実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
波線・・記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表　〔技術的能力 2.1 可搬型設備等による対応〕

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

比較表において，相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については，備考欄に相違理由を記載する。

相違No.	相違理由
添2.1.2－①	島根２号炉は評価に年超過確率は用いていない
添2.1.2－②	島根２号炉の原子炉補機海水ポンプ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ，タービン補機海水ポンプ及び循環水ポンプは屋外設置のため，評価対象。また，ディーゼル燃料貯蔵タンクは地下設置のため，評価対象外
添2.1.2－③	島根２号炉の制御室及び廃棄物処理施設は原子炉建物とはそれぞれ別建物（制御室建物，廃棄物処理建物）にあるため評価対象
添2.1.2－④	島根２号炉のディーゼル燃料貯蔵タンクは地下設置のため，評価対象外
添2.1.2－⑤	島根２号炉のタービン補機冷却系サージタンクは建物屋上に設置されているため評価対象並びに中央制御室空調換気系及び再循環ポンプMGセットは建物最上階に設置されていないため，評価対象外
添2.1.13－①	島根２号炉では実機寸法を模擬した試験を実施し，評価しているが，東海第二では机上計算により評価している
添2.1.20－①	島根２号炉は，対応状況が本文等の別箇所に記載されている場合は，再度記載はせず引用箇所のみ記載している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　(2017.12.20 版)	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応 ＜ 目 次 ＞ 2.1 可搬型設備等による対応 ....3 2.1.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方 ....4 2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備 ....4 2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備 ....6 2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備 ....8 2.1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項 ....9 2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備 ....10 2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備.............134 2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備 ..150 2.1.3 まとめ 153	2.　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項 目 次 2.1　可搬型設備等による対応 2.1.1　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方 2.1.1.1　大規模損壊発生時の手順書の整備 2.1.1.2　大規模損壊の発生に備えた体制の整備 2.1.1.3　大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備 2.1.2　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項 2.1.2.1　大規模損壊発生時の手順書の整備 2.1.2.2　大規模損壊の発生に備えた体制の整備 2.1.2.3　大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備 2.1.3　まとめ	2.　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項 ＜目　次＞ 2.1　可搬型設備等による対応 2.1.1　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方 2.1.1.1　大規模損壊発生時の手順書の整備 2.1.1.2　大規模損壊の発生に備えた体制の整備 2.1.1.3　大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備 2.1.2　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項 2.1.2.1　大規模損壊発生時の手順書の整備 2.1.2.2　大規模損壊の発生に備えた体制の整備 2.1.2.3　大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備 2.1.3　まとめ	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
添付資料2.1.1　大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象の抽出プロセスについて	添付資料 2.1.1　大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の抽出プロセスについて	添付資料 2.1.1　大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象の抽出プロセスについて	
添付資料2.1.7　設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出	添付資料 2.1.2　竜巻事象に対する事故シーケンス抽出	添付資料 2.1.2　設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出	
添付資料2.1.3　設計基準を超える低温（凍結）事象に対する事故シーケンス抽出	添付資料 2.1.3　凍結事象に対する事故シーケンス抽出	添付資料 2.1.3　設計基準を超える凍結事象に対する事故シーケンス抽出	
添付資料2.1.2　設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出	添付資料 2.1.4　積雪事象に対する事故シーケンス抽出	添付資料 2.1.4　設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出	
添付資料2.1.4　設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出	添付資料 2.1.5　落雷事象に対する事故シーケンス抽出	添付資料 2.1.5　設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出	
添付資料2.1.5　設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出	添付資料 2.1.6　火山の影響に対する事故シーケンス抽出	添付資料 2.1.6　設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出	
添付資料2.1.6　設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出			・事象想定の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は風（台風）の評価結果について,「添付資料 2.1.1 第２表 評価対象自然現象評価結果（１／１１）」のNo. １に記載
添付資料2.1.8　設計基準を超える降水事象に対する事故シーケンス抽出			・事象想定の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は降水の評価結果について,「添付資料 2.1.1 第２表 評価対象自然現象評価結果（２／１１）」のNo. ６に記載
		添付資料 2.1.7　設計基準を超える地滑り事象のうち土石流に対する事故シーケンス抽出	・事象想定の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は,発電所敷地内に土石流が発生するおそれがあることから，評価を実施

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　(2017.12.20 版)	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	添付資料 2.1.7　森林火災事象に対する事故シーケンス抽出	添付資料 2.1.8　設計基準を超える森林火災事象に対する事故シーケンス抽出	・事象想定の相違 【柏崎 6/7】 森林火災の評価結果について，「３　評価対象自然現象評価結果（１０／１１）」の No.35 に記載(島根２号炉は,「第２表 評価対象自然現象評価結果（９／１１）」の No.41 により選定)
添付資料2.1.9　設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出	添付資料 2.1.8　自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出	添付資料 2.1.9　設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出	
添付資料2.1.10 PRAで選定しなかった事故シーケンス等への対応について	添付資料 2.1.9　ＰＲＡで選定しなかった事故シーケンス等への対応について	添付資料 2.1.10　ＰＲＡで選定しなかった事故シーケンス等への対応について	
添付資料2.1.11 大規模損壊発生時の対応	添付資料 2.1.10　大規模損壊発生時の対応	添付資料 2.1.11　大規模損壊発生時の対応	
