

①a

2.3 環境条件等

安全施設及び重大事故等対処設備は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。

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。安全施設の環境条件には、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ける圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

重大事故等対処設備は、重大事故等時の温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。重大事故等発生時の環境条件については、温度（環境温度及び使用温度）、放射線、荷重のみならず、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及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

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、温度及び自然現象（地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。

安全施設及び重大事故等対処設備について、これらの環境条件の考慮事項毎に、環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、荷重、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響、冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響並びに設置場所における放射線の影響に分け、以下(1)から(6)に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

- (1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重
- ・安全施設は、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ける環境条件を考慮した設計とする。
 - ・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、中央制御室から可能な設計とする。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。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。また、横滑りも含めて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については、必要により当該設備の

①a

落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。このうち、インターフェイスシステムLOCA時、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故又は主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。

- ・原子炉建屋付属棟内（中央制御室含む。）、緊急時対策所建屋内、常設代替高圧電源装置置場（地下階）内、格納容器圧力逃がし装置格納槽内、常設低圧代替注水系ポンプ室内、緊急用海水ポンプピット内及び立坑内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。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。また、横滑りを含めて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については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。
- ・屋外及び常設代替高圧電源装置置場（地上階）の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、横滑りを含めて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については、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。さらに、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して、浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突して損傷することを防止するとともに、積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。
- ・屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時において、万が一使用中に機能を喪失した場合であっても、可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるよう、位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。
- ・原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等に対し、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備において、主たる流路の機能を維持できるように、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。

a. 環境圧力

原子炉格納容器外の安全施設及び重大事故等対処設備については、事故時に想定される環境圧力が、原子炉建屋原子炉棟内は事故時に作動するブローアウトパネル開放設定値を考慮して大気圧相当、原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内並びに屋外は大気圧であり、大気圧にて機能を損なわない設計とする。

原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備については、使用時に想定される環境圧力が加わっても、機能を損なわない設計とする。

原子炉格納施設内の安全施設に対しては、発電用原子炉設置変更許可申請書「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」（以下「許可申請書十号」という。）ロ.

①a

において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を包絡する圧力として、0.31 MPa [gage]を設定する。

原子炉格納施設内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」を包絡する圧力として、原則として、0.62 MPa [gage]を設定する。

ただし、重大事故等発生初期に機能が求められるものは、機能が求められるときの環境圧力を考慮して、環境圧力を設定する。

設定した環境圧力に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあつては、絶縁や回転等の機能が阻害される圧力に到達しないことを確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行う安全弁等については、環境圧力において吹出量が確保できる設計とする。原子炉冷却材圧力バウンダリに属する逃がし安全弁は、サブプレッション・チェンバからの背圧の影響を受けないようベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁とし、吹出量に係る設計については、添付書類「V-4-1 安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書」に示す。

確認の方法としては、環境圧力と機器の最高使用圧力との比較の他、環境圧力を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

b. 環境温度及び湿度による影響

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、建屋内、屋外）毎に想定事故時に到達する最高値とし、区分毎の環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を機器仕様として設定する。

原子炉格納容器内の安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を包絡する温度及び湿度として、温度は171℃、湿度は100%（蒸気）を設定する。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」を包絡する温度及び湿度として、原則として、温度は200℃（最高235℃）、湿度は100%（蒸気）を設定する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の安全施設に対しては、原子炉建屋原子炉棟内の温度が最も高くなる「主蒸気管破断」を考慮し、事故等時の設備の使用状態に応じて、原則として、温度は65.6℃（事象初期：100℃）、湿度は90%（事象初期：100%（蒸気））を設定する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の重大事故等対処設備に対しては、原則として、温度は65.6℃、湿度は100%を設定する。その他、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、エリアの温度が上昇する事象を選定する。

①a

「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、耐火壁により東側区分と西側区分に分離されており、機能が期待される区分は高温水及び蒸気による影響が小さく、温度は65.6℃、湿度は100%に包絡される。

「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」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、使用済燃料プール水の沸騰の可能性を考慮して、温度は100℃、湿度は100%（蒸気）を設定する。

「主蒸気管破断事故起因の重大事故等」時に使用する原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備に対しては、主蒸気管から原子炉棟への蒸気の流出を考慮し、原則として、温度は65.6℃（事象初期：100℃）、湿度100%（事象初期：100%（蒸気））を設定する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内）の安全施設及び重大事故等対処設備に対しては、原則として、温度は40℃、湿度は90%を設定する。

屋外の安全施設及び重大事故等対処設備に対しては、夏季を考慮して温度は40℃、湿度は100%を設定する。

環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を設定できない機器については、その設備の機能が求められる事故に応じて、サポート系による設備の冷却や、熱源からの距離等を考慮して環境温度及び湿度を設定する。

なお、環境温度を考慮し、耐環境性向上を図る設計を行っている機器については、「3. 系統施設毎の設計上の考慮」に示す。

設定した環境温度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあっては、絶縁や回転等の機能が阻害される温度に到達しないこととする。

環境温度に対する確認の方法としては、環境温度と機器の最高使用温度との比較、規格等に基づく温度評価の他、環境温度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

また、設定した湿度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、当該構造部が気密性・水密性を有し、一定の肉厚を有する金属製の構造とすることで、湿度の環境下であっても耐圧機能が維持される設計とする。耐圧部以外の部分にあっては、機器の外装を気密性の高い構造とし、機器内部を周囲の空気から分離することや、機器の内部にヒーターを設置し、内部で空気を加温して相対湿度を低下させること等により、絶縁や導通等の機能が阻害される湿度に到達しないこととする。

湿度に対する確認の方法としては、環境湿度と機器仕様の比較の他、環境湿度を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

c. 放射線による影響

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される放射線にて機能を損なわない設計とする。放射線については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、建屋内、屋外）毎に想定事故時に到達する最大線量とし、区分毎の放射線量に対して、

①a

遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。

安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を選定し、その最大放射線量を包絡する線量として、原子炉格納容器内は260 kGy/6ヶ月を設定する。原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の安全施設に対しては、原則として、1.7 kGy/6ヶ月を設定する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内）の安全施設に対しては、屋外と同程度の放射線量として1 mGy/h以下を設定する。

ただし、放射線源の影響を受ける可能性があるエリアについては、遮蔽等の効果や放射線源からの距離等を考慮して放射線量を設定する。

屋外の安全施設に対しては、1 mGy/h以下を設定する。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」での最大放射線量を包絡する線量として、原則として、640 kGy/7日間を設定する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の重大事故等対処設備に対しては、原則として、1.7 kGy/7日間を設定する。

「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、最大放射線量は1.7 kGy/7日間に包絡される。

「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」時に使用する重大事故等対処設備に対しては、使用済燃料プール水位が低下することで生じる燃料からの直接線とその散乱線が想定されるが、当該影響は小さいため、最大放射線量は1.7 kGy/7日間に包絡される。

原子炉格納容器外の建屋内（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に対しては、原則として、屋外と同程度の放射線量として3 Gy/7日間を設定する。

ただし、放射線源の影響を受ける可能性があるエリアについては、遮蔽等の効果や放射線源からの距離等を考慮して放射線量を設定する。

屋外の重大事故等対処設備に対しては、原子炉格納容器からの直接線及びスカイシャイン線、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質によるクラウドシャイン線及びグランドシャイン線を考慮し、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」での最大放射線量を包絡する線量として、3 Gy/7日間を設定する。

表2-1-1～表2-1-6にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示す。

放射線による影響に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、耐放射線性が低いと考えられるパッキン・ガスケットも含めた耐圧部を構成する部品の性能が有意に低下する放射線量に到達しないこと、耐圧部以外の部分にあつては、電気絶縁や電気信号の伝送・表示等の機能が阻害される放射線量に到達しないこととする。

①a

確認の方法としては、環境放射線を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等により得られた機器等の機能が維持される積算線量を機器の放射線に対する耐性値とし、環境放射線条件と比較することとする。耐性値に有意な照射速度依存性がある場合には、実証試験の際の照射速度に応じて、機器の耐性値を補正することとする。

環境放射線条件との比較のため、機器の耐性値を機器が照射下にあると評価される期間で除算して線量率に換算することとする。なお、原子炉施設の通常運転中に有意な放射線環境に置かれる機器にあつては、通常運転時などの事故等以前の状態において受ける放射線量分を事故等時の線量率に割増すること等により、事故等以前の放射線の影響を評価することとする。

放射線の影響の考慮として、原子炉压力容器は中性子照射の影響を受けるため、設計基準事故時等及び重大事故等時に想定される環境において脆性破壊を防止することにより、その機能を発揮できる設計とする。原子炉压力容器は最低使用温度を21℃に設定し、関連温度（初期）を-12℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。原子炉压力容器の破壊靱性に対する評価については、添付書類「V-1-2-2 原子炉压力容器の脆性破壊防止に関する説明書」に示す。

放射線に対して中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽は、想定事故時においても、遮蔽装置としての機能を損なわない設計とする。中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽の遮蔽設計及び評価については、添付書類「V-4-2 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

d. 屋外の天候による影響（凍結及び降水）

屋外の安全施設及び常設重大事故等対処設備については、屋外の天候による影響（凍結及び降水）により機能を損なわないよう防水対策及び凍結防止対策を行う設計とする。

e. 荷重

安全施設及び常設重大事故等対処設備については、自然現象（地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響）による荷重の評価を行い、それぞれの荷重及びこれらの荷重の組合せにも機能を有効に発揮できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備については、自然現象（地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響）によって機能を損なうことのない設計とする。

可搬型重大事故等対処設備は、地震荷重及び地震を含む荷重の組合せが作用する場合においては、その機能を有効に発揮するために、横滑りを含めて地震による荷重を考慮して機能を損なわない設計にするとともに、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。

屋内の重大事故等対処設備については、風（台風）及び竜巻による風荷重に対し外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置又は保管することで、他の設備に悪

①a

影響を及ぼさない設計とする。

屋外の重大事故等対処設備については、地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せが作用する場合においては、風（台風）及び竜巻による風荷重の影響に対し、風荷重を考慮すること、又は位置的分散を考慮した設置若しくは保管により機能が損なわない設計とする。悪影響防止のための固縛については、位置的分散とあいまって、浮き上がり荷重及び横滑り荷重による荷重が作用する場合においても設計基準事故対処設備や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し、損傷させることのない設計とする。また、積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。

組み合わせる荷重の考え方については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に示す。

安全施設及び常設重大事故等対処設備の地震荷重及び地震を含む荷重の組合せに対する設計については、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「V-2-1 耐震設計の基本方針」に基づき実施する。また、地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せに対する設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

地震荷重及び地震を含む荷重の組合せに対する設計を含めた自然現象、外部人為事象、溢水及び火災に対する可搬型重大事故等対処設備の機能保持に係る設計については、別添2「可搬型重大事故等対処設備の設計方針」に基づき実施する。また、屋外の重大事故等対処設備の地震以外の荷重及び地震以外の荷重の組合せに対する設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

(2) 海水を通水する系統への影響

- ・常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び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機器については、耐腐食性向上として炭素鋼内面にライニング又は塗装を行う設計とする。ただし、安全施設及び重大事故等対処設備のうち、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。
- ・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、海水の影響を考慮した設計とする。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。

①a

(3) 電磁的障害

- ・安全施設と重大事故等対処設備のうち電磁波に対する考慮が必要な機器は、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よう、ラインフィルタや絶縁回路を設

置ることによりサージ・ノイズの侵入を防止する，又は鋼製管体や金属シールド付ケーブルを適用し電磁波の侵入を防止する等の措置を講じた設計とする。

(4) 周辺機器等からの悪影響

- ・安全施設は，地震，火災，溢水及びその他の自然現象並びに人為事象による他設備からの悪影響により，発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。
- ・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，固縛などの措置を含む周辺機器等からの悪影響により，重大事故等に対処するために必要な機能を失うおそれがない設計とする。
- ・重大事故等対処設備が受ける周辺機器等からの悪影響としては，自然現象，外部人為事象，火災及び溢水による波及的影響を考慮する。屋外の重大事故等対処設備は，地震以外の自然現象及び外部人為事象による波及的影響に起因する周辺機器等からの悪影響により，重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように，常設重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置し，可搬型重大事故等対処設備は，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るとともに，その機能に応じて，全てを一つの保管場所に保管することなく，一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また，重大事故等対処設備及び資機材等は，竜巻による風荷重が作用する場合においても，設計基準事故及び重大事故等に対処するための必要な機能に悪影響を及ぼさないように，浮き上がり又は横滑りにより飛散しない設計とするか，設計基準事故対処設備等及び当該保管エリア以外の重大事故等対処設備に衝突し，損傷させない位置に保管する設計とする。位置的分散については，「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。
- ・地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように，常設重大事故等対処設備は，地震については技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とし，津波（敷地に遡上する津波を含む。）については漂流物対策等を実施する設計とする。可搬型重大事故等対処設備は，地震の波及的影響により，重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように，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り，その機能に応じて，全てを一つの保管場所に保管することなく，複数の保管場所に分散配置する。位置的分散については，「2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」に示す。また，屋内の可搬型重大事故等対処設備は，油内包機器による地震随伴火災の有無や，水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮して保管するとともに，屋外の可搬型重大事故等対処設備は，地震により生じる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，傾斜及び浮き上がり，地盤支持力の不足，地中埋設構造物の崩壊等を受けない位置に保管する。
- ・重大事故等対処設備は，地震により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とし，また，地震による火災源又は溢水源とならない設計とする。常設重大事故等対処設備については

①e

①e

技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備については、横滑りを含めて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ことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型重大事故等対処設備は、設置場所でアウトリガの設置、車輪止め等による固定又は固縛が可能な設計とする。

- ・火災の波及的影響によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、技術基準規則第52条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、火災防護対策を火災防護計画に策定する。
- ・重大事故等対処設備は、地震起因以外の火災により他の設備に悪影響を及ぼさないよう、火災発生防止、感知、消火による火災防護を行う。常設重大事故等対処設備は、技術基準規則第52条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、火災防護対策を火災防護計画に策定する。
- ・溢水の波及的影響によりその機能を喪失しないように、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水対策等を実施する。
- ・重大事故等対処設備は、地震起因以外の溢水により他の設備に悪影響を及ぼさないよう、想定する重大事故等対処設備の破損等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

波及的影響及び悪影響防止を含めた地震、火災、溢水以外の自然現象及び人為事象に対する安全施設及び重大事故等対処設備の設計については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に基づき実施する。

波及的影響及び悪影響防止を含めた安全施設及び常設重大事故等対処設備の耐震設計については、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」に基づき実施する。

波及的影響及び悪影響防止を含めた可搬型重大事故等対処設備の保管場所における考慮については、別添1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

波及的影響及び悪影響防止を含めた発電用原子炉施設で火災が発生する場合を考慮した安全施設及び常設重大事故等対処設備の火災防護設計については、添付書類「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「2. 火災防護の基本方針」に基づき実施する。波及的影響及び悪影響防止を含めた可搬型重大事故等対処設備の火災防護計画については、添付書類「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の「8. 火災防護計画」に基づき策定する。

波及的影響及び悪影響防止を含めた発電用原子炉施設内で発生が想定される溢水の影響評価を踏まえた安全施設及び重大事故等対処設備の溢水防護設計については、添付書類「V-1-1-8 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうち添付書類「V-1-1-8-1 溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき実施する。

①a

NT2 補① V-1-1-6 R2

(5) 冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響

- ・安全施設は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S 0 1 2 -1998）による規定に基づく評価を行い、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入しない設計とする。
- ・安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備は、系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備は、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭において、その機能を有効に発揮できる設計とする。

配管内円柱状構造物の流力振動評価については、添付書類「V-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」に示す。

想定される最も小さい有効吸込水頭において、ポンプが正常に機能することについては、添付書類「V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」及び添付書類「V-1-8-4 圧力低減設備その他安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。

(6) 設置場所における放射線の影響

- ・安全施設及び重大事故等対処設備の設置場所は、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。
- ・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場所を選定することにより、当該設備の設置、及び常設重大事故等対処設備との接続が可能な設計とする。

設備の操作場所は、「(1)c. 放射線による影響」にて設定した事故時の線源、線源からの距離、遮蔽効果、操作場所での操作時間（移動時間を含む。）を考慮し、選定する。

遮蔽のうち一時的に設置する遮蔽を除く生体遮蔽装置の遮蔽設計及び評価については、添付書類「V-4-2 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

中央制御室における放射線の影響として、居住性を確保する設計については、添付書類「V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。緊急時対策所における放射線の影響として、居住性を確保する設計については、添付書類「V-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

①a, ①f

①b, ①c

NT2 補① V-1-1-6 R2

2.4 操作性及び試験・検査性

安全施設は、誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とし、重大事故等対処設備は、確実に操作できる設計とする。

設計基準対象施設及び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（試験及び検査を含む。）を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とし、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。）が可能な設計とする。

なお、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、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。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、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。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、原則として、系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、テストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。

また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するのは、他の系統と独立して機能・性能確認（特性確認を含む。）が可能な設計とする。

以下に操作性及び試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 操作性

安全施設及び重大事故等対処設備は、操作性を考慮して以下の設計とする。

- ・安全施設は、プラントの安全上重要な機能を損なうおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取り付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法により発電用原子炉施設の状態が正確、かつ迅速に把握できる設計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、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。中央制御室制御盤は、盤面器具（指示計、記録計、操作器具、表示装置、警報表示）を系統毎にグループ化して中央制御室操作盤に集約し、操作器具の統一化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）、操作器具の操作方法に統一性を持たせること等により、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。
- ・当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失並びに燃焼ガスやばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）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中央制御室において操作に必要な照明の確保等により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運転時

の異常な過渡変化及び設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し、適切な対応を行うことにより容易に操作することができる設計とする。

