

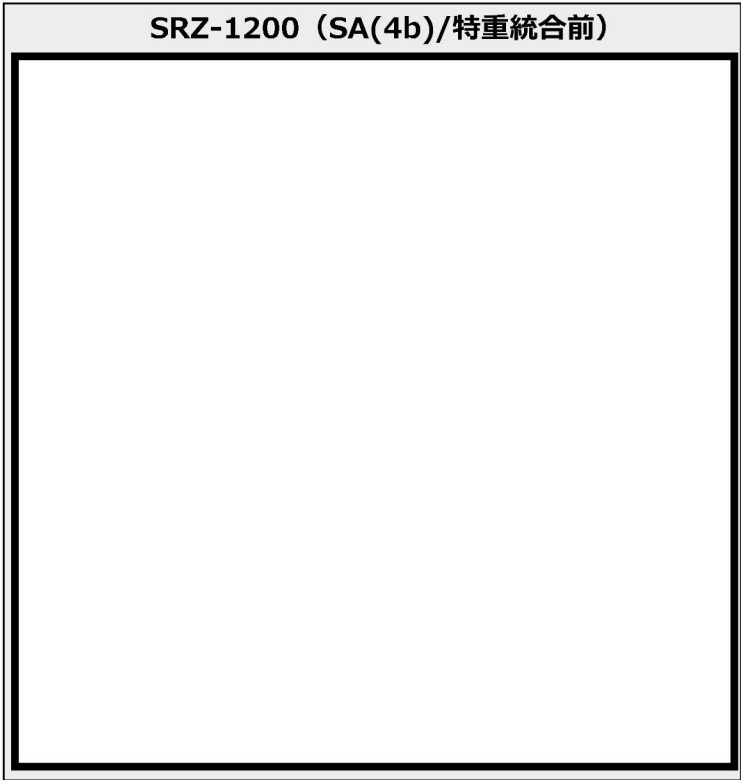
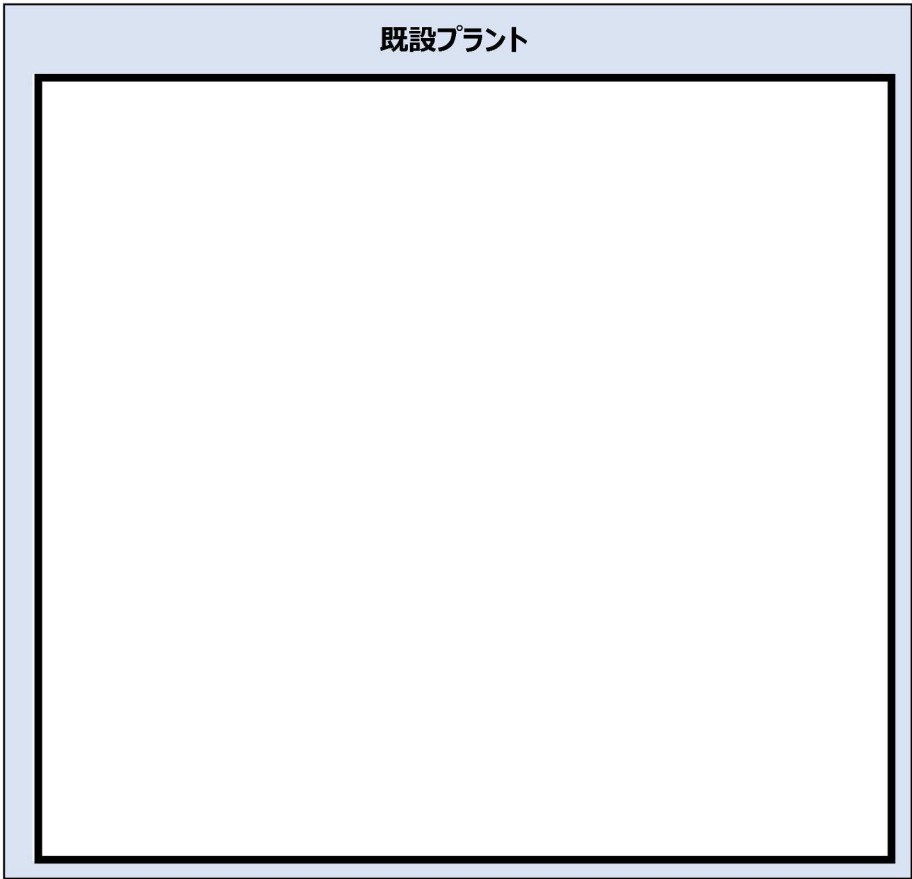
設置許可基準規則に定める技術的要件を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、設置許可基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、設置許可基準規則に適合するものと判断する。

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
(特定重大事故等対処施設) 第四十二条 工場等には、次に掲げるところにより、特定重大事故等対処施設を設けなければならない。 一 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。 二 原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有するものであること。	第 4 2 条 (特定重大事故等対処施設) 1 第 1 号に規定する「原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」とは、以下に掲げる設備又はこれらと同等以上の効果を有する設備とする。 (a) 原子炉建屋及び特定重大事故等対処施設が同時に破損することを防ぐために必要な離隔距離（例えば 100m 以上）を確保すること、又は故意による大型航空機の衝突に対して頑健な建屋に収納すること。 2 特定重大事故等対処施設は、第 3 8 条第 1 項第 4 号、第 3 9 条第 1 項第 4 号及び第 4 0 条並びに第 4 2 条各号のそれぞれの要求事項を満たす施設群から成るが、少なくとも第 3 8 条第 1 項第 4 号、第 3 9 条第 1 項第 4 号及び第 4 0 条の要求事項を満たす施設は一の施設でなければならない。 3 第 2 号に規定する「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる設備又はこれらと同等以上の効果を有する設備をいう。 (a) 以下の機能を有すること。 i . 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能（例えば、緊

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
	急時制御室からの原子炉減圧操作設備) ii. 炉内の溶融炉心の冷却機能 (例えば、原子炉内への低圧注水設備) iii. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能 (例えば、原子炉格納容器下部への注水設備) iv. 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能 (例えば、格納容器スプレイへの注水設備) v. 原子炉格納容器の過圧破損防止機能 (例えば、格納容器圧力逃がし装置 (排気筒を除く)) vi. 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能 (必要な原子炉) (例えば、水素濃度制御設備) vii. サポート機能 (例えば、電源設備、計装設備、通信連絡設備) viii. 上記設備の関連機能 (例えば、減圧弁、配管等) (b) 上記 3 (a) の機能を制御する緊急時制御室を設けること。 (c) 上記 3 (a) の機能を有する設備は、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。) に対して、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 (d) 重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。) による格納容器破損防止対策が有効に機能しなかった場合は、原子炉制御室から移動し緊急時制御室で対処するこ

