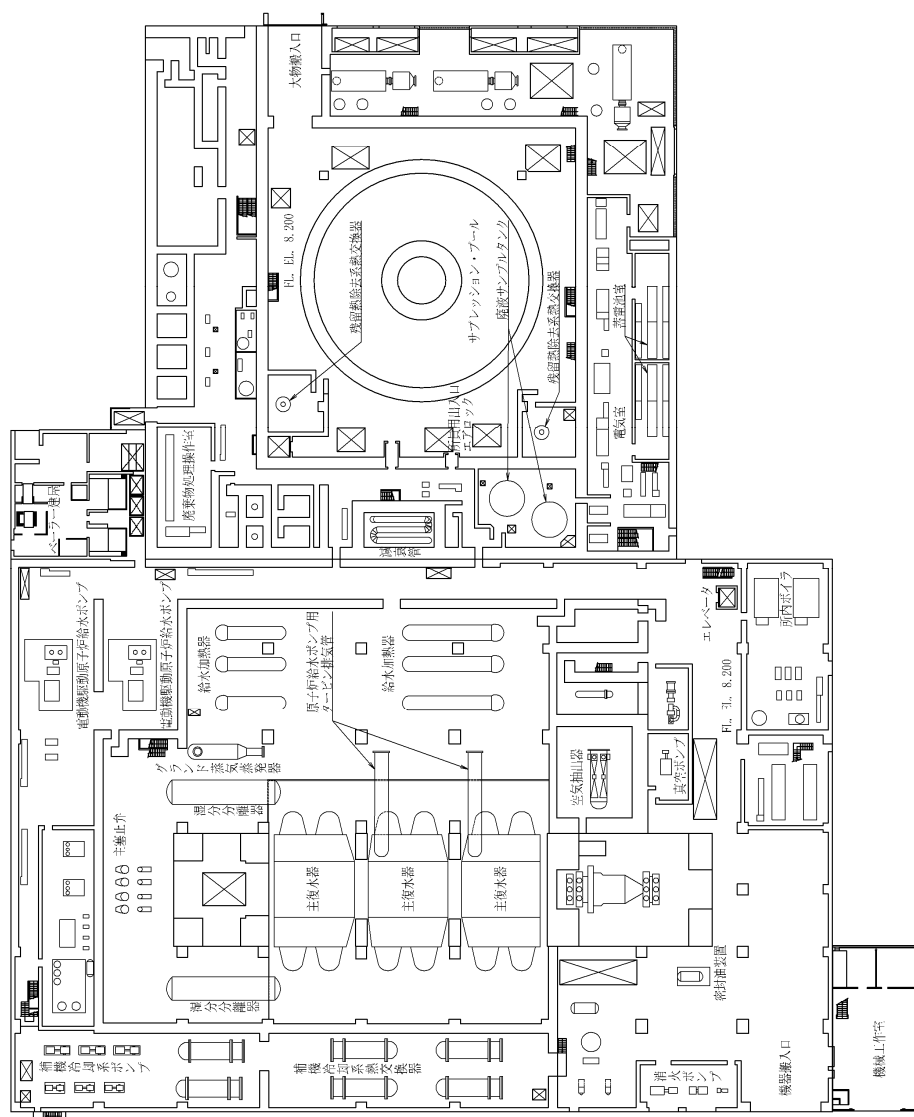
「第 66 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図(1) (格納容器下部注水系(常設)によるペデスタル(ドライウェル部)への注水) (添付書類 八 第 9.8-1 図)」として添付 31 の図面を追加する。

「第 67 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図(2) 格納容器下部注水系(可搬型)によるペデスタル(ドライウェル部)への注水) (添付書類 八 第 9.8-2 図)」として添付 32 の図面を追加する。

添付 1

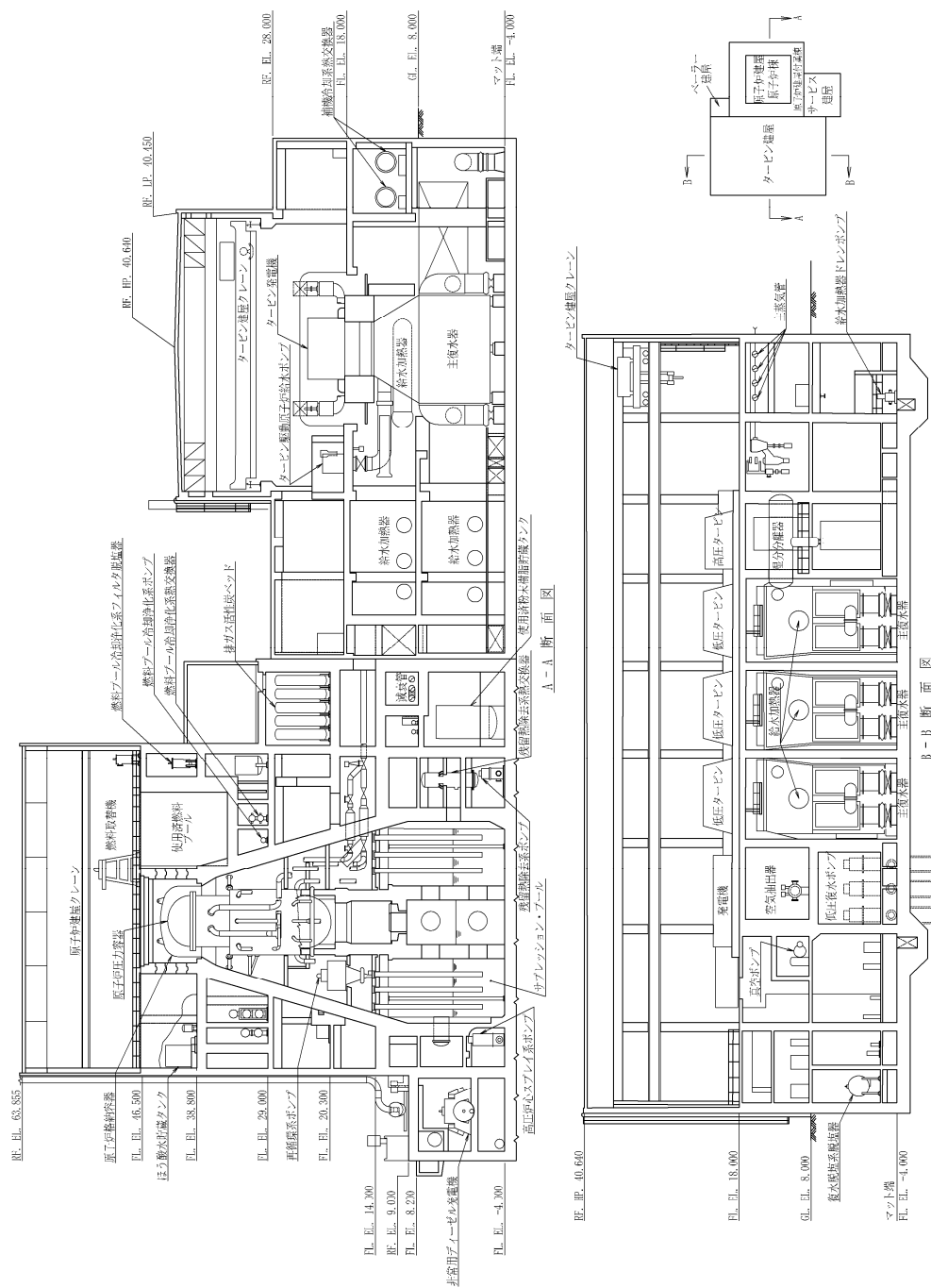


第 2 図 発電所一般配置図（添付書類 八 第 2.1－1 図）

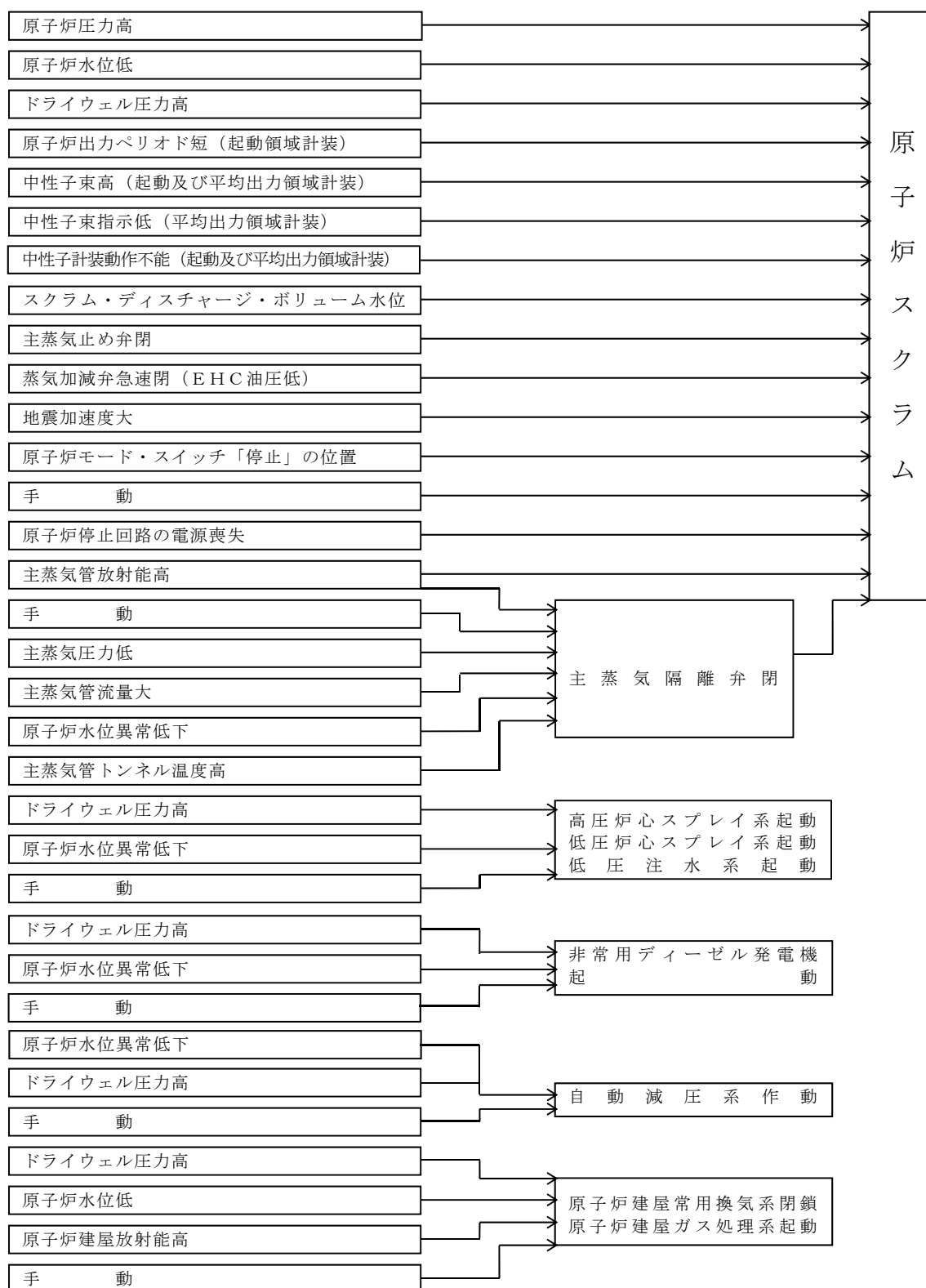


第3図 1階平面図(添付書類 第2.1-2図)

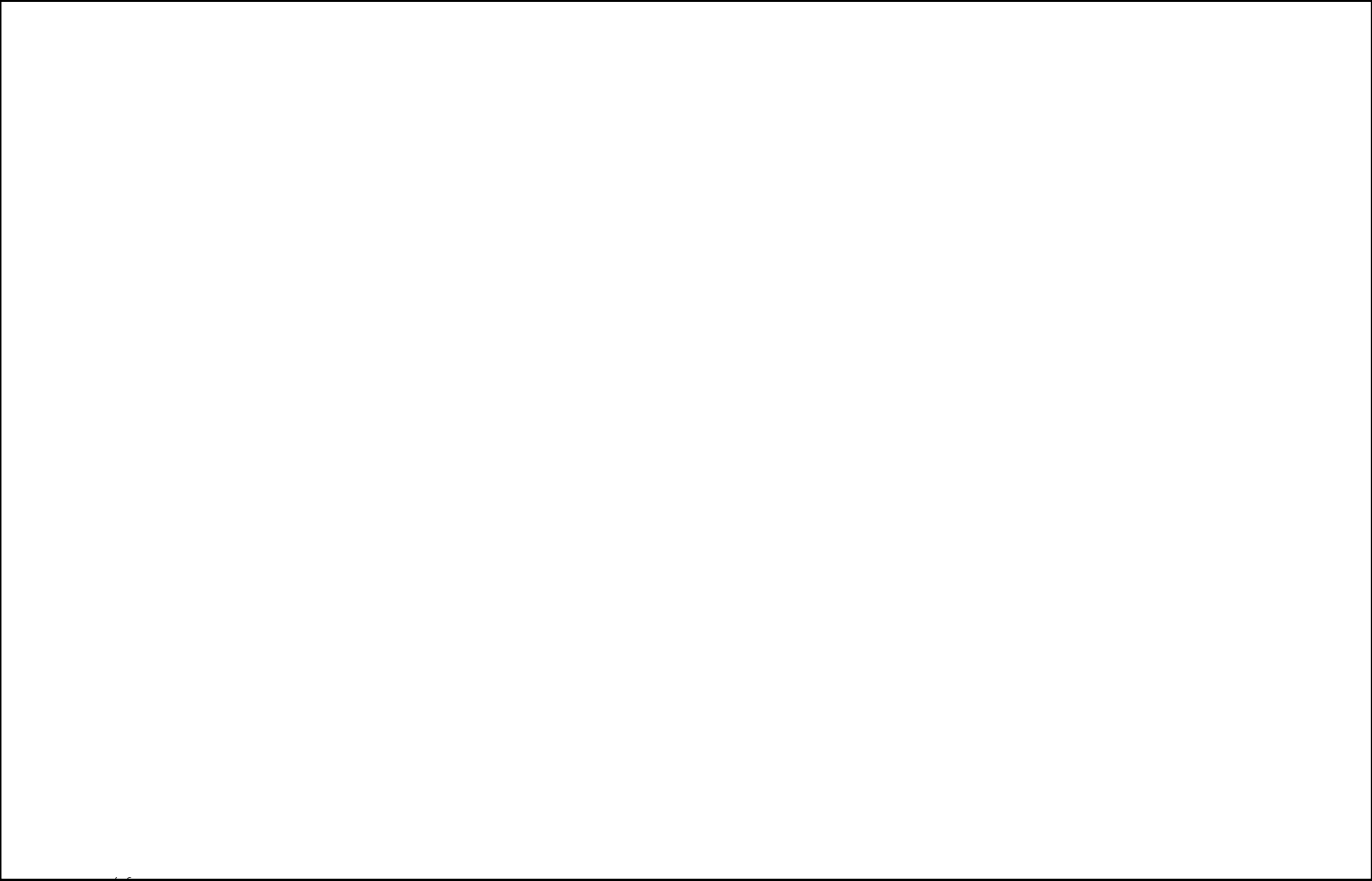




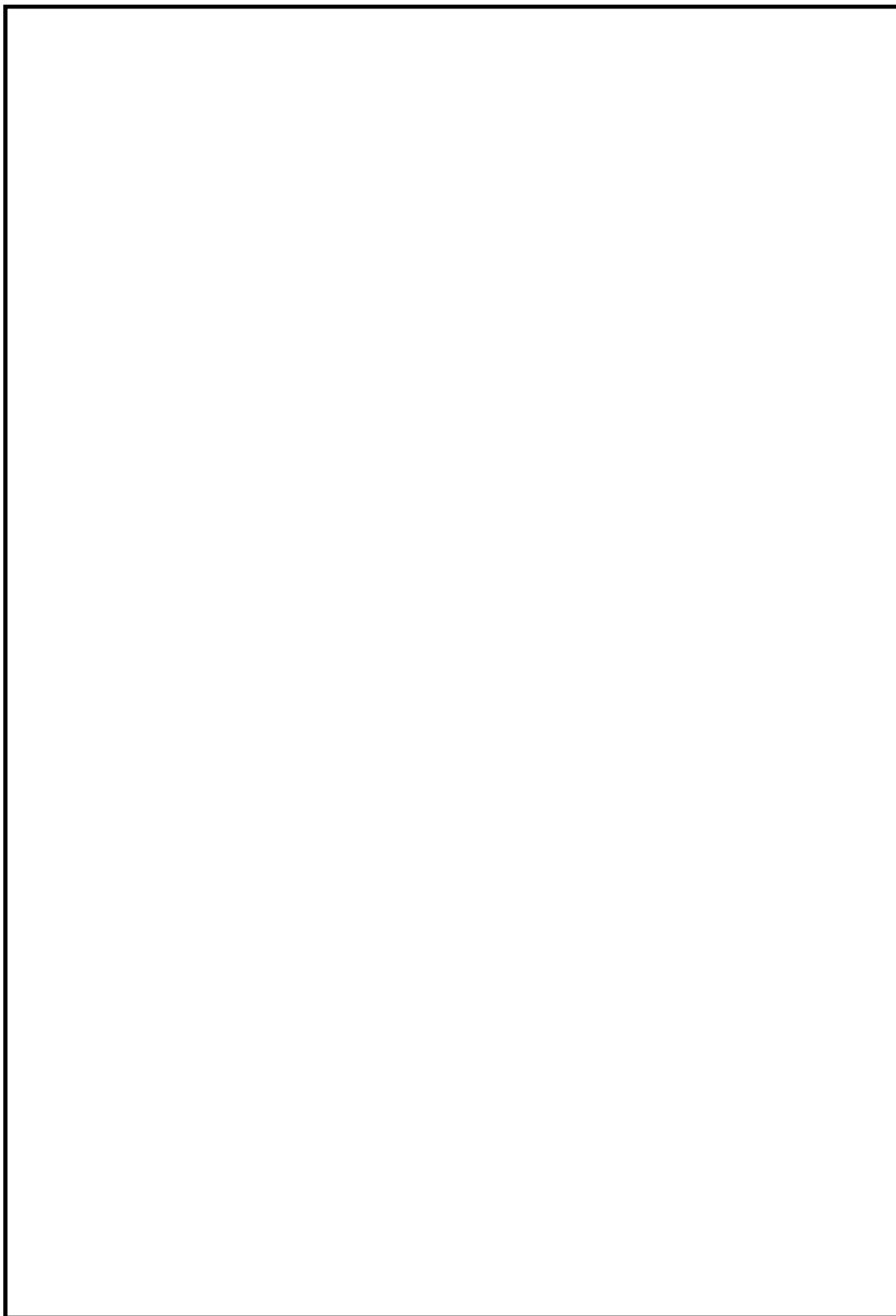
第6図 断面図(添付書類 第2.1-5図)