添付資料2.1.12 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧について	添付資料 2.1.11　大規模損壊発生時に使用する対応手順書及び設備一覧について	添付資料 2.1.12　大規模損壊発生時に使用する対応手順書及び設備一覧について	
添付資料2.1.13 使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について	添付資料 2.1.12　使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について	添付資料 2.1.13　燃料プール大規模漏えい時の対応について	
添付資料2.1.14 放水砲の設置場所及び使用方法等について	添付資料 2.1.13　放水砲の設置位置及び使用方法等について	添付資料 2.1.14　放水砲の設置場所及び使用方法等について	
	添付資料 2.1.14　竜巻に対する可搬型重大事故等対処設備の離隔について		・設計方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は，柏崎と同様に竜巻は大規模損壊を発生させる可能性は無いと想定
	添付資料 2.1.15　外部事象に対する対応操作の適合性について	添付資料 2.1.15　外部事象に対する対応操作の適合性について	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，外部事象に対する対応操作の適合性について記載
添付資料2.1.15 大規模損壊に特化した設備と手順の整備について			・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，大規模特化手順について，別冊Ⅰにて記載
添付資料2.1.16 米国ガイド(NEI-06-12及びNEI-12-06)で参考とした事項について	添付資料 2.1.16　米国ガイド（NEI06-12 及び NEI12-06）で参考とした事項について	添付資料 2.1.16　米国ガイド（ＮＥＩ－06－12 及びＮＥＩ－12－06）で参考とした事項について	
添付資料2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について	添付資料 2.1.17　大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について	添付資料 2.1.17　大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について	
添付資料2.1.21 発電所対策本部体制と指揮命令及び情報の流	添付資料 2.1.18　重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等	添付資料 2.1.18　重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備	

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考
れについて 添付資料2.1.18 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について 添付資料2.1.19 設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊での対応状況 添付資料2.1.20 大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について 添付資料2.1.22 重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方について 添付資料2.1.23 重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練内容について 添付資料2.1.24 現場要員の多能化について 添付資料2.1.25 初動対応要員の分散配置について 別冊 非公開資料 Ⅰ．具体的対応の共通事項 Ⅱ．大規模な自然災害の想定の具体的対応 Ⅲ．故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの想定脅威の具体的対応	の考え方 添付資料 2.1.19 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について 添付資料 2.1.20 設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊における対応状況 添付資料 2.1.21 大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について 別冊 非公開資料 Ⅰ． 具体的対応の共通事項 Ⅱ． 大規模な自然災害の想定の具体的内容 Ⅲ． テロの想定脅威の具体的内容	等の考え方 添付資料 2.1.19 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について 添付資料 2.1.20 設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊での対応状況 添付資料 2.1.21 大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について 別冊 非公開資料 Ⅰ． 具体的対応の共通事項 Ⅱ． 大規模な自然災害の想定の具体的内容 Ⅲ． テロの想定脅威の具体的内容	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉は，添付資料 2.1.18 にて記載 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉の初動対応要員の配置については，「別冊Ⅰ2.5 大規模損壊発生時の体制」にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.1 可搬型設備等による対応 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し，次の項目に関する手順書を適切に整備し，また，当該手順書にしたがって活動を行うための体制及び資機材を整備する。 ここでは，発電用原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合においても，当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。 1 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。 2 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 3 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。 4 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 5 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。	2.1　可搬型設備等による対応 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し，以下の項目に関する手順書を適切に整備し，また，当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。 ここでは，発電用原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても，当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。 一　大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。 二　大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 三　大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。 四　大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 五　大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。	2.1　可搬型設備等による対応 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し，次の項目に関する手順書を適切に整備し，また，当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。 ここでは，発電用原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても，当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。 一　大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。 二　大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 三　大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。 四　大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 五　大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.1.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方 2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備 大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては，大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として，設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし，特定の事象の発生や検知がなくても，運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書の延長で対応可能なよう配慮する。 