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
	とを想定し、緊急時制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。 (e) 緊急時制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源（有毒ガスの発生時において、運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。）の近傍に、有毒ガスの発生時において、有毒ガスが緊急時制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、特定重大事故等対処施設の機能が損なわれることがないよう、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時制御室において自動的に警報するための装置その他の適切に防護するための設備を設けること。 (f) 通信連絡設備は緊急時制御室に整備され、原子炉制御室及び工場等内緊急時対策所その他の必要な場所との通信連絡を行えるものであること。

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
三 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること。	(g) 電源設備は、「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」に電力を供給するものであり、特定重大事故等対処施設の要件を満たすこと。同電源設備には、可搬型代替電源設備及び常設代替電源設備のいずれからも接続できること。なお、電源設備は、特定重大事故等対処施設に属するが、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合にも活用可能である。 4 第3号に規定する「発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること」とは、例えば、少なくとも7日間、必要な設備が機能するに十分な容量を有するよう設計を行うことをいう。



枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

SA設備と特重施設の機能統合
特重施設の信頼性確保

統合前



SA設備と特重施設の機能統合
特重施設の信頼性確保

統合後



枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

- SRZ-1200 の設計方針は、設置許可基準規則解釈に定める技術的内容と異なるものの、設置許可基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成でき、設置許可基準規則に適合するものと整理する。

設置許可基準規則	解釈	新設炉の適合方針 (青字：解釈に定める技術的内容と異なる箇所)
(特定重大事故等対処施設) 第四十二条 工場等には、次に掲げるところにより、特定重大事故等対処施設を設けなければならない。 一 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。	第 4 2 条 (特定重大事故等対処施設) 1 第 1 号に規定する「原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」とは、以下に掲げる設備又はこれらと同等以上の効果を有する設備とする。 (a) 原子炉建屋及び特定重大事故等対処施設が同時に破損することを防ぐために必要な離隔距離（例えば 100m 以上）を確保すること、又は故意による大型航空機の衝突に対して頑健な建屋に収納すること。 2 特定重大事故等対処施設は、第 3 8 条第 1 項第 4 号、第 3 9 条第 1 項第 4 号及び第 4 0 条並びに第 4 2 条各号のそれぞれの要求事項を満たす施設群から成るが、少なくとも第 3 8 条第 1 項第 4 号、第 3 9 条第 1 項第 4 号及び第 4 0 条の要求事項を満たす施設は一の施設でなければならない。	特定重大事故等対処施設は、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 第 1 号に規定する「原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」を満足するため、以下に掲げる設備を有する設計とする。 原子炉建屋及び特定重大事故等対処施設が同時に破損することを防ぐため、特定重大事故等対処施設を収納する建屋は、原子炉建屋に対して 100m 以上の離隔距離を確保した位置に設置する、または故意による大型航空機の衝突に対して頑健な設計とする。 特定重大事故等対処施設は、第 3 8 条第 1 項第 4 号（地盤）、第 3 9 条第 1 項第 4 号（地震力）及び第 4 0 条（津波）並びに第 4 2 条各号（特定重大事故等対処施設）のそれぞれの要求事項を満たす施設群から構成する。 <各要求事項への適合状況は引き続き示す> 第 3 8 条第 1 項第 4 号（地盤）、第 3 9 条第 1 項第 4 号（地

設置許可基準規則	解釈	新設炉の適合方針 (青字：解釈に定める技術的内容と異なる箇所)
二 原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有するものであること。	3 第2号に規定する「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる設備又はこれらと同等以上の効果を有する設備をいう。 (a)以下の機能を有すること。 i . 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能（例えば、緊急時制御室からの原子炉減圧操作設備） ii . 炉内の溶融炉心の冷却機能（例えば、原子炉内への低圧注水設備） iii . 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能（例えば、原子炉格納容器下部への注水設備） iv . 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能（例えば、格納容器スプレイへの注水設備） v . 原子炉格納容器の過圧破損防止機能（例えば、格納容器圧力逃がし装置（排気筒を除く））	震）及び第40条（津波）の要求事項を満たす施設は、一の施設（原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計）とする。 特定重大事故等対処施設は、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有する設計とする。 特定重大事故等対処施設は、第2号に規定する「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」として、以下に掲げる設備を有する設計とする。 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能として、緊急時制御室からの原子炉減圧操作設備を有する設計とする。 炉内の溶融炉心の冷却機能として、原子炉内への低圧注水設備を有する設計とする。 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能として、コアクャッチャを有する設計とする。 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能として、格納容器スプレイへの注水設備を有する設計とする。 原子炉格納容器の過圧破損防止機能として、自然対流冷却設備を有する設計とする。

設置許可基準規則	解釈	新設炉の適合方針 (青字：解釈に定める技術的内容と異なる箇所)
	vi. 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能（必要な原子炉）（例えば、水素濃度制御設備） vii. サポート機能（例えば、電源設備、計装設備、通信連絡設備） viii. 上記設備の関連機能（例えば、減圧弁、配管等） (b)上記 3 (a)の機能を制御する緊急時制御室を設けること。 (c)上記 3 (a)の機能を有する設備は、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）に対して、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 (d)重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）による格納容器破損防止対策が有効に機能しなかった場合は、原子炉制御室から移動し緊急時制御室で対処することを想定し、緊急時制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。	水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能として、水素濃度制御設備を有する設計とする。 サポート機能として、電源設備、計装設備、通信連絡設備を有する設計とする。 上記設備の関連機能として、減圧弁、配管等を有する設計とする。 上記 3 (a)の機能を制御する緊急時制御室を設ける設計とする。 上記 3 (a)の機能を有する設備は、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）に対して、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。<u>ただし、SA 設備と特重施設を統合した場合に対しても適用できるかどうかは確認が必要。</u> 重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）による格納容器破損防止対策が有効に機能しなかった場合は、原子炉制御室から移動し緊急時制御室で対処することを想定し、緊急時制御室の居住性について、次の要件を満たす設計とする。 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とする。