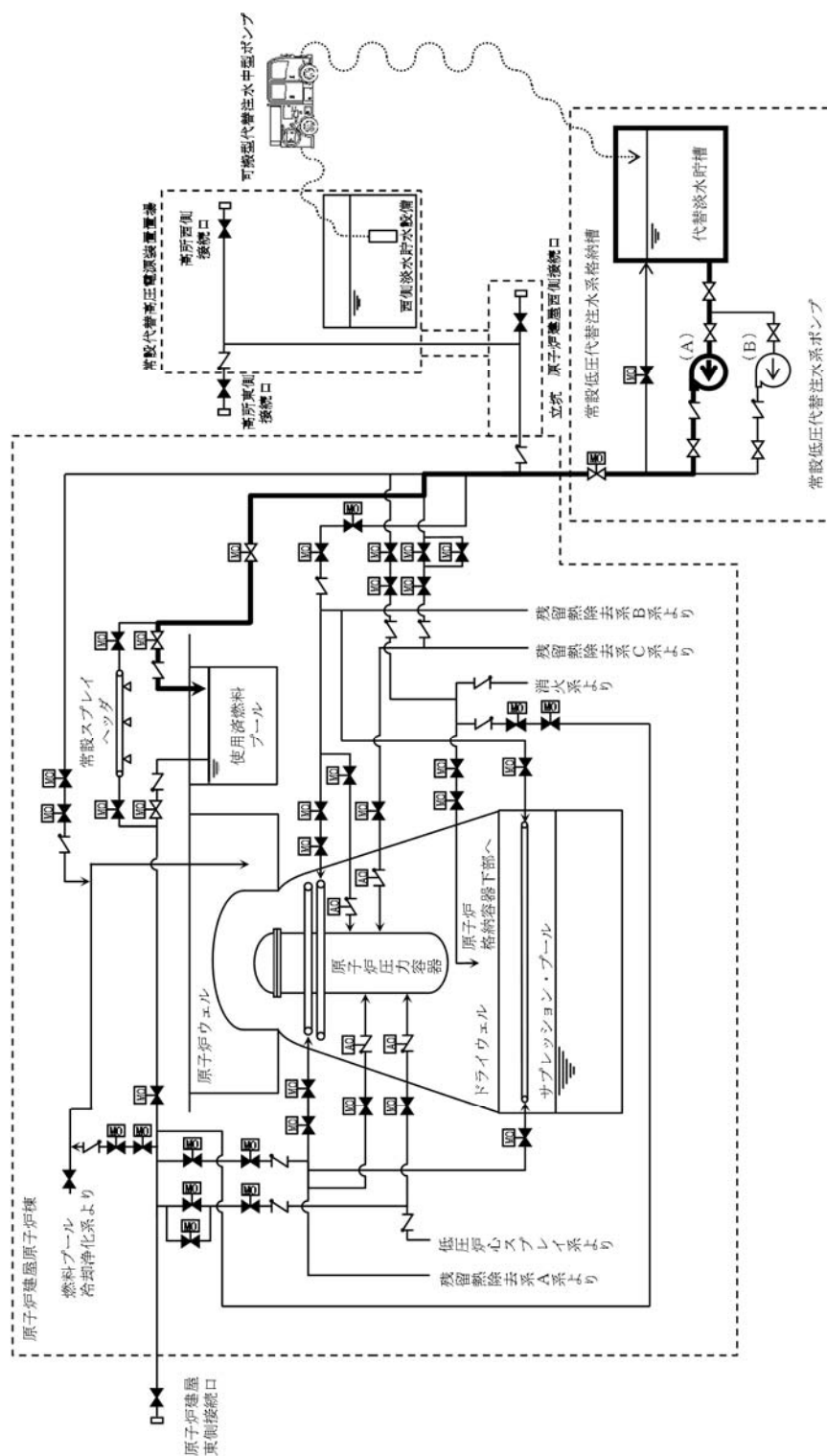
第 13 図 安全保護回路の概要図



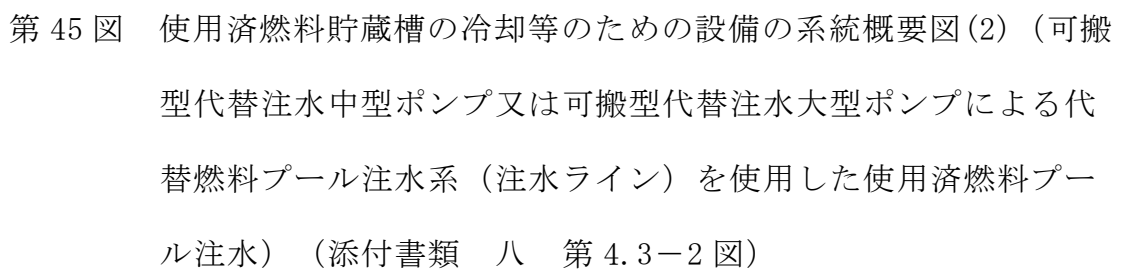
第 20 図 周辺監視区域図（添付書類 九 第 3.1－2 図）

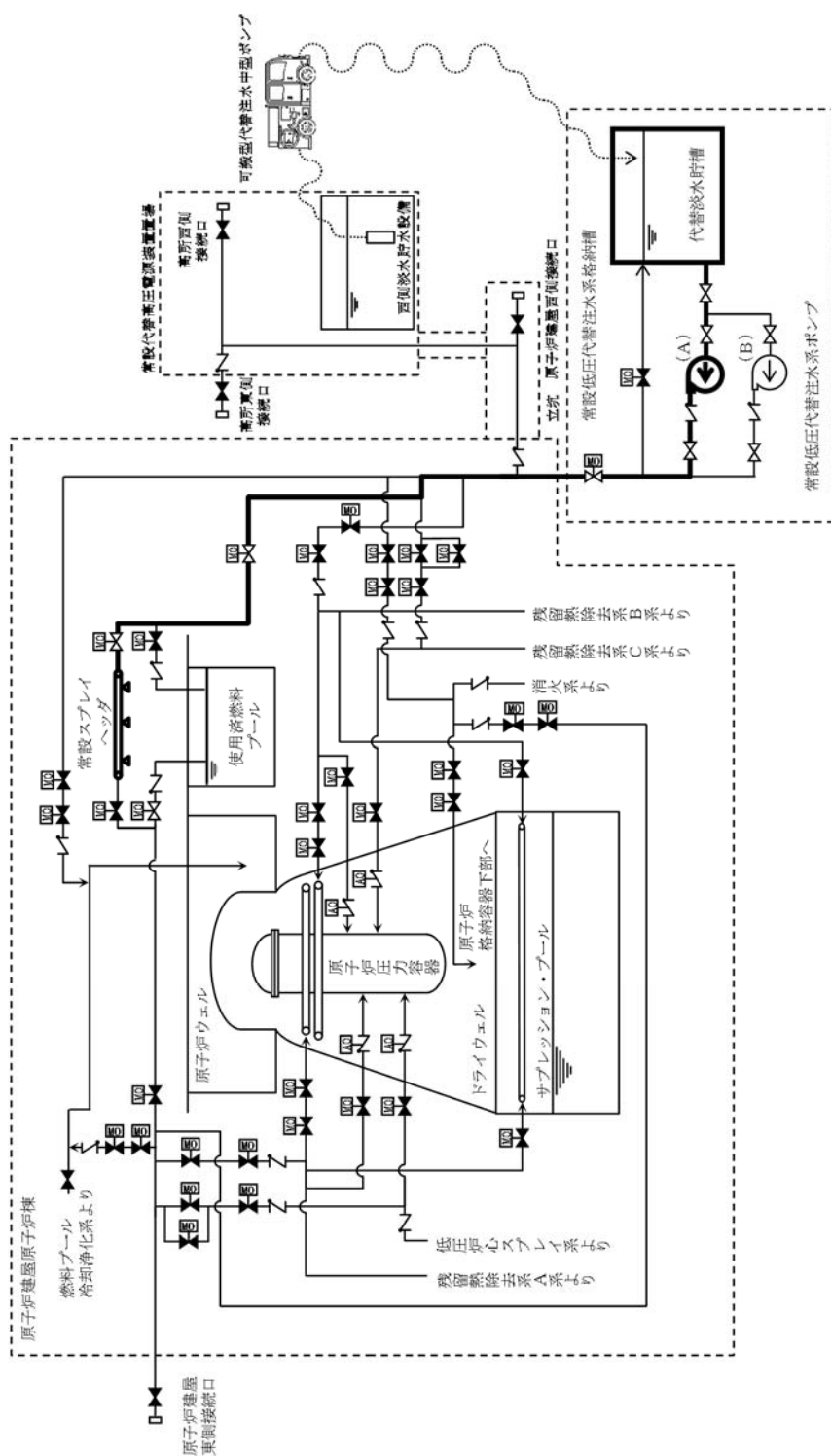


第 29 図 管理区域図 (添付書類 九 第 3.1-1 図)

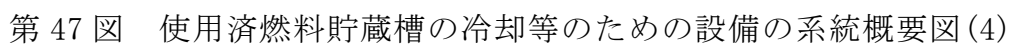


第 44 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(1)（常設
低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライ
ン）を使用した使用済燃料プール注水）（添付書類 八 第 4.3
-1 図）

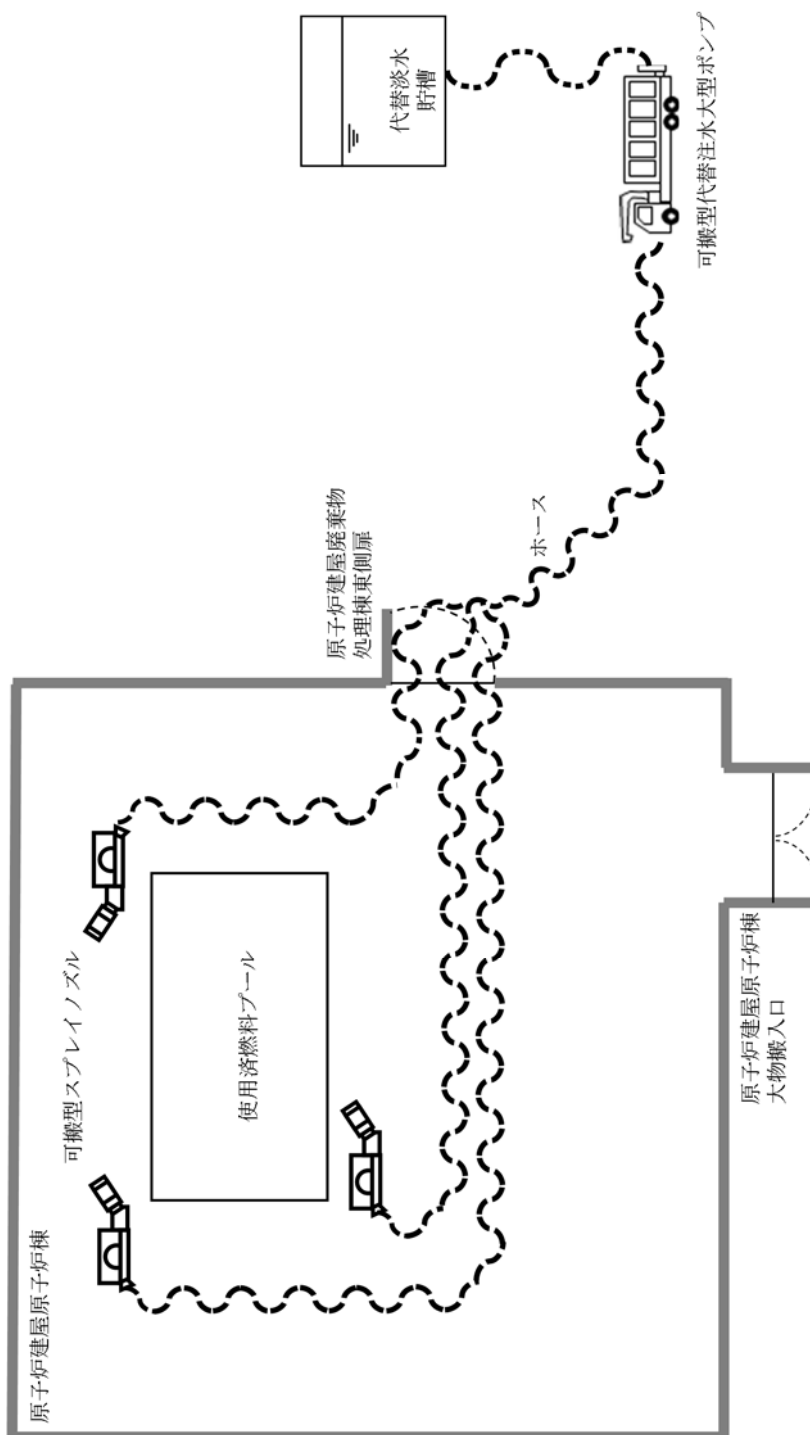




第 46 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(3) (常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールスプレイ) (添付書類 八 第 4.3-3 図)



付書類 八 第 4.3-4 図)