- ・重大事故等対処設備は、手順書の整備、訓練・教育により、重大事故等時においても、操作環境、操作準備及び操作内容を考慮して確実に操作でき、「許可申請書十号」ハ. で考慮した要員数と想定時間内で、アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。これらの運用に係る体制、管理等については、保安規定に定めて管理する。以下a. からf. に安全施設及び重大事故等対処設備の操作性に係る考慮事項を説明する。なお、中央制御室で操作を行う安全施設の操作性については、添付書類「V-1-5-5 中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

a. 操作環境

- ・重大事故等対処設備は、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。
- ・防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。操作環境における被ばく影響については、「2.3 環境条件等」に示す。

b. 操作準備

- ・重大事故等対処設備は、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。
- ・工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。
- ・可搬型重大事故等対処設備の運搬、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張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。

c. 操作内容

- ・現場のスイッチは、運転員等の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とする。
- ・重大事故等発生時に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。
- ・重大事故等発生時に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。
- ・重大事故等発生時の現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又は簡便な接続規格等、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。中央制御室の制御盤のスイッチは、運転員等の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とする。
- ・重大事故等時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。

①d

d. 切替性

- ・重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能のように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。
- ・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ない。

e. 可搬型重大事故等対処設備の接続性

- ・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、より簡便な接続方式のコネクタ等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口径配管かつ低圧環境においては、フランジ又は、より簡便な接続方式の迅速流体継手等を用いる設計とする。窒素ポンペ、空気ポンペ、タンクローリ等については、各々専用の接続方法を用いる設計とする。
- ・同一ポンプを接続する系統は、口径を統一することにより、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。

f. アクセスルート

アクセスルートは、重大事故等時において、可搬型重大事故等対処設備が移動・運搬できるため、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。

- ・屋内及び屋外において、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、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。なお、屋外アクセスルートは、基準津波の影響を受けない防潮堤内に、基準地震動 S_s 及び敷地に遡上する津波の影響を受けないルートを少なくとも1つ確保する。
- ・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（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して、飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、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。
- ・アクセスルート及び火災防護に関する運用については、保安規定に定める。
- ・屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺建造物の倒壊、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状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダを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。な

表 2-1-1 放射線の環境条件設定方法 (重大事故等時) (1/2)

対象区画	環境条件設定方法		環境条件
	想定する事象	線源等	
原子炉格納容器内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「大破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 (+ 全交流動力電源喪失)」を想定する。	「許可申請書十号」ハ、において評価した重大事故等のうち「大破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 (+ 全交流動力電源喪失)」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の存在量を包絡した線源 (表 2-1-3) を設定する。なお、線源の設定に当たり、線量への寄与が大きい希ガス、よう素及びセシウムの原子炉格納容器への放出については全量放出を想定する。	原子炉格納容器自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、640 kGy/7 日間を設定する。
原子炉格納容器外	有効性評価のうち、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として「大破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 (+ 全交流動力電源喪失)」を想定する。	「許可申請書十号」ハ、において評価した重大事故等のうち「大破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 (+ 全交流動力電源喪失)」時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする放射性物質の存在量を包絡した線源 (表 2-1-4) を設定する。なお、線源の設定に当たり、想定する事象に応じた原子炉格納容器からの漏えい率 (1.3%/日未満) を上回る漏えい率として 1.5%/日一定を想定する。	原子炉建屋原子炉棟自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、1.7 kGy/7 日間を設定する。なお、「格納容器バイパス (インターフェイシステムLOCA)」時は、最高 15.2 mGy/h であり、1.7 kGy/7 日間に包絡される。

表 2-1-1 放射線の環境条件設定方法（重大事故等時）（2/2）

対象区画	環境条件設定方法		環境条件
	想定する事象	線量評価	
原子炉格納容器外 原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内	有効性評価のうち、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、格納容器ベントを実施し原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内の線量が厳しくなる事象として「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」において、代替循環冷却系が使用できない場合を想定する。	原子炉建屋付属棟等の遮へい効果を考慮しないことから、屋外と同じ線源を設定する。	3 Gy/7 日間
屋外	有効性評価のうち、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、格納容器ベントを実施し屋外線量が厳しくなる事象として「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+全交流動力電源喪失）」において、代替循環冷却系が使用できない場合を想定する。	屋外における放射線の環境条件設定のための線源は、「中央制御室の居住性に関する説明書」に記載される炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室への入退域時の被ばく評価に使用されるモデル等を使用して設定する。評価点は、屋外の原子炉建屋近傍の位置を代表点として評価する。評価の結果、環境条件は3 Gy/7 日間を設定する。	3 Gy/7 日間

②c

3. 系統施設毎の設計上の考慮

申請範囲における設計基準対象施設と重大事故等対処設備について、系統施設毎の機能と、機能としての健全性を確保するための設備の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散について説明する。あわせて、特に設計上考慮すべき事項について、系統施設毎に以下に示す。

なお、流路を形成する配管及び弁並びに電路を形成するケーブル及び盤等への考慮については、その系統内の動的機器（ポンプ、発電機等）を含めた系統としての機能を維持する設計とする。

3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

(1) 機能

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において、使用済燃料プールを冷却する機能
- b. 通常運転時等において、使用済燃料プールに注水する機能
- c. 重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却等を行う機能
 - ・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（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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ
 - ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ
 - ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制
 - ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却（原子炉冷却系統施設と兼用）
 - ・使用済燃料プールの監視（放射線管理施設と兼用）
- d. 工場等外への放射線物質の拡散を抑制する機能
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制（原子炉格納施設と兼用）
 - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（原子炉格納施設と兼用）
- e. 重大事故等の収束に必要な水を提供する機能
 - ・重大事故等収束のための水源（原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - ・水の供給（原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- f. 重大事故等時における計測制御機能

NT2 補① V-1-1-6 R2

①, ②

①, ②

・使用済燃料プールの監視（放射線管理施設と兼用）

g. 重大事故等時に対処するための流路，注水先，注入先，排出元等（原子炉冷却系統施設，計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）

h. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設と同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して，重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を，表 3-1-1 に示す。

なお，当該設備のうち電源設備については，「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

(3) 環境条件等

a. 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール周辺において，使用済燃料に係る重大事故等の対処に使用するため，その環境影響を考慮して，耐環境性向上を図る設計とする。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置より，使用済燃料プール監視カメラへ空気を供給し冷却することで，使用済燃料プールに係る重大事故等時における高温の環境下においても，使用済燃料プール監視カメラが機能維持できる設計とする。

①, ②

3.2 原子炉冷却系統施設

(1) 機能

原子炉冷却系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において、適切に炉心を冷却する機能（原子炉压力容器及び一次冷却材設備）
- b. 設計基準事故時等において、炉心を冷却する機能（非常用炉心冷却系）
- c. 設計基準事故時等において、原子炉压力容器に注水し、水位を維持する機能（原子炉隔離時冷却系）
- d. 通常運転時等において、炉心崩壊熱及び残留熱の除去、炉心を冷却する機能（残留熱除去系）
- e. 通常運転時等において、残留熱除去設備、非常用炉心冷却設備等の機器で発生する熱を冷却除去する機能（残留熱除去系海水系）
- f. 重大事故等時において、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機能
 - ・ 高圧代替注水系による原子炉注水
 - ・ 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
 - ・ 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水
 - ・ ほう酸水注入系による原子炉注水（ほう酸水注入）
 - ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制
- g. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
 - ・ 逃がし安全弁
 - ・ インターフェイスシステム LOCA 隔離弁
- h. 重大事故等時において、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機能
 - ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
 - ・ 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水
 - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
 - ・ 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水
 - ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

①, ②

- ・緊急用海水系
 - ・残留熱除去系海水系
- i. 通常運転時等において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能（残留熱除去系海水系）
- j. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
- ・格納容器圧力逃し装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設、原子炉格納施設及び非常用電源設備と兼用）
 - ・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（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
 - ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系海水系による除熱
 - ・緊急用海水系による除熱
- k. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
- ・緊急用海水系
 - ・残留熱除去系海水系
- l. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
- ・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（原子炉格納施設と兼用）
- m. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
- ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉格納施設と兼用）
- n. 重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却等を行う機能
- ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- o. 重大事故等の収束に必要な水を提供する機能
- ・重大事故等収束のための水源（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - ・水の供給（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）
- p. 重大事故等時に対処するための流路、注水先、注入先、排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- q. アクセスルート確保

①, ②

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を、表 3-2-1 に示す。

なお、当該設備のうち電源設備については、「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

①, ②

NT2 補① V-1-1-6 R2

3.6 原子炉格納施設

(1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉格納容器バウンダリ機能
- b. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - ・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（原子炉冷却系統施設、放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- c. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
 - ・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
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱
- d. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
 - ・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（原子炉冷却系統施設と兼用）
 - ・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（放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- e. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
 - ・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
 - ・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
 - ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉冷却系統施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・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（非常用電源設備と兼用）
 - ・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（計測制御系統施設、放射線管理施設及び非常電源設備と兼用）
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
 - ・原子炉建屋ガス処理系による水素排出
 - ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制（計測制御系統施設と兼用）
- h. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制する機能
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
 - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）

①, ②

- ・航空機燃料火災への泡消火

- i. 重大事故等の収束に必要な水を提供する機能
 - ・重大事故等収束のための水源（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉冷却系統施設と兼用）
 - ・水の供給（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉冷却系統施設と兼用）
- j. 重大事故等時における原子炉制御室機能
 - ・原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保
 - ・原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保
- k. 重大事故等時に対処するための流路，注水先，注入先，排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設，原子炉冷却系統施設及び計測制御系統施設と兼用）
1. アクセスルート確保（原子炉冷却系統施設に同じ）

(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散

「(1) 機能」を考慮して，重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備を，表 3-5-1 に示す。

なお，当該設備のうち電源設備については，「3.7 その他発電用原子炉の附属施設」の「3.7.1 非常用電源設備」にて整理するものを含む。

a. 単一設計

(a) 原子炉建屋ガス処理系

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，単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部については，当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障のうち，想定される最も過酷な条件として，配管の全周破断を想定しても，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。

想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆に対する放射線被ばくは，設計基準事故時に，配管の全周破断に伴う漏えいを考慮し，保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価したとしても，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認した。

単一設計における主要解析条件の比較を表 3-7-3 及び表 3-7-4 に，配管全周破断時の影響評価を表 3-7-5 及び表 3-7-6 に示す。

また，単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する屋外の場合 4 日間，屋内の場合 2 日間を考慮し，修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。

原子炉建屋ガス処理系のうち単一設計とするとする配管の一部の設計に当たっては，

①, ②

想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とし、修復作業に係る従事者の被ばく線量を緊急時作業にかかる線量強度に照らしても十分小さくなるよう保安規定に基づき管理する。

(b) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）

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、単一設計とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）については、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管1箇所全周破断を想定した場合においても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。

また、静的機器の単一故障としてスプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）の全周破断を仮定しても、残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は1系統をドライウェルスプレイ、もう1系統を残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）で運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

単一設計における主要解析条件の比較を表3-7-7に、スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）全周破断時の影響評価を表3-7-8に示す。なお、評価に当たっては、本来は残留熱除去系2系統の作動に期待できるものの、保守的に残留熱除去系1系統の作動に期待し、破断口から注水される水がサブプレッション・チェンバの冷却に寄与しないものとした。

(3) 悪影響防止

a. 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。）

(a) ブローアウトパネル閉止装置

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、誤開放しない設計又は開放した場合においても閉止できる若しくはブローアウトパネル閉止装置にて開口部を速やかに閉止できる設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

悪影響防止を含めた原子炉建屋外側ブローアウトパネル及びブローアウトパネル閉止装置等の機能要求に対する設計については、別添4「ブローアウトパネル関連設備の設計方針」に示す。

表 3-1-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/6)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 69 条) 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	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	可搬型代替注水中型ポンプを使用した使用済燃料プール注水は、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水中型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系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	可搬型	可搬型代替注水大型ポンプを使用した使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールのスプレイは、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して多様性を有する設計とする。
	サブプレッション・チェンバ	西側淡水貯水設備 [水源]	常設	常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して異なる水源を有する設計とする。
		代替淡水貯槽 [水源]	常設	可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して異なる水源を有する設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋原子炉棟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の燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
(第 69 条) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	常設低圧代替注水系は、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して、多様性を有し位置的分散を図る設計とする。
	サブプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽 [水源]	常設	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、残留熱除去系海水系により冷却する残留熱除去系ポンプ及び自然冷却により冷却する燃料プール冷却浄化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燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系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及び可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して異なる水源を有する設計とする。

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-1-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (2/6)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備（既設+新設）*3		
(第 69 条) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プールの注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給） 燃料プール冷却浄化系	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	常設低圧代替注水系は、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して、多様性を有し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、残留熱除去系海水系により冷却する残留熱除去系ポンプ及び自然冷却により冷却する燃料プール冷却浄化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燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系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及び可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して異なる水源を有する設計とする。
		常設スプレイヘッド	常設	
	サプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽 [水源]	常設	
(第 69 条) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プールの注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給） 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	可搬型代替注水大型ポンプを使用した使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールのスプレイは、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系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及び可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して異なる水源を有する設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋原子炉棟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の燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
		常設スプレイヘッド	常設	
	サプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽 [水源]	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-1-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (3/6)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 69 条) 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(可搬型スプレインゾル)を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	可搬型代替注水大型ポンプを使用した使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールスプレイは、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系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及び可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して異なる水源を有する設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋原子炉棟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の燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
		可搬型スプレインゾル	可搬型	
	サプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽 [水源]	常設	
(第 69 条) 大気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)	可搬型	原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である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) 及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
		放水砲	可搬型	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-1-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (4/6)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設)*3		
(第69条) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却) 燃料プール冷却浄化系	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設	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は、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と異なる区画に設置することで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 緊急用海水ポンプは、緊急用海水ポンプピットに設置することで、屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。 代替燃料プール冷却系及び緊急用海水系は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して、多様性を有し位置的分散を図る設計とする。 緊急用海水系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系統は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の冷却水系統である残留熱除去系海水系の系統に対して多様性を有する設計とする。 代替燃料プール冷却系ポンプは、冷却を不要(自然冷却)とすることで、残留熱除去系海水系により冷却する残留熱除去系ポンプ及び自然冷却の燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 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を使用する代替燃料プール冷却系の配管は、燃料プール冷却浄化系配管の分岐点から燃料プール冷却浄化系の配管との合流点までを独立した系統とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプを使用した冷却系統に対して独立性を有する設計とする。
		代替燃料プール冷却系熱交換器	常設	
	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		緊急用海水系ストレーナ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
(第69条) 使用済燃料プールの監視	(使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)) 使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料プール温度 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	常設	
		使用済燃料プール温度 (SA)	常設	
		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) 【放射線管理施設】	常設	
		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)	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

NT2 補① V-1-1-6 R2

表 3-1-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (5/6)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第70条) 大気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) 【原子炉格納施設と兼用】	可搬型	原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である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) 及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
		放水砲 【原子炉格納施設と兼用】	可搬型	
(第70条) 海洋への放射性物質の拡散抑制	-	汚濁防止膜 【原子炉格納施設と兼用】	可搬型	原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である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) 及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
(第71条) 重大事故等収束のための水源	(サブプレッション・チェンバ)	西側淡水貯水設備 [水源] 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用】	常設	低圧代替注水系 (常設)、低圧代替注水系 (可搬型)、代替格納容器スプレー冷却系 (常設)、代替格納容器スプレー冷却系 (可搬型)、格納容器下部注水系 (常設)、格納容器下部注水系 (可搬型)、代替燃料プール注水系 (注水ライン)、代替燃料プール注水系 (常設スプレーヘッド) 及び代替燃料プール注水系 (可搬型スプレーノズル) は、代替淡水貯槽を水源とすることで、設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる水源を有する設計とする。 低圧代替注水系 (可搬型)、代替格納容器スプレー冷却系 (可搬型)、格納容器下部注水系 (可搬型) 及び代替燃料プール注水系 (注水ライン) は、西側淡水貯水設備を水源とすることで、設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる水源を有する設計とする。
		代替淡水貯槽 [水源] 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用】	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源] 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設】	常設	
-	-	ほう酸水貯蔵タンク [水源] 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設】	常設	-
(第71条) 水の供給	サブプレッション・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用】	可搬型	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽は、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り淡水又は海水を供給できる設計とし、設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる系統の水源として設計する。 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、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 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。
		可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用】	可搬型	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-1-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (6/6)

【設備区分：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第73条) 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度 (S A) ^{*4} 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) ^{*4} 使用済燃料プール監視カメラ ^{*4}	使用済燃料プール水位・温度 (S A広域)	常設	重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測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。重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、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給電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) ^{*4} 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) ^{*4} 使用済燃料プール監視カメラ ^{*4}	使用済燃料プール温度 (S A)	常設	
	使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) ^{*4} 使用済燃料プール温度 (S A) ^{*4} 使用済燃料プール監視カメラ ^{*4}	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) 【放射線管理施設】	常設	
	使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) ^{*4} 使用済燃料プール温度 (S A) ^{*4} 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) ^{*4}	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)	常設	
(一) 重大事故等時に対処するための流路, 注水先, 注入先, 排出元等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【原子炉冷却系統施設, 計測制御系統施設及び原子炉格納施設】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設】	常設	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール	常設	
	—	原子炉建屋原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。
 *4: 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第54条) アクセスルート確保	—	ホイールローダ	可搬型	—
(第60条) 高圧代替注水系による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	常設高圧代替注水系ポンプ	常設	高圧代替注水系は、高圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設高圧代替注水系ポンプをタービン駆動とすることで、電動機駆動ポンプを用いた高圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。また、高圧代替注水系の起動に必要な電動弁は、常設代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電及び現場において人力により、ポンプの起動に必要な弁を操作できることで、非常用交流電源設備から給電される高圧炉心スプレイ系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して、多様性を有する設計とする。 常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと異なる区画に設置することで、高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		高圧代替注水系タービン止め弁	常設	
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第60条) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設	原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、現場において人力による手動操作を可能とすることで、非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。
		原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁	常設	
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第60条) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	(高圧炉心スプレイ系) 原子炉隔離時冷却系	高圧炉心スプレイ系ポンプ	常設	—
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第60条) ほう酸水注入系による原子炉注水 (ほう酸水注入)	—	ほう酸水注入ポンプ	常設	—
		ほう酸水貯蔵タンク [水源]	常設	
(第60条) 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁 (安全弁機能)	常設	—