設置許可基準規則	解釈	新設炉の適合方針 (青字：解釈に定める技術的内容と異なる箇所)
	② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。 (e)緊急時制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源（有毒ガスの発生時において、運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。）の近傍に、有毒ガスの発生時において、有毒ガスが緊急時制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、特定重大事故等対処施設の機能が損なわれないよう、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時制御室において自動的に警報するための装置その他の適切に防護するための設備を設けること。 (f)通信連絡設備は緊急時制御室に整備され、原子炉制御室及び工場等内緊急時対策所その他の必要な場所との通信連絡を行えるものであること。 (g)電源設備は、「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」に電力を供給するものであり、特定重大事故等対処施設の要件を満たすこと。同電源設備には、可搬型代替電源設備及び常設代替電源設備の	運転員のマスクの着用を考慮する場合は、実施のための体制を整備する。 交代要員体制を考慮する場合は、実施のための体制を整備する。 運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。 緊急時制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源（有毒ガスの発生時において、運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。）の近傍に、有毒ガスの発生時において、有毒ガスが緊急時制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、特定重大事故等対処施設の機能が損なわれないよう、発電所内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時制御室において自動的に警報するための装置その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。 通信連絡設備は緊急時制御室に整備され、中央制御室及び緊急時対策所その他の必要な場所との通信連絡を行える設計とする。 電源設備は、「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」に電力を供給するものであり、特定重大事故等対処施設の要件を満たす設計とする。同電源設備には、可搬型代替電源設備及び常設代替電源設備のいずれからも接続できる設計とする。なお、電源設備は、特

設置許可基準規則	解釈	新設炉の適合方針 (青字：解釈に定める技術的内容と異なる箇所)
三 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること。	いずれからも接続できること。なお、電源設備は、特定重大事故等対処施設に属するが、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合にも活用可能である。 4 第3号に規定する「発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること」とは、例えば、少なくとも7日間、必要な設備が機能するに十分な容量を有するよう設計を行うことをいう。	定重大事故等対処施設に属するが、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合にも活用可能な設計とする。<u>(⇒論点①「常設設備を基本とした重大事故等対応」に関連)</u> 特定重大事故等対処施設は、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できる設計とする。 特定重大事故等対処施設は、第3号に規定する「発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること」を満足するため、少なくとも7日間、必要な設備が機能するに十分な容量を有する設計とする。
(重大事故等対処施設の地盤) 第三十八条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に設けなければならない。 四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合及び基準地震動による地震力が作用した場合においても当該特定重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤	第38条 (重大事故等対処施設の地盤) 3 第1項第4号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項第1号の耐震重要度分類のSクラスに適用される地震力と同等のものとする。	特定重大事故等対処施設は、第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合及び基準地震動による地震力が作用した場合においても当該特定重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤に設ける設計とする。 第1項第4号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項第1号の耐震重要度分類のSクラスに適用される地震力と同等のものとして設計する。

設置許可基準規則	解釈	新設炉の適合方針 (青字：解釈に定める技術的内容と異なる箇所)
(地震による損傷の防止) 第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。 四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。	第 3 9 条 (地震による損傷の防止) 3 第 1 項第 4 号に規定する「第 4 条第 2 項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記 2 第 4 条第 2 項第 1 号の耐震重要度分類の S クラスに適用される地震力と同等のものとする。 4 第 1 項第 4 号に規定する「基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない」とは、基準地震動による地震力が作用することにより特定重大事故等対処施設に属する設備（当該施設がその重大事故等に対処するために必要な機能を維持するために必要な間接支持構造物等を含む。）の各部に生ずる応力等が、当該設備が設置される地盤の支持性能及び周辺斜面の安定性を考慮しても、本規程別記 2 に準じて算定される許容限界に相当する応力等に対して余裕を有することをいう。	特定重大事故等対処施設は、第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。 第 1 項第 4 号に規定する「第 4 条第 2 項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記 2 第 4 条第 2 項第 1 号の耐震重要度分類の S クラスに適用される地震力と同等のものとして設計する。 第 1 項第 4 号に規定する「基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない」を満足するため、基準地震動による地震力が作用することにより特定重大事故等対処施設に属する設備（当該施設がその重大事故等に対処するために必要な機能を維持するために必要な間接支持構造物等を含む。）の各部に生ずる応力等が、当該設備が設置される地盤の支持性能及び周辺斜面の安定性を考慮しても、本規程別記 2 に準じて算定される許容限界に相当する応力等に対して余裕を有する設計とする。<u>ただし、「合理的に可能な範囲で余裕を有する設計を志向」することについては確認が必要。</u>

設置許可基準規則	解釈	新設炉の適合方針 (青字：解釈に定める技術的内容と異なる箇所)
(津波による損傷の防止) 第四十条 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。	第40条 (津波による損傷の防止) 2 特定重大事故等対処施設が「基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない」とは、次のいずれにも適合することをいう。 a) 特定重大事故等対処施設が設けられる工場等の敷地に津波による浸水が生じた場合においても、特定重大事故等対処施設がその重大事故等に対処するために必要な機能を維持できること。この場合において、当該浸水の浸水高さは、津波防護施設の基準津波による入力津波高さ、当該敷地の敷地高さ、特定重大事故等対処施設の位置その他の条件を考慮したものであること。 b) 特定重大事故等対処施設のうち海水を取水する機能を有する系統は、基準津波による水位の低下が生じた場合においても余裕をもって当該機能を維持することができるよう、当該系統の取水可能な水位の設定、堰がとどめる海水の量の確保その他の適切な措置を講じたものであること。	特定重大事故等対処施設が「基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない」ことを満足するため、次のいずれにも適合する設計とする。 特定重大事故等対処施設が設けられる発電所の敷地に津波による浸水が生じた場合においても、特定重大事故等対処施設がその重大事故等に対処するために必要な機能を維持できる設計とする。この場合において、当該浸水の浸水高さは、津波防護施設の基準津波による入力津波高さ、当該敷地の敷地高さ、特定重大事故等対処施設の位置その他の条件を考慮したものであること。 特定重大事故等対処施設のうち海水を取水する機能を有する系統は、基準津波による水位の低下が生じた場合においても余裕をもって当該機能を維持することができるよう、当該系統の取水可能な水位の設定、堰がとどめる海水の量の確保その他の適切な措置を講じた設計とする。