また，発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備する。	2.1.1　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方 2.1.1.1　大規模損壊発生時の手順書の整備 大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては，大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として，設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし，特定の事象の発生や検知がなくても，非常時運転手順書及び重大事故等対策要領（重大事故編）に加え，重大事故等対策要領（大規模損壊編）で対応可能なよう配慮する。 また，発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備する。 自然災害については，大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で，整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え，確率論的リスク評価（以下「ＰＲＡ」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては，様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。 (1)　大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を想定するに当たっては，国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し，その中から考慮すべき自然災害に対して，設計基準を超えるような規模を想定し，発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組合せについても考慮する。 また，事前予測が可能な自然現象については，影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。 さらに，事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して事象の進展を考慮する。	2.1.1　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方 2.1.1.1　大規模損壊発生時の手順書の整備 大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては，大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として，設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし，特定の事象の発生や検知がなくても，運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書で対応可能なよう配慮する。 また，発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備する。 自然災害については，大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定したうえで，整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え，確率論的リスク評価（以下「ＰＲＡ」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては，様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。 (1)　大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を想定するに当たっては，国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し，その中から考慮すべき自然災害に対して，設計基準を超えるような規模を想定し，発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組合せについても考慮する。 また，事前予測が可能な自然現象については，影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。 さらに，事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して事象の進展を考慮する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	(2)　故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮 テロリズムには様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し，多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。	(2)　故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮 テロリズムには様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し，多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化
大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合は，当直副長の指揮の下で事故時運転操作手順書（事象ベース，徴候ベース及びシビアアクシデント）に基づいて対応操作することを基本とする。このことは，自然災害が大規模な場合であっても同様であるが，常設の設備では事故収束が行えない場合は，発電所対策本部は，可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順（以下「多様なハザード対応手順」という）等を使用した対応操作を行う。	(3)　大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作	(3)　大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化
また，大規模損壊では，重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく，その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され，あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから，発電所対策本部における情報収集，運転員が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。このため，発電用原子炉施設の状態の把握並びに対策及びその優先順位の決定に用いる発電所対策本部で使用する対応フロー及びチェックシートを整備する。対応フローは，事故時運転操作手順書，多様なハザード対応手順及び発電所対策本部の各機能班の対応ガイド等の相互関係の概略をまとめ，全体像を把握するツールとして発電所対策本部の運営を支援するために整備するものであり，具体的な対応操作の手順は個別の手順書等に記載する。 当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は，一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。 万一，中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要が生じた場合等，当直副長の指揮下で対応できない場合には，発電所対策本部長は当該号炉の運転員又は号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。 当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については，発電所対策本	大規模損壊では，重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく，その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され，あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから，災害対策本部における情報収集，当直（運転員）が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。	大規模損壊では，重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく，その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され，あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから，緊急時対策本部における情報収集，運転員が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
部に報告し，各機能班の責任者（統括又は班長）は，その時点における他号炉の状況，人的リソースや資機材の確保状況，対応の優先順位付け等を判断し，必要な支援や対応を行う。 また，発電所対策本部は，発電用原子炉施設の影響予測を行い，その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。 発電所対策本部長は，これらの情報を収集し，発電所全体の対応について総括的な責任を負う。			
大規模損壊の対応に当たっては，発電所外への放射性物質放出の防止，抑制を最大の目的とし，次に示す各項目を優先実施事項とする。			