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (2/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第61条) 逃がし安全弁	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁 [操作対象弁]	常設	逃がし安全弁及び自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。 逃がし安全弁は、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧として使用する 4 個を、異なる主蒸気管に分散して設置する設計とする。 逃がし安全弁は、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧として使用する 4 個を、電磁弁の排气側から直接窒素を供給して作動させることで、電磁弁を用いた逃がし安全弁の作動に対し、多様性を有する設計とする。 逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作又は過渡時自動減圧機能からの信号により作動することで、自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また、逃がし安全弁は、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及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池からの給電により作動することで、非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。
	(アキュムレータ)	自動減圧機能用アキュムレータ	常設	
(第61条) インターフェイスシステム LOCA 隔離弁 ^{*4}	(高压炉心スプレイ系注入弁)	高压炉心スプレイ系注入弁	常設	—
	(原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁)	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	常設	
	(低压炉心スプレイ系注入弁)	低压炉心スプレイ系注入弁	常設	
	(残留熱除去系 A 系注入弁)	残留熱除去系 A 系注入弁	常設	
	(残留熱除去系 B 系注入弁)	残留熱除去系 B 系注入弁	常設	
	(残留熱除去系 C 系注入弁)	残留熱除去系 C 系注入弁	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。
*4：減圧を行う設備ではないが、インターフェイスシステム LOCA 発生時に現場で手動操作により隔離し、漏えい抑制のための減圧を必要とするための設備

②c

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (3/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第62条) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	残留熱除去系 (低圧注水系) 低圧炉心スプレイ系	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	低圧代替注水系 (常設) は、残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設低圧代替注水系ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動することで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイ系ポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。 低圧代替注水系 (常設) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧代替注水系 (常設) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 また、低圧代替注水系 (常設) は、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。
	サブプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽[水源]	常設	常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、原子炉建屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 低圧代替注水系 (常設) 及び低圧代替注水系 (可搬型) は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管及び低圧炉心スプレイ系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系 (常設) 及び低圧代替注水系 (可搬型) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。また、これらの多様性及び位置的分散によって、低圧代替注水系 (常設) 及び低圧代替注水系 (可搬型) は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。
(第62条) 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却	-	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽[水源]	常設 常設	-

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

NT2 補① V-1-1-6 R2

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (4/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第62条) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水	残留熱除去系(低圧注水系) 低圧炉心スプレイ系	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	<p>低圧代替注水系(可搬型)は、残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系(常設)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系(常設)に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系(可搬型)の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧代替注水系(可搬型)の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した回路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系(可搬型)の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源とすることで、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系並びに代替淡水貯槽を水源とする低圧代替注水系(常設)に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>また、低圧代替注水系(可搬型)の可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。</p>
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
	サブプレッション・チェンバ	西側淡水貯水設備[水源]	常設	<p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋及び常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ並びに常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>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。</p> <p>低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管及び低圧炉心スプレイ系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。また、これらの多様性及び位置的分散によって、低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>
		代替淡水貯槽[水源]	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能が有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
 *2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (5/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第62条) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却	-	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	-
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源]	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	
(第62条) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	-	代替循環冷却系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第62条) 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)) 低圧炉心スプレイ系	残留熱除去系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第62条) 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) 残留熱除去系 (低圧注水系)	低圧炉心スプレイ系ポンプ	常設	-
		(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	
(第62条) 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))	残留熱除去系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
(第62条) 緊急用海水系	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	緊急用海水系は、残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電を可能とすることにより非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。また、緊急用海水系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。 緊急用海水系は、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより、海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ、原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 緊急用海水系は、電源の多様性及び機器の位置的分散により、残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。
		緊急用海水系ストレーナ	常設	
(第62条) 残留熱除去系海水系	(残留熱除去系海水系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (6/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第63条) 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 (格納容器スプレイ冷却系) 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)	フィルタ装置 【原子炉格納施設と兼用】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、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ブプレッション・プール冷却系) 及び残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構若しくは操作ハンドルを用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系、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) 及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水系と異なる区画に設置することで、残留熱除去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位置的分散を図った設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。
		第一弁 (S/C側)	常設	
		第一弁 (D/W側)	常設	
		第二弁	常設	
		第二弁バイパス弁	常設	
		遠隔人力操作機構	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ) 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板	常設	
		窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型	
		窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
	サブプレッション・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源]	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性及び多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (7/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性及び多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第63条) 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 (格納容器スプレイ冷却系) 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)	第一弁 (S/C側)	常設	耐圧強化ベント系は、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系) 及び残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 また、耐圧強化ベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構若しくは操作ハンドルを用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系、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) 及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水系と異なる区画に設置することで、残留熱除去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位置的分散を図った設計とする。 耐圧強化ベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。
		第一弁 (D/W側)	常設	
		耐圧強化ベント系一次隔離弁	常設	
		耐圧強化ベント系二次隔離弁	常設	
		遠隔人力操作機構	常設	
(第63条) 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))	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	常設 常設	—
(第63条) 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)によるサブプレッション・プール水の除熱	(残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)) (サブプレッション・チェンバ)	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第63条) 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 (格納容器スプレイ冷却系)) (サブプレッション・チェンバ)	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第63条) 残留熱除去系海水系による除熱	(残留熱除去系海水系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系海水系ストレータ	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性及び多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (8/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性及び多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) ^{*3}		
(第63条) 緊急用海水系 による除熱	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	緊急用海水系は、残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電を可能とすることにより非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。また、緊急用海水系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。 緊急用海水系は、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより、海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ、原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 緊急用海水系は、電源の多様性及び機器の位置的分散により、残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。
		緊急用海水系ストレーナ	常設	
(第64条) 緊急用海水系	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	緊急用海水系は、残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電を可能とすることにより非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。また、緊急用海水系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。 緊急用海水系は、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより、海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ、原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 緊急用海水系は、電源の多様性及び機器の位置的分散により、残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。
		緊急用海水系ストレーナ	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (9/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第64条) 残留熱除去系海水系	(残留熱除去系海水系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設	
(第65条) 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	-	代替循環冷却系ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽(地下埋設)に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンベユニット(空気ポンベ)及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
		残留熱除去系熱交換器 【原子炉格納施設】	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源] 【原子炉格納施設】	常設	
		残留熱除去系海水系ポンプ	常設	
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設	
		緊急用海水ポンプ	常設	
緊急用海水系ストレーナ	常設			

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

②c

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (10/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第66条) 溶融炉心の落下遅延及び防止	-	常設高圧代替注水系ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	-
		サブプレッション・チェンバ 〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
	-	ほう酸水注入ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		ほう酸水貯蔵タンク 〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
	-	常設低圧代替注水系ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		代替淡水貯槽〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
	-	可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		西側淡水貯水設備〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
		代替淡水貯槽〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
	-	代替循環冷却系ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		残留熱除去系熱交換器 【原子炉格納施設】	常設	
		サブプレッション・チェンバ 〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
		緊急用海水ポンプ	常設	
緊急用海水系ストレーナ		常設		
残留熱除去系海水系ポンプ		常設		
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

NT2 補① V-1-1-6 R2

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性及び多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (11/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性及び多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 69 条) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却) 燃料プール冷却浄化系	代替燃料プール冷却系ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	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は、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と異なる区画に設置することで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 緊急用海水ポンプは、緊急用海水ポンプピットに設置することで、屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。 代替燃料プール冷却系及び緊急用海水系は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して、多様性を有し位置的分散を図る設計とする。
		代替燃料プール冷却系熱交換器 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	緊急用海水系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系統は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の冷却水系統である残留熱除去系海水系の系統に対して多様性を有する設計とする。 代替燃料プール冷却系ポンプは、冷却を不要 (自然冷却) とすることで、残留熱除去系海水系により冷却する残留熱除去系ポンプ及び自然冷却の燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する設計とする。
		緊急用海水系ストレーナ	常設	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を使用する代替燃料プール冷却系の配管は、燃料プール冷却浄化系配管の分岐点から燃料プール冷却浄化系の配管との合流点までを独立した系統とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプを使用した冷却系統に対して独立性を有する設計とする。

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (12/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第71条) 重大事故等収束のための水源	(サブプレッション・チェンバ)	西側淡水貯水設備 [水源] 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用】	常設	低圧代替注水系 (常設), 低圧代替注水系 (可搬型), 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設), 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型), 格納容器下部注水系 (常設), 格納容器下部注水系 (可搬型), 代替燃料プール注水系 (注水ライン), 代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) 及び代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) は, 代替淡水貯槽を水源とすることで, 設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる水源を有する設計とする。 低圧代替注水系 (可搬型), 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型), 格納容器下部注水系 (可搬型) 及び代替燃料プール注水系 (注水ライン) は, 西側淡水貯水設備を水源とすることで, 設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる水源を有する設計とする。
		代替淡水貯槽 [水源] 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用】	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源] 【原子炉格納施設と兼用】	常設	
—	—	ほう酸水貯蔵タンク [水源] 【原子炉格納施設と兼用】	常設	—
(第71条) 水の供給	サブプレッション・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用】	可搬型	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽は, 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り淡水又は海水を供給できる設計とし, 設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる系統の水源として設計する。 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, 屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 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。
		可搬型代替注水大型ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用】	可搬型	
(一) 重大事故等時に対処するための流路, 注水先, 注入先, 排出元等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉格納施設と兼用】	常設	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建屋原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2: () 付の設備は, 重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり, 共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

②c

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第63条) 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 (格納容器スプレィ冷却系) 残留熱除去系 (サブプレッショ ン・プールの冷却系)	フィルタ装置 【原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系、格納容器スプレィ冷却系及びサブプレッショ ン・プールの冷却系) 及び残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構若しくは操作ハンドルを用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系、格納容器スプレィ冷却系及びサブプレッショ ン・プールの冷却系) 及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水系と異なる区画に設置することで、残留熱除去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位置的分散を図った設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。
		第一弁 (S/C側) 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第一弁 (D/W側) 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第二弁 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第二弁バイパス弁 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		遠隔人力操作機構 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ) 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		窒素供給装置	可搬型	
		窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ	常設	
	サブプレッショ ン・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		西側淡水貯水設備 [水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		代替淡水貯槽 [水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

NT2 補① V-1-1-6 R2

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (2/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第64条) 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	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系) 残留熱除去系(サブプレッショ ン・プール冷却系)	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設低圧代替注水系ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できることで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)に対して多様性を有する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 また、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッショ ン・チェンバを水源とする残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)に対して異なる水源を有する設計とする。
	サブプレッショ ン・チェンバ	代替淡水貯槽[水源]	常設	常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及びサブプレッショ ン・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。また、これらの多様性及び位置的分散によって、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (3/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第64条) 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(格納容器スプレイ冷却系) 残留熱除去系(サブプレッション・チェンバール冷却系)	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)に対して多様性を有する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した回路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び代替淡水貯槽を水源とする代替格納容器スプレイ冷却系(常設)に対して異なる水源を有する設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)の可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とする残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)に対して異なる水源を有する設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋及び常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。また、これらの多様性及び位置的分散によって、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
	サブプレッション・チェンバ	西側淡水貯水設備[水源]	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (4/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第64条) 残留熱除去系 (格納容器スプレッド冷却系) による原子炉格納容器内の除熱	(残留熱除去系 (格納容器スプレッド冷却系))	残留熱除去系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第64条) 残留熱除去系 (サブプレッション・プールの冷却系) によるサブプレッション・プール水の除熱	(残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系))	残留熱除去系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第65条) 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	-	代替循環冷却系ポンプ	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽 (地下埋設) に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ) 及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
		残留熱除去系海水系ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		残留熱除去系海水系ストレーナ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		緊急用海水ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		緊急用海水系ストレーナ 【原子炉冷却系統施設】	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (5/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第65条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		フィルタ装置	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽(地下埋設)に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンプユニット(空気ポンプ)及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
		第一弁 (S/C側)	常設	
		第一弁 (D/W側)	常設	
		第二弁	常設	
		第二弁バイパス弁	常設	
		遠隔人力操作機構	常設	
		第二弁操作室遮蔽【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ポンプユニット(空気ポンプ)【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板	常設	
		窒素供給装置	可搬型	
		窒素供給装置用電源車【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ	常設	
		可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
	西側淡水貯水設備【水源】	常設		
	代替淡水貯槽【水源】	常設		

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (6/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第66条) 格納容器下部注水系 (常設) によるベDESTAL(ドライウエル部)への注水	-	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	格納容器下部注水系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (可搬型) は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、格納容器下部注水系 (常設) の常設低圧代替注水系ポンプを代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、格納容器下部注水系 (可搬型) の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。 格納容器下部注水系 (常設) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器下部注水系 (常設) の電動弁は、代替所内電気設備を經由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、独立性を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器下部注水系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (可搬型) は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。
		コリウムシールド	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (7/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第66条) 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウェル部) への注水	-	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	格納容器下部注水系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (可搬型) は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、格納容器下部注水系 (常設) の常設低圧代替注水系ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、格納容器下部注水系 (可搬型) の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。 また、格納容器下部注水系 (可搬型) の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源とすることで、代替淡水貯槽を水源とする格納容器下部注水系 (常設) に対して、異なる水源を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 格納容器下部注水系 (可搬型) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器下部注水系 (可搬型) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した回路で系統構成することにより、独立性を有する設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器下部注水系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (可搬型) は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		コリウムシールド	常設	
		西側淡水貯水設備[水源]	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (8/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第66条) 溶融炉心の落下遅延及び防止	-	常設高圧代替注水系ポンプ	常設	-
		サブプレッション・チェンバ 【水源】	常設	
	-	ほう酸水注入ポンプ	常設	
		ほう酸水貯蔵タンク【水源】	常設	
	-	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	
		代替淡水貯槽【水源】	常設	
	-	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備【水源】	常設	
		代替淡水貯槽【水源】	常設	
	-	代替循環冷却系ポンプ	常設	
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サブプレッション・チェンバ 【水源】	常設	
		緊急用海水ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		緊急用海水系ストレータ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		残留熱除去系海水系ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
残留熱除去系海水系ストレータ 【原子炉冷却系統施設】		常設		
窒素供給装置		可搬型		
(第67条) 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	窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型		

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (9/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備（既設+新設）*3		
(第67条) 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	-	フィルタ装置	常設	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。
		第一弁（S/C側）	常設	
		第一弁（D/W側）	常設	
		第二弁	常設	
		第二弁バイパス弁	常設	
		遠隔人力操作機構	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ） 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板	常設	
		窒素供給装置	可搬型	
		窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ	常設	
		可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源]	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 【放射線管理施設】	常設	
フィルタ装置入口水素濃度 【計測制御系統施設】	常設			
(第68条) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出	-	非常用ガス処理系排風機	常設	非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用交流電源設備に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が可能な設計とする。
		非常用ガス処理系フィルタトレイン	常設	
		非常用ガス再循環系排風機	常設	
		非常用ガス再循環系フィルタトレイン	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (10/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第68条) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	-	静的触媒式水素再結合器	常設	静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉建屋水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、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、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。
		静的触媒式水素再結合器動作監視装置 【計測制御系統施設】	常設	
(第70条) 大気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) 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用】	可搬型	原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である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) 及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
		放水砲 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用】	可搬型	
(第70条) 海洋への放射性物質の拡散抑制	-	汚濁防止膜 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用】	可搬型	原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である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) 及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
(第70条) 航空機燃料火災への泡消火	-	可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)	可搬型	原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である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) 及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
		放水砲	可搬型	
		泡混合器	可搬型	
		泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用)	可搬型	
(第71条) 重大事故等収束のための水源	(サブプレッション・チェンバ)	西側淡水貯水設備 [水源] 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	低圧代替注水系 (常設)、低圧代替注水系 (可搬型)、代替格納容器スプレー冷却系 (常設)、代替格納容器スプレー冷却系 (可搬型)、格納容器下部注水系 (常設)、格納容器下部注水系 (可搬型)、代替燃料プール注水系 (注水ライン)、代替燃料プール注水系 (常設スプレーヘッド) 及び代替燃料プール注水系 (可搬型スプレーノズル) は、代替淡水貯槽を水源とすることで、設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる水源を有する設計とする。 低圧代替注水系 (可搬型)、代替格納容器スプレー冷却系 (可搬型)、格納容器下部注水系 (可搬型) 及び代替燃料プール注水系 (注水ライン) は、西側淡水貯水設備を水源とすることで、設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる水源を有する設計とする。
		代替淡水貯槽 [水源] 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源] 【原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	
	-	ほう酸水貯蔵タンク [水源] 【原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

②c

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (11/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第71条) 水の供給	サブプレッション・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉冷却系統施設と兼用】	可搬型	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽は、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り淡水又は海水を供給できる設計とし、設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる系統の水源として設計する。 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、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 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を設置する設計とする。
		可搬型代替注水大型ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉冷却系統施設と兼用】	可搬型	
(第74条) 原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保	-	非常用ガス再循環系排風機	常設	原子炉建屋ガス処理系は、多重性を有する非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、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。
		非常用ガス処理系排風機	常設	
(第74条) 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保	-	ブローアウトパネル閉止装置	常設	ブローアウトパネル閉止装置は、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からの給電により駆動できる設計とする。
		ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示	常設	
		ブローアウトパネル開閉状態表示	常設	
(一) 重大事故等時に対処するための流路, 注水先, 注入先, 排出元等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【原子炉冷却系統施設及び計測制御系統施設と兼用】	常設	-
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
	-	原子炉建屋原子炉棟	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

NT2 補① V-1-1-6 R2

V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

目次

1. 概要.....	1
2. 基本方針.....	2
2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH.....	2
2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH.....	2
3. 評価.....	3
3.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針.....	3
3.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針.....	3
3.3 評価対象ポンプの選定.....	3
3.4 評価方法.....	5
3.4.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法.....	5
3.4.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法.....	9
3.5 評価結果.....	9
3.5.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果.....	9

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第32条第3項及び第54条第1項第1号並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）により、原子炉冷却系統施設の「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサブプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプが、原子炉格納容器内の圧力、水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭（以下「有効 NPSH」という。）において、正常に機能することを説明するとともに、サブプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプについても想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明するものである。

また、有効 NPSH 以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては、添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

なお、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請においては変更は行わない。

今回、新たに重大事故等対処設備として申請する「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサブプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器に注水する残留熱除去系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、常設高圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプ並びにサブプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器に注水する常設低圧代替注水系ポンプ、ほう酸水注入ポンプ、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、想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明する。

①a

2. 基本方針

2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において，原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」としてサプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプは，想定される原子炉格納容器内の圧力，水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響によるろ過装置の性能評価により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において，原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」としてサプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器へ注水するためのポンプは，各水源タンク等の圧力，水位及び温度により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