SRZ-1200ではSA設備に対しても特重事象（APCその他テロ事象）に対する耐性を確保可能であり、SA設備と特重施設の機能統合が可能。

添付 5

既設炉

特重事象耐性	
SA (4a/4b)	×
特重施設	◎

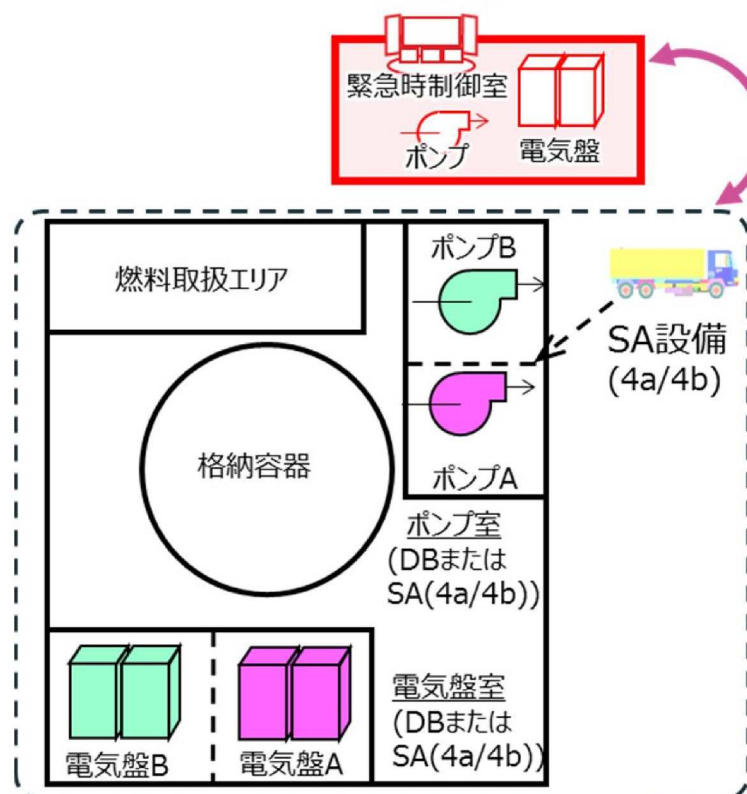
距離の分離又は頑健化により独立性を確保

SRZ-1200

特重事象耐性	
SA(4a)	×
SA (4b)	耐性確保が可能 ◎
特重施設	◎

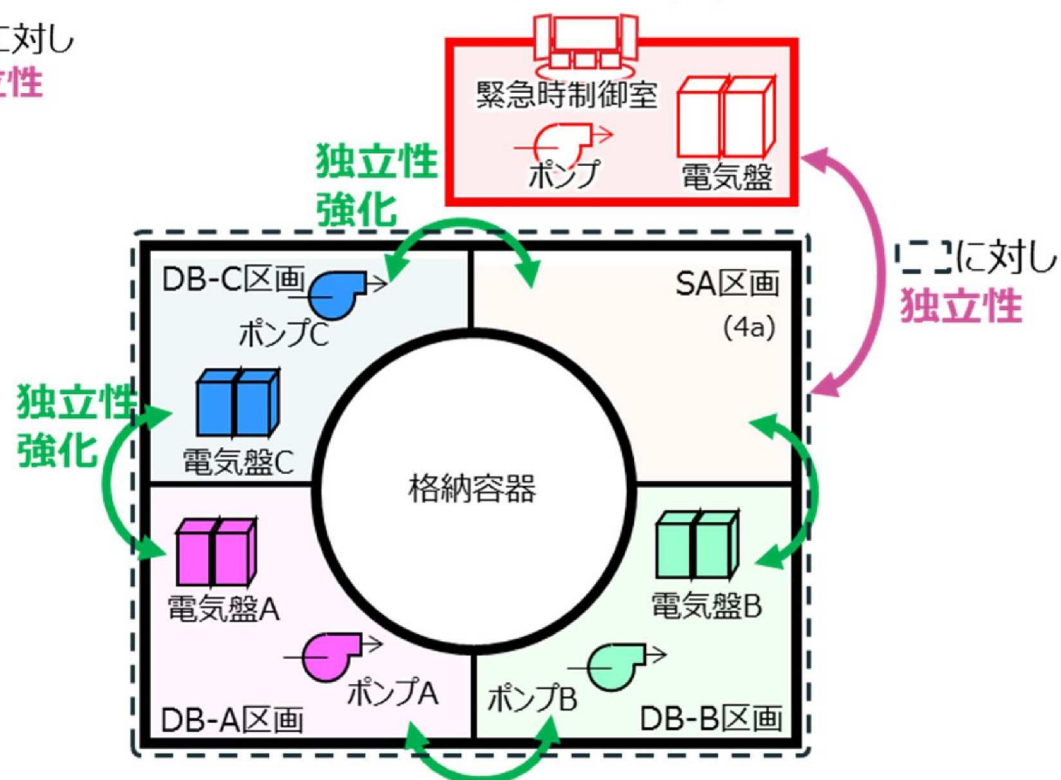
機能が同一であり設備を統合

特重建屋(4b)※1



独立性

SA/特重区画(4b)※1



※1：サイト条件等を考慮し、離隔距離または頑健性（物理障壁）によりAPC・その他テロに対する耐性を確保

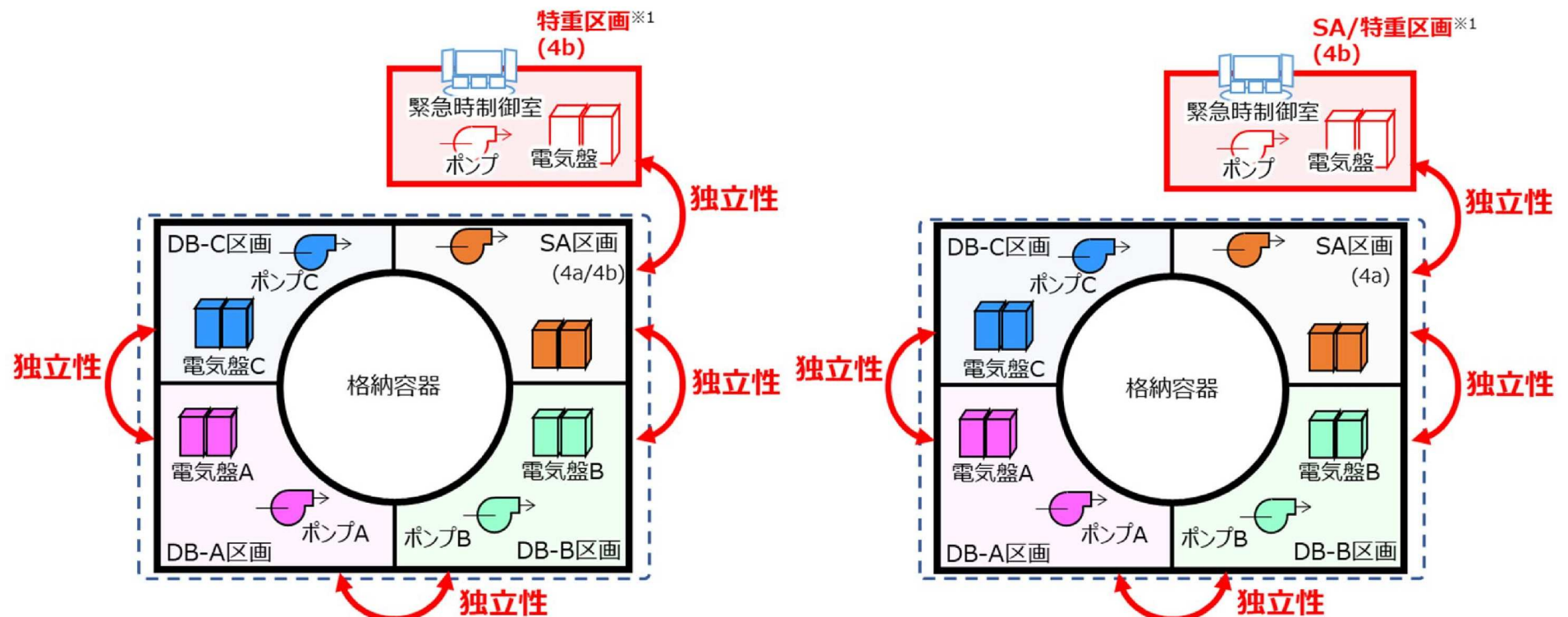
内的事象に対する対応する場合に期待できるDB設備とSA設備は同等。
SA設備と特重施設の機能統合により安全性は低下しない。