＜炉心の著しい損傷を緩和するための対策＞ ・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と原子炉圧力容器への注水	a)　炉心の著しい損傷を緩和するための対策 ・炉心の著しい損傷緩和のための原子炉停止と発電用原子炉への注水	＜炉心の著しい損傷を緩和するための対策＞ ・炉心の著しい損傷緩和のための原子炉停止と原子炉圧力容器への注水	
＜原子炉格納容器の破損を緩和するための対策＞ ・炉心損傷回避，著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避	b)　原子炉格納容器の破損を緩和するための対策 ・炉心損傷回避，著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避	＜原子炉格納容器の破損を緩和するための対策＞ ・炉心損傷回避，著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避	
＜使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策＞ ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水	c)　使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策 ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水	＜燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策＞ ・燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水	
＜放射性物質の放出を低減するための対策＞ ・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策 ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制	d)　放射性物質の放出を低減するための対策 ・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策 ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制	＜放射性物質の放出を低減するための対策＞ ・水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための対策 ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建物への放水による拡散抑制	
＜大規模な火災が発生した場合における消火活動＞ ・消火活動	e)　大規模な火災が発生した場合における消火活動 ・消火活動	＜大規模な火災が発生した場合における消火活動＞ ・消火活動	
＜その他の対策＞ ・要員（運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊をいう。以下同じ。）の安全確保 ・対応に必要なアクセスルートの確保 ・電源及び水源の確保並びに燃料補給 ・人命救助	f)　その他の対策 ・要員の安全確保 ・対応に必要なアクセスルートの確保 ・電源及び水源の確保並びに燃料補給 ・人命救助	＜その他の対策＞ ・要員の安全確保 ・対応に必要なアクセスルートの確保 ・電源及び水源の確保並びに燃料補給 ・人命救助	
なお，これら優先実施事項の考え方は，事故時運転操作手順書と同様である。			・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	a．大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー 大規模損壊発生時は，発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は，プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように判断フローを整備する。大規模損壊発生時に使用する手順書を有効かつ効果的に使用するため，対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに，判断フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について，緊急地震速報，大津波警報，外部からの情報連絡，衝撃音，衝突音等により検知した場合，中央制御室の状況，プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無，建屋の損壊状況等）を行うとともに，大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直発電長が行う。また，原子力防災管理者又は当直発電長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は，大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。 a)　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合 ・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失や中央制御室と連絡が取れない場合を含む。） ・使用済燃料プールの損傷により漏えいが発生し，使用済燃料プールの水位が維持できない場合 ・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建屋損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合 ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合 b)　原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合 c)　当直発電長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合	a．大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー 大規模損壊発生時は，発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は，プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように対応フローを整備する。また，大規模損壊発生時に使用する手順書を有効かつ効果的に使用するため，対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに，判断フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について，緊急地震速報，大津波警報，外部からの情報連絡，衝撃音，衝突音等により検知した場合，中央制御室の状況，プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無，建物の損壊状況等）を行うとともに，大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直副長が行う。また，原子力防災管理者又は当直副長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は，大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。 a)　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合 ・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失や中央制御室と連絡が取れない場合を含む。） ・燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し，燃料プールの水位が維持できない場合 ・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建物損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合 ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合 b)　原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合 c)　当直副長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化 ・体制の相違 【東海第二】 島根２号炉は，島根１号炉と中央制御室を共用しているため，当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施 ・体制の相違 【東海第二】 島根２号炉は，島根１