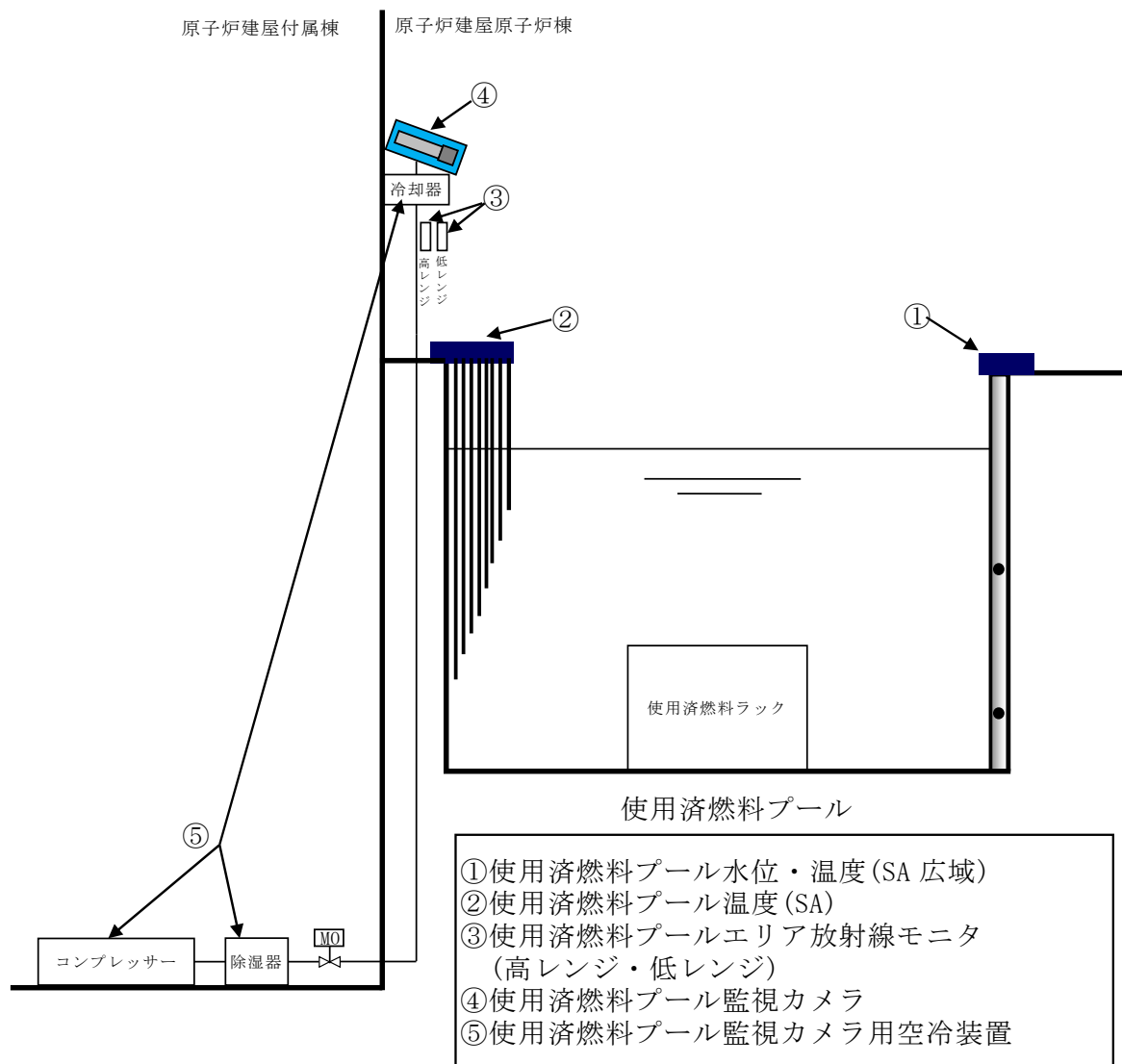
第 48 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(5)

(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スプレイ)

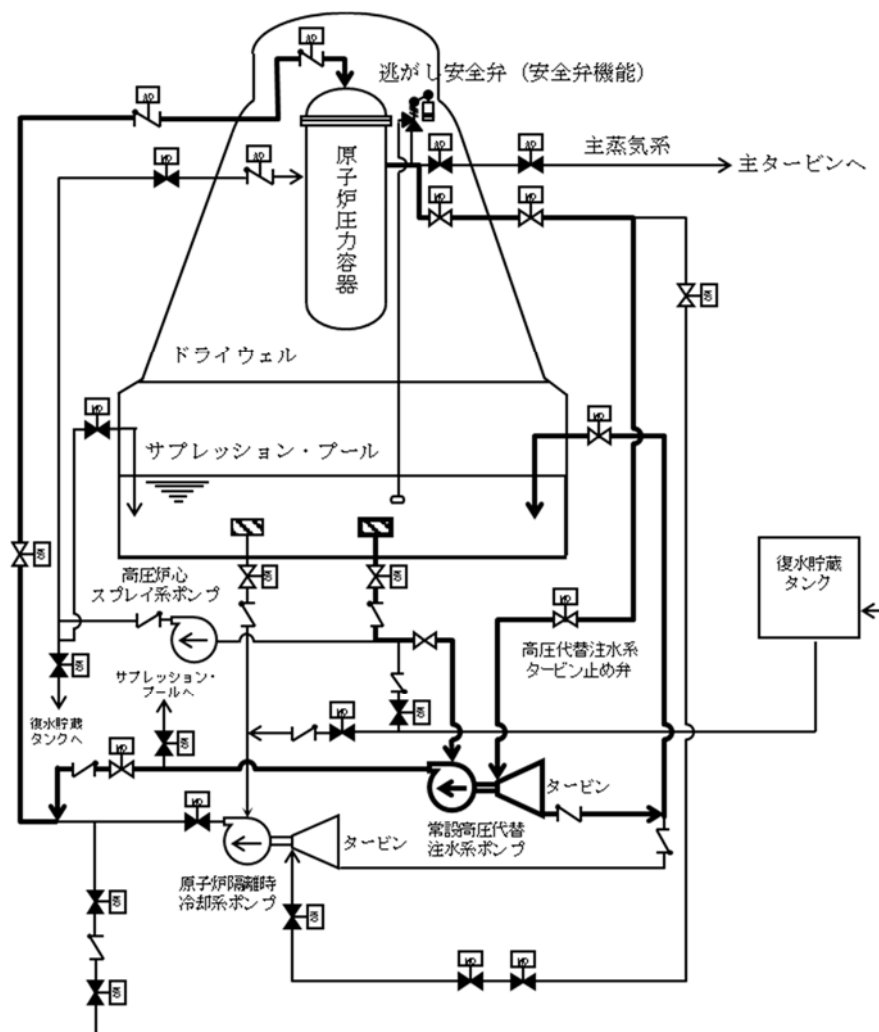
(添付書類 八 第 4.3-5 図)



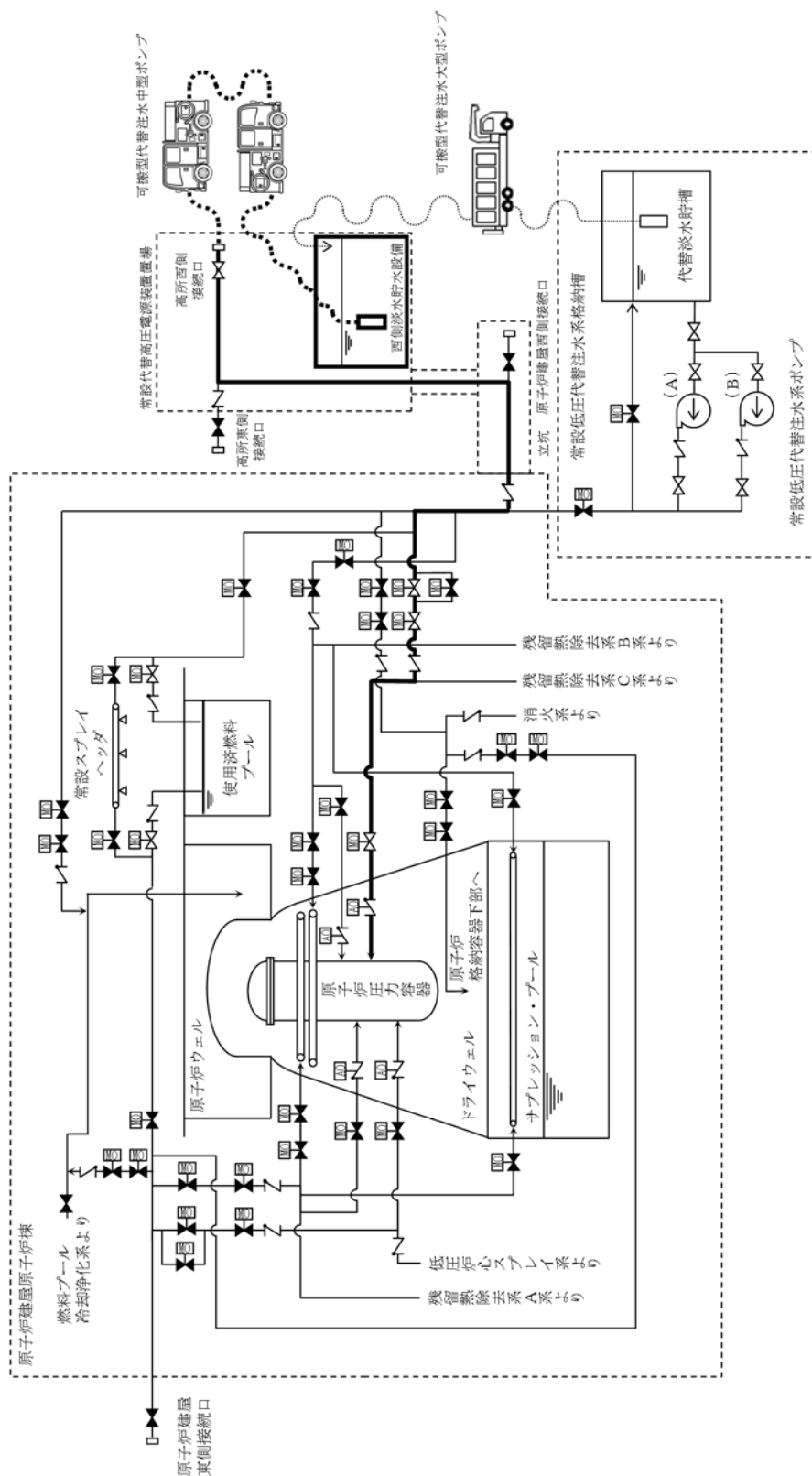
八 第 4.3-6 図)



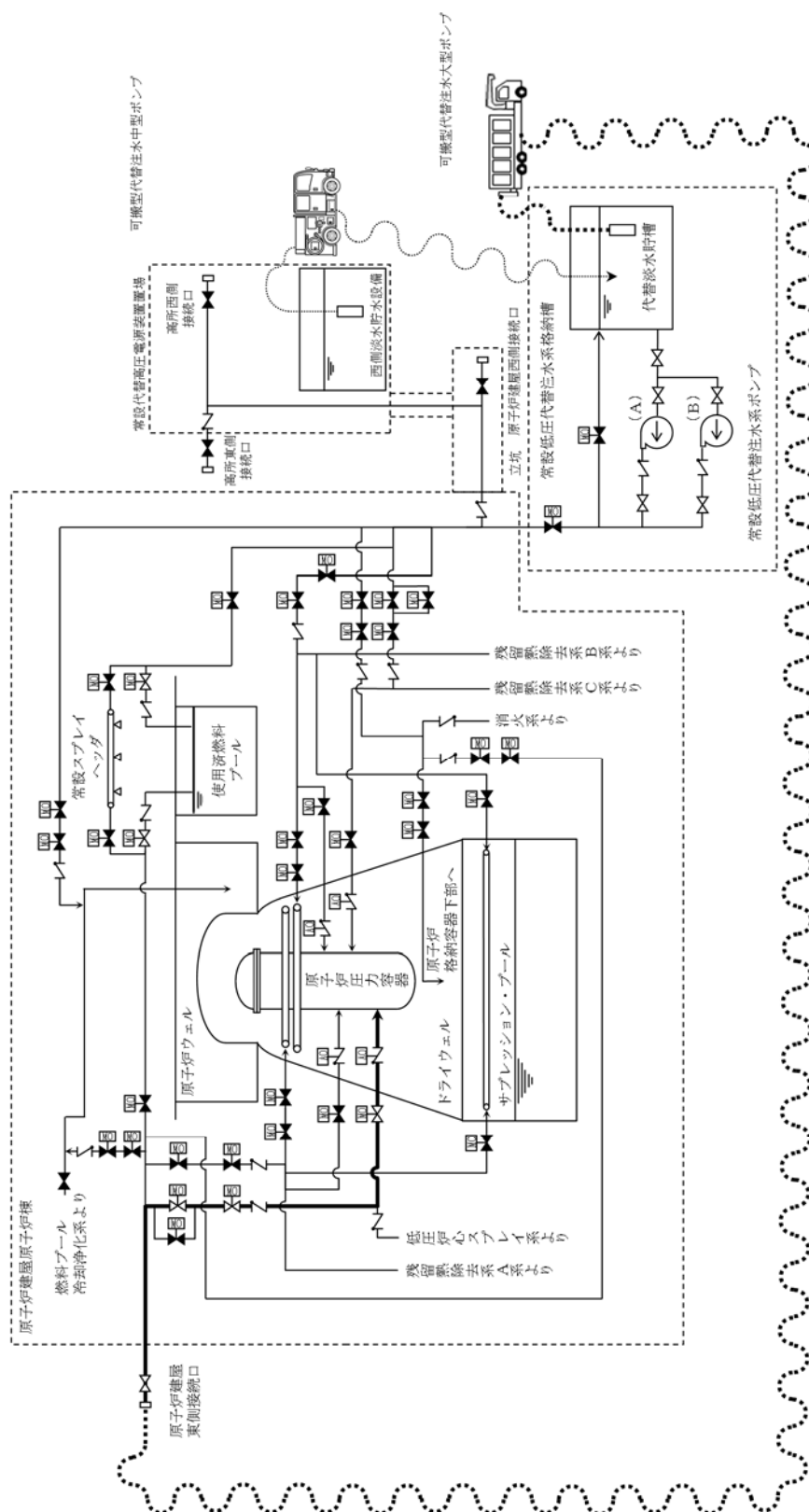
第 50 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図 (7) 使用済燃料プール監視設備 (添付書類 八 第 4.3-7 図)



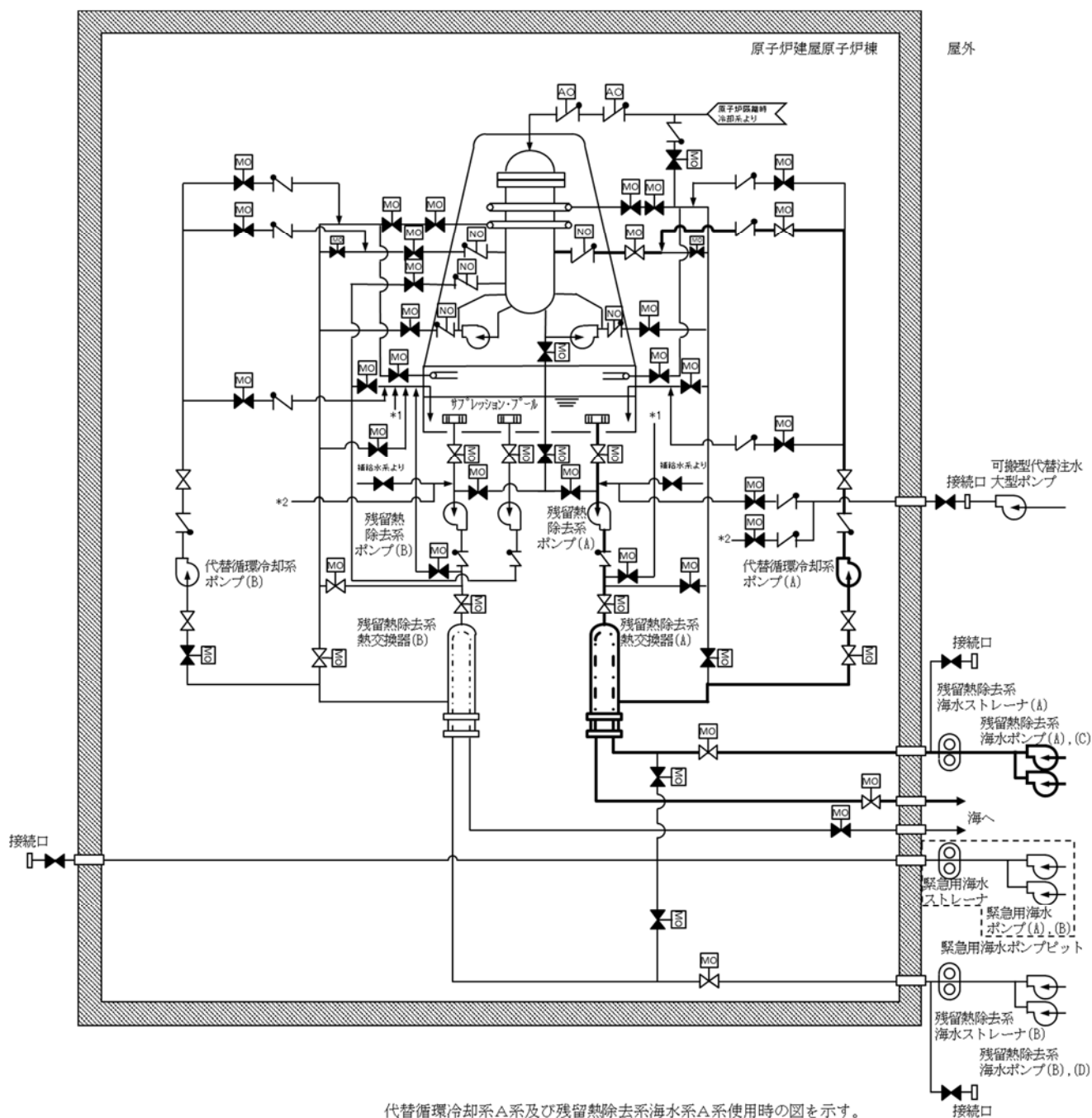
第 51 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を
冷却するための設備系統概要図 (1) (高圧代替注水系
による原子炉注水) (添付書類 八 第 5.7-1 図)