機能統合前

内的事象の防護方針	
DBA	単一故障に対応
SA (4a/4b)	DBと独立性
特重施設	DB、SAと 独立性

機能統合後

内的事象の防護方針	
DBA	単一故障に対応
SA (4a)	DBと独立性
SA (4b)/特重	DB、SA(4a)と 独立性



※1：サイト条件等を考慮し、離隔距離または頑健性（物理障壁）によりAPC・その他テロに対する耐性を確保

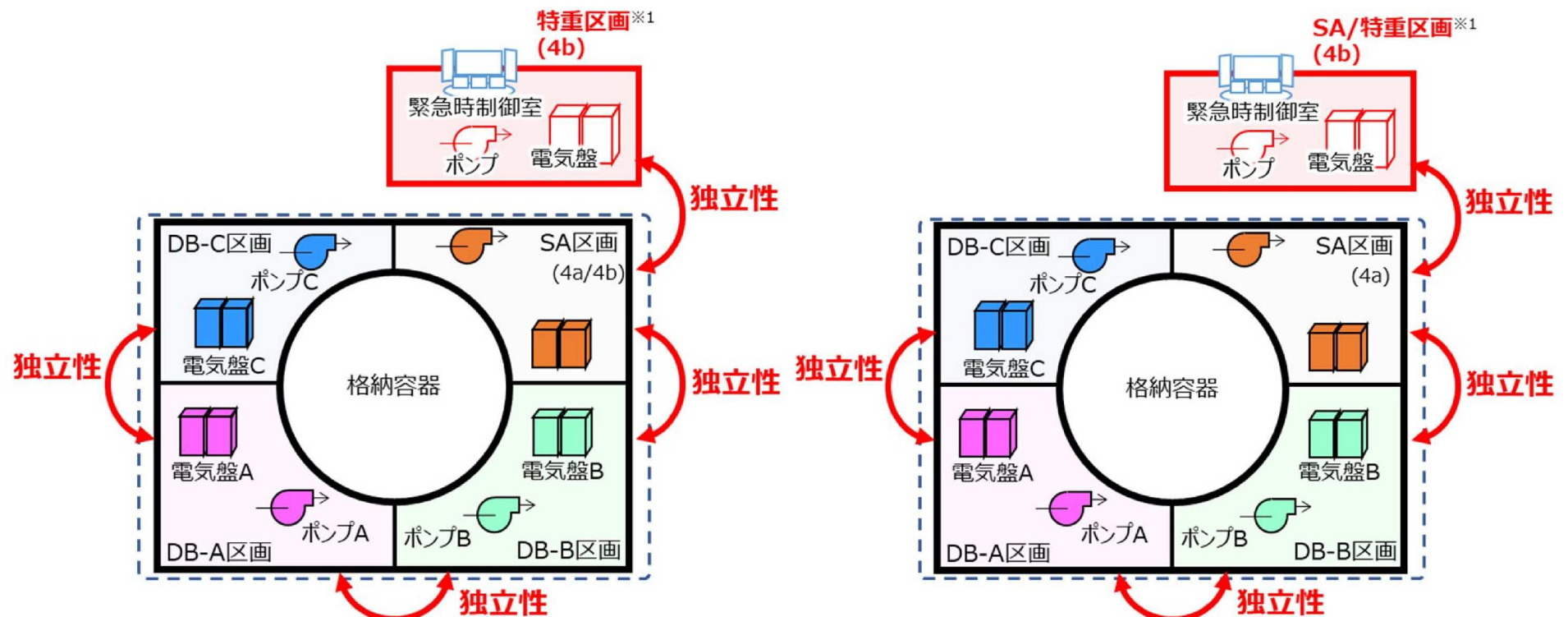
外部事象（内的ハザード）に対応する場合に期待できるDB設備とSA設備は同等。
SA設備と特重施設の機能統合により安全性は低下しない。