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	災害対策本部は，発電用原子炉施設の影響予測を行い，その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。 災害対策本部長は，これらの情報を収集し，発電所全体の対応について総括的な責任を負う。 また，非常招集を行った場合，災害対策要員（初動）は，緊急時対策所へ移動する。ただし，緊急時対策所が使用できない場合は，屋内の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。 発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び対応操作の優先順位付けや対策決定の判断をするための災害対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは，非常時運転手順書，重大事故等対策要領等の相互関係の概略をまとめ，全体像を把握するツールとして災害対策本部の運営を支援するために整備するものであり，具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。 また，ｂ．(b)項から(o)項の手順の中で使用することを想定している設備については，チェックシートの項目に盛り込むこととしている。 対応操作の優先順位付けや実施の判断は，一義的に災害対策本部長が行う。大規模損壊時の対応に当たっては，次に掲げる(a)，(b)項を実施する。 当直発電長又は対応操作の責任者が実施した監視や操作については，災害対策本部に報告し，各班の責任者（本部員）は，その時点における人的リソースや資機材の確保状況，対応の優先順位付け等を判断し，必要な支援や対応を行う。 また，重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は，放射線測定器，可搬型代替直流電源設備や可搬型計測器等の代替の監視手段と無線連絡設備等の通信連絡設備を準備し，アクセスルートが確保され次第，パラメータ監視のための当直（運転員），重大事故	緊急時対策本部は，発電用原子炉施設の影響予測を行い，その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。 緊急時対策本部長は，これらの情報を収集し，発電所全体の対応について総括的な責任を負う。 また，非常招集を行った場合，緊急時対策要員及び自衛消防隊は，緊急時対策所へ移動する。ただし，緊急時対策所が使用できない場合は，屋内の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。 発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための緊急時対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは，事故時操作要領書，原子力災害対策手順書等の相互関係の概略をまとめ，全体像を把握するツールとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり，具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。 また，ｂ．(b)項から(o)項の手順の中で使用することを想定している設備については，チェックシートの項目に盛り込むこととしている。 対応操作の優先順位付けや実施の判断は，一義的に緊急時対策本部長が行う。大規模損壊時の対応に当たっては，次に掲げる(a)，(b)項を実施する。 当直副長又は対応操作の責任者が実施した監視や操作については，緊急時対策本部に報告し，各班の責任者（本部員）は，その時点における人的リソースや資機材の確保状況，対応の優先順位付け等を判断し，必要な支援や対応を行う。 また，重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は，放射線測定器，可搬型直流電源設備，可搬型計測器等の代替の監視手段と無線通信設備等の通信連絡設備を準備し，アクセスルートが確保され次第，パラメータ監視のための当直（運転員），緊急時対策要員等を現	号炉と中央制御室を共用しているため，当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化 ・体制の相違 【東海第二】 島根２号炉は，島根１号炉と中央制御室を共用しているため，当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考
	等対応要員等を現場に出動させ，先ず外からの目視による確認を行い，その後，確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いた可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は，確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行った上で，他のパラメータについては，パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。 初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は，判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。 また，初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれもが採取できない場合は，先ず外からの目視による確認を行い，目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ，使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。 (a)　当面達成すべき目標の設定 災害対策本部は，プラント状況，対応可能な要員数，使用可能な設備，屋外の放射線量率，建屋の損傷状況及び火災発生状況等を把握し，チェックシートに記載した上で，その情報を基に当面達成すべき目標を設定し，環境への放射性物質の放出低減を最優先に，優先すべき戦略を決定する。 当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては，災害対策要員の安全確保を最優先とする。 ・第一義的目標は炉心損傷を回避するため，速やかに発電用原子炉を停止し，注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。 ・炉心損傷が回避できない場合は，原子炉格納容器の	場に出動させ，まず外からの目視による確認を行い，その後，確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いて可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は，確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行ったうえで，他のパラメータについては，パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。 初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は，判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第2優先とする。補助盤室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。 また，初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれも採取できない場合は，まず外からの目視による確認を行い，目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ，使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。 (a)　当面達成すべき目標の設定 緊急時対策本部は，プラント状況，対応可能な要員数，使用可能な設備，屋外の放射線量率，建物の損傷状況，火災発生状況等を把握し，チェックシートに記載したうえで，その情報を基に当面達成すべき目標を設定し，環境への放射性物質の放出低減を最優先に，優先すべき戦略を決定する。 当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては，重大事故等に対処する要員の安全確保を最優先とする。 ・第一義的目標は炉心損傷を回避するため，速やかに発電用原子炉を停止し，注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。 ・炉心損傷が回避できない場合は，原子炉格納容器の	・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は，補助盤室内の計器盤に可搬型計測器を接続して測定する ・記載表現の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7の設置許可をベースに，記載を適正化

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	破損を回避する。 ・使用済燃料プールの水位が低下している場合は，速やかに注水する。 ・これらの努力を最大限行った場合においても，炉心損傷，かつ，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。 これらの目標は，複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また，プラント状況に応じて，設定する目標も随時見直していくこととする。 (b)　個別戦略を選択するための判断フロー 災害対策本部は，(a)項で決定した目標設定に基づき，個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。 a)　設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水 発電用原子炉の「止める」，「冷やす」機能を優先的に実施する。 b)　設定目標：原子炉格納容器の破損回避 基本的に炉心損傷が発生した場合においても，原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが，使用可能な設備や対応可能要員の観点から，一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。 原子炉格納容器の損傷が発生し，原子炉建屋内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。 c)　設定目標：使用済燃料プール水位確保 使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し，原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。	破損を回避する。 ・燃料プールの水位が低下している場合は，速やかに注水する。 ・これらの努力を最大限行った場合においても，炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。 これらの目標は，複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また，プラント状況に応じて，設定する目標も随時見直していくこととする。 (b)　個別戦略を選択するための判断フロー 緊急時対策本部は，(a)項で決定した目標設定に基づき，個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。 a)　設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水 発電用原子炉の「止める」，「冷やす」機能を優先的に実施する。 b)　設定目標：原子炉格納容器の破損回避 基本的に炉心損傷が発生した場合においても，原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが，使用可能な設備や対応可能要員の観点から，一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。 原子炉格納容器の損傷が発生し，原子炉建物内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。 c)　設定目標：燃料プール水位確保 燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。燃料プール内の燃料損傷が発生し，原子炉建物内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	d)　設定目標：放射性物質拡散抑制 炉心損傷が発生するとともに，原子炉圧力容器への注水が行えない場合，使用済燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建屋が損傷している場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。	d) 設定目標：放射性物質拡散抑制 炉心損傷が発生するとともに原子炉圧力容器への注水が行えない場合，燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建物が損傷している場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。	
	b．大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書 大規模損壊が発生した場合に対応する手順については，(a)項に示す５つの活動を行うための手順を網羅する。 また，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。なお，プラントパラメータの採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。 技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。また，大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。	b．大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書 大規模損壊が発生した場合に対応する手順については，(a)項に示す５つの活動を行うための手順を網羅する。 また，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。なお，プラントパラメータの採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第１優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第２優先とする。補助盤室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。 技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。また，大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化 ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は，補助盤室内の計器盤に可搬型計測器を接続して測定する
	(a)　5つの活動又は緩和対策を行うための手順書 イ．大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等 大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として，故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し，放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。 また，地震及び津波のような大規模な自然災害においては，施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても，同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。	(a)　５つの活動又は緩和対策を行うための手順書 ⅰ　大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等 大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として，故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し，放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。 また，地震及び津波のような大規模な自然災害においては，施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても，同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考
	大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は，放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し，早期に準備が可能な化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。 地震により建屋内部に火災が発生した場合において，屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため，これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお，当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しくは操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は，消火活動を速やかに実施し，操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には，次の手順で対応を行う。 a)　アクセスルートに障害がない箇所があれば，その箇所を使用する。 b)　複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合，最もアクセスルートを確保しやすい箇所を優先的に確保する。 c)　a)及びb)いずれの場合も，予備としてもう1つの操作箇所へのアクセスルートを確保する。 消火活動を行うに当たっては，火災発見の都度，次に示すa)～d)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し，優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。 a)　アクセスルート・操作箇所の確保のための消火 ・アクセスルート確保 ・車両及びホースルートの設置エリアの確保（初期消火に用いる化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車等） b)　原子力安全の確保のための消火 ・重大事故等対処設備が設置された建屋，放射性物質内包の建屋 ・可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及びホースルー	大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は，放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し，早期に準備が可能な小型放水砲，小型動力ポンプ付水槽車及び化学消防自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。 地震により建物内部に火災が発生した場合において，屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため，これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお，当該の対応において，事故対応を行うためのアクセスルート又は操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は，消火活動を速やかに実施し，操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には，次の手順で対応を行う。 a)　アクセスルートに障害がない箇所があれば，その箇所を使用する。 b)　複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合，最もアクセスルートを確保しやすい箇所を優先的に確保する。 c)　a)及びb)いずれの場合も，予備としてもう1つの操作箇所へのアクセスルートを確保する。 消火活動を行うに当たっては，火災発見の都度，次に示すa)からd)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し，優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。 