第 52 図 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系統概要図 (1) (低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水) (添付書類 八 第 5.9-1 図)

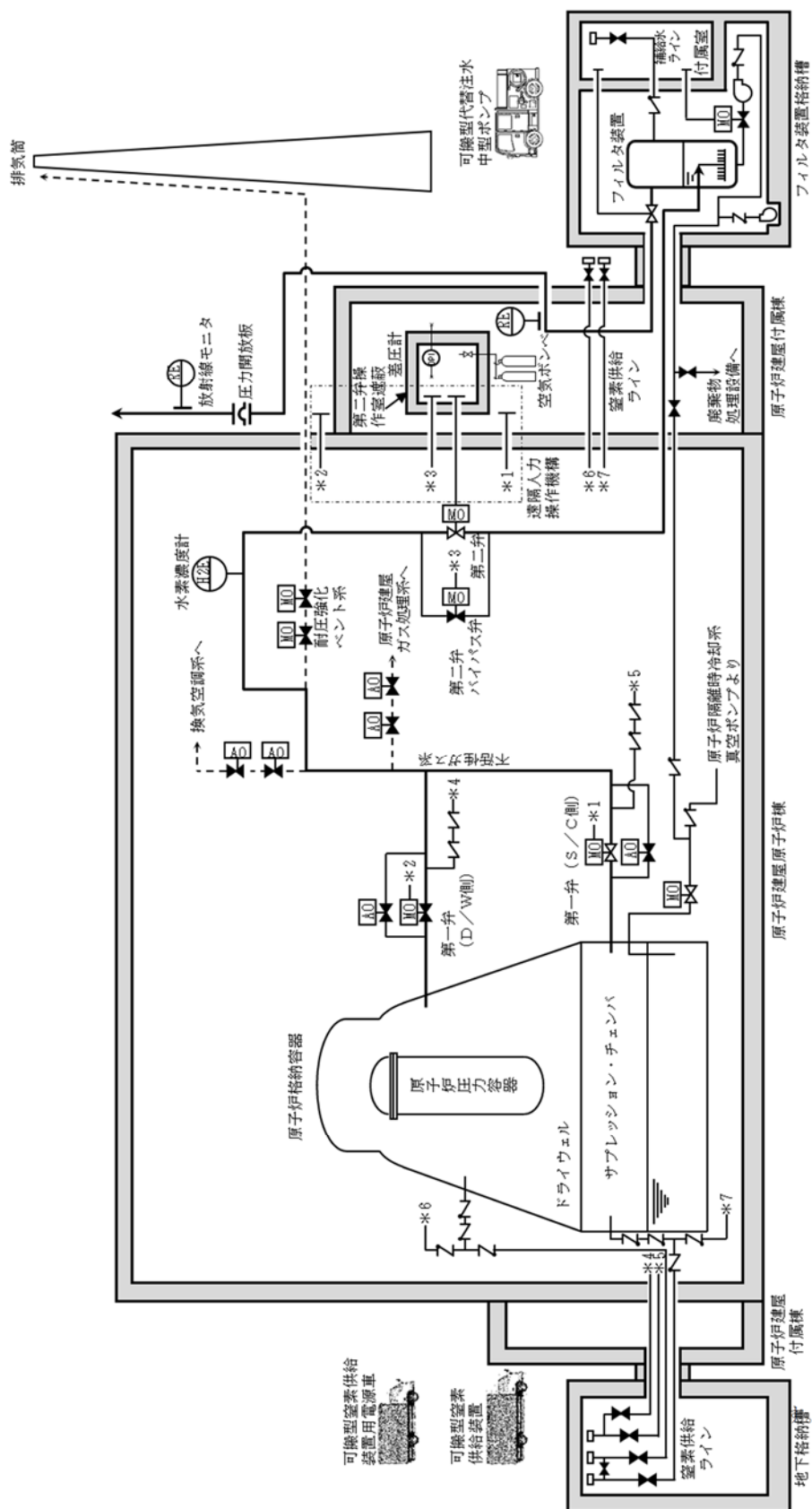


第 53 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (2) (低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水原子炉建屋東側接続口使用時) (添付書類 八 第 5.9-2 図)



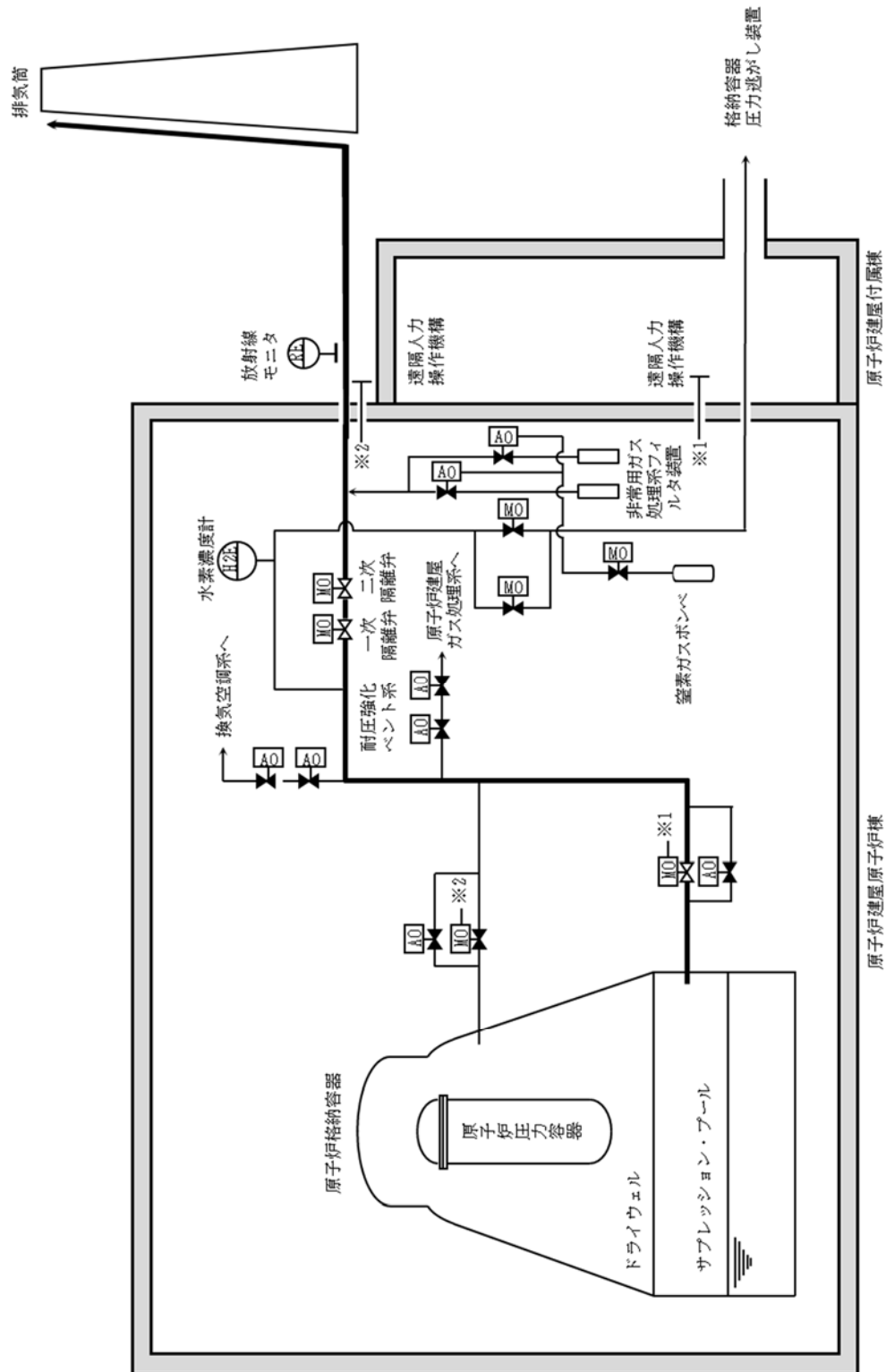
第 54 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (6) (代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却) (添付書類 八 第 5.9-6 図)

ウエットウェルベント時の系統状態を示す。



第 55 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (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) (添付書類 八 第 5.10-1 図)

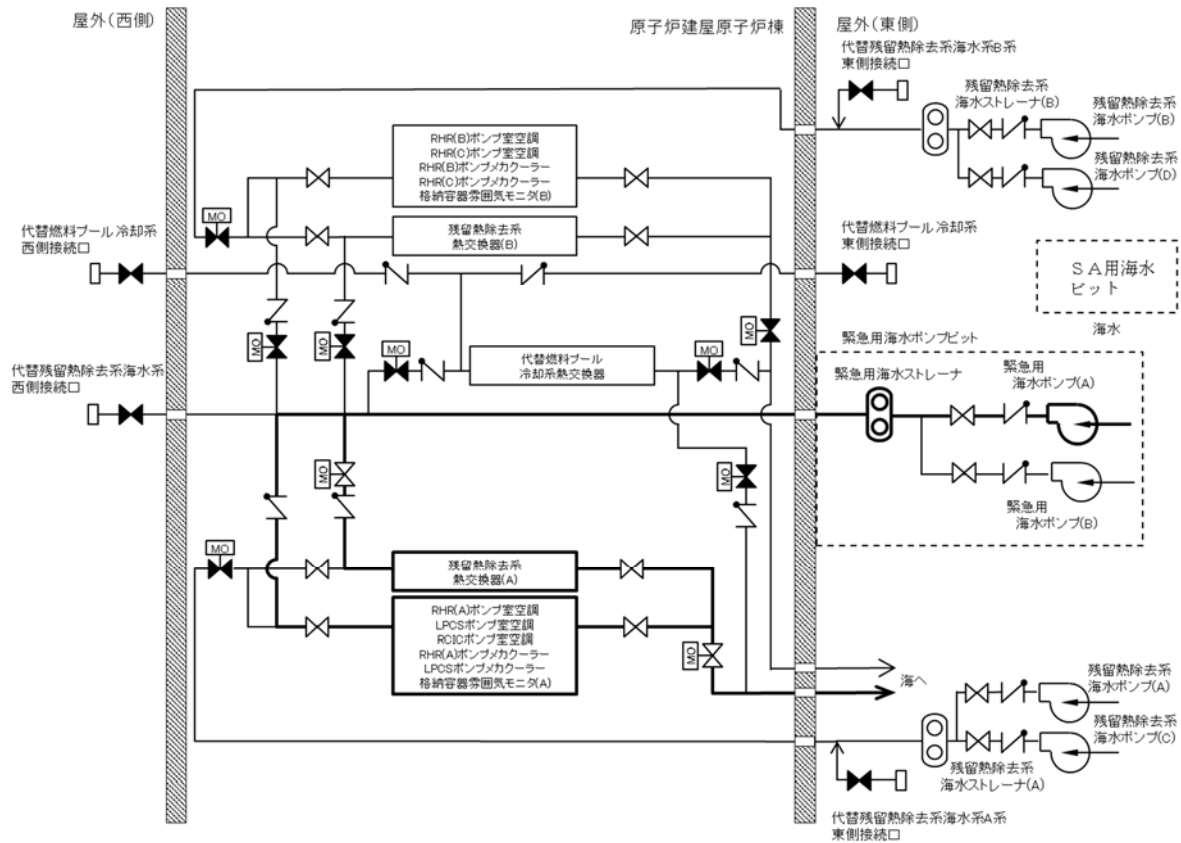


ウエットウェルベント時の系統状態を示す。

第 56 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (2)

(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)

(添付書類 八 第 5.10-2 図)