機能統合前

内的ハザードの防護方針	
DBA	異なる系列間で独立性
SA (4a/4b)	DBと独立性
特重施設	DB、SAと 独立性

機能統合後

内的ハザードの防護方針	
DBA	異なる系列間で独立性
SA (4a)	DBと独立性
SA (4b)/特重	DB、SA(4a)と 独立性



※1：サイト条件等を考慮し、離隔距離または頑健性（物理障壁）によりAPC・その他テロに対する耐性を確保

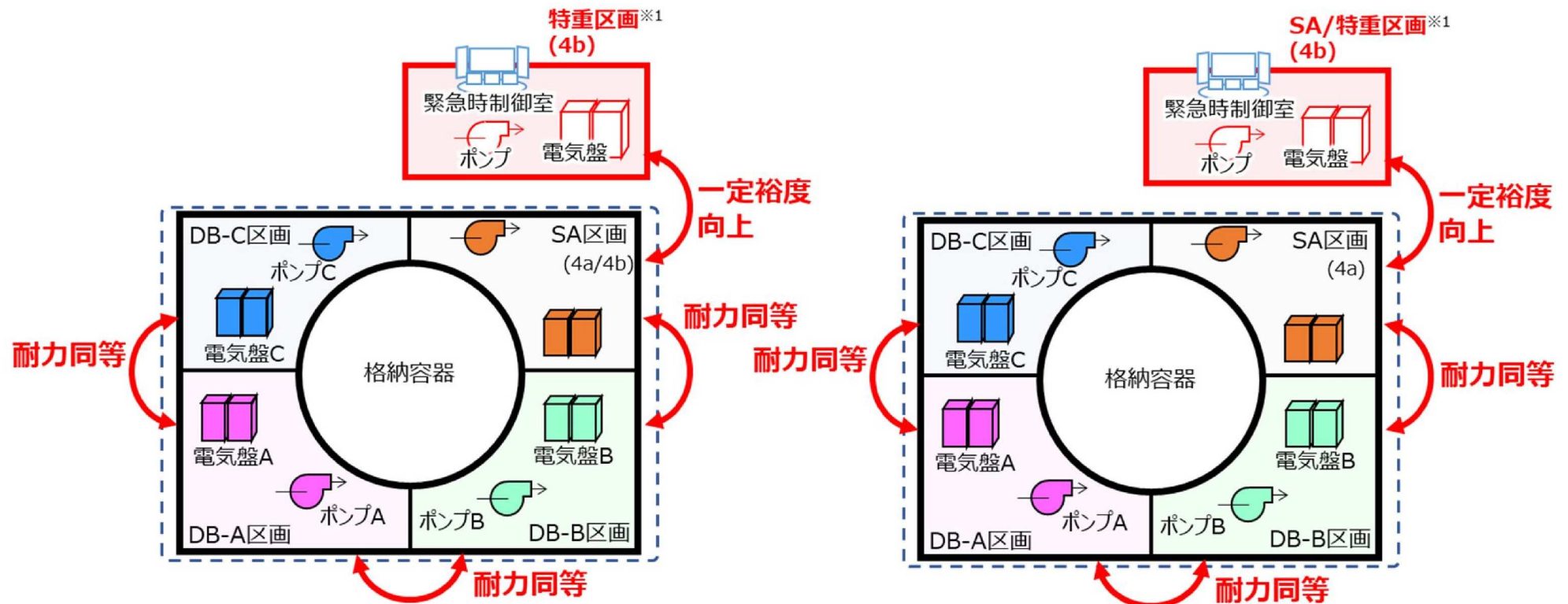
外部事象（外的ハザード）に対する各施設に求められる耐力は同等。
SA設備と特重施設の機能統合により安全性は低下しない。

機能統合前

外的ハザードの防護方針	
DBA	設計基準以上の耐力確保
SA (4a/4b)	設計基準以上の耐力確保
特重施設	設計基準想定に 十分な余裕を確保

機能統合後

外的ハザードの防護方針	
DBA	設計基準以上の耐力確保
SA (4a)	設計基準以上の耐力確保
SA (4b)/特重	設計基準想定に 十分な余裕を確保



※1：サイト条件等を考慮し、離隔距離または頑健性（物理障壁）によりAPC・その他テロに対する耐性を確保

論点②：SA 設備と特重施設の機能統合

調査の視点：APC、テロ対応設備に対して、DBA、SA 設備との独立設置の要求の有無

調査結果：詳細は下表に示す。特重施設相当の施設に関する記載は無し。なお、ANS では本設設備に対して、独立性と多様性を有するハードコア設置が求められているが、APC その他テロ対策設備ではない

基準文書	分類	調査結果	補足
設置許可基準規則	国内 規制	設置許可基準第 42 条及び解釈 【解釈】 (c)上記 3 (a)の機能を有する設備は、設計基準 事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定 重大事故等対処施設を構成するものを除く。）に 対して、可能な限り、多重性又は多様性及び独立 性を有し、位置的分散を図ること。	－
10CFR50.150	米国 規制	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	航空機衝突に関しては、Beyond-design-basis として現実的な設計評価を実施するよう要求あり。また、建屋構造に対する具体的な評価方法については、NEI 07-13, Revision 8, “Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs,” がエンドースされている。
10CFR50.155	米国 規制	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	10CFR50.155 は、設計基準を超える外的事象に対する緩和戦略の構築を要求している。
SECY-93-087	米国 規制相当	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	SA 対応設備には、10 CFR 50 Appendix A で課せられているような多重性/多様性は要求しないと見解が示されている。 I. SECY-90-016 Issues L. Equipment Survivability In SECY-90-016, the staff recommended that the Commission approve the position that features provided only for severe-accident protection need not be subject to the environmental qualification requirements of 10 CFR 50.49; quality assurance requirements of 10 CFR Part 50, Appendix B; or redundancy/diversity requirements 10 CFR Part 50, Appendix A.
SSR 2/1	IAEA 安全基準	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	深層防護レベルの独立性に関して下記の要求があり、深層防護レベルは可能な限り独立していることを要求している。 Requirement 7: Application of defence in depth The design of a nuclear power plant shall incorporate defence in depth. The levels of defence in depth shall be independent as far as is practicable. ・・・ 4.13A. The levels of defence in depth shall be independent as far as practicable to avoid the failure of one level reducing the effectiveness of other levels. In particular, safety features for design extension conditions (especially features for mitigating the consequences of accidents involving the melting of fuel) shall as far as is practicable be independent of safety systems.