a)　アクセスルート・操作箇所の確保のための消火 ・アクセスルート確保 ・車両及びホースルートの設置エリアの確保（初期消火に用いる化学消防自動車，小型放水砲等） b)　原子力安全の確保のための消火 ・重大事故等対処設備が設置された建物，放射性物質内包の建物 ・可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保 ・大型送水ポンプ車，ホースルート及び放水砲	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	ト，放水砲の設置エリアの確保 c)　火災の波及性が考えられ，事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火 ・可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所及び設置エリアの確保 d)　その他火災の消火 a)から c)以外の火災は，対応可能な段階になってから，可能な範囲で消火する。 建屋内外共に上記の考え方を基本に消火するが，大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は，入域可能な状態になってから消火活動を実施する。 また，自衛消防隊以外の災害対策要員が消火活動を行う場合は，災害対策本部の指揮命令系統の下で活動する。 消火活動に当たっては，事故対応とは独立した通信手段を用いるために，消火活動専用の無線連絡設備の回線を使用する。 ロ．炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。 ・原子炉停止機能が喪失した場合は，原子炉手動スクラム，再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制，ほう酸水注入，代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に，高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。	の設置エリアの確保 c)　火災の波及性が考えられ，事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火 ・可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所及び設置エリアの確保 d)　その他火災の消火 a)からc)以外の火災は，対応可能な段階になってから，可能な範囲で消火する。 建物内外ともに上記の考え方を基本に消火するが，大型航空機衝突による建物内の大規模な火災時は，入域可能な状態になってから消火活動を実施する。 また，自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動を行う場合は，緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で活動する。 消火活動に当たっては，事故対応とは独立した通信手段を用いるために，消火活動専用の無線通信設備の回線を使用する。 ⅱ　炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。 ・原子炉停止機能が喪失した場合は，原子炉手動スクラム，原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制，ほう酸水注入，代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に，高圧原子炉代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，常設代替直流電源設備より給電される高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動により発電用原子炉の冷却を試みる。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において，原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は，逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は，残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系を優先し，全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による発電用原子炉の冷却を試みる。 ハ．原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等 原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），消火系及び補給水系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 ・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。 ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため，格納容器圧力逃がし装置により，原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，代替循環冷却系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。	・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は，逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は，残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系を優先し，全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。 iii　原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等 原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。 ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能喪失した場合は，格納容器代替スプレイ系（常設），復水輸送系，消火系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 ・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は，原子炉補機代替冷却系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。 ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため，格納容器フィルタベント系により，原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。 ・炉心に著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，残留熱代替除去系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉の同様設備である残留熱代替除去系は，四十七条の重大事故等対処設備とは位置付けていない ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化 ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は，可搬の原子炉補機代替冷却系を四十八条の重大事故等対処設備にしているのに対し，東海第二は常設の緊急用海水系を四十八条の重大事故等対処設備として位置付け

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	・炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心・コンクリート相互作用や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため，ペデスタル（ドライウェル部）へ注水を行う。 ・原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態になっているが，炉心の著しい損傷が発生し，ジルコニウム－水反応並びに水の放射線分解等による水素及び酸素の発生によって水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は，可燃性ガス濃度制御系により水素及び酸素の濃度を抑制する。また，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し，更に酸素濃度が上昇する場合においては，格納容器圧力逃がし装置により水素を原子炉格納容器外に排出する手段を有している。	・炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「ＭＣＣＩ」という。）や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器下部へ注水を行う。 ・原子炉格納容器内に水素ガスが放出された場合においても，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態になっているが，炉心の著しい損傷が発生し，ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は，可燃性ガス濃度制御系により水素ガス及び酸素ガスの濃度を抑制する。また，可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し，さらに酸素濃度が上昇する場合においては，格納容器フィルタベント系により水素ガス及び酸素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。	ている