これらのポンプについては，異物管理されたほう酸水貯蔵タンク，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備を水源とするため，異物の影響については考慮不要とする。

なお，S A用海水ピットから取水する可能性のある可搬型代替注水大型ポンプ車の付属品である水中ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプには，吸込口に異物混入防止のフィルタを設置する設計とする。万一，これらのポンプの吸込口のフィルタが詰まった場合は，ポンプの起動停止によるフィルタ閉塞の回復及びポンプの吊り上げにより，短時間でフィルタを清掃できる手順を整備する。

3. 評価

3.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器へ注水するポンプは、原子炉格納容器内の圧力、水位及び水源の温度並びに冷却材中の異物により想定される最も小さい有効 NPSH が必要吸込水頭（以下「必要 NPSH」という。）を上回ることを評価する。

そのうち、原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）等時の対応によりサプレッション・プールを水源として、原子炉圧力容器に注水する場合、注水に係る最も厳しい初期条件は原子炉冷却材配管の両端破断による大破断LOCAを想定するが、破断形態は設計基準事故と同等であるため、保温材の破損影響範囲（以下「ZOI」という。）及び配管破断による保温材等の異物発生量は設計基準事故時より拡大することはない。

ただし、炉心損傷を伴う重大事故等時においては、原子炉格納容器内のpH制御のために注入する水酸化ナトリウム水溶液と原子炉格納容器内構造物等との化学反応により新たに発生する異物（以下「化学影響生成異物」という。）が想定されるため、化学影響生成異物の想定発生量が最大となる事象を抽出して有効 NPSH を評価する。

また、評価に当たっては、平成20年4月7日付け平成20・02・29原第41号にて認可された工事計画の添付書類「IV-5 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」を参考に、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））に準拠し評価を行う。

3.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプは、それぞれの水源の圧力、水位、温度及び配管圧損等により想定される最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

3.3 評価対象ポンプの選定

重大事故等時の対応において、原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器に注水するために使用するポンプ及び想定される水源を以下に示す。

- ・ 残留熱除去系ポンプ* (水源：サプレッション・プール)
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
- ・ ほう酸水注入ポンプ (水源：ほう酸水貯蔵タンク)
- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ (水源：サプレッション・プール)

①a

- ・常設低圧代替注水系ポンプ* (水源：代替淡水貯槽)
- ・代替循環冷却系ポンプ* (水源：サプレッション・プール)
- ・可搬型代替注水大型ポンプ* (水源：代替淡水貯槽，S A用海水ピット)
- ・可搬型代替注水中型ポンプ* (水源：西側淡水貯水設備，S A用海水ピット)

注記*：原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用し，原子炉格納容器の除熱又は冷却に使用するポンプを示す。なお，ほう酸水注入ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプは，熔融炉心のペダスタル（ドライウェル部）への落下を遅延又は防止するために原子炉圧力容器へ注水することから，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用しており，原子炉格納容器の除熱又は冷却に使用しない。

複数の水源を想定するポンプの評価に当たっては，評価条件が最も厳しくなる水源を想定する。

「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用するポンプのうち，常設低圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプは，「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器に注水に使用する場合よりも，「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却に使用する場合の方が厳しい使用条件となるため，添付書類「V-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価する。

ほう酸水注入ポンプは，ほう酸水貯蔵タンクを水源として有効 NPSH が確保される水位以上に確保された必要水量を原子炉圧力容器へ注水するよう設計されており，機能が要求される運転状態においては水源の圧力，温度の変化及び異物の影響はなく，ほう酸水注入ポンプの有効 NPSH は十分確保されることから，評価対象外とする。

可搬型代替注水大型ポンプの付属品である水中ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは，空気を吸い込まない水位を確保するように沈めて運転するポンプであり，必要 NPSH に代わる条件として運転必要最低水位（水中ポンプ内に空気を吸い込まず，ポンプが正常に機能するための最低吸込高さ）を確保するように設置することで，キャビテーションを防止する設計であることから，評価対象外とする。

また，可搬型代替注水大型ポンプは，付属品である水中ポンプにより，可搬型代替注水大型ポンプの必要 NPSH を上回る押込水頭が可搬型代替注水大型ポンプの吸込側にかかるように設計されており，可搬型代替注水大型ポンプの有効 NPSH は十分確保されることから，評価対象外とする。したがって，本資料では，以下のポンプの重大事故等時の有効 NPSH を評価する。

- ・残留熱除去系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(1691.9 m³/h)
- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(1461.4 m³/h)

- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(1442.1 m³/h)
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(142 m³/h)
- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(136.7 m³/h)

3.4 評価方法

3.4.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により選定した残留熱除去系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価については、重大事故等時の各事象のうち、個別評価が必要な事象を抽出し、その事象について最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

(1) 有効 NPSH 評価事象の抽出

重大事故等時の各事象におけるサプレッション・プール吸込ストレーナの圧損に影響する評価条件を比較し、「3.3 評価対象ポンプの選定」で選定した残留熱除去系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプ（高圧炉心スプレイ系ストレーナを兼用）に対して、有効 NPSH の個別評価が必要な事象を以下のとおり抽出する。表3.4.1-1に設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果を示す。

a. 重大事故等時の各事象におけるポンプ運転状態

重大事故等における各事象（表3.4.1-1のaからj）のうち、a及びfの事象については、評価対象ポンプによるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水を考慮しないため個別評価対象外とする。

b. 有効 NPSH 評価条件及び発生異物量の影響

重大事故等における各事象（表3.4.1-1のaからj）のうち、b, c, d, e, g 及びhの事象については、原子炉冷却材配管の破断が生じず、保温材等の異物発生が想定されない。したがって、残留熱除去系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの評価については有効 NPSH 評価条件が設計基準事故時の条件に包絡されることから、個別評価対象外とする。

以上より、設計基準対象施設としての使用条件を超えて運転する原子炉隔離時冷却系ポンプについて、サプレッション・プール水温の上昇に伴うポンプ吸込口の条件が最も厳しい「c 全交流動力電源喪失」の事象を想定し有効 NPSH 評価を実施する。また、新設設備である常設高圧代替注水系ポンプについても同様の

①a

理由により、「c 全交流動力電源喪失」の事象を想定し有効 NPSH 評価を実施する。これらの事象では、LOCA事象を想定しないため、異物による圧損影響については考慮しない。

なお、「i 大破断LOCA時注水機能喪失」及び「j DCH, FCI, MCCI」の事象については、「3.3 評価対象ポンプの選定」に記載のとおり、添付書類「V-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価するため個別評価対象外とする。

(2) 有効 NPSH の評価条件

有効 NPSH 評価について、以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 事故後の原子炉格納容器圧力，サプレッション・プール水の温度

各事象における水源の温度及び圧力は、事故後の経過時間とともに変化するが、サプレッション・チェンバの圧力は常にサプレッション・プール水温の飽和蒸気圧を超える。

サプレッション・プールを水源として有効 NPSH を評価するときは、評価条件を保守的に設定するという観点より、保守性を十分考慮した背圧を設定する。

b. サプレッション・プールの最低水位

サプレッション・プールの最低水位は、重大事故等で想定されるサプレッション・プールの最低水位を考慮する。

c. ストレーナの異物付着による圧損上昇

大破断LOCAを想定しないため、ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮しない。

d. 配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については、配管の径、長さ、形状及び弁類の仕様並びに注水時におけるポンプの最大流量により評価した値を用いる。

表3.4.1-1 設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果（設計基準事故時を基準）

	重大事故等の事象 (有効性評価の事故シナリオグループ)	S/P水源での運転 をするポンプ*1	有効NPSH評価条件 (水源の圧力, 温度等)	破断形態	発生異物量	
					保温材等	化学影響 生成異物
a	高圧・低圧注水機能喪失	—	—	無	—	—
b	高圧注水・減圧機能喪失	RHR, LPCS	設計基準事故時に包絡	無	—	—
c	全交流動力電源喪失	RHR, RCIC, AHPI	RHR：設計基準事故時に包絡 RCIC：個別評価を実施*2 AHPI：個別評価を実施	無	—	—
d	崩壊熱除去機能喪失	RHR, HPCS, RCIC	RHR, HPCS：設計基準事故時に包絡 RCIC：cの事象に包絡	無	—	—
e	原子炉停止機能喪失	RHR, HPCS, RCIC	RHR, HPCS：設計基準事故時に包絡 RCIC：cの事象に包絡	無	—	—
f	LOCA時注水機能喪失	—	—	中小破断	設計基準 事故未満	—
g	格納容器バイパス	RHR, LPCS, RCIC	RHR, LPCS：設計基準事故時に包絡 RCIC：cの事象に包絡	無	—	—
h	津波浸水による 最終ヒートシンク喪失	RHR, RCIC	RHR：設計基準事故時に包絡 RCIC：cの事象と同じ	無	—	—
i	大破断LOCA時注水機能喪失	ARC	ARC：個別評価を実施	大破断	設計基準 事故と同等	化学影響生成 異物の発生*3
j	DCH, FCI, MCCI	ARC	ARC：iの事象に包絡	無	—	—

炉心損傷がない場合

炉心損傷
する場合

①a

- 注記 *1 : サプレッション・プールを水源として、原子炉圧力容器へ注水するポンプを示す。
- *2 : RCICの有効 NPSH 評価条件として最も厳しい条件は、100 °C以上の運転状態となり背圧が小さい全交流動力電源喪失事象となる。
- *3 : pH制御装置よりサプレッション・プール内に水酸化ナトリウムが注入され、水質がアルカリ性になることで、原子炉格納容器内のAl, Si, Zn, Feを含有した構造材との化学反応により溶出したものが保守的に全析出すると仮定する。
- 注 : RHR : 残留熱除去系ポンプ, HPCS : 高圧炉心スプレイ系ポンプ, LPCS : 低圧炉心スプレイ系ポンプ, RCIC : 原子炉隔離時冷却系ポンプ, AHPI : 常設高圧代替注水系ポンプ, ARC : 代替循環冷却系ポンプ, DCH : 過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH, FCI : 過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI (ペDESTAL), MCCI : 過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却失敗 (ペDESTAL)

3.4.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により、評価対象となるポンプは無い。

3.5 評価結果

3.5.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1) 原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

a. 有効 NPSH の算定結果

原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3.5.1-1に示す。また、有効 NPSH 評価の概略図を図3.5.1-1に示す。

b. 有効 NPSH 評価結果

原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3.5.1-2に示す。

表3.5.1-2に示すとおり、重大事故等時における原子炉隔離時冷却系ポンプの有効NPSH は、必要 NPSH を上回っており、原子炉隔離時冷却系ポンプの運転状態において、必要 NPSH は確保されている。

表3.5.1-1 原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a : 吸込液面に作用する絶対圧力	□
H_s : 吸込揚程	
H_1 : ポンプ吸込配管圧損	
H_2 : 異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損*1	
h_s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$)	

注記 *1 : 原子炉隔離時冷却系ポンプはLOCA事象において使用しないため。

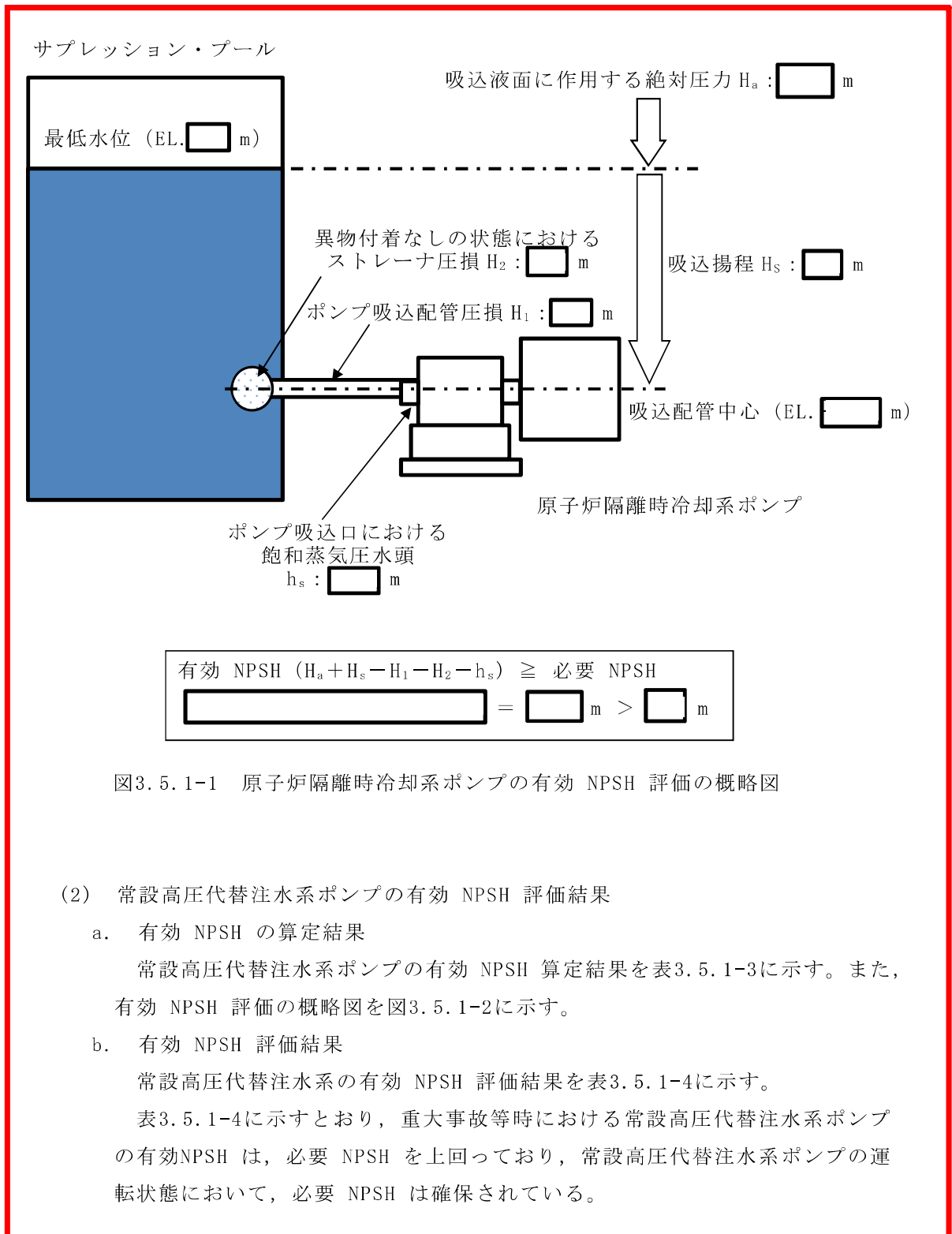
*2 : ティー及びピネ部を含む。

表3.5.1-2 原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
原子炉隔離時冷却系ポンプ	□	□

①a.



①a

表3.5.1-3 常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a : 吸込液面に作用する絶対圧力	□
H_s : 吸込揚程	
H_1 : ポンプ吸込配管圧損	
H_2 : 異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損*1	
h_s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$)	

注記*1：常設高圧代替注水系ポンプはLOCA事象において使用しないため。

*2：常設高圧代替注水系ポンプの流量は，ストレーナを兼用する高圧炉心スプレイ系ポンプの流量に比べて小さく，ストレーナ圧損は低減するが，有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように，高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時のストレーナ圧損を使用するものとし，設備の変更がないため，高圧炉心スプレイ系ストレーナの既工事計画添付書類の算定値と同じとする。

表3.5.1-4 常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
常設高圧代替注水系ポンプ	□	□

NT2 補② V-1-4-3 R8

①a

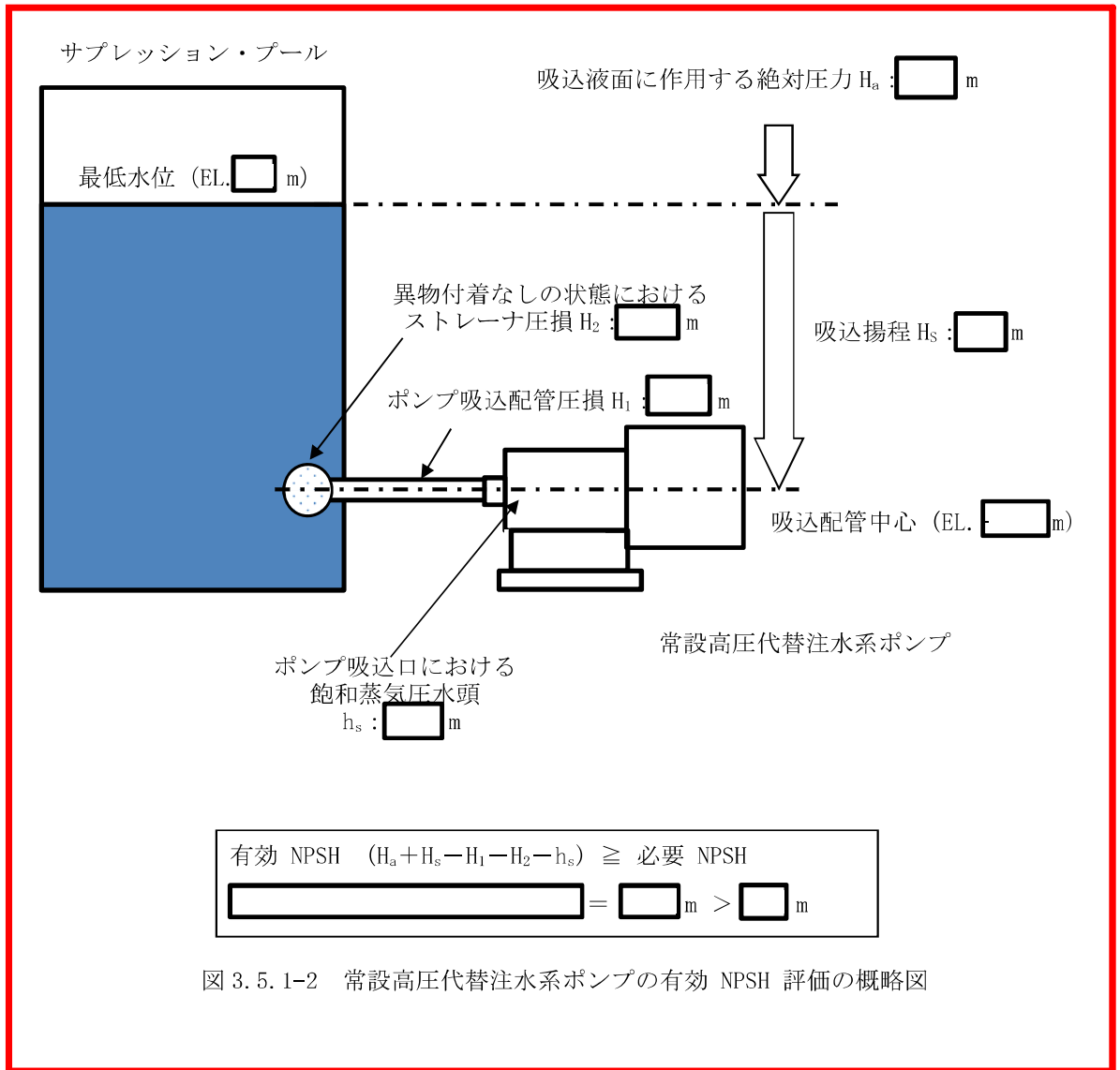


図 3.5.1-2 常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

V-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

目次

1. 概要.....	1
2. 基本方針.....	2
2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH.....	2
2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH.....	2
3. 評価.....	3
3.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針.....	3
3.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針.....	3
3.3 評価対象ポンプの選定.....	3
3.4 評価方法.....	4
3.4.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法.....	4
3.4.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法 ..	7
3.5 評価結果.....	7
3.5.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果.....	7
3.5.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果 .	10