基準文書	分類	調査結果	補足
TECDOC-1791	IAEA 技術文書	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	－
IAEA SSG-53	IAEA 安全基準	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	－
IAEA SSG-64	IAEA 安全基準	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	当該文書は内部ハザード（内部火災、内部溢水、配管破断など）に対する防護指針であり、APC その他テロについて特に言及無し
IAEA SSG-68	IAEA 安全基準	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	航空機衝突の評価に関しては、下記の通り航空機の具体的なパラメータ（型式、重量、速度、硬さ）や衝突エリアに応じた衝突荷重－時間の関数についてサイトハザード評価結果を明確にするよう要求が有る。 AIRCRAFT CRASH 5.161. NS-G-3.1 [9] provides recommendations on evaluating the hazard from an aircraft crash on the nuclear installation site. The result of the site hazard evaluation, which is based on a screening procedure to identify the potential hazards associated with an aircraft crash, should be expressed in terms of either specific parameters for the aircraft (e.g. type, mass, velocity, stiffness) or load-time functions (with associated impact areas). ...
Nuclear Security Series No.4	IAEA 勧告、指針他	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	IAEA Nuclear Security Series No. 4 "Engineering Safety Aspects of the Protection of Nuclear Power Plants against Sabotage"では、意図的な APC などの想定脅威に対してシナリオ作成と耐性評価のガイドが示されている。
Safety Assessment Principles (SAPs) 2014 edition	英国 規制	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	航空機衝突に関しては、外部ハザードのスクリーニング（発生頻度と結果）に関連して下記の通り APC の想定頻度を決定するよう要求が有る。なお、悪意ある行為は別に取り扱う「(Malicious acts are dealt with separately)」との補足説明あり。（パラグラフ 249）また、発生頻度がクライテリアを超える場合は、安全機能を有する SSC に対して機械的強度や振動による影響への健全性および航空機燃料による火災・爆発を評価し、燃料侵入を防止する建屋設計に関する要求がある。（パラグラフ 251,252） Engineering principles: external and internal hazards : Aircraft crash EHA.8 The total predicted frequency of aircraft crash, including helicopters and other airborne vehicles, on or near any facility housing structures, systems and components should be determined.
Security Assessment Principles (SyAPs) 2022 edition	英国 規制	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	－
Regulatory Guides on nuclear safety (YVL B.1) (YVL A.11)	フィンランド 規制	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	特重施設ではないが、SA 設備の独立性に関する要求が有る。 【YVL B.1】 431. The systems intended for reaching and maintaining a controlled state in severe reactor accidents (level 4 of the defence in depth concept) shall be functionally and physically separated from the systems intended for normal operation and anticipated operational occurrences and for controlling postulated accidents and

基準文書	分類	調査結果	補足
			design extension conditions (levels 1, 2, 3a and 3b). The defence-in-depth level 4 systems intended for controlling severe reactor accidents may, for sound reasons, also be used for preventing severe core damage in design extension conditions provided that this will not undermine the ability of the systems to perform their primary function in case the conditions evolve into a severe reactor accident. また、下記に航空機衝突に対する原子力発電施設および使用済燃料貯蔵施設の防護のために建屋構造・配置設計および評価に関する具体的要求事項が記載されている。 【YVL A.11】 Appendix B "Structural resistance and layout in the protection of a nuclear power plant and spent fuel storage against an airplane crash"
ASN Decree	仏国 規制	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	・航空機衝突に関しては、下記の通り多重化されたシステムの配置上の分離と建屋の物理的防護で安全機能を保証するよう要求が有る。 【Decree No. 2007-534 of 10 April 2007】 IV-2.1. Risk of accidental aircraft crash The capability of the installation to ensure the three basic safety functions in case of an accidental aircraft crash shall be ensured either by the geographical segregation of the redundant systems or the physical protection of the buildings against the direct and indirect impact of such event. All buildings likely to contain nuclear fuel or to include two divisional areas hosting redundant systems ensuring the fulfilment of the three basic safety functions referred to in III, the main control room or the remote shutdown station shall be protected physically by an external wall made of reinforced concrete. ・Hardened safety core に関しては、下記の通り厳しい状況における炉心溶融の防止と緩和、大規模放出の緩和、防災対応の確保のための堅牢な物資と組織への要求が有る。また、共通要因リスクを制限する目的で、（2007.4.10 デクレにてオーソライズされた）Preliminary SAR に記述される SSC に関して、独立で多様な SSC を設置するような要求がある。 【ASN resolution 2012-DC-0283 of 26 June 2012】 Chapter 1: General I. Before 30 June 2012, the licensee shall propose to ASN a hardened safety core of robust material and organisational measures designed, for the extreme situations studied in the CSAs, to: a) prevent or mitigate the progress of an accident with fuel melt, b) mitigate large-scale radioactive releases, c) enable the licensee to perform its emergency management duties. ... III. For this hardened safety core, the licensee shall install SSCs that are independent and diversified in relation to the SSCs described in the preliminary safety analysis report submitted to obtain the authorisation given in the above-mentioned decree of 10 April 2007, in order to limit common mode risks. As applicable, the licensee shall justify the use of SSCs described in the above-mentioned preliminary safety analysis report.

基準文書	分類	調査結果	補足
WENRA	欧州 レポート	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	【Safety of new NPP designs】 特重施設相当に関する記載は無いが、SA 設備の DiD の独立性に関する要求は下記の通り DiD レベル 4 に対して合理的に達成可能な範囲で他の深層防護レベルとの独立性を求めている。 03.2 Position 2: Independence of the levels of Defence-in-Depth (中略) Implementation of the basic safety expectations (3) Complementary safety features specifically designed for fulfilling safety functions re-quired in postulated core melt accidents (DiD level 4) should be independent to the ex-tent reasonably practicable from the SSCs of the other levels of DiD.

参照規制・基準文書一覧

【日本】

- 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（令和 4 年 9 月 26 日 施行 令和四年原子力規制委員会規則第四号）
- 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（改正 令和 6 年 3 月 13 日 原規技発第 2403133 号 原子力規制委員会決定）

【IAEA】

- 1) IAEA SSR-2/1 “Safety of Nuclear Power Plants: Design” Rev.1, 2016
- 2) IAEA SSG-53 “Design of the Reactor Containment and Associated Systems for Nuclear Power Plants” Rev.0, 2019
- 3) IAEA SSG-64 “Protection against Internal Hazards in the Design of Nuclear Power Plants” rev.0, 2021
- 4) IAEA SSG-68 “Design of Nuclear Installations Against External Events Excluding Earthquakes” Rev.0, 2021
- 5) IAEA Nuclear Security Series No.4 “Engineering Safety Aspects of the Protection of Nuclear Power Plants Against Sabotage” Rev.0, 2007
- 6) IAEA TECDOC-1791 “Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants” Rev.0, 2016

【米国】

- 7) 10CFR50.150 “Aircraft impact assessment”（74 FR 28146, Jun. 12, 2009）
- 8) 10CFR50.155 “Mitigation of beyond-design-basis events”（84 FR 39718, Aug. 9, 2019）
- 9) SECY-93-087 “POLICY, TECHNICAL, AND LICENSING ISSUES PERTAINING TO EVOLUTIONARY AND ADVANCED LIGHT-WATER REACTOR (ALWR) DESIGNS” Rev.0 April 2, 1993

【英国】

- 10) Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities (SAPs) 2014 edition Rev.1 January 2020
- 11) Security Assessment Principles for the Civil Nuclear Industry (SyAPs) 2022 edition, Version 1 Rev.0 March 2022

【フィンランド】

- 12) YVL A.11 "Security of a nuclear facility" 12 February 2021
- 13) YVL B.1 "Safety design of a nuclear power plant" 15 June 2019