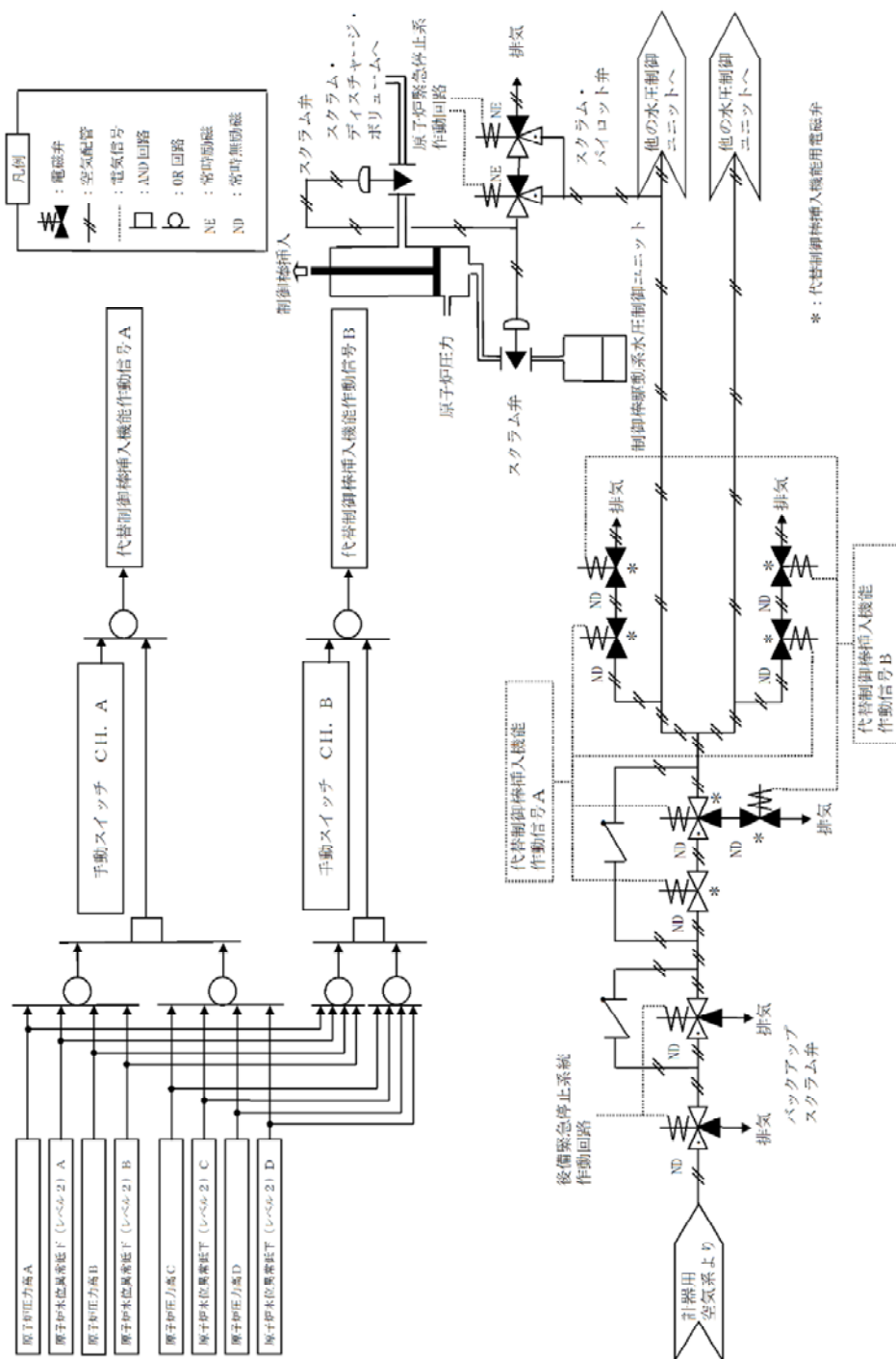


残留熱除去系海水系 A 系通水時を示す。

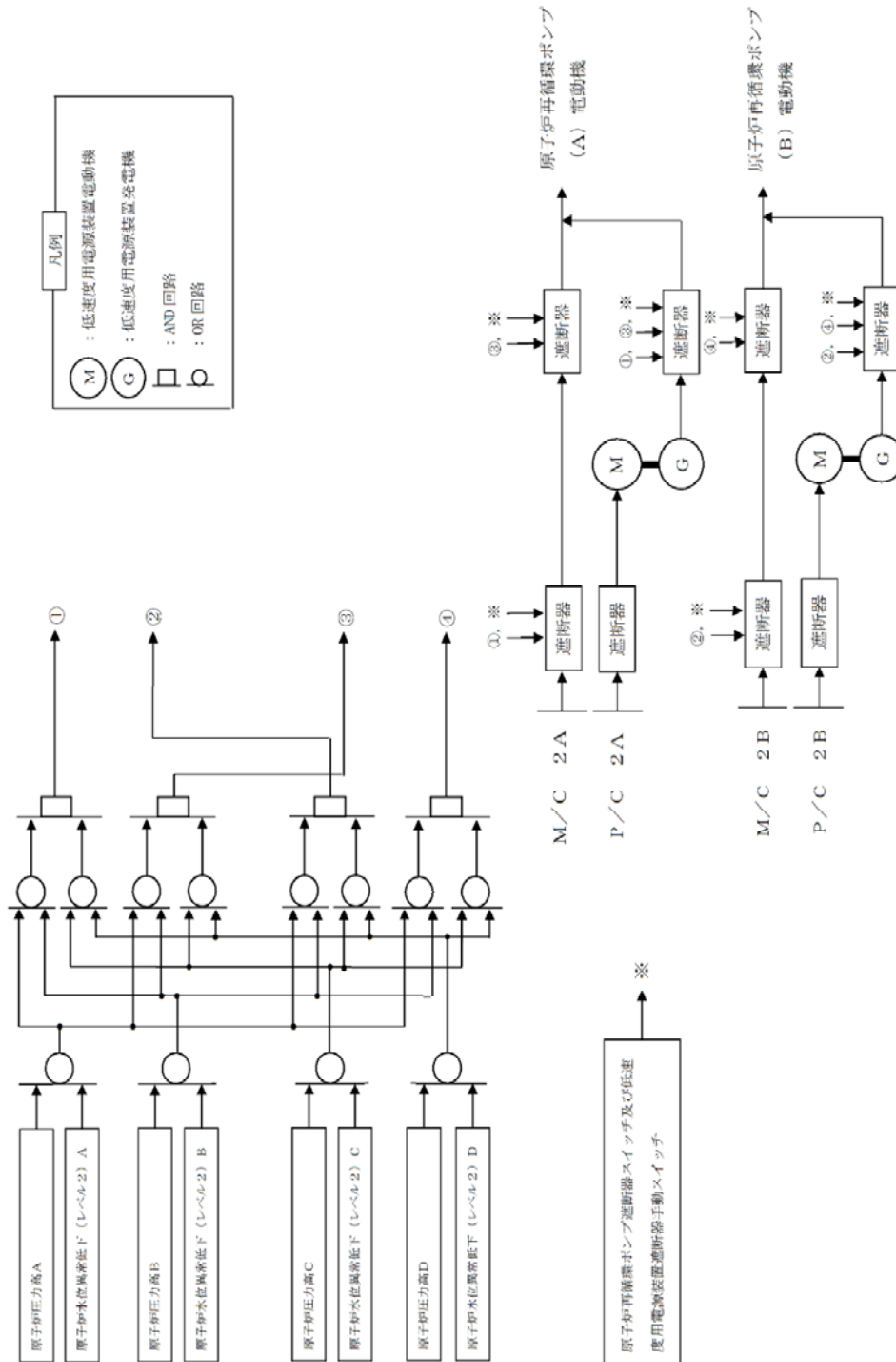
第 57 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (3)

(緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保) (添付書類 八

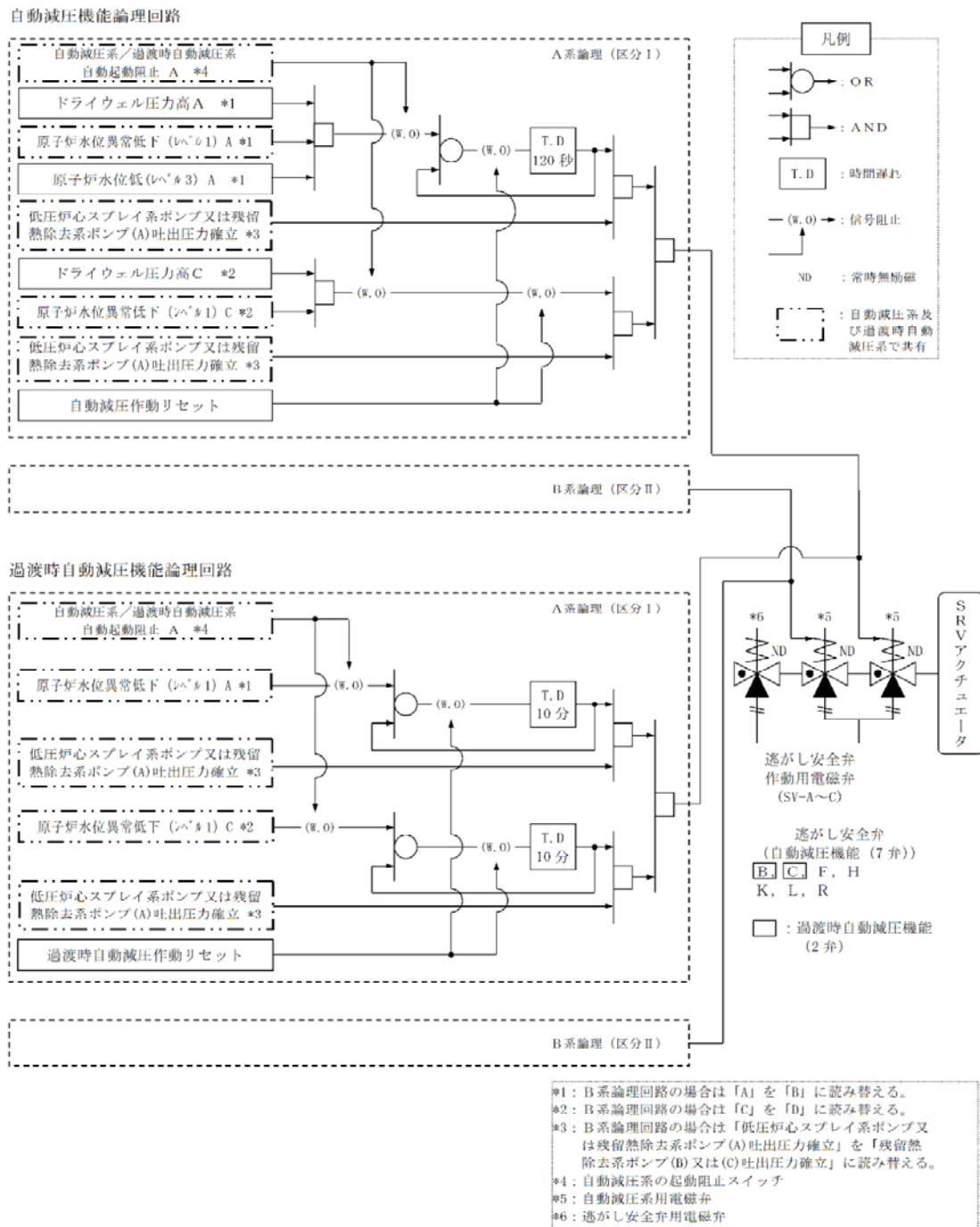
第 5.10-3 図)



第 58 図 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系統概要図
(代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入) (添付書類 八 第 6.7-2 図)



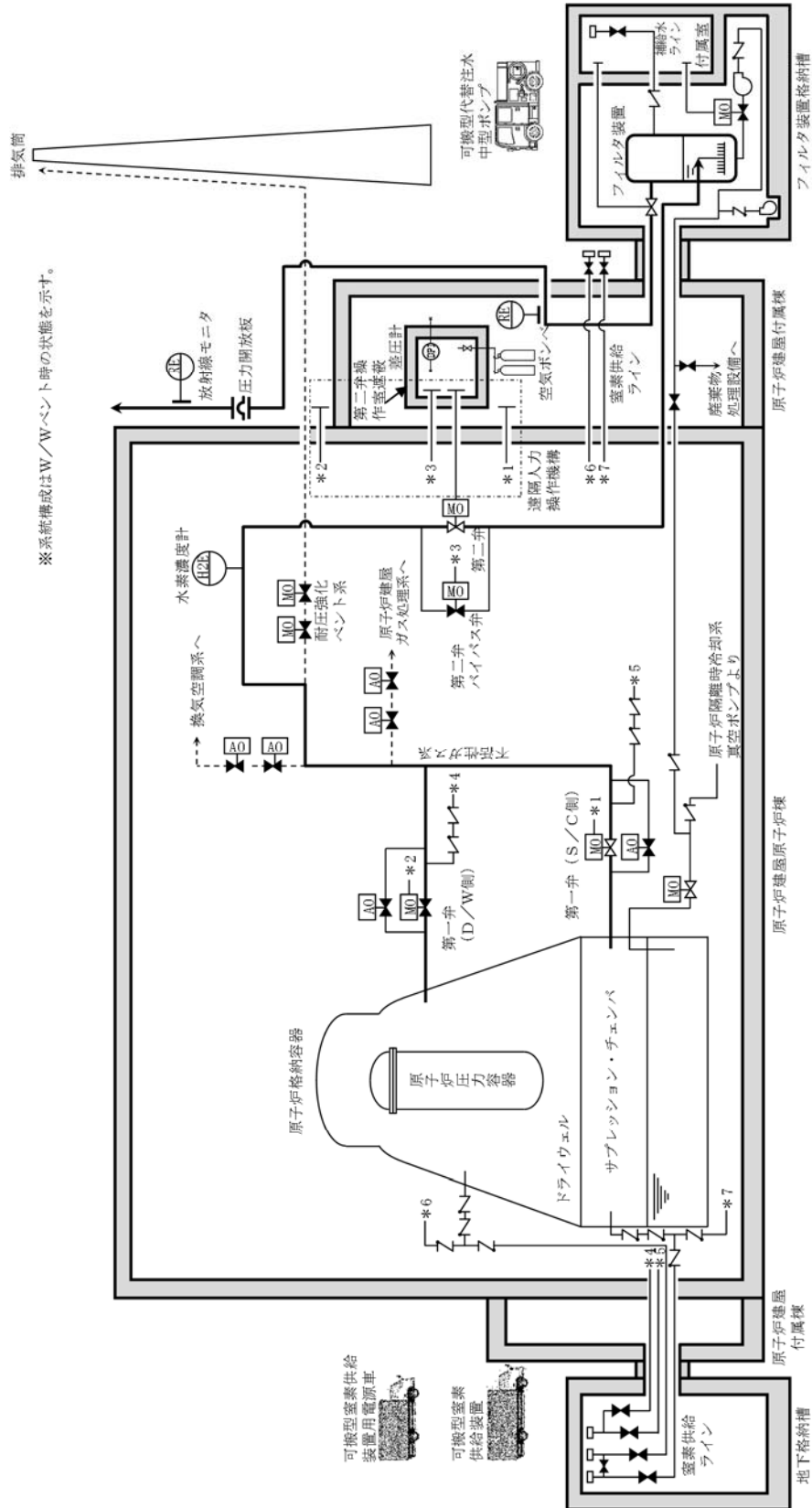
第 59 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図
(原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制) (添付書類 八 第 6.7-3 図)



第 60 図 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系統概要図

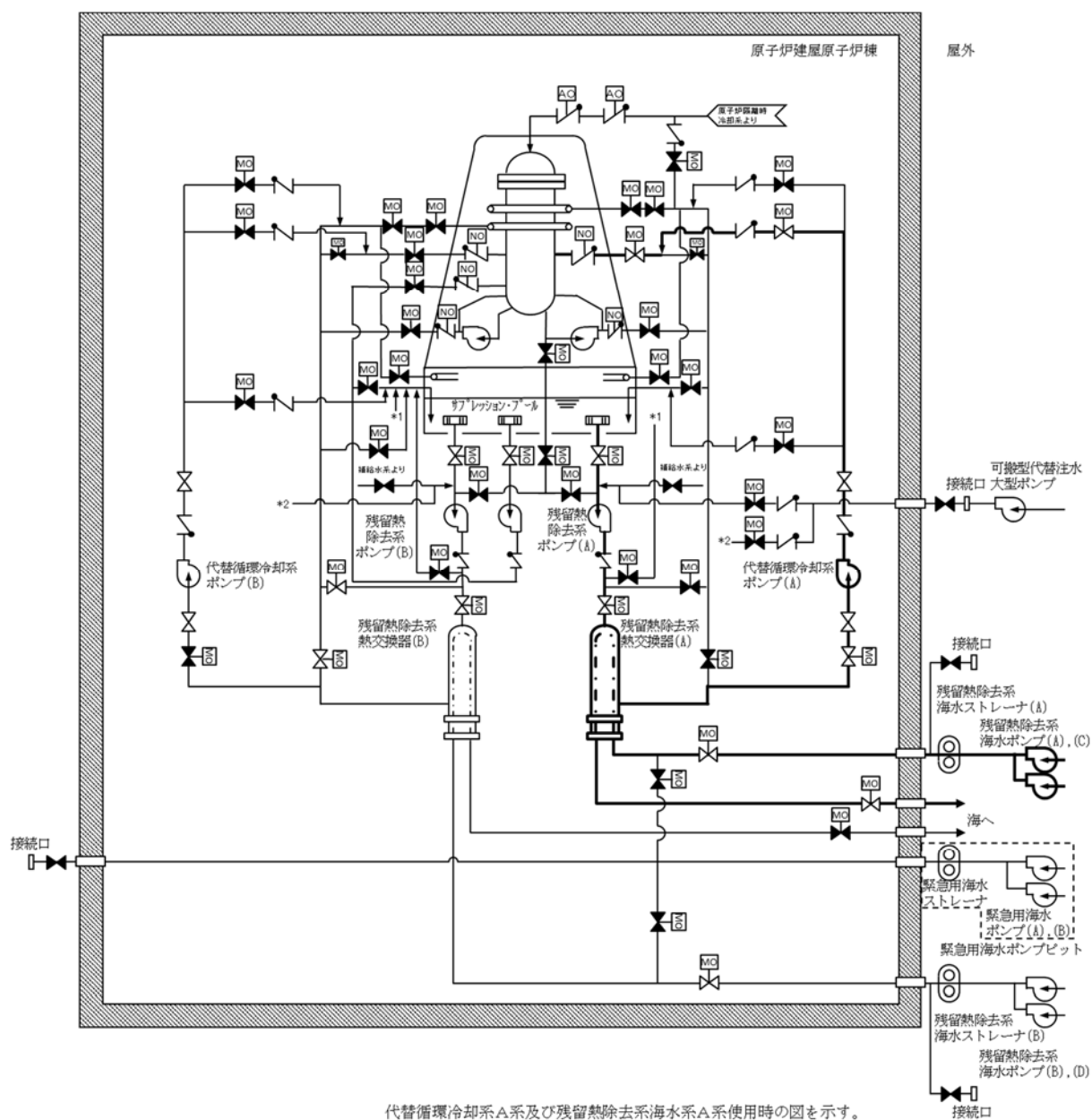
(自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止)

(添付書類 八 第 6.7-5 図)