別添1

重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価

①a

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第44条第1項第5号及び第54条第1項第1号並びにそれらの「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」（以下「解釈」という。）により、原子炉格納施設の「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサブプレッション・プールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプが、原子炉格納容器内の圧力、水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭（以下「有効 NPSH」という。）において、正常に機能することを説明するとともに、サブプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプについても想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明するものである。

また、有効 NPSH 以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては、添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

なお、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請においては変更は行わない。

今回、新たに重大事故等対処設備として申請する「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサブプレッション・プールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転する残留熱除去系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプ並びにサブプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転する常設低圧代替注水系ポンプ、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、想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明する。なお、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」として使用するほう酸水注入ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプについては、熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）への落下の遅延又は防止を目的として、原子炉圧力容器への注水に使用するため、添付書類「V-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて評価する。

①a

2. 基本方針

2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」としてサプレッション・プールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、想定される原子炉格納容器内の圧力、水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響によるろ過装置の性能評価により想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能する設計とする。

2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」としてサプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、各水源タンク等の圧力、水位及び温度により想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能する設計とする。

これらのポンプについては、異物管理された代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備を水源とするため、異物の影響については考慮不要とする。

なお、SA用海水ピットから取水する可能性のある可搬型代替注水大型ポンプ車の付属品である水中ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプには、吸込口に異物混入防止のフィルタを設置する設計とする。万一、これらのポンプの吸込口のフィルタが詰まった場合は、ポンプの起動停止によるフィルタ閉塞の回復及びポンプの吊り上げにより、短時間でフィルタを清掃できる手順を整備する。

①a

3. 評価

3.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッション・プールを水源とするポンプは、原子炉格納容器内の圧力、水位及び水源の温度並びに冷却材中の異物により想定される最も小さい有効 NPSH が必要吸込水頭（以下「必要 NPSH」という。）を上回ることを評価する。

そのうち、原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）等時の対応においてサプレッション・プールを水源として、原子炉格納容器除熱のために運転する場合、運転に係る最も厳しい初期条件は原子炉冷却材配管の両端破断による大破断LOCAを想定するが、破断形態は設計基準事故と同等であるため、保温材の破損影響範囲（以下「ZOI」という。）及び配管破断による保温材等の異物発生量は設計基準事故時より拡大することはない。

ただし、炉心損傷を伴う重大事故等時においては、原子炉格納容器内のpH制御のために注入する水酸化ナトリウム水溶液と原子炉格納容器内構造物等との化学反応により新たに発生する異物（以下「化学影響生成異物」という。）が想定されるため、化学影響生成異物の想定発生量が最大となる事象を抽出して有効 NPSH を評価する。

また、評価に当たっては、平成20年4月7日付け平成20・02・29原第41号にて認可された工事計画の添付書類「IV-5 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」を参考に、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））に準拠し評価を行う。

3.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプは、それぞれの水源の圧力、水位、温度及び配管圧損等により想定される最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

3.3 評価対象ポンプの選定

重大事故等時の対応において、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却のために使用するポンプを以下に示す。

- ・ 残留熱除去系ポンプ* （水源：サプレッション・プール）
- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ* （水源：代替淡水貯槽）
- ・ 代替循環冷却系ポンプ* （水源：サプレッション・プール）
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ* （水源：代替淡水貯槽，SA用海水ピット）
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ* （水源：西側淡水貯水設備，SA用海水ピット）

①a

注記 *：原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプを示す。

複数の水源を想定するポンプの評価に当たっては、評価条件が最も厳しくなる水源を想定する。

「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプのうち、残留熱除去系ポンプ、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は、「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却のために使用する場合と、「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器へ注水するために使用する場合で使用条件が変わらないため、添付書類「V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価する。

したがって、本資料では、以下のポンプの重大事故等時の有効 NPSH を評価する。

- ・常設低圧代替注水系ポンプ (水源：代替淡水貯槽)
(200 m³/h)
- ・代替循環冷却系ポンプ (水源：サブプレッション・プール)
(250 m³/h)

3.4 評価方法

3.4.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により選定した代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価については、重大事故等時の各事象のうち、個別評価が必要な事象を抽出し、その事象について最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

具体的な評価手順及び評価内容については、別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

(1) 有効 NPSH 評価事象の抽出

重大事故等時の各事象におけるサブプレッション・プール吸込ストレーナの圧損に影響する評価条件を比較し、「3.3 評価対象ポンプの選定」で選定した代替循環冷却系ポンプ（残留熱除去系ストレーナを兼用）に対して、有効 NPSH の個別評価が必要な事象を以下のとおり抽出する。表3.4.1-1に設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果を示す。

a. 重大事故等時の各事象におけるポンプ運転状態

重大事故等における各事象（表3.4.1-1のaからj）のうち、a及びfの事象については、有効性評価の評価条件として、サブプレッション・プールを水源とした原子炉格納容器除熱を考慮していないため評価対象外とする。

b. 有効 NPSH 評価条件および発生異物量の影響

①a

重大事故等時における各事象（表3.4.1-1のaからj）のうち、b, c, d, e, g及びhの事象については、残留熱除去系ポンプを原子炉格納容器除熱に使用するが、「3.3 評価対象ポンプの選定」に記載のとおり、添付書類「V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水ポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価するため個別評価対象外とする。

i及びjの事象については、代替循環冷却系ポンプを原子炉格納容器除熱に使用するが、jの事象については、原子炉冷却材配管の破断が生じず、保温材等の異物発生が想定されないことから、iの事象の評価に包絡される。

以上より、新設設備である代替循環冷却系ポンプについて、「i 大破断LOCA時注水機能喪失」の事象を想定し、発生する異物の影響を考慮して有効 NPSH 評価を実施する。

(2) 有効 NPSH の評価条件

有効 NPSH 評価について、以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 事故後の原子炉格納容器圧力、サプレッション・プール水の温度

各事象における水源の温度及び圧力は、事故後の経過時間とともに変化するが、サプレッション・チェンバの圧力は常にサプレッション・プール水温の飽和蒸気圧以上となる。

サプレッション・プールを水源として有効 NPSH を評価するときは、評価条件を保守的に設定するという観点より、配管破断後の原子炉格納容器圧力の上昇は考慮せず、大気圧とする。

b. サプレッション・プールの最低水位

サプレッション・プールの最低水位は、重大事故等で想定されるサプレッション・プールの最低水位を考慮する。

c. ストレーナの異物付着による圧損上昇

ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮する。詳細については、別添1に示す。

なお、ストレーナの異物付着による圧損上昇は、代替循環冷却系ポンプ運転時の通水流量（250 m³/h）に対して、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプ運転時の定格流量（1691.9 m³/h）を用いた評価を実施する。

d. 配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については、配管の径、長さ、形状及び弁類の仕様並びに原子炉格納容器除熱のために使用するポンプの最大流量により評価した値を用いる。

表3.4.1-1 設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果（設計基準事故時を基準）

重大事故等における各事象 (有効性評価の事故シーケンスグループ)	S/P水源での運転 をするポンプ*1	有効NPSH評価条件 (水源の圧力, 温度等)	破断形態	発生異物量	
				保温材等	化学影響 生成異物
a 高圧・低圧注水機能喪失	—	—	無	—	—
b 高圧注水・減圧機能喪失	RHR	—*3	無	—	—
c 全交流動力電源喪失	RHR	—*3	無	—	—
d 崩壊熱除去機能喪失	RHR	—*3	無	—	—
e 原子炉停止機能喪失	RHR	—*3	無	—	—
f LOCA時注水機能喪失	—	—	中小破断	設計基準 事故時未済	—
g 格納容器バイパス	RHR	—*3	無	—	—
h 津波浸水による 最終ヒートシンク喪失	RHR	—*3	無	—	—
i 大破断LOCA時注水機能喪失	ARC	ARC：個別評価を実施	大破断	設計基準 事故時と同等	化学影響 生成異物の 発生*2
j DCH, FCI, MCCI	ARC	ARC：iの事象に包絡	無	—	—

炉心損傷がない場合

炉心損傷する場合

注：RHR：残留熱除去系ポンプ, ARC：代替循環冷却系ポンプ, DCH：過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋DCH, FCI：過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋FCI（ペデスタル）, MCCI：過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリー冷却失敗（ペデスタル）

注記 *1：サブプレッション・プールを水源として、原子炉格納容器除熱に使用するポンプを示す。

*2：pH制御装置よりサブプレッション・プール内に水酸化ナトリウムが注入され、水質がアルカリ性になることで、原子炉格納容器内のAl,

Si, Zn, Feを含有した構造材との化学反応により溶出したものが保守的に全析出すると仮定する。

*3：残留熱除去系ポンプについては、添付書類「V-1-4-3 非常用炉心冷却設備の他の原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて評価する。

①a

3.4.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により選定した、常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価については、吸込揚程が最も小さくなる代替淡水貯槽の水位が最低水位となった場合の運転を想定した最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを確認する。

(1) 有効 NPSH 評価条件

有効 NPSH 評価条件については、以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 水源の温度

水源の温度は、代替淡水貯槽の最高使用温度である66℃とする。

b. 水源の水位

常設低圧代替注水系ポンプ運転時の水源の最低水位は、常設低圧代替注水系ポンプへの空気吸込を防止する観点から、代替淡水貯槽の最低水位とする。

c. 水源の液面に作用する圧力

代替淡水貯槽は大気に開放しているため、水源の液面に作用する圧力は大気圧とする。

d. 配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については、配管の径、長さ、形状及び弁類の仕様並びに原子炉格納容器冷却のために使用するポンプの最大流量により評価した値を用いる。

3.5 評価結果

3.5.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1) 代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

a. 有効 NPSH の算定結果

代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3.5.1-1に示す。また、有効 NPSH 評価の概略図を図3.5.1-1に示す。

b. 有効 NPSH 評価結果

代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3.5.1-2に示す。

表3.5.1-2に示すとおり、重大事故等時における代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH は、必要 NPSH を上回っており、代替循環冷却系ポンプの運転状態において、必要 NPSH は確保されている。

①a

表3.5.1-1 代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a : 吸込液面に作用する絶対圧力	□
H_s : 吸込揚程	
H_1 : ポンプ吸込配管圧損	
H_2 : 異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損	
H_3 : 異物付着による圧損上昇* ²	
h_s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - H_3 - h_s$)	

注記 *1 : 代替循環冷却系ポンプの流量は、ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプの流量に比べて小さく、ストレーナ圧損は低減するが、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、残留熱除去系ポンプ運転時のストレーナ圧損を使用するものとし、設備の変更がないため、残留熱除去系ストレーナの既工事計画添付書類の算定値と同じとする。

*2 : ストレーナの異物付着による圧損上昇は、代替循環冷却系ポンプ運転時の通水流量 (250 m³/h) に対して、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプ運転時の定格流量 (1691.9 m³/h) を用いた値を使用する。詳細は別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

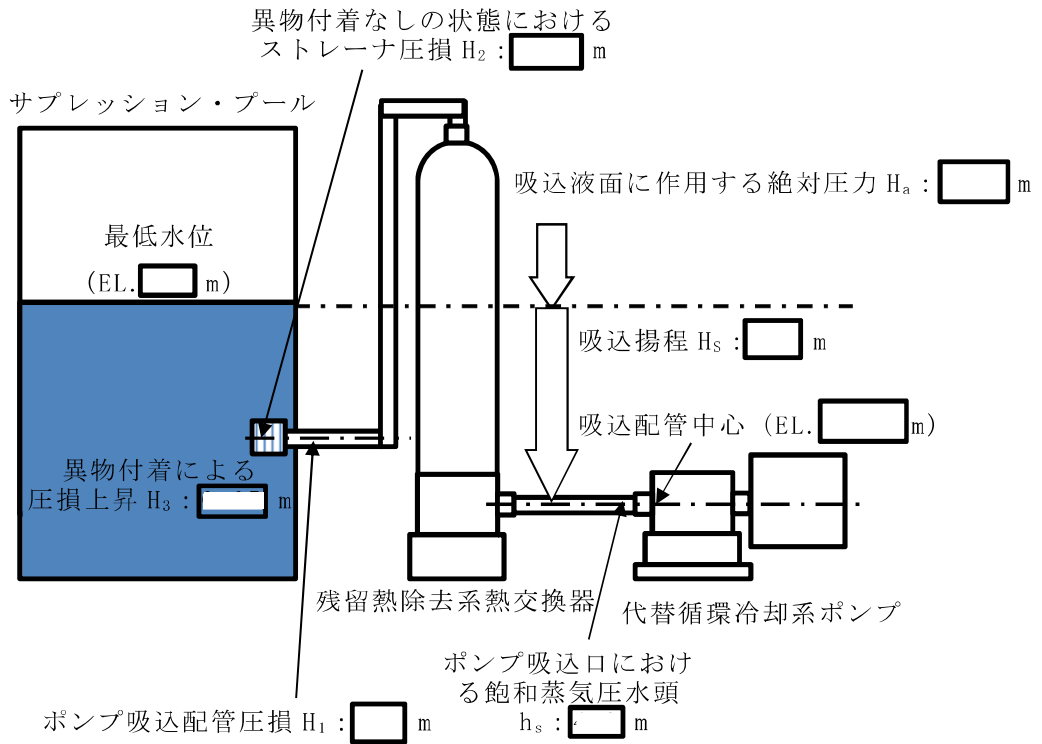
表3.5.1-2 代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
代替循環冷却系ポンプ	□	□

NT2 補② V-1-8-4 R9

①a.



$$\text{有効 NPSH } (H_a + H_s - H_1 - H_2 - H_3 - h_s) \geq \text{必要 NPSH}$$

$$[] = [] \text{ m} > [] \text{ m}$$

図 3.5.1-1 代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

①a

3.5.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1) 低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

a. 有効 NPSH の算定結果

常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3.5.2-1に示す。また、有効 NPSH 評価の概略図を図3.5.2-1に示す。

b. 有効 NPSH 評価結果

常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3.5.2-2に示す。

表3.5.2-2に示すとおり、重大事故等時における常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH は、必要 NPSH を上回っており、常設低圧代替注水系ポンプの運転状態において、必要 NPSH は確保されている。

表3.5.2-1 常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a : 吸込液面に作用する絶対圧力	□
H_s : 吸込揚程	
H_1 : ポンプ吸込配管圧損	
h_s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH ($H_a + H_s - H_1 - h_s$)	

表3.5.2-2 常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
常設低圧代替注水系ポンプ	□	□

NT2 補② V-1-8-4 R9

①a

NT2 補② V-1-8-4 R9

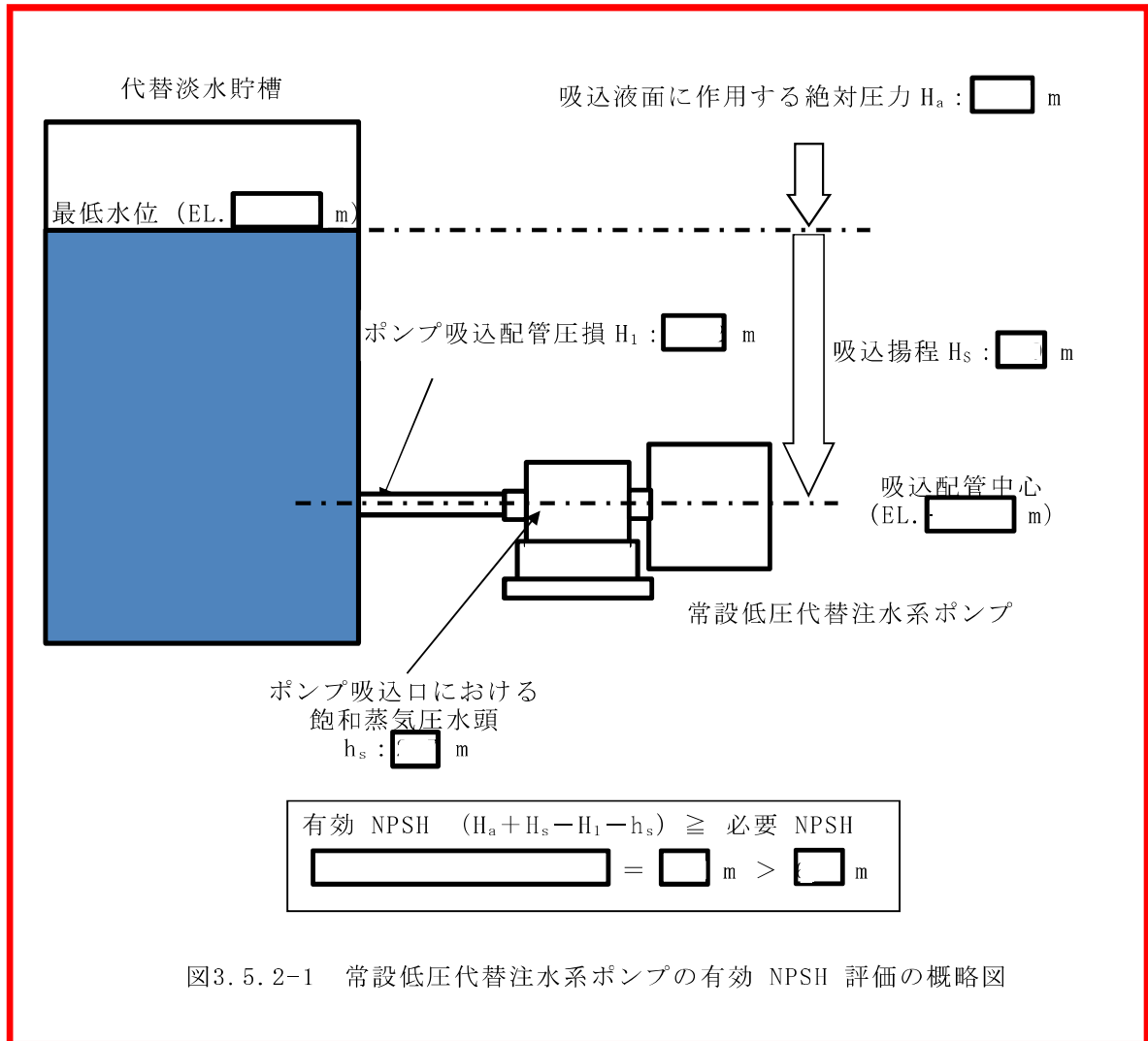


図3.5.2-1 常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第55条 材料及び構造】

1. 基準適合性の確認範囲

① 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物

- a. 既工事計画においては、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の材料及び構造について、施設時に適用された規格に応じて、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下「設計・建設規格」という）又は「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（以下「告示第501号」という）等に従い設計する方針としているか、又はこれらの設計によらない場合は、当該機器及び支持構造物が、その設計上要求される強度を確保できるよう設計・建設規格等を参考に同等以上の性能を有する設計としている。