【フランス】

- 14) Decree No. 2007-534 of 10 April 2007 "Decree Authorising the Creation of the "Flamanville 3", Basic Nuclear Installation Including an EPR Nuclear Power Plant at Flamanville (Manche Department)"
- 15) ASN resolution 2012-DC-0283 of 26 June 2012 instructing Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) to comply with additional requirements applicable to the Flamanville NPP (Manche département) in the light of the conclusions of the Complementary Safety Assessments (CSAs) for BNIs 108, 109 and 167

【WENRA】

- 16) "Report on Safety of new NPP designs" March 2013

設置許可基準規則に定める技術的要件を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、設置許可基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、設置許可基準規則に適合するものと判断する。

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
(重大事故等対処設備) 第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。 一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。 二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。 三 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試験又は検査ができるものであること。 四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。 五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。 六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。 2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接	第43条（重大事故等対処設備） 1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第37条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。 2 第1項第3号の適用に当たっては、第12条第4項の解釈に準ずるものとする。 3 第1項第5号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。

特重施設の信頼性確保

調査の視点：APC、テロ対応設備および DEC 対応設備に対する

調査結果：詳細は下表に示す。特重施設（APC その他テロ対策）相当の施設に関する。なお、DEC 対応（SA 対応含む）設備に対しては、IAEA（TECDOC-1791）、米国（SECY-93-087）ではとされている。一方で WENRA では、SA 設備の果たすべき機能に見合った信頼性を備えるための手段として、。

基準文書	分類	調査結果	補足
設置許可基準規則	国内 規制	設置許可基準第 42 条には明確な要求は無い。	設置許可基準第 43 条 1 項「想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。」に基づき、既設プラントの審査の過程で特重施設の信頼性向上が要求され、 としている
SECY-93-087	米国 規制相当	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	
10CFR50.150	米国 規制	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	航空機衝突に関しては、Beyond-design-basis として現実的な設計評価を実施するよう要求あり。また、建屋構造に対する具体的な評価方法については、NEI 07-13, Revision 8, “Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs,” がエンドースされている。
10CFR50.155	米国 規制	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	10CFR50.155 は、設計基準を超える外的事象に対する緩和戦略の構築を要求している。
SSR 2/1	IAEA 安全基準	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	—
TECDOC-1791	IAEA 技術文書	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	
IAEA SSG-53	IAEA 安全基準	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	—
IAEA SSG-64	IAEA 安全基準	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	内部ハザード防護指針

基準文書	分類	調査結果	補足
IAEA SSG-68	IAEA 安全基準	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	航空機衝突の評価に関しては、下記の通り航空機の具体的なパラメータ（型式、重量、速度、硬さ）や衝突エリアに応じた衝突荷重－時間の関数についてサイトハザード評価結果を明確にするよう要求が有る。 AIRCRAFT CRASH 5.161. NS-G-3.1 [9] provides recommendations on evaluating the hazard from an aircraft crash on the nuclear installation site. The result of the site hazard evaluation, which is based on a screening procedure to identify the potential hazards associated with an aircraft crash, should be expressed in terms of either specific parameters for the aircraft (e.g. type, mass, velocity, stiffness) or load-time functions (with associated impact areas). ...
Nuclear Security Series	IAEA 勧告、指針他	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	IAEA Nuclear Security Series No. 4 "Engineering Safety Aspects of the Protection of Nuclear Power Plants against Sabotage"では、意図的な APC などの想定脅威に対してシナリオ作成と耐性評価のガイドが示されている。
Safety Assessment Principles (SAPs) 2014 edition	英国 規制	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	
Security Assessment Principles (SyAPs) 2022 edition	英国 規制	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	—
Regulatory Guides on nuclear safety (YVL B.1)	フィンランド 規制	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	

基準文書	分類	調査結果	補足
			cool the reactor from a controlled state to a safe state and keep it in the safe state on a long-term basis in events involving a combination of failures (DEC B) and rare external events (DEC C). It is not necessary to apply the single failure criterion to the required systems.
ASN Decree	仏国 規制	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	
WENRA	欧州 レポート	特重施設相当の施設に関する記載は無し。	

参照規制・基準文書一覧

【日本】

- 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（令和 4 年 9 月 26 日 施行 令和四年原子力規制委員会規則第四号）
- 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（改正 令和 6 年 3 月 13 日 原規技発第 2403133 号 原子力規制委員会決定）

【IAEA】

- 1) IAEA SSR-2/1 “Safety of Nuclear Power Plants: Design” Rev.1, 2016
- 2) IAEA SSG-53 “Design of the Reactor Containment and Associated Systems for Nuclear Power Plants” Rev.0, 2019
- 3) IAEA SSG-64 “Protection against Internal Hazards in the Design of Nuclear Power Plants” rev.0, 2021
- 4) IAEA SSG-68 “Design of Nuclear Installations Against External Events Excluding Earthquakes” Rev.0, 2021
- 5) IAEA Nuclear Security Series No.4 “Engineering Safety Aspects of the Protection of Nuclear Power Plants Against Sabotage” Rev.0, 2007
- 6) IAEA TECDOC-1791 “Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants” Rev.0, 2016

【米国】

- 7) 10CFR50.150 “Aircraft impact assessment”（74 FR 28146, Jun. 12, 2009）
- 8) 10CFR50.155 “Mitigation of beyond-design-basis events”（84 FR 39718, Aug. 9, 2019）
- 9) SECY-93-087 “POLICY, TECHNICAL, AND LICENSING ISSUES PERTAINING TO EVOLUTIONARY AND ADVANCED LIGHT-WATER REACTOR (ALWR) DESIGNS” Rev.0 April 2, 1993

【英国】

- 10) Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities (SAPs) 2014 edition Rev.1 January 2020
- 11) Security Assessment Principles for the Civil Nuclear Industry (SyAPs) 2022 edition, Version 1 Rev.0 March 2022

【フィンランド】

- 12) YVL B.1 "Safety design of a nuclear power plant" 15 June 2019

【フランス】

- 13) Decree No. 2007-534 of 10 April 2007 "Decree Authorising the Creation of the "Flamanville 3", Basic Nuclear Installation Including an EPR Nuclear Power Plant at Flamanville (Manche Department)"
- 14) ASN resolution 2012-DC-0283 of 26 June 2012 instructing Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) to comply with additional requirements applicable to the Flamanville NPP (Manche département) in the light of the conclusions of the Complementary Safety Assessments (CSAs) for BNIs 108, 109 and 167

【WENRA】

- 15) "Report on Safety of new NPP designs" March 2013