	ニ．使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 使用済燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。使用済燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。 ・使用済燃料プールの状態を監視するため，使用済燃料プール水位・温度，使用済燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プール監視カメラを使用する。 ・使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい，その他の要因により使用	ⅳ　燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。 ・燃料プールの状態を監視するため，燃料プール水位（ＳＡ），燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）及び燃料プール監視カメラ（ＳＡ）を使用する。 ・燃料プールの注水機能の喪失又は燃料プールからの水の漏えい，その他の要因により燃料プールの	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	済燃料プールの水位が低下した場合は，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン），可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン），可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，臨界を防止する。	水位が低下した場合は，消火系，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水することにより，燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，臨界を防止する。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は，可搬の燃料プールスプレイ系を五十四条の重大事故等対処設備として位置付けているのに対し，東海第二は常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系を五十四条の重大事故等対処設備，として位置付けている
	・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合，常設スプレイヘッダ又は可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止するとともに，環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。	・燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位維持が行えない場合は，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールスプレイを実施することで，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止するとともに，環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。	
	・原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は，放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。	・原子炉建物の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建物に近づけない場合は，放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。	
	ホ．放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等 放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。	ｖ　放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等 放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化
	・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。	・原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合は，大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。	
		・その際，防波壁の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。	
	・その際，放水することで放射性物質を含む汚染水が一般排水路を通って雨水排水路集水桝又は放水路から海へ流れ出すため，汚濁防止膜を設置することで，海洋への拡散範囲を抑制する。	・放水することで放射性物質を含む汚染水が構内雨水排水路から海へ流れ出すためシルトフェンスを設置することで，海洋への拡散範囲を抑制する。	
	・防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。	・また，シルトフェンスの設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況等）である場合	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		は，大津波警報又は津波警報等が解除された後にシルトフェンスの設置を開始する。	
	(b)　「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.2の手順を用いた手順等を整備する。	(b)　「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.2の手順を用いた手順等を整備する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化
	(c)　「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.3の手順を用いた手順等を整備する。	(c)　「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.3の手順を用いた手順等を整備する。	
	(d)　「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.4の手順を用いた手順等を整備する。	(d)　「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.4の手順を用いた手順等を整備する。	
	(e)　「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.5の手順を用いた手順等を整備する。	(e)　「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.5の手順を用いた手順等を整備する。	
	(f)　「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.6の手順を用いた手順等を整備する。	(f)　「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.6の手順を用いた手順等を整備する。	
	(g)　「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.7の手順を用いた手順等を整備する。	(g)　「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.7の手順を用いた手順等を整備する。	
	(h)　「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.8の手順を用いた手順等を整備する。	(h)　「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.8の手順を用いた手順等を整備する。	
	(i)　「1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.9の手順を用いた手順等を整備する。	(i)　「1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.9の手順を用いた手順等を整備する。	
	(j)　「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.10の手順を用いた手順等を整備する。	(j)　「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.10の手順を用いた手順等を整備する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	(k)　「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.11の手順を用いた手順等を整備する。	(k)　「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.11の手順を用いた手順等を整備する。	
	(l)　「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.12の手順を用いた手順等を整備する。	(l)　「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」 重大事故等対策にて整備する1.12の手順を用いた手順等を整備する。	
	(m)　「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」 重大事故等対策にて整備する1.13の手順を用いた手順等を整備する。	(m)　「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」 重大事故等対策にて整備する1.13の手順を用いた手順等を整備する。	
	(n)　「1.14　電源の確保に関する手順等」 重大事故等対策にて整備する1.14の手順を用いた手順等を整備する。	(n)　「1.14　電源の確保に関する手順等」 重大事故等対策にて整備する1