「補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】 参照」

「補足-5 【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】 参照」

「V-3-1-6 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の強度計算の基本方針」（2頁参照）

- b. 既工事計画においては、材料については、当該機器等が使用される条件に対して適切な機械的強度及び化学的的成分を有すること並びに適切な破壊じん性を有することを、クラス区分に応じて考慮し設計している。

「補足-5 【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】 参照」

「V-3-1-6 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の強度計算の基本方針」（3頁参照）

「V-3-5-3-1-5 管の基本板厚計算書」（5, 7, 7-1, 34-1頁参照）

「V-3-5-3-1-6 管の応力計算書」（63, 66～68頁参照）

- c. 既工事計画においては、構造及び強度について、延性破断、疲労破壊及び座屈による破壊を防止することを、クラス区分に応じて考慮し設計している。

「補足-5 【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】 参照」

「V-3-1-6 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の強度計算の基本方針」（2頁参照）

「V-3-5-3-1-5 管の基本板厚計算書」（5, 7, 7-1, 34-1頁参照）

「V-3-5-3-1-6 管の応力計算書」（63, 66～68頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記に係る基本方針に変更がなく、本方針を踏まえて設計していることを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第55条 材料及び構造】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造により，材料（SGV410，SFVC2B，STPT410，SUS316TP）は適切に選定されていることを確認した。【①a】
補足-5 【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】	<ul style="list-style-type: none"> 今回の電気配線貫通部の改造により，スリーブ長を短尺化するが，材料 に変更がないことを確認した。【①a】 今回の電気配線貫通部の改造により，スリーブ長が短尺化するが，板厚は変更しないため，既工認時の保守性が確保されていることを確認した。【①b，c】 今回の電気配線貫通部の改造により，スリーブ長が短尺化することで評価点にかかる応力は小さくなることを確認した。【①b，c】
V-3-1-6 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の強度計算の基本方針	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造及び電気配線貫通部の改造により，設計・建設規格又は告示第501号を適用し，設計する基本方針に変更がないことを確認した。【①a】 今回の配管改造及び電気配線貫通部の改造により，材料については，設計・建設規格又は告示第501号に規定されている材料を使用する設計とする基本方針に変更がないことを確認した。【①b】 今回の配管改造及び電気配線貫通部の改造により，構造及び強度については，設計・建設規格又は告示第501号に基づき評価を実施する基本方針に変更がないことを確認した。【①c】
V-3-5-3-1-5 管の基本板厚計算書 V-3-5-3-1-6 管の応力計算書	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造について，必要な強度が確保されていることを左記図書※にて確認した。【①b，c】 <p>※：2021年3月25日ヒアリング資料「設計及び工事計画認可申請書（東海第二発電所の設計及び工事計画の変更）」</p>

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第55条 材料及び構造】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、配管を重大事故等クラス2管として兼用する機器は、設計・建設規格又は告示第501号を適用し、材料及び構造に係る設計に対する基本方針に変更がないことを確認した。
- ・ 基本方針に変更がなく、必要な強度が確保されていることから、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画から設計に影響がないこと（適合していること）を確認する必要があるため、変更の工事の内容（本申請内容）に関連し、審査対象文とする。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造について、電気配線貫通部を重大事故等クラス2容器として兼用する機器は、設計・建設規格又は告示第501号を適用し、材料及び構造に係る設計に対する基本方針に変更がないことを確認した。
- ・ 基本方針に変更がなく、強度に関する保守性は確保されていることから、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、材料及び構造に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象文とならない。

V-3-1-6 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物
の強度計算の基本方針

2. 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の強度計算の基本方針

重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の材料及び構造については、技術基準規則第55条（材料及び構造）に規定されており、「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」（平成25年6月19日 原規技発第1306194号）（以下「技術基準規則の解釈」という。）に従い、設計基準対象施設の規定を準用する。

また、技術基準規則の解釈第17条10において「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む。））＜第1編軽水炉規格＞ JSME S NC 1-2005/2007」（日本機械学会）又は「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2012年版）＜第1編軽水炉規格＞ JSME S NC 1-2012」（日本機械学会）によることとされているが、技術基準規則の施行の際現に施設し、又は着手した設計基準対象施設については、施設時に適用された規格によることと規定されている。同解釈において規定される JSME S NC 1-2005/2007（以下「設計・建設規格」という。）及び JSME S NC 1-2012は、いずれも技術基準規則を満たす仕様規定として相違がない。

よって、重大事故等クラス2機器（クラス1機器及び原子炉格納容器を除く）及び重大事故等クラス2支持構造物（クラス1支持構造物を除く）の評価は、基本的に施設時の適用規格による評価とするが、施設時の規格が「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和45年9月3日 通商産業省告示第501号又は昭和55年10月30日 通商産業省告示第501号）（以下「告示第501号」という。）の場合は、今回の設計時において技術基準規則を満たす仕様規定とされている設計・建設規格と告示第501号の比較を行い、いずれか安全側の規格による評価を実施する。施設時の適用規格が設計・建設規格の場合は、設計・建設規格による評価を実施する。

施設された機器が告示第501号のうち昭和45年告示第501号の場合は、ポンプ、弁及び支持構造物の規定がないため、重大事故等クラス2機器のうちポンプ及び弁並びに重大事故等クラス2支持構造物については、設計・建設規格に基づき評価を実施する。

クラス2機器（支持構造物含む）を同位クラスである重大事故等クラス2機器（支持構造物含む）として兼用し、重大事故等時の使用条件が設計基準の使用条件に包絡され、クラス2機器の既に認可された工事計画の添付資料（以下「既工認」という。）における評価結果がある場合は、材料、構造及び強度の要求は同じであることから、その評価の適用性を確認し、既工認の確認による評価を実施する。

重大事故等クラス2機器であってクラス1機器及び重大事故等クラス2支持構造物であってクラス1支持構造物の評価は、重大事故等時の使用条件が設計基準の使用条件に包絡され、既工認における評価結果がある場合は、その評価の適用性を確認し、既工認の確認による評価を実施する。また、上述の評価条件がない場合は、設計・建設規格に基づき評価を実施する。

① a, ① c

NT2 補③ V-3-1-6 R1

重大事故等クラス2機器であって原子炉格納容器の評価は、設計・建設規格に基づき評価を実施する。

重大事故等クラス2機器であって非常用炉心冷却設備に係るろ過装置（ストレーナ）の評価は、技術基準規則の解釈第17条4に記載される「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））の評価方針を考慮し、重大事故等クラス2機器としての評価を実施する。

① b

重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の材料については、技術基準規則第55条において材料は「使用前に適用されるものとする。」と規定されていることから、技術基準規則施工前に工事に着手又は完成したものであって設計・建設規格又は告示第501号における材料の規定によらない場合は、使用条件に対して適切であることを確認した材料を使用する設計とする。

NT2 補③ V-3-5-3-1-5 R0

V-3-5-3-1-5 管の基本板厚計算書

管の強度計算書 (重大事故等クラス2管)

設計・建設規格 PPC-3411 準用

NO.	最高使用圧力 P (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外径 D _o (mm)	公称厚さ (mm)	材 料	製 法	ク ラ ス	S (MPa)	η	Q	t _s (mm)	t (mm)	算 式	t _r (mm)
5	0.493	148	609.60	31.00	GSTPL相当	S	2	103	1.00	12.5%	27.12	1.46	C	3.80
6	0.86	148	609.60	9.50	SM41B	W	2	100	1.00			2.62	C	3.80
7	3.45	249	558.80	15.90	SGV410	W	2	103	1.00			9.24	A	9.24
8	3.45	249	457.20	14.30	SGV410	W	2	103	1.00			7.56	A	7.56
10	3.45	174	457.20	14.30	STPT410	S	2	103	1.00	12.5%	2.51	7.56	A	7.56
11	3.45	174	216.30	8.20	STPT410	S	2	103	1.00	12.5%	7.17	3.58	C	3.80
12	3.45	174	406.40	12.70	STPT410	S	2	103	1.00	12.5%	11.11	6.72	A	6.72
13	3.45	148	406.40	12.70	SM 0B	W	2	123	1.00			5.64	A	5.64
14	3.45	148	355.60	11.10	STPT42	S	2	103	1.00	12.5%	9.71	5.88	A	5.88

評価: t_s ≧ t_r, よって十分である。

① b, c

管の強度計算書 (重大事故等クラス2管)

設計・建設規格 PPC-3411 準用

NO.	最高使用圧力 P (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外径 D _o (mm)	公称厚さ (mm)	材	製 法	S (MPa)	η	Q	t _s (mm)	t (mm)	算 式	t _r (mm)
25	0.86	148	406.40	12.70	STPT410	S	103	1.00	12.5 %	11.11	1.69	C	3.80
26	0.86	148	216.30	8.20	STPT410	S	103	1.00	12.5 %	7.17	0.90	C	3.80
27	3.45	174	355.60	11.10	STPT410	S	103	1.00	12.5 %	9.71	5.88	A	5.88
28	3.45	148	114.30	6.00	STPT42	S	103	1.00	12.5 %	5.25	1.89	C	3.40
29	3.45	148	114.30	6.00	STPT410	S	103	1.00	12.5 %	5.25	1.89	C	3.40
30	3.45	174	457.20	14.30	SGV410	W	103	1.00			7.56	A	7.56
31	3.45	174	457.20	14.30	SGV410	S	103	1.00			7.56	A	7.56
32	3.45	249	457.20	14.30	SPVC2B	S	120	1.00			6.50	A	6.50
33	3.45	249	457.20	14.30	SGV410	S	103	1.00			7.56	A	7.56
34	3.45	148	457.20	14.30	SGV410	W	103	1.00			7.56	A	7.56

① b, c

評価: $t_s \geq t_r$, よって十分である。

管の強度計算書 (重大事故等クラス2管)

設計・建設規格 PPC-3411 準用

NO.	最高使用圧力 P (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外径 D _o (mm)	公称厚さ (mm)	材 料	製 法	ク ラ ス	S (MPa)	η	Q	t _s (mm)	t (mm)	算 式	t _r (mm)
35	3.45	174	355.60	11.10	SGV410	S	2	103	1.00			5.88	A	5.88
36	3.45	174	318.50	10.30	SFVC2B	S	2	120	1.00			4.53	A	4.53

① b, c

評価：t_s ≥ t_r, よって十分である。

管の穴と補強計算書（重大事故等クラス2管）

設計・建設規格 PPC-3420 準用

① b, c

NO.	T17	A_r (mm ²)	3.211×10^3
形 式	C	A_0 (mm ²)	4.516×10^3
最高使用圧力 P (MPa)	3.45	A_1 (mm ²)	2.750×10^3
最高使用温度 (°C)	249	A_2 (mm ²)	1.766×10^3
主管と管台の角度 α (°)		A_3 (mm ²)	0
		A_4 (mm ²)	—
主管材料	SFVC2B	評価： $A_0 > A_r$ よって十分である。	
S_r (MPa)	120		
D_{or} (mm)	88.60		
D_{ir} (mm)			
t_{ro} (mm)	30.00		
Q_r			
t_r (mm)		d_{fD} (mm)	215.90
t_{rr} (mm)	6.95	L_{AD} (mm)	
η	1.00	L_{ND} (mm)	
		A_{rD} (mm ²)	2.141×10^3
		A_{0D} (mm ²)	4.516×10^3
		A_{1D} (mm ²)	2.750×10^3
管台材料	SFVC2B	A_{2D} (mm ²)	1.766×10^3
S_b (MPa)	120	A_{3D} (mm ²)	0
D_{ob} (mm)	88.6	A_{4D} (mm ²)	—
D_{ib} (mm)		評価： $A_{0D} \geq A_{rD}$ よって十分である。	
t_{bn} (mm)	30.00		
Q_b			
t_b (mm)			
t_{br} (mm)	6.32		
強め材材料	—		
S_e (MPa)	—		
D_{oe} (mm)	—		
t_e (mm)	—		
穴の径 d (mm)			
K	0.2718		
d_{fr} (mm)	174.04		
L_A (mm)			
L_N (mm)			
L_1 (mm)	0		
L_2 (mm)	—		
注記 *			

NT2 補③ V-3-5-3-1-5 R0

NT2 補③ V-3-5-3-1-6 R0

V-3-5-3-1-6 管の応力計算書

計算結果

下表に示すとおり最大応力はそれぞれの許容値以下である。

クラス2管

設計・建設規格 PPC-3500の規定に基づく評価

鳥瞰図	供用状態	最大応力 評価点	最大応力 区分	一次応力評価 (MPa)		一次+二次応力評価 (MPa)	
				計算応力 $S_{pr m(1)}$ $S_{pr m(2)}$	許容応力 $1.5 S_h$ $1.8 S_h$	計算応力 $S_n(a)$ $S_n(b)$	許容応力 $S_a(c)$ $S_a(d)$
RHR-6, 7, 47, 49	(A, B)	33	$S_{pr m(1)}$	70	154	—	—
RHR-6, 7, 47, 49	(A, B)	33	$S_n(a)$	—	—	233	257
RHR-6, 7, 47, 49	(A, B)	46	$S_{pr m(2)}$	73	185	—	—
RHR-6, 7, 47, 49	(A, B)	33	$S_n(b)$	—	—	236	278

① b, c

5. 代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果
 代表モデルは各モデルの最大応力点の応力と裕度を算出し、応力分類毎に裕度最小のモデルを選定して鳥瞰図、計算条件及び評価結果を記載している。下表に、代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果を示す。

代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果（クラス1範囲）

No.	配管モデル	供用状態 (A, B)											
		一次応力 (膜+曲げ)						一次+二次応力 (S _n)					
		評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表		
1	RHR-34 (X-19)	1731	49	177	3.61	—	1731	115	354	3.07	—	① b, c	
2	RHR-70	82	57	177	3.10	—	81	124	354	2.85	○	① b, c	
3	RHR-40, 41, 42, 89	1952	37	171	4.62	—	196	118	342	2.89	—	① b, c	
4	PLR-PD-1	330	60	171	2.85	○	335	106	342	3.22	—	① b, c	
5	PLR-PD-2	202	49	171	3.48	—	209	105	354	3.37	—	① b, c	
6	RHR-34 (X-12)	670	60	207	3.45	—	2420	82	414	5.04	—	① b, c	

No.	配管モデル	供用状態 (A, B)						供用状態 C						供用状態 D						
		疲労評価			一次応力 (膜+曲げ)			一次応力 (膜+曲げ)			一次応力 (膜+曲げ)			一次応力 (膜+曲げ)			一次応力 (膜+曲げ)			
		評価点	疲労累積係数	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	
1	RHR-34 (X-19)	1731	0.0002	—	1731	52	234	4.50	—	1731	49	260	5.30	—	1731	49	260	5.30	—	① b, c
2	RHR-70	81	0.0003	—	82	60	234	3.90	—	82	57	260	4.56	—	82	57	260	4.56	—	① b, c
3	RHR-40, 41, 42, 89	1952	0.0009	○	1952	41	226	5.51	—	1952	37	252	6.81	—	1952	37	252	6.81	—	① b, c
4	PLR-PD-1	334	0.0008	—	330	63	226	3.58	○	330	60	252	4.20	○	330	60	252	4.20	○	① b, c
5	PLR-PD-2	200	0.0001	—	202	53	226	4.26	—	202	49	252	5.14	—	202	49	252	5.14	—	① b, c
6	RHR-34 (X-12)	67	0.0000	—	670	64	310	4.84	—	670	60	414	6.90	—	670	60	414	6.90	—	① b, c

代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果（クラス2範囲）

No.	配管モデル	供用状態(A, B)*1						供用状態(A, B)*2					
		一次+二次応力						一次+二次応力					
		評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表		評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	
1	RHR-3	28	186	257	1.38	—	28	188	278	1.47	—		
2	RHR-6, 7, 47, 49	33	233	257	1.10	○	33	236	278	1.17	○		
3	RHR-10	57	56	250	4.46	—	57	57	270	4.73	—		
4	RHR-34	7	192	250	1.30	—	7	195	270	1.38	—		
5	RHR-48	861	89	307	3.44	—	861	92	332	3.60	—		
6	RHR-70	57	229	257	1.12	—	57	232	278	1.19	—		
7	RHR-31	17	33	250	7.57	—	17	34	270	7.94	—		
8	RHR-66	1N	62	257	4.14	—	1N	64	278	4.34	—		