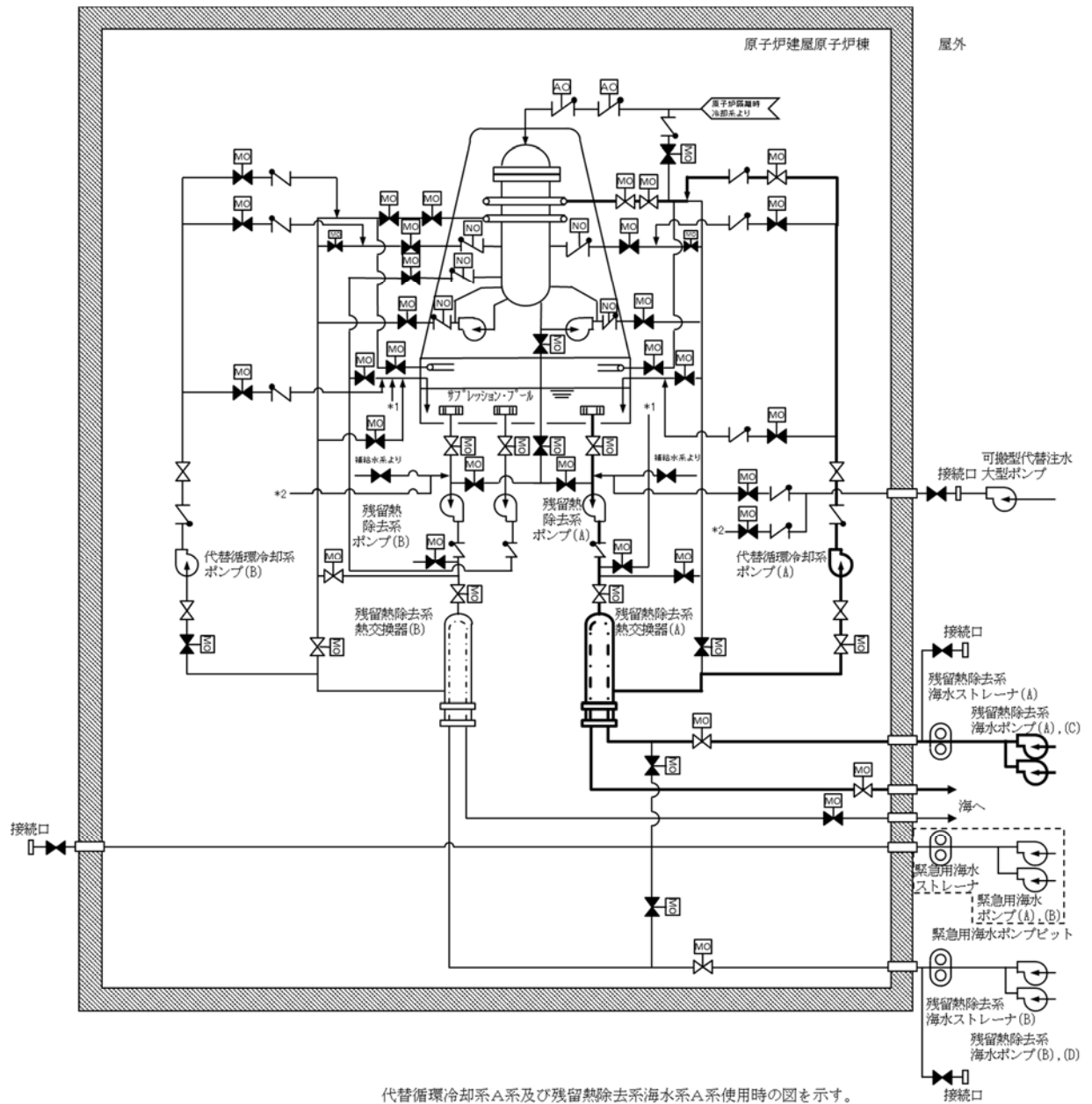


第61図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (格納容器圧力逃がし装置による原

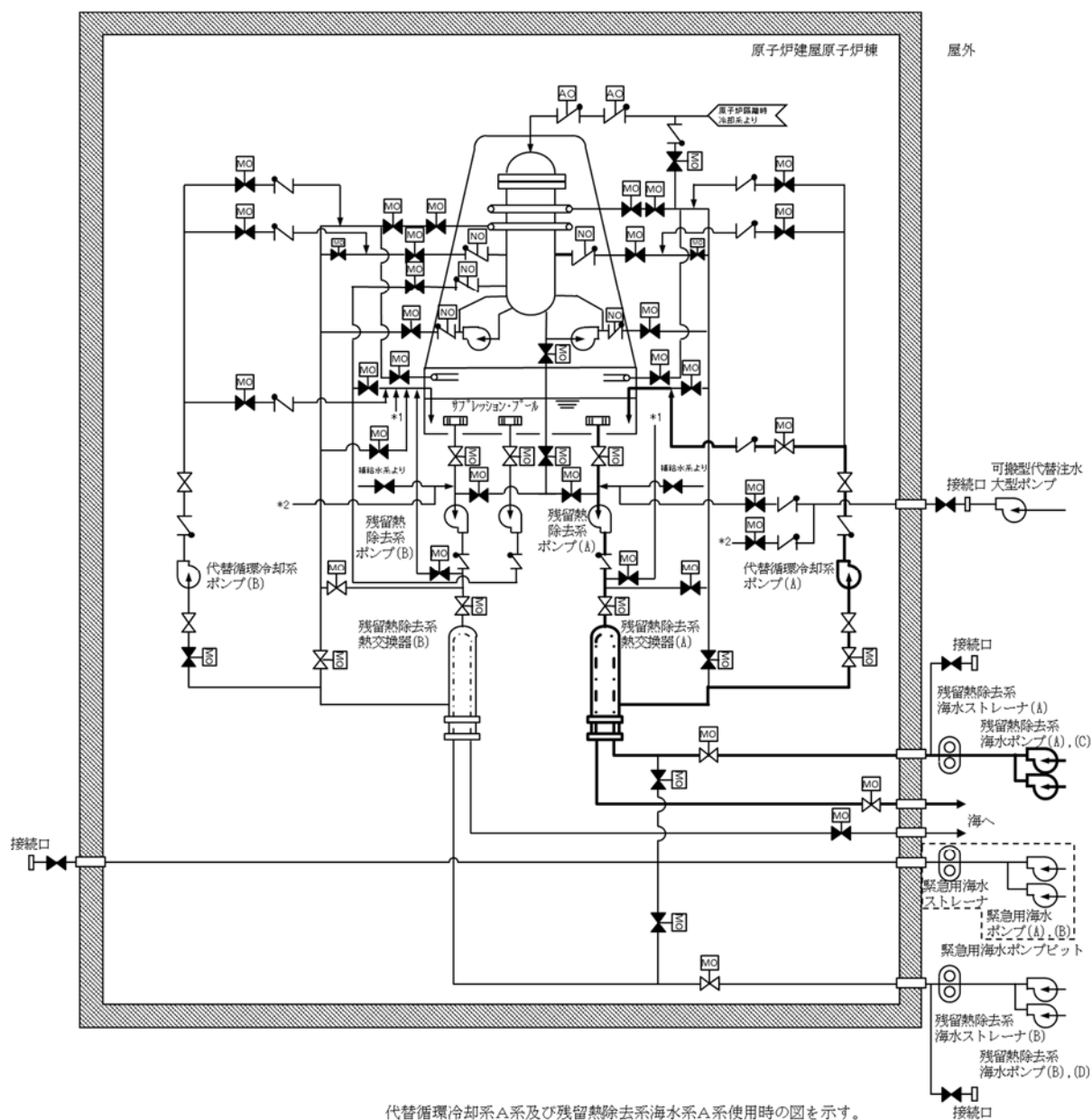
子炉格納容器の減圧及び除熱) (添付書類 八 第9.7-1図)



第 62 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉圧力容器への注水を実施する場合））（添付書類 八 第 9.7-2 図）

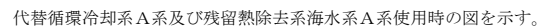


第 63 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉格納容器へのスプレーを実施する場合））（添付書類 八 第 9.7-3 図）

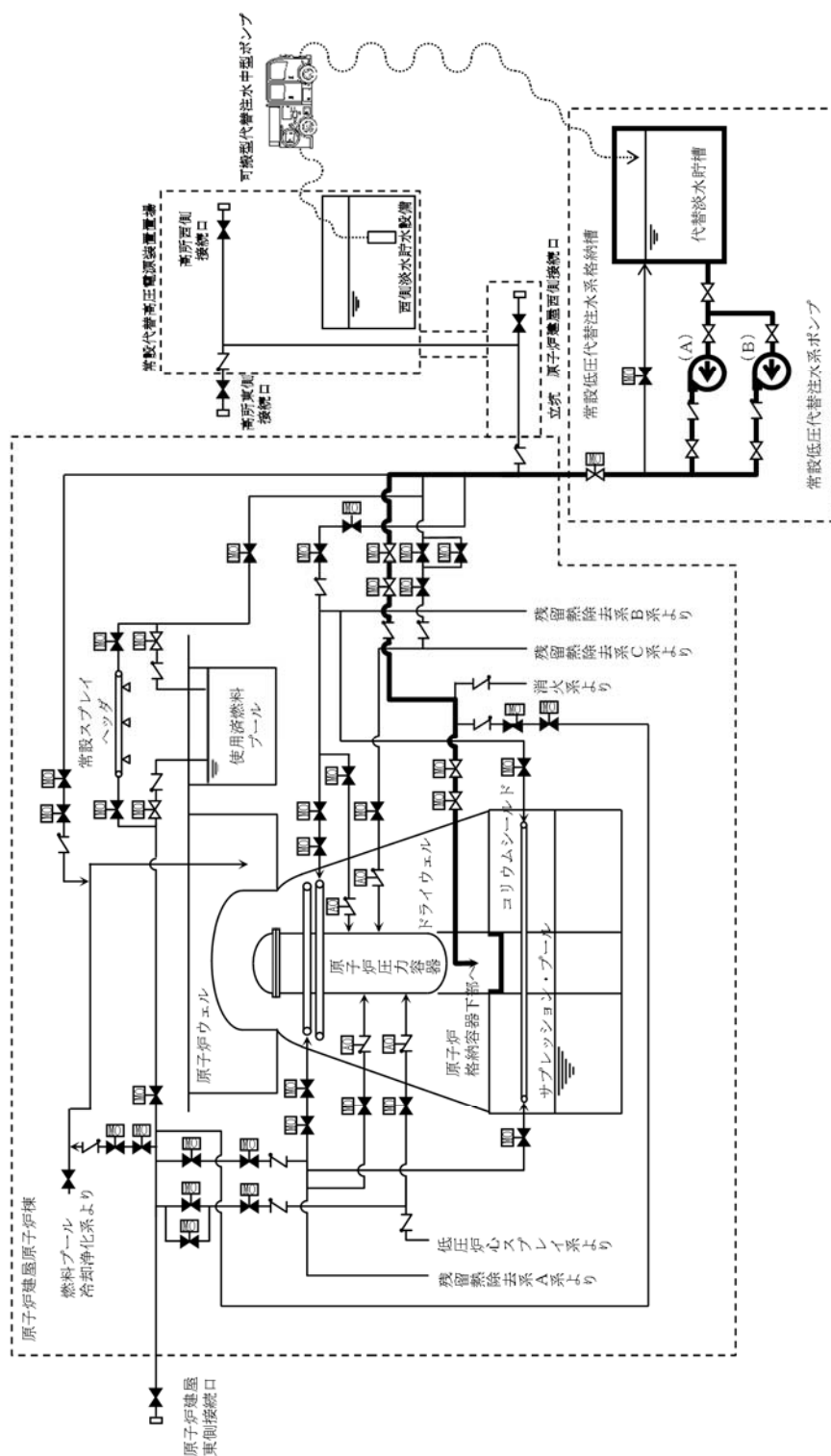


第 64 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図

(代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（サブレーション・プール水の除熱を実施する場合）) (添付書類
八 第 9.7-4 図)

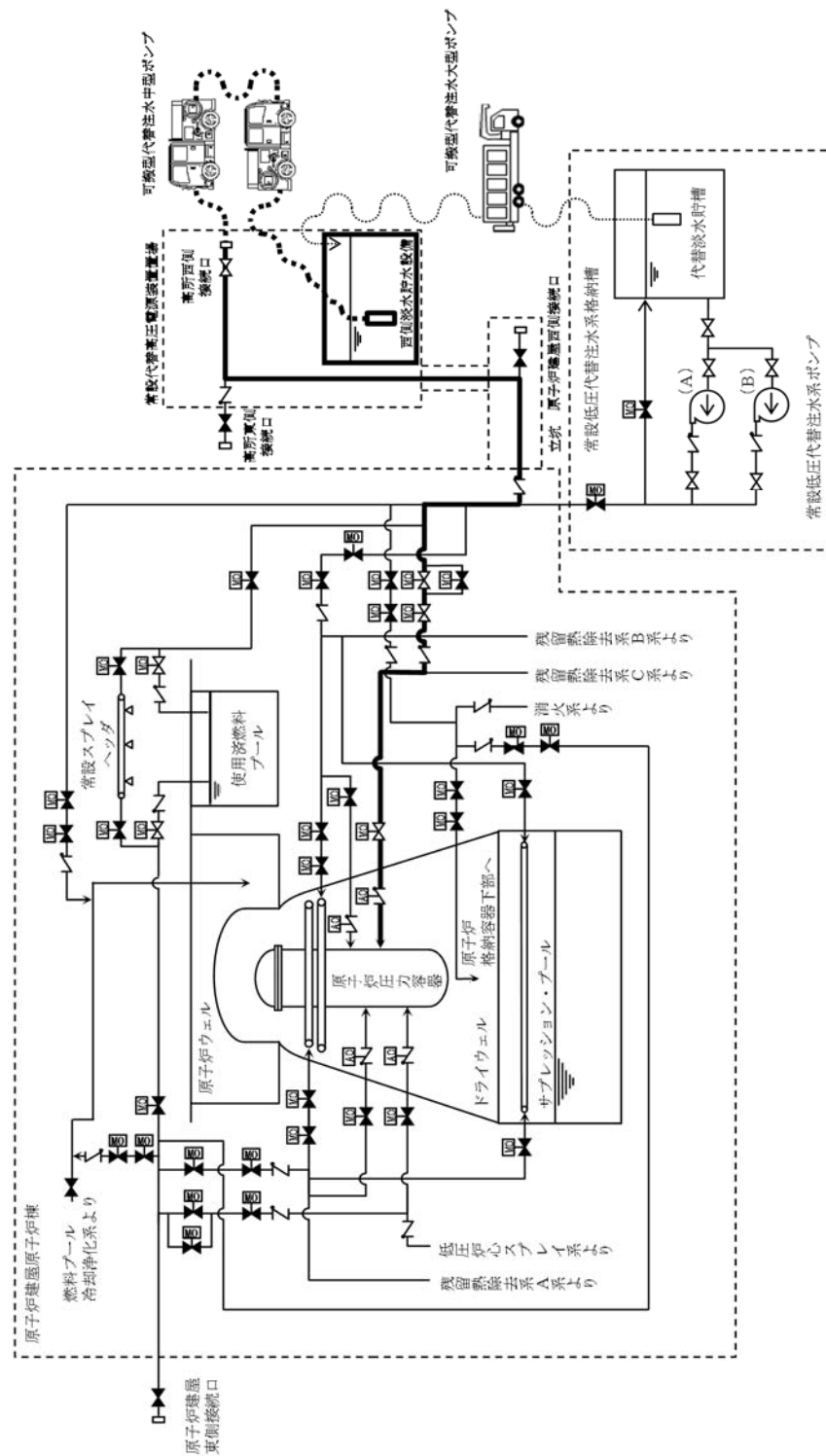


（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合））（添付書類 八 第 9.7-5 図）



第 66 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図 (1)

(格納容器下部注水系 (常設) によるペデスタル (ドライウエル部) への注水) (添付書類 八 第 9.8-1 図)



第 67 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図 (2)

格納容器下部注水系 (可搬型) によるペデスタル (ドライウエル部)

への注水) (添付書類 八 第 9.8-2 図)

添付書類目次の一部補正

添 付 書 類

今回の変更申請に係る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）の添付書類は以下のとおりである。

添付書類一 変更後における発電用原子炉の使用の目的に関する説明書

東海第二発電所原子炉設置変更許可申請書（原子炉施設の変更）
（平成21年11月17日付け，平成20・12・24原第3号をもって設置
変更許可）の添付書類一の記載内容と同じ。

添付書類二 変更後における発電用原子炉の熱出力に関する説明書

東海第二発電所原子炉設置変更許可申請書（原子炉施設の変更）
（平成21年11月17日付け，平成20・12・24原第3号をもって設置
変更許可）の添付書類二の記載内容と同じ。

添付書類三 変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

別添1に示すとおりである。

添付書類四 変更後における発電用原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類

別添2に示すとおりである。

添付書類五 変更に係る発電用原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

別添3に示すとおりである。

添付書類六 変更に係る発電用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

別添4に示すとおりである。

別添4に示す記載内容以外は，次のとおりである。

東海第二発電所原子炉設置変更許可申請書（原子炉施設の変更）
（平成21年11月17日付け，平成20・12・24原第3号をもって設置
変更許可）の添付書類六の記載内容と同じ。

添付書類七 変更に係る発電用原子炉又はその主要な附属施設の設置の地点から二十キロメートル以内の地域を含む縮尺二十万分の一の地図及び五キロメートル以内の地域を含む縮尺五万分の一の地図

東海第二発電所原子炉設置変更許可申請書（原子炉施設の変更）
（平成21年11月17日付け，平成20・12・24原第3号をもって設置
変更許可）の添付書類七の記載内容と同じ。

添付書類八 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

別添5に示すとおりである。

別添5に示す記載内容以外は，次のとおりである。

東海第二発電所原子炉設置変更許可申請書（原子炉施設の変更）
（平成21年11月17日付け，平成20・12・24原第3号をもって設置
変更許可）の添付書類八の記載内容と同じ。

添付書類九 変更後における発電用原子炉施設の放射線の管理に関する説明書
別添6に示すとおりである。

別添6に示す記載内容以外は、次のとおりである。

東海第二発電所原子力規制委員会設置法附則第23条第1項に基づき届出書（平成25年12月26日（平成26年7月8日一部補正））の添付書類九の記載内容と同じ。

添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において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説明書

別添7に示すとおりである。

別添7に示す記載内容以外は、次のとおりである。

東海第二発電所原子力規制委員会設置法附則第23条第1項に基づき届出書（平成25年12月26日（平成26年7月8日一部補正））の添付書類十の記載内容と同じ。

添付書類三の一部補正

添付書類三を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
3-1		(記載変更)	別紙 1 に変更する。