① b, c

① b, c

注記 *1: 設計・建設規格 PPC-3520(1), PPC-3530(1)a.に基づき計算した一次応力, 一次+二次応力を示す。
 *2: 設計・建設規格 PPC-3520(2), PPC-3530(1)b.に基づき計算した一次応力, 一次+二次応力を示す。

代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果（重大事故等クラス2であってクラス1範囲）

No.	配管モデル	供用状態E					
		一次応力(膜+曲げ)					
		評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	
1	RHR-34(X-12)	670	60	414	6.90	—	
2	RHR-34(X-19)	1731	49	260	5.30	—	
3	RHR-70	82	57	260	4.56	—	
4	RHR-40, 41, 42, 89	1952	37	252	6.81	—	
5	PLR-PD-1	308	76	252	3.31	○	
6	PLR-PD-2	202	49	252	5.14	—	
7	RHR-PD-29	13	83	414	4.98	—	
8	RHR-PD-35	13	83	414	4.98	—	
9	RHR-PD-36	13	83	414	4.98	—	

① b, c

代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果（重大事故等クラス2であってクラス2範囲）

No.	配管モデル	供用状態E*1						供用状態E*2								
		一次応力			一次応力			一次応力			一次応力					
		評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表
1	RHR-3	16	59	150	2.54	-	16	65	180	2.76	-					
2	RHR-5	38	79	150	1.89	-	38	82	180	2.19	-					
3	RHR-6, 7, 47, 49	33	70	154	2.20	-	46	73	185	2.53	-					
4	RHR-8	80	66	150	2.27	-	80	72	180	2.50	-					
5	RHR-10	622	32	154	4.81	-	622	33	185	5.60	-					
6	RHR-12	6	42	150	3.57	-	6	45	180	4.00	-					
7	RHR-15	41	21	150	7.14	-	41	22	180	8.18	-					
8	RHR-34	60	71	154	2.16	-	60	77	185	2.40	-					
9	RHR-48	86	63	184	2.92	-	86	69	221	3.20	-					
10	RHR-70	954	64	154	2.40	-	954	66	185	2.80	-					
11	RHR1-1	2	38	150	3.94	-	2	39	180	4.61	-					
12	RHR2-1	2	38	150	3.94	-	2	39	180	4.61	-					
13	RHR-31	17	22	150	6.81	-	17	23	180	7.82	-					
14	RHR-40, 41, 42, 89	707	106	150	1.41	○	707	109	180	1.65	○					
15	RHR-66	1N	27	154	5.70	-	1N	29	185	6.37	-					

① b, c

① b, c

① b, c

① b, c

注記 *1：設計・建設規格 PPC-3520(1)に基づき計算した一次応力を示す。

*2：設計・建設規格 PPC-3520(2)に基づき計算した一次応力を示す。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第59条 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】

1. 基準適合性の確認結果

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設備

- a. 既工事計画においては、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入、代替再循環系ポンプトリップ機能による原子炉出力抑制、ほり酸水注入系による発電用原子炉の未臨界移行、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ついて、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、残留熱除去系配管と原子炉格納容器電気配線貫通部の改造は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該当せず、審査対象文とならない。

表 3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 59 条) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	原子炉緊急停止系	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	常設	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) の電源は、所内常設直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 また、A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、原子炉緊急停止系の電源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。
		A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ	常設	
		制御棒	常設	
		制御棒駆動機構	常設	
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	常設	
(第 59 条) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユニット	A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能)	常設	A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) の電源は、所内常設直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) は、検出器から再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 また、A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。
		再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ	常設	
		低速度用電源装置遮断器手動スイッチ	常設	
(第 59 条) ほう酸水注入	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユニット	ほう酸水注入ポンプ	常設	ほう酸水注入系は、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と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入ポンプを非常用交流電源設備からの給電により駆動することで、アキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。 ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、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。
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	
(第 59 条) 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	自動減圧系	自動減圧系の起動阻止スイッチ	常設	自動減圧系の起動阻止スイッチは、設計基準事故対処設備である自動減圧系の制御盤と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、中央制御室内で位置的分散を図る設計とする。

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について 【第6.2条 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】

1. 基準適合性の確認範囲

(1) 残留熱除去系配管の改造

① 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の施設

既工事計画においては、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、代替循環冷却系、残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を冷却できる設備を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】に記載している。

「原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）の系統図」（第4-3-1-13図、第4-3-1-15図参照）

「原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備（代替循環冷却系）の系統図」（第4-4-8-13図、第4-4-8-15図、第4-4-8-17図参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に変更のないことを確認する。

なお、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のうち、低圧炉心スプレイス系、緊急用海水系及び残留熱除去海水系は、今回の配管改造に関係しない設備であることから、基準適合性の確認範囲には含まれない。また、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は、原子炉冷却系統施設として整理されているため、原子炉格納施設としては、審査対象条文とならない。

② 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の機能

既工事計画においては、重大事故防止設備は、重大事故等時に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機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（40頁参照）
今回の変更認可申請に伴い、上記の機能に変更のないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第62条 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】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】</p> <p>原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）の系統図（第4-3-1-13図，第4-3-1-15図）</p> <p>原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）の系統図（第4-4-8-13図，第4-4-8-15図，第4-4-8-17図）</p>	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造により，代替循環冷却系，残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく，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が施設されること，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故防止設備は，重大事故等時において，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機能を有することとしており，今回の配管改造によりその方針に変更のないことを確認した。【②】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第62条 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】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、代替循環冷却系、残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく、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が施設されることを確認した。
- ・ 代替循環冷却系、残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）として兼用する残留熱除去系の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことから、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できる機能に変更はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画において確認された設計を変更するものではない。また、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関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、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該当しないため、審査対象条文とならない。

工事計画認可申請	第 4-3-1-13 図
東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (2/6)
称	(重大事故等対処設備)
日本原子力発電株式会社	
8909	

工事計画認可申請	第 4-3-1-15 図
東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (4/6)
称	(重大事故等対処設備)
日本原子力発電株式会社	
8909	

		工事計画認可申請	第 4-4-8-13 図
		東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち 非常用炉心冷却設備その他原子炉本設備 (代替循環冷却系) の系統図 (2/6)		
称	(重大事故等対処設備)		
		日本原子力発電株式会社	
		8827	

		工事計画認可申請	第 4-4-8-15 図
		東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち 非常用炉心冷却設備その他原子炉本設備 (代経備置冷却系) の系統図 (1/6)		
称	(重大事故等対処設備)		
		日本原子力発電株式会社	
		8827	

工事計画認可申請		第 4-4-8-17 図
		東海第二発電所
名	原子炉冷却系統施設のうち	
称	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (代替炉心冷却用系)の系統図 (6/6) (重大事故等対処設備)	
		日本原子力発電株式会社
		8604

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

3.2 原子炉冷却系統施設

(1) 機能

原子炉冷却系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において、適切に炉心を冷却する機能（原子炉压力容器及び一次冷却材設備）
- b. 設計基準事故時等において、炉心を冷却する機能（非常用炉心冷却系）
- c. 設計基準事故時等において、原子炉压力容器に注水し、水位を維持する機能（原子炉隔離時冷却系）
- d. 通常運転時等において、炉心崩壊熱及び残留熱の除去、炉心を冷却する機能（残留熱除去系）
- e. 通常運転時等において、残留熱除去設備、非常用炉心冷却設備等の機器で発生する熱を冷却除去する機能（残留熱除去系海水系）
- f. 重大事故等時において、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機能
 - ・ 高圧代替注水系による原子炉注水
 - ・ 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
 - ・ 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水
 - ・ ほう酸水注入系による原子炉注水（ほう酸水注入）
 - ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制
- g. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
 - ・ 逃がし安全弁
 - ・ インターフェイスシステム LOCA 隔離弁
- ② h. 重大事故等時において、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機能
 - ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
 - ・ 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水
 - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
 - ・ 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水
- ② 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

- ・緊急用海水系
 - ・残留熱除去系海水系
- i. 通常運転時等において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能（残留熱除去系海水系）
- j. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
- ・格納容器圧力逃し装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設、原子炉格納施設及び非常用電源設備と兼用）
 - ・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（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
 - ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系海水系による除熱
 - ・緊急用海水系による除熱
- k. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
- ・緊急用海水系
 - ・残留熱除去系海水系
- l. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
- ・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（原子炉格納施設と兼用）
- m. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
- ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉格納施設と兼用）
- n. 重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却等を行う機能
- ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- o. 重大事故等の収束に必要な水を提供する機能
- ・重大事故等収束のための水源（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - ・水の供給（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）
- p. 重大事故等時に対処するための流路、注水先、注入先、排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- q. アクセスルート確保

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について 【第63条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】

1. 基準適合性の確認範囲

(1) 残留熱除去系配管の改造

①最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の施設

既工事計画においては、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、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブレシジョン・プール冷却系）により、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】に記載している。

「原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）の系統図」（第4-3-1-13図、第4-3-1-15図参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に変更がないことを確認する。

なお、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系、残留熱除去系海水系及び緊急用海水系は、今回の配管改造に関係しない設備であることから、基準適合性の確認範囲には含まれない。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備は、原子炉冷却系統施設として整理されているため、原子炉格納施設としては、審査対象条文とならない。

②最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の機能

既工事計画においては、原子炉冷却系統施設は、重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（41頁参照）
今回の変更認可申請に伴い、上記の機能に変更がないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更可申請に伴う影響について
【第63条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）の系統図 （第4-3-1-13図，第4-3-1-15図）</p>	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（格納容器スプレッド冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の系統構成に変更がなく，最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備が施設されること，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却系統施設は，重大事故等時において，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を有することとしており，今回の配管改造によりその方針に変更がないことを確認した。【②】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第63条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の系統構成に変更がなく、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備が施設されることを確認した。
- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことから、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備に該当しないため、審査対象条文とならない。

工事計画認可申請		第 4-3-1-13 図
東海第二発電所		
名	原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (2/6)	
称	(重大事故等対処設備)	
日本原子力発電株式会社		
8909		

工事計画認可申請	第 4-3-1-15 図
東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (4/6)
称	(重大事故等対処設備)
日本原子力発電株式会社	
8909	

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

- ・緊急用海水系
- ・残留熱除去系海水系

i. 通常運転時等において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能（残留熱除去系海水系）

② j. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能

- ・格納容器圧力逃し装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設、原子炉格納施設及び非常用電源設備と兼用）
- ・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

②

- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
- ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱
- ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
- ・残留熱除去系海水系による除熱
- ・緊急用海水系による除熱

k. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能

- ・緊急用海水系
- ・残留熱除去系海水系

l. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能

- ・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（原子炉格納施設と兼用）

m. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能

- ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉格納施設と兼用）

n. 重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却等を行う機能

- ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）

o. 重大事故等の収束に必要な水を供給する機能

- ・重大事故等収束のための水源（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）
- ・水の供給（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）

p. 重大事故等時に対処するための流路，注水先，注入先，排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設，計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）

q. アクセスルート確保

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について 【第64条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

1. 基準適合性の確認範囲

① 原子炉格納容器内の冷却等のための設備の施設

既工事計画においては、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、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、残留熱除去系のうち、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系により、原子炉格納容器内を冷却できる設備を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】及び補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】に記載している。

「原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系）の系統図」（第8-3-4-2-2図、第8-3-4-2-4図参照）

「原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（サブプレッション・プール冷却系）の系統図」（第8-3-4-3-2図、第8-3-4-3-4図参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に変更がないことを確認する。

なお、原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、今回の配管改造に関係しない設備であることから、基準適合性の確認範囲に含めない。また、原子炉格納容器内の冷却等のための設備は、原子炉格納施設として整理されているため、原子炉冷却系統施設としては、審査対象文とならない。

② 原子炉格納容器内の冷却等のための設備の機能

既工事計画においては、原子炉格納施設は、重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（51頁参照）

「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」（3, 44頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の機能に変更がないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更可申請に伴う影響について
【第64条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】</p> <p>原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系）の系統図（第8-3-4-2-2図，第8-3-4-2-4図）</p> <p>原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（サプレッション・プール冷却系）の系統図（第8-3-4-3-2図，第8-3-4-3-4図）</p>	<p>今回の配管改造により，残留熱除去系のうち，格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系の系統構成に変更がなく，原子炉格納容器内の冷却等のための設備が施設されることと，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】</p>
<p>補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】</p>	<p>今回の電気配線貫通部の改造により，電気配線貫通部の配置及び材料に変更がないことを確認した。【①】</p>
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<p>原子炉格納施設は，重大事故等時において，原子炉格納容器内の冷却等を行う機能を有することとしており，今回の配管改造によりその方針に変更がないことを確認した。【②】</p>
<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<p>今回の配管改造により，原子炉格納容器内の冷却等を行うことができる設計に変更がないことを確認した。【②】</p>

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第64条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、残留熱除去系のうち、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系の系統構成に変更がなく、原子炉格納容器内の冷却等のための設備が施設されることを確認した。
- ・ 残留熱除去系のうち、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことから、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、原子炉格納容器内の冷却等のための設備に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、電気配線貫通部の配置及び材料に変更がなく、原子炉格納容器内の冷却等のための設備に影響がないことを確認した。
- ・ 電気配線貫通部の配置に変更はなく、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、原子炉格納容器内の冷却等のための設備に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

工事計画認可申請 第 8-3-1-2-2 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち
圧力低下設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
(格納容器スプレイ冷却系)の系統図
(2/4) (重大事故等対処設備)

日本原子力発電株式会社

S909



工事計画認可申請 第 8-3-1-2-4 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち
圧力低下設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
(格納容器スプレイ冷却系) の系統図
(4/4) (重大事故等対応設備)

日本原子力発電株式会社

S909

工事計画認可申請 第 8-3-1-3-2 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち
圧力低減設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
名称 (サブプレッション・プール(右列系)の系統図
(2/4) (重大事故等対処設備))

日本原子力発電株式会社

8827

工事計画認可申請 第 8-3-1-3-4 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち
圧力低減設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
名称 (サブプレッション・プール(右列系)の系統図
(4/4) (重大事故等対処設備))

日本原子力発電株式会社

8827

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

3.6 原子炉格納施設

(1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉格納容器バウンダリ機能
- b. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - ・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（原子炉冷却系統施設、放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- ② c. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
 - ・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
- ② d. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・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
- e. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
 - ・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
 - ・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
 - ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉冷却系統施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・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（非常用電源設備と兼用）
 - ・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（計測制御系統施設、放射線管理施設及び非常電源設備と兼用）
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
 - ・原子炉建屋ガス処理系による水素排出
 - ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制（計測制御系統施設と兼用）
- h. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制する機能
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
 - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）

V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また、耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、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、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

- ② 重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、常設低圧代替注水系ポンプ、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よりドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び熱交換器によりサブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、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、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

更) 許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5 mSv 以下であることを確認しており、耐圧強化ベント系はこの評価条件を満足するよう、非常用ガス処理系排気筒(地表上の高さ 140 m) から放出する設計とする。

可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、窒素ガス代替注入系を設ける。

窒素ガス代替注入系は、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス(窒素)の供給が可能な設計とする。また、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、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス(窒素)で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

②

3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)を設ける。また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)が使用できる場合は重大事故等対処設備として使用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のスプレイヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の水源である代替淡水貯槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、可搬型代替注水中型ポンプ(直列2台)により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由してスプレイヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)の水源である代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について 【第65条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】

1. 基準適合性の確認範囲

① 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の施設

既工事計画においては、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、代替循環冷却系により、原子炉格納容器パウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで過圧破損を防止できる設備を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】及び補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】に記載している。

「原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）の系統図」（第8-3-4-6-9図、第8-3-4-6-11図、第8-3-4-6-13図参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に変更がないことを確認する。

なお、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、格納容器圧力逃がし装置は、今回の配管改造に関係しない設備であることから、基準適合性の確認範囲には含まれない。また、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備は、原子炉格納施設として整理されているため、原子炉冷却系統施設としては、審査対象文とならない。

② 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の機能

既工事計画においては、原子炉格納施設は、重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（51頁参照）

「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」（3, 45頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の機能に変更がないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第65条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】</p> <p>原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）の系統図 （第8-3-4-6-9図，第8-3-4-6-11図，第8-3-4-6-13図）</p>	<p>今回の配管改造により，代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく，原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備が施設されること，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】</p>
<p>補足-5 【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】</p>	<p>今回の電気配線貫通部の改造により，電気配線貫通部の配置及び材料に変更がないことを確認した。【①】</p>
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<p>原子炉格納施設は，重大事故等時において，原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能を有することとしており，今回の配管改造によりその方針に変更がないことを確認した。【②】</p>
<p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p>	<p>今回の配管改造により，原子炉格納容器の過圧破損を防止することができる設計に変更がないことを確認した。【②】</p>

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第65条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備が施設されることを確認した。
- ・ 代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことから、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能に変更はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、電気配線貫通部の配置及び材料に変更がなく、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備に変更がないことを確認した。
- ・ 電気配線貫通部の配置に変更はなく、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能に変更はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

工事計画認可申請		第 8-3-4-6-9 図
東海第二発電所		
原子炉格納施設のうち		
名	圧力低減設備その他の安全設備の	
称	原子炉格納容器安全設備	
	(代替循環冷却系)の系統図(2/6)	
	(重大事故等対処設備)	
	日本原子力発電株式会社	
	8909	

工事計画認可申請		第 8-3-4-6-11 図
東海第二発電所		
原子炉格納施設のうち		
名	圧力低減設備その他の安全設備の 原子炉格納容器安全設備	
称	(代替循環冷却系)の系統図(4/6) (重大事故等対処設備)	
日本原子力発電株式会社		
8909		

工事計画認可申請 | 第 8-3-4-6-13 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち、
圧力低減設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
(代替措置冷却系) の系統図 (6/6)
(重大事故等対処設備)

日本原子力発電株式会社

8806

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

3.6 原子炉格納施設

(1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉格納容器バウンダリ機能
- b. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - ・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（原子炉冷却系統施設、放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- c. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
 - ・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
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱
- ② d. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
 - ・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（原子炉冷却系統施設と兼用）
 - ・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（放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- e. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
 - ・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
 - ・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
 - ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉冷却系統施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・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（非常用電源設備と兼用）
 - ・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（計測制御系統施設、放射線管理施設及び非常電源設備と兼用）
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
 - ・原子炉建屋ガス処理系による水素排出
 - ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制（計測制御系統施設と兼用）
- h. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制する機能
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
 - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）