別添1

添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る重大事故等対処設備他設置工事に要する資金は、合計約1,740億円である。

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

自己資金及び借入金により工事資金を安定的に確保していく。

添付書類四の一部補正

添付書類四を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
4－1		(記載変更)	別紙 1 に変更する。

別添2

東海第二発電所の運転に要する核燃料物質については、当社が仏国のアレバ・マインズ社（AREVA Mines）等との間に締結した長期購入契約によって確保しているウラン精鉱及び使用済燃料の再処理により回収される減損ウランを引き当てる予定である。

これらの長期契約及び減損ウランによる手当済の量は、平成 29 年 10 月時点では当社の全累積で、平成 38 年度約 20,700tU であり、これに対し、当社の全累積所要量は、平成 38 年度約 19,200tU と予想される。したがって、当面の運転に必要な精鉱については十分賄える量を確保済である。なお、それ以降の所要精鉱については、今後の購入契約により調達する予定である。

UF₆への転換役務に関しては、米国のコンバーダイナ社（ConverDyn）等との転換役務契約により当面の所要量を確保しており、それ以降についても、今後の追加契約により調達する予定である。

東海第二発電所の所要濃縮役務については、英国、独国及び蘭国による共同濃縮事業者のウレンコ社（URENCO）、日本原燃株式会社等との間に締結した濃縮役務契約により当面の所要量を確保しており、それ以降についても、今後の追加契約により調達する予定である。

東海第二発電所用燃料の所要成型加工役務については、既に一部確保済であり、さらに今後、国内外事業者との加工役務契約により調達する予定である。

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 ～ 5－7		(記載変更)	別紙 1 に変更する。

別添 3

本変更に係る原子炉施設の設計及び工事，並びに運転及び保守（以下「設計及び運転等」という。）のための組織，技術者の確保，経験，品質保証活動，技術者に対する教育・訓練及び有資格者等の選任・配置については次のとおりである。

1. 組 織

本変更に係る設計及び運転等は第 1 図に示す既存の原子力関係組織にて実施する。

これらの組織は，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 43 条の 3 の 24 第 1 項の規定に基づく東海第二発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）等で定められた業務所掌に基づき，明確な役割分担のもとで東海第二発電所の設計及び運転等に係る業務を適確に実施する。

本変更に係る設計及び工事の業務については，設計方針を発電管理室及び開発計画室にて定め，本設計方針に基づく，現地における具体的な設計及び工事の業務は東海第二発電所において実施する。

本変更に係る運転及び保守の業務については，運転管理及び保守管理に関する基本的な方針を発電管理室及び開発計画室にて定め，現地における具体的な運転及び保守の業務は東海第二発電所の担当する組織が実施する。東海第二発電所の発電用原子炉施設の運転に関する業務は発電直，発電運営グループ，運転管理グループ，運転支援グループ及びプラント管理グループが，保守管理に関する業務は保守運営グループ，保守総括グループ，電気・制御グループ，機械グループ，工務・設備診断グループ，直営電気・制御グループ

プ、直営機械グループ及びプラント管理グループが、燃料管理に関する業務は発電直及び炉心・燃料グループが、放射線管理及び放射性廃棄物管理に関する業務は放射線・化学管理グループが、非常時の措置、初期消火活動のための体制の整備に関する業務は安全・防災グループが、保安運営の総括に関する業務は保安運営グループが実施する。

運転及び保守の業務のうち、自然災害や重大事故等にも適確に対処するため、あらかじめ、原子力防災管理者である発電所長を本部長とした原子力防災組織を構築し対応する。本部長が警戒事態又は非常事態を宣言した場合は発電所災害対策本部を設置し、平時の業務体制から速やかに移行する。

原子力防災組織を第2図に示す。

東海第二発電所の原子力防災組織は、東海第二発電所の技術系社員（以下「技術者」という。）、事務系社員及び協力会社社員により構成され、原子力災害への移行時には、本店の原子力防災組織と連携し、外部からの支援を受けることとする。自然災害又は重大事故等が発生した場合は、発電所に常駐している統括待機当番者、重大事故等対応要員及び当直要員等にて初期活動を行い、本部長の指示の下、上記要員及び発電所外から参集した参集要員が役割分担に応じて対応する。また、重大事故等の発生と自然災害が重畳した場合も、原子力防災組織にて適確に対処する。

発電用原子炉施設の保安に関する事項を審議する委員会として、本店に原子炉施設保安委員会を、東海第二発電所に原子炉施設保安運営委員会を設置している。原子炉施設保安委員会は、法令上の手続きを要する発電用原子炉設置（変更）許可申請書本文事項の変更、保安規定の変更等に関する事項を審議し、原子炉施設保安運営委員会は、発電所で作成すべき手順書の制定・改正等の発電用原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項を審議することで役割分担を明確にしている。

2. 技術者の確保

(1) 技術者数

平成29年10月1日現在、本店及び東海第二発電所の技術者（業務出向者は除く。）数は、514名であり、そのうち、10年以上の経験年数を有する管理職が223名在籍している。また、東海第二発電所における技術者の人数は203名である。

(2) 有資格者数

平成29年10月1日現在、本店及び東海第二発電所の有資格者の人数は、次のとおりであり、そのうち、東海第二発電所における有資格者の人数を括弧書きで示す。

発電用原子炉主任技術者	24 名（3 名）
第1種放射線取扱主任者	82 名（18 名）
第1種ボイラー・タービン主任技術者	13 名（8 名）
第1種電気主任技術者	7 名（2 名）
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	11 名（11 名）

また、本変更にあたっては、自然災害や重大事故等の対応としてアクセスルートの確保で重機を扱うこととしており、大型自動車等の資格を有する技術者も確保している。

本店及び東海第二発電所の技術者及び事業を行うために必要となる有資格者の人数を第1表に示す。現在、確保している技術者数にて本変更に係る設計及び運転等の対応が可能であるが、今後とも設計及び運転等を適切に行い、安全を確保し、円滑かつ確実な業務遂行を図るため、採用を通じ

技術者を確保し、必要な教育及び訓練を行い継続的に育成し、各工程において必要な技術者及び有資格者を配置する。

3. 経 験

当社は、昭和 32 年以来、原子力発電に関する諸調査、諸準備等を進めるとともに、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、技術的能力の蓄積に努めてきた。また、昭和 41 年 7 月に東海発電所の営業運転を開始して以来、計 4 基の原子力発電所を有し、平成 13 年 12 月から廃止措置に着手した東海発電所及び平成 29 年 4 月から廃止措置に着手した敦賀発電所 1 号炉を除き、今日においては、計 2 基の原子力発電所を有し、順調な運転を行っている。

原子力発電所	(原子炉熱出力)	営業運転の開始
東 海 発 電 所	(585MW)	昭和 41 年 7 月 25 日
	(平成 13 年 10 月 4 日原子炉の解体の届出)	
	(平成 18 年 6 月 30 日廃止措置計画認可)	
東 海 第 二 発 電 所	(3, 293MW)	昭和 53 年 11 月 28 日
敦 賀 発 電 所 1 号 炉	(1, 064MW)	昭和 45 年 3 月 14 日
	(平成 29 年 4 月 19 日廃止措置計画認可)	
敦 賀 発 電 所 2 号 炉	(3, 423MW)	昭和 62 年 2 月 17 日

当社は、これら原子力発電所の建設時及び改造時の設計及び工事を通して豊富な経験を有し、技術力を維持している。また、営業運転開始以来、計 4 基の原子力発電所において、約 50 年に及ぶ運転並びに東海発電所及び敦賀発電所 1 号炉での廃止措置を行っており、運転及び保守について十分な経験を有している。

本変更に関して、設計及び工事の経験として、東海第二発電所において平成 19 年には給水加熱器の取替え及び平成 21 年には固体廃棄物作業建屋設置工事等の設計及び工事を順次実施している。また、耐震裕度向上工事として、残留熱除去系熱交換器、可燃性ガス処理系配管、中央制御室換気空調系ダクトサポート、排気筒について設計及び工事を実施している。

更なる安全性向上の観点からアクシデントマネジメント対策として、再循環ポンプトリップ設備の追加、代替制御棒挿入設備の追加、原子炉又は格納容器への代替注水設備の追加、原子炉自動減圧設備の追加、耐圧強化ベント設備の追加及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用直流母線への予備充電器を介した電源融通設備の追加を検討し、対策工事を実施している。また、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策により、高压電源車、消防ポンプ等の配備に関する設計検討を行い、対策工事を実施している。

運転及び保守に関する社内規程の改正対応や習熟訓練による運転の知識・技能の向上を図るとともに、工事と保守経験を継続的に積み上げている。また、運転の経験として、当社で発生したトラブル対応や国内外のトラブル情報の水平展開要否に係る判断等を通じて、トラブルに関する経験や知識についても継続的に積み上げている。

以上のとおり、本変更に係る設計及び運転等の経験を十分に有しており、今後も継続的に経験を積み上げていく。

4. 品質保証活動

当社における品質保証活動は、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上させるために、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4111-2009）」に基づき、保安規定第 3 条（品質保証計画）を含んだ品質保証規程（以下「品質マニュアル」という。）を定め、品質マネジメントシ

システムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善している。

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」の施行を踏まえ、安全文化を醸成するための活動、関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動などの要求事項について、保安規定第 3 条（品質保証計画）に反映し、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善している。

本変更に係る設計及び運転等を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていることを以下に示す。

(1) 品質保証活動の体制

当社における品質保証活動は、業務に必要な社内規程を定めるとともに、文書体系を構築している。品質保証活動に係る文書体系を第 3 図に示す。

品質保証活動に係る体制は、社長を最高責任者（トップマネジメント）とし、実施部門である発電管理室、安全室、地域共生・広報室、総務室（本店）、経理・資材室、開発計画室、東海第二発電所及び実施部門から独立した監査部門である考査・品質監査室（以下「各業務を主管する組織」という。）で構築している。

各業務を主管する組織の長は、社内規程に基づき、責任をもって個々の業務を実施し、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために必要な記録を作成し管理する。

社長は、品質マネジメントシステムの最高責任者（トップマネジメント）として、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することの責任と権限を有し、品質方針を設定し、原子力安全の重要性が組織内に伝達され、理解されることを確実にするため、組織全体に周知している。

実施部門の各業務を主管する組織の長は、品質マニュアルに従いマネジ

メントレビューのインプットに関する情報を作成し、実施部門の管理責任者である安全室を担当する取締役はマネジメントレビューのインプットを社長へ報告する。また、考査・品質監査室長は、監査部門の管理責任者として、実施部門から独立した立場で内部監査を実施し、監査結果をマネジメントレビューのインプットとして社長へ報告する。

社長は、管理責任者からの報告内容を基に品質マネジメントシステムの有効性をレビューし、マネジメントレビューのアウトプットを決定する。

管理責任者は、社長からのマネジメントレビューのアウトプットを基に改善計画をまとめ、社長の確認を得た後、各業務を主管する組織の長に必要な対応を指示する。

各業務を主管する組織の長は、マネジメントレビューのアウトプット及び品質保証活動の実施状況を踏まえ、次年度の年度業務計画に反映し、活動している。

安全室を担当する取締役は、本店にて管理者レビューを実施し、各室所に共通する事項として品質マニュアル等の社内規程の改訂に関する事項、品質方針の変更提案及びマネジメントレビューのインプット等をレビューする。また、東海第二発電所、本店各室においては、各室所長を主査とするレビューを実施し、実施部門における品質保証活動に基づく品質マニュアルの改訂に関する事項、年度業務計画（品質目標）及び管理責任者レビューのインプットに関する情報等をレビューする。

各レビューのアウトプットについては、社長のマネジメントレビューへのインプットとしているほか、品質目標等の業務計画の策定／改訂、社内規程の制定／改訂等により業務へ反映している。

なお、発電用原子炉施設の保安に関する基本的な重要事項に関しては、本店にて保安規定第6条に基づく原子炉施設保安委員会を、また、発電用原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項に関しては、発電所にて保安

規定第7条に基づく原子炉施設保安運営委員会を開催し、その内容を審議し、審議結果は業務へ反映させる。

(2) 設計及び運転等の品質保証活動

各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等を、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針に基づく重要性を基本とした品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度に応じて管理し、実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、重要度等に応じた品質管理グレードに従い調達管理を行う。

なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、当該業務に係る調達要求事項を追加している。

各業務を主管する組織の長は、調達製品等が調達要求事項を満足していることを、検査及び試験等により検証する。

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。

上記のとおり、品質保証活動に必要な文書を定め、品質保証活動に関する計画、実施、評価及び改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築している。

5. 教育・訓練

技術者は、原則として入社後一定期間、当社の東海総合研修センター、敦賀総合研修センター及び当社発電所において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練、機器配置及びプラントシステム等の現場教育・

訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。

技術者の教育・訓練は、当社の東海総合研修センター及び敦賀総合研修センターのほか、国内の原子力関係機関（株式会社BWR運転訓練センター及び東京大学大学院工学系研究科原子力専攻等）において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟に努める。また、東海第二発電所においては、原子力安全の達成に必要な技術的能力を維持・向上させるため、保安規定等に基づき、対象者、教育内容及び教育時間について教育の実施計画を策定し、それに従って教育を実施する。

本変更に係る業務に従事する技術者、事務系社員及び協力会社社員に対しては、各役割に応じた自然災害等発生時、重大事故等発生時の対応に必要な技能の維持と知識の向上を図るため、計画的、かつ継続的に教育・訓練を実施する。

6. 有資格者等の選任・配置

発電用原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者免状を有する者のうち、発電用原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務、運転に関する業務、設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務、燃料体の設計又は管理に関する業務の実務経験を3年以上有する管理職（能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上）の中から職務遂行能力を考慮した上で原子炉毎に選任する。

発電用原子炉主任技術者は、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い、保安のための職務が適切に遂行できるよう独立性を確保するために、所長の人事権が及ばない社長が選任し配置する。

発電用原子炉主任技術者は、発電管理室に所属し、発電所に駐在の上、保安規定に定める職務を専任する。

発電用原子炉主任技術者不在時においても、発電用原子炉施設の運転に関

し保安上必要な指示ができるよう、代行者を発電用原子炉主任技術者の選任要件を満たす管理職（能力等級特 4 級以上又は役割ランク 4 号以上）の中から選任し、職務遂行に万全を期している。

運転責任者の基準に適合した者は、原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任し、原子炉の運転を担当する当直の責任者である発電長の職位としている。

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)

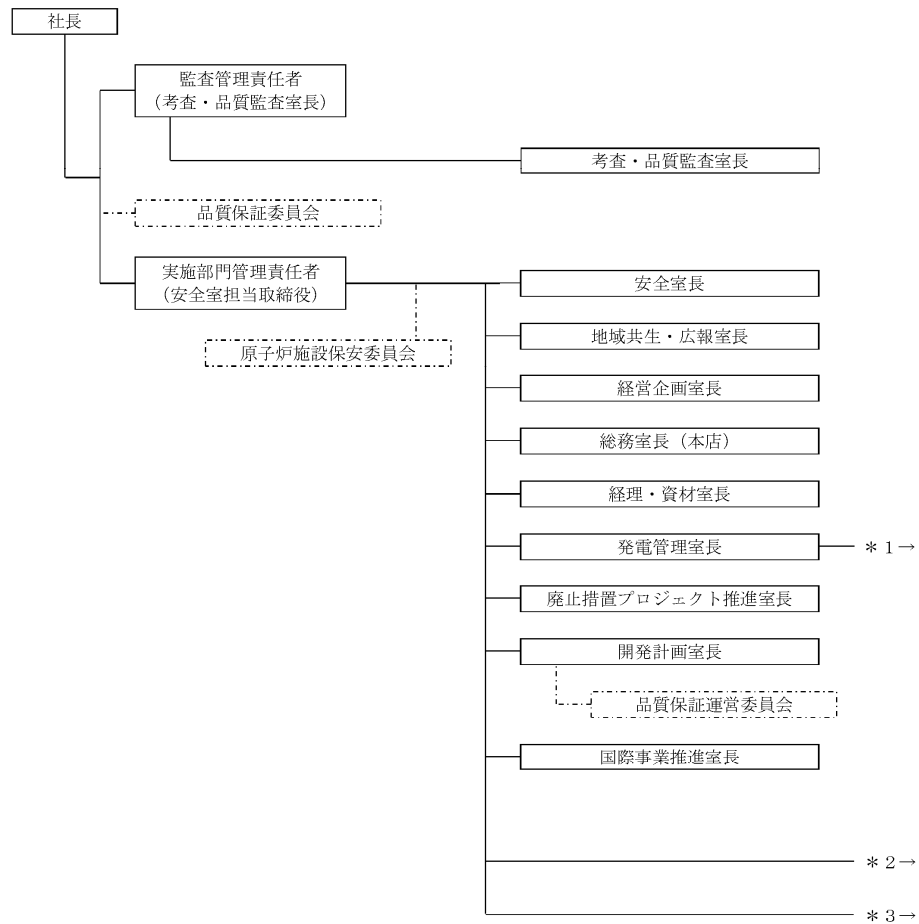
		技術者の総人数	技術者のうち管理職の人数 ※1	技術者のうち有資格者の人数				
				発電用原子炉主任技術者有資格者の人数	第 1 種ボイラー・タービン主任技術者有資格者の人数	第 1 種電気主任技術者有資格者の人数	第 1 種放射線主任技術者有資格者の人数	運転責任者の基準に適合した者の人数
本店	発電管理室	152	66 (66)	11	3	1	36	0
	開発計画室	57	32 (21)	1	1	1	6	0
	その他各室	102	58 (55)	9	1	3	22	0
東海第二発電所※2		203※3	83※3 (81)	3	8	2	18	11

※ 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。

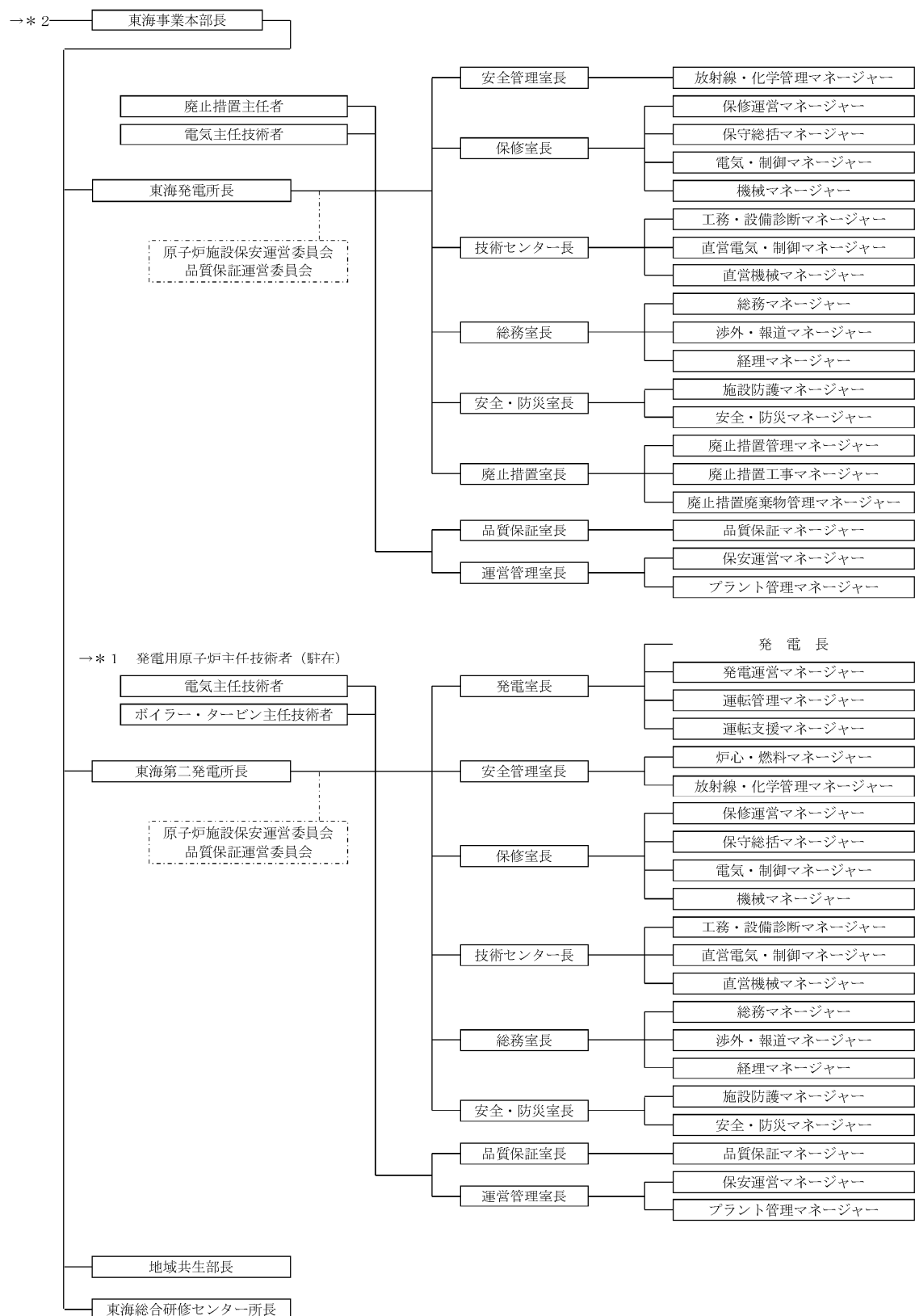
※ 2 東海第二発電所の人数には、東海発電所専任の者は含まない。

※ 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確保する計画である。

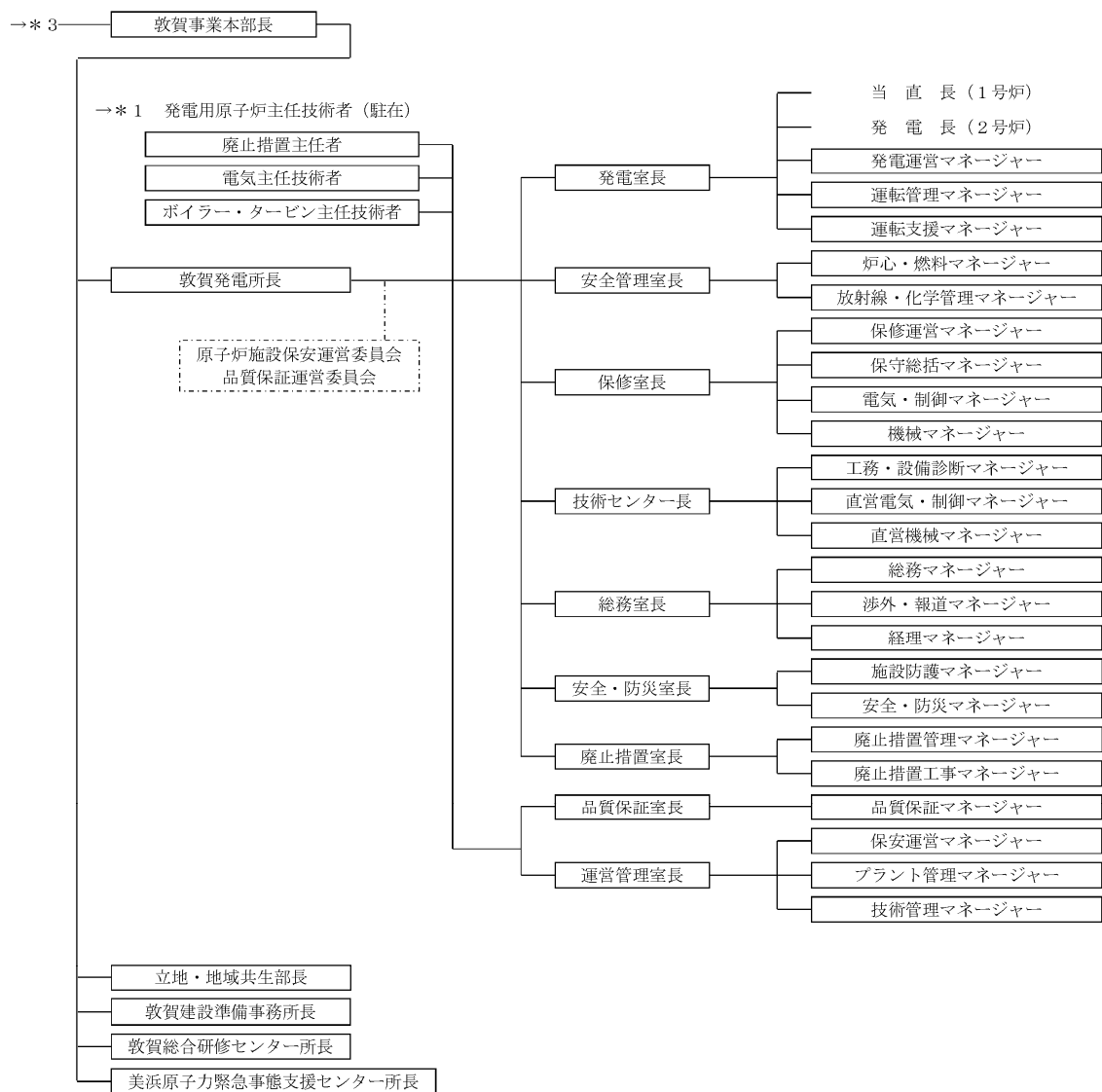
(平成 29 年 10 月 1 日現在)



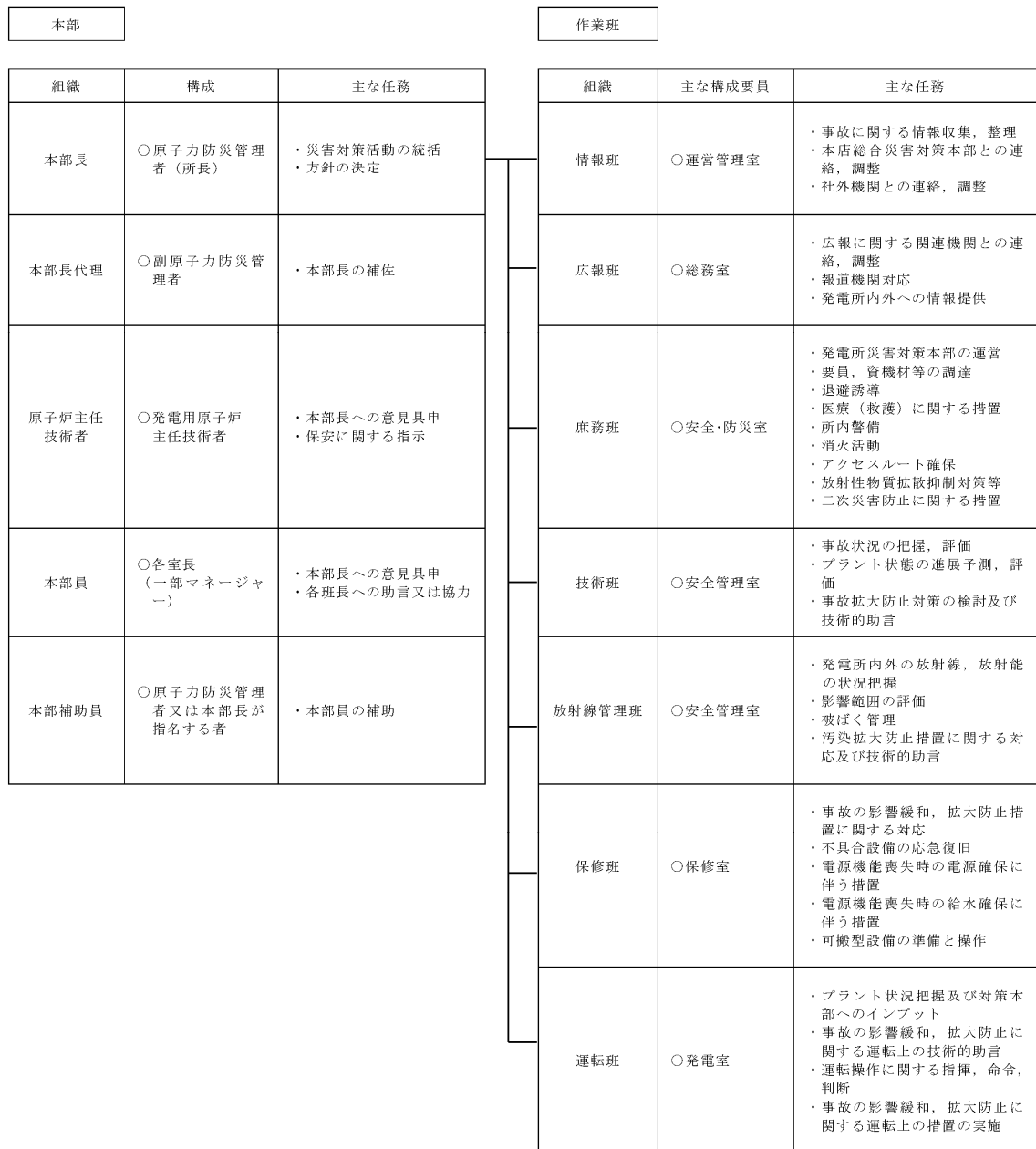
第 1 図 原子力関係組織系統図 (1/3)



第 1 図 原子力関係組織系統図（2／3）



第 1 図 原子力関係組織系統図 (3/3)



第 2 図 原子力防災組織図

(平成 29 年 10 月 1 日現在)

(1) 一次文書

品質保証計画 関連項	管理番号	文書名	所管箇所
4.2.1	QM共通：4-2	品質保証規程	安全室

(2) J E A C 4111-2009 が要求する“文書化された手順”である二次文書

品質保証計画 関連項	管理番号	文書名	所管箇所
4.2.3	QM共通：4-2-1	文書取扱要項	総務室（本店）
4.2.4	QM共通：4-2-2	品質記録管理要項	発電管理室
8.2.2	QM共通：8-2-1	内部監査要項	考査・品質監査室
8.3 8.5.2 8.5.3	QM共通：8-3-1	不適合管理要項	安全室
8.5.2 8.5.3	QM共通：8-3-3	根本原因分析実施要項	安全室

第 3 図 品質保証活動に係る文書体系（1／2）

(平成 29 年 10 月 1 日現在)

(3) 二次文書

品質保証計画 関連項	管理番号	文書名	所管箇所
4.1	QM共通：4-1-1	原子力施設の重要度分類基準 要項	発電管理室
	QM共通：4-1-2	品質管理要項	安全室
5.4.1	QM共通：5-4-1	品質目標及び品質保証計画管 理要項	安全室
5.5.3	QM共通：5-5-1	品質保証委員会及び品質保証 検討会運営要項	安全室
5.6	QM共通：5-6-1	マネジメントレビュー要項	安全室
6.2.2	QM共通：6-2-1	力量設定管理要項	総務室（本店）
	QM東Ⅱ：6-2-2	運転責任者の合否判定等業務 等に関する要項	発電管理室
	QM東Ⅱ：6-2-3	原子炉主任技術者の選任及び 職務要項	総務室（本店）
6.3	QM東Ⅱ：7-1-1	保守管理業務要項	発電管理室
6.4	QM共通：6-4-1	作業環境測定管理要項	総務室（本店）
7.1	QM東Ⅱ：7-1-2	運転管理業務要項	発電管理室
	QM東Ⅱ：7-1-3	燃料管理業務要項	経理・資材室 発電管理室
	QM共通：7-1-5	放射性廃棄物管理業務要項	発電管理室
	QM共通：7-1-6	放射線管理業務要項	発電管理室
	QM東Ⅱ：7-1-1	保守管理業務要項	発電管理室
	QM共通：7-1-4	原子力災害対策業務要項	発電管理室
	QM共通：7-1-7	コンプライアンス・安全文化 醸成活動要項	安全室
7.2.1	QM共通：7-2-1	官庁申請手続取扱要項	総務室（本店）
	QM共通：7-2-2	対外約束事項管理要項	発電管理室
7.2.2	QM共通：7-2-3	原子炉施設保安委員会及び原 子炉施設保安運営委員会要項	発電管理室
7.2.3	QM共通：7-2-4	官庁定期報告書作成及び官庁 対応業務要項	発電管理室
	QM東Ⅱ：7-2-5	事故・故障時等対応要項	発電管理室
7.3	QM共通：7-3-1	設計管理要項	発電管理室
7.4	QM共通：7-4-1	調達管理要項	発電管理室
	QM共通：7-4-2	重要設備取引先登録要項	経理・資材室 発電管理室
7.5.4	QM共通：7-5-1	組織外所有物管理要項	発電管理室
7.5.5	QM共通：7-5-2	予備品・貯蔵品取扱要項	経理・資材室 発電管理室
8.2.1	QM共通：7-2-4	官庁定期報告書作成及び官庁 対応業務要項	発電管理室
8.2.3	QM共通：8-2-2	業務プロセスレビュー要項	安全室
8.2.4	QM共通：8-2-3	試験・検査管理要項	発電管理室
8.3	QM共通：8-3-2	原子力施設情報公開ライブラ リー「ニューシア」登録管理 要項	発電管理室
8.4	QM共通：8-4-1	データ分析要項	安全室

第 3 図 品質保証活動に係る文書体系 (2/2)