V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また、耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、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、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、常設低圧代替注水系ポンプ、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よりドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び熱交換器によりサブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

②

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、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、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により、サブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

②

3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備である代替循環冷却系及び原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。

代替循環冷却系は、Mark-II型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重性を有する設計とし、代替循環冷却系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

原子炉格納容器内へスプレイされた水は、格納容器ベント管を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環できる設計とする。

代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

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）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、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原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 13.4 kg/s (1 Pd において)）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態において pH13 以上）に維持する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置はサブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッ

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更可申請に伴う影響について 【第66条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

1. 基準適合性の確認範囲

①原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の施設

既工事計画においては、炉心の著しい損傷が発生した場合において溶融炉心が原子炉格納容器下部の床面へ落下するのを遅延・防止するため、代替循環冷却系により、原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設備を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】及び補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】に記載している。

「原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）の系統図」（第8-3-4-6-9図、第8-3-4-6-11図、第8-3-4-6-13図参照）

今回の変更可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に変更がないことを確認する。

なお、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）、ペダスタル排水系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系及びびほう酸水注入系は、今回の配管改造に関係しない設備であることから、基準適合性の確認範囲には含めない。また、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備は、原子炉格納施設として整理されているため、原子炉冷却系統施設としては、審査対象文とならない。

②原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の機能

既工事計画においては、原子炉格納施設は、重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（51頁参照）

「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」（4, 46, 48, 49頁参照）

今回の変更可申請に伴い、上記の機能に変更がないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第66条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】</p> <p>原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）の系統図 （第8-3-4-6-9図，第8-3-4-6-11図，第8-3-4-6-13図）</p>	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造により，代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく，原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備が施設されること，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】
<p>補足-5 【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】</p>	<ul style="list-style-type: none"> 今回の電気配線貫通部の改造により，電気配線貫通部の配置及び材料に変更がないことを確認した。【①】
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納施設は，重大事故等時において，原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能を有することとしており，今回の配管改造によりその方針に変更がないことを確認した。【②】
<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造により，原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却することができる設計に変更がないことを確認した。【②】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第66条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備が施設されることを確認した。
- ・ 代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更はななく、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却できる機能に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、原子炉格納容器下部に溶融炉心を冷却するための設備に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

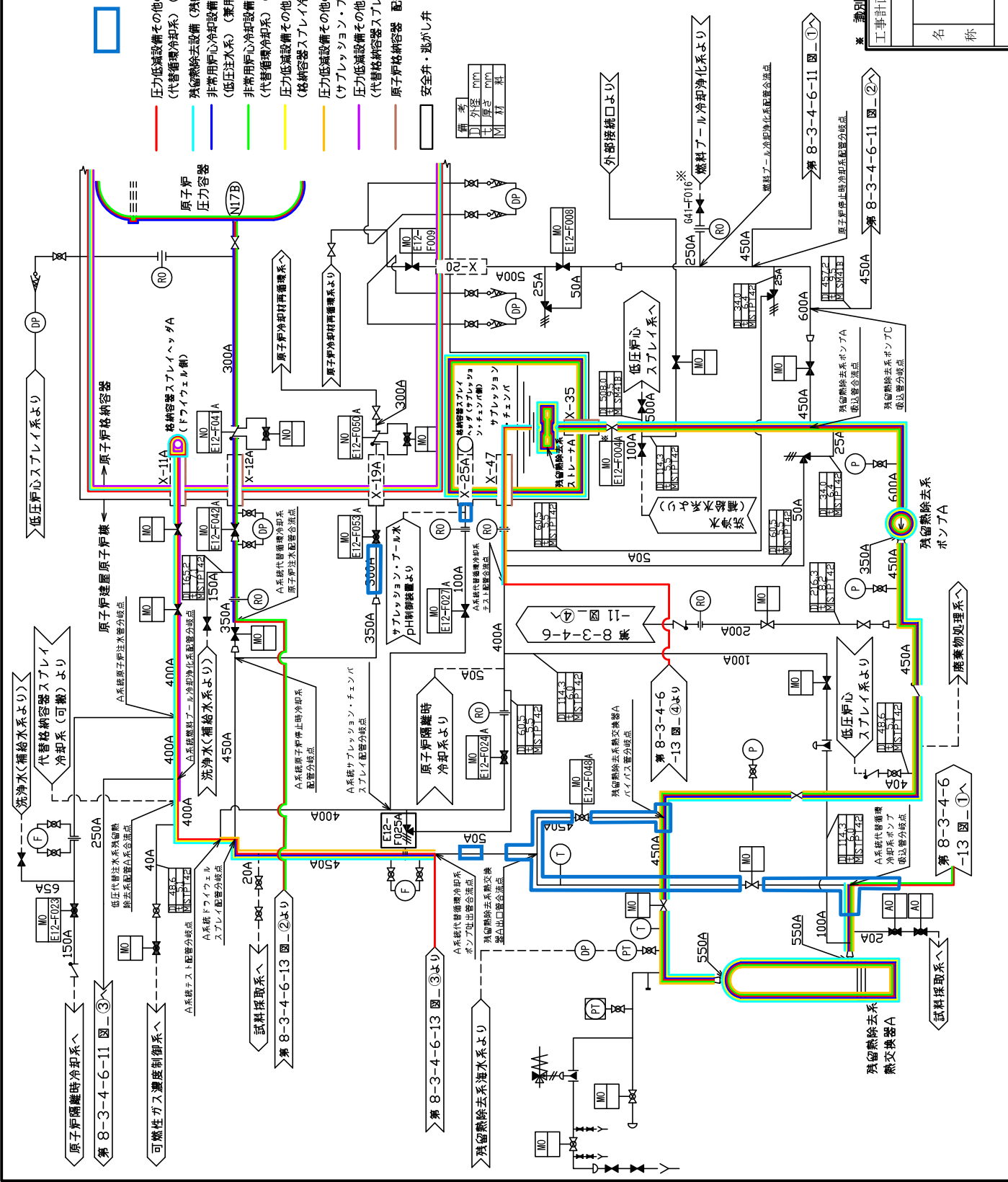
(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、電気配線貫通部の配置及び材料に変更がなく、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変更がないことを確認した。
- ・ 電気配線貫通部の配置に変更はなく、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計に影響を与えないことから、審査対象条文とならない。

配管改造箇所

- 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (代替循環冷却系) (当該設備の申請範囲)
- 残留熱除去設備 (残留熱除去系) (兼用設備)
- 非常用炉心冷却設備その他の原子炉注水設備 (低圧注水系) (兼用設備)
- 非常用炉心冷却設備その他の原子炉注水設備 (代替循環冷却系) (兼用設備)
- 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (格納容器スプレイ冷却系) (兼用設備)
- 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (サブレーション・プール冷却系) (兼用設備)
- 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (代替格納容器スプレイ冷却系) (兼用設備)
- 原子炉格納容器 配管貫通部及び電気配線貫通部 (兼用設備)
- 安全弁・逃がし弁

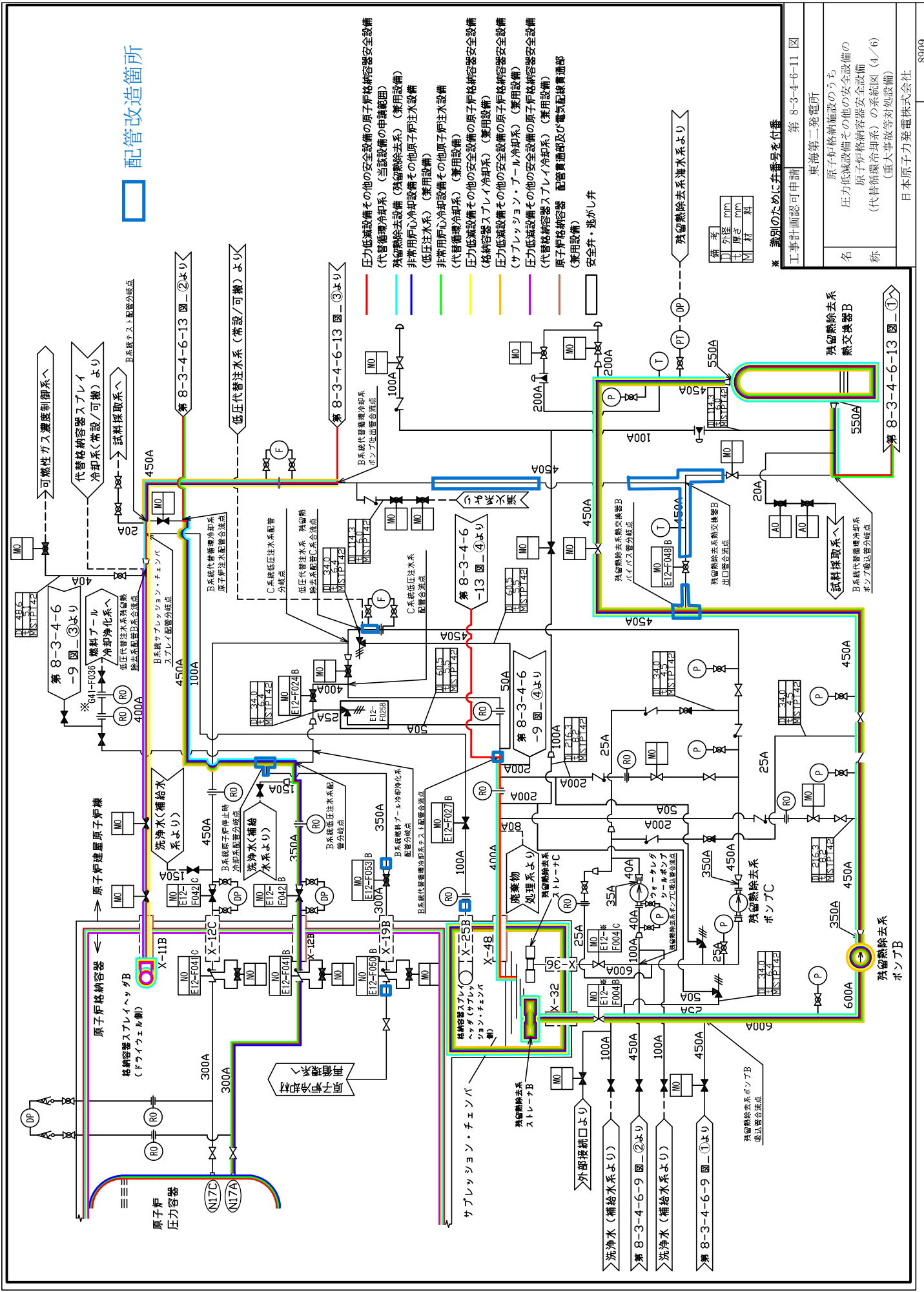
備考	材質
①	外径 300
②	壁厚 3mm
③	材質



※ 識別のために弁番号を付番
 工事計画認可申請 第 8-3-4-6-9 図
 東海第二発電所

名	原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の 原子炉格納容器安全設備 (代替循環冷却系)の系統図 (2/6)
称	(重大事故等対処設備) 日本原子力発電株式会社
	8909

配管改造箇所

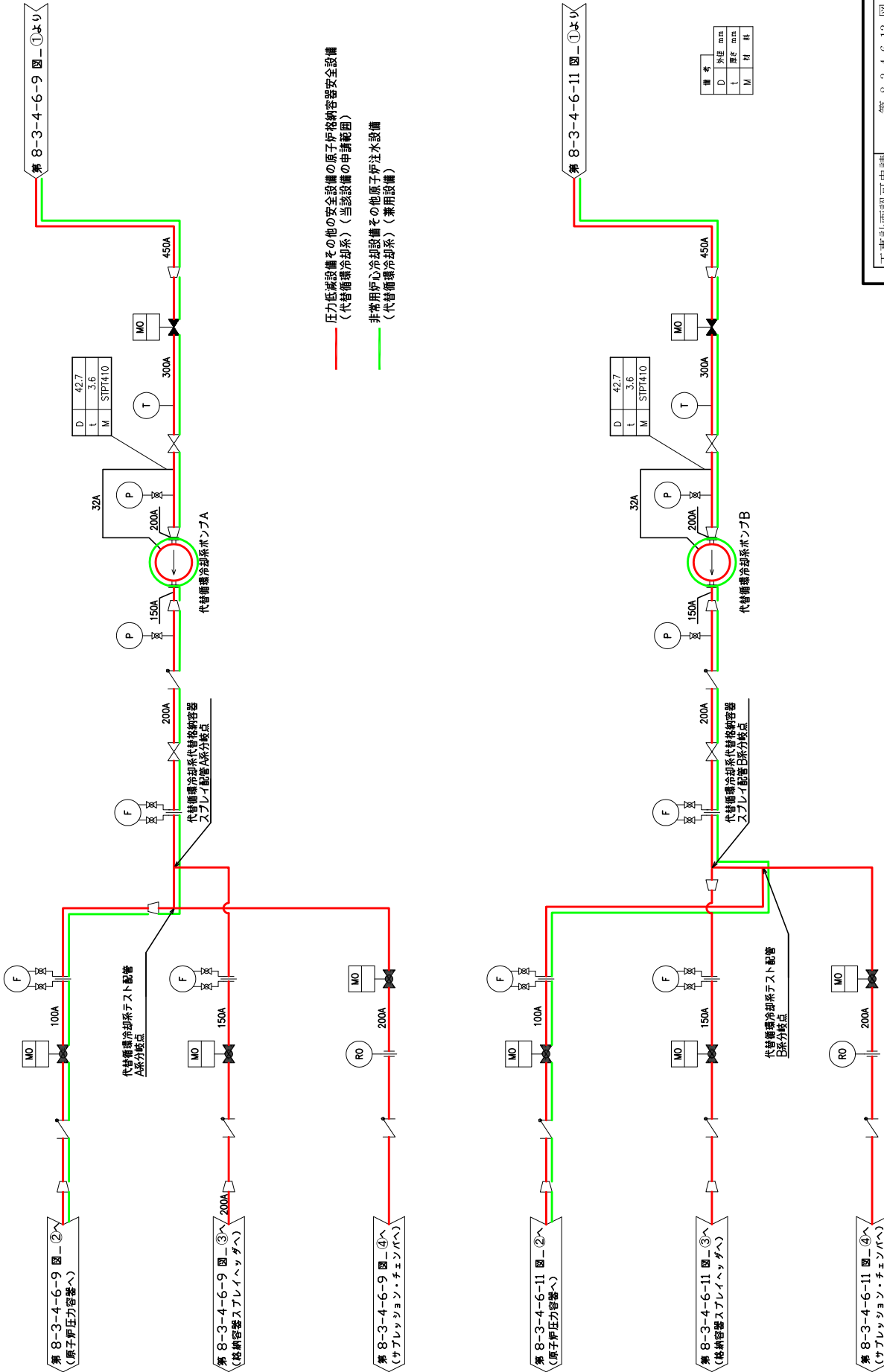


- 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (代替循環冷却系) (当設備の申請範囲)
- 残留熱除去設備 (残留熱除去系) (兼用設備)
- 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧注水系) (兼用設備)
- 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (代替循環冷却系) (兼用設備)
- 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (格納容器スプレッド冷却系) (兼用設備)
- 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (サブレーション・プール冷却系) (兼用設備)
- 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (代替格納容器スプレッド冷却系) (兼用設備)
- 原子炉格納容器 配管貫通部及び電気配線貫通部 (兼用設備)
- 安全弁・逃がし弁

備考
1) 外注品
2) 厚さ
3) 材質

※ 識別のために弁番号を付番
 工事計画認可申請 第 8-3-4-6-11 図

東海第二発電所
原子炉格納施設のうち
圧力低減設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
(代替循環冷却系)の系統図 (4/6)
日本原子力発電株式会社



— 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備
 (代替循環冷却系) (当該設備の申請範囲)
 — 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備
 (代替循環冷却系) (兼用設備)

備考	D	t	M
	42.7	3.6	STP/F410

備考	D	t	M
	42.7	3.6	STP/F410

工事計画認可申請 第二発電所 東海第二発電所

原子炉格納施設のうち
 圧力低減設備その他の安全設備の
 原子炉格納容器安全設備
 (代替循環冷却系)の系統図(6/6)
 (重大事故等対処設備)

日本原子力発電株式会社

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

3.6 原子炉格納施設

(1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉格納容器バウンダリ機能
- b. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - ・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（原子炉冷却系統施設、放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- c. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
 - ・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
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱
- d. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
 - ・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（原子炉冷却系統施設と兼用）
 - ・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（放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- ② e. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
 - ・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
 - ・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
 - ② ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉冷却系統施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・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（非常用電源設備と兼用）
 - ・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（計測制御系統施設、放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
 - ・原子炉建屋ガス処理系による水素排出
 - ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制（計測制御系統施設と兼用）
- h. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制する機能
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
 - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）

V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また、耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、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、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、常設低圧代替注水系ポンプ、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よりドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び熱交換器によりサブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、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、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

②

熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するために用いる低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及び高圧代替注水系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を行うことで熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内における水素爆発による破損防止のために用いる可搬型窒素供給装置は、原子炉格納容器内を不活性化するため、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、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とし、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、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、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために用いる原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機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する水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために用いる原子炉建屋放水設備は、可搬型代替注水大型ポンプにより海水を取水し、放水砲から原子炉建屋へ放水することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とし、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、可搬型代替注水大型ポンプにより泡混合器を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。また、海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜（可搬型）を汚染水が発電所から海洋に流出する雨水排水路集水柵及び放水路に設置することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とする。

ョン・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保する設計とするとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、原子炉格納容器が負圧とならないよう、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用とする。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔人力操作機構（個数4）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設ける圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、格納容器圧力逃がし装置使用後にフィルタ装置スクラビング水を移送ポンプ（容量10 m³/h/個、揚程40 m、個数1）によりサブプレッション・チェンバへ移送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽から、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置にスクラビング水を補給できる設計とする。また、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、窒素ガス代替注入系を設ける。

窒素ガス代替注入系は、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

窒素供給装置用電源車は、窒素供給装置用電源車1台により、2台の窒素供給装置に給電できる設計とする。

② 3.2.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能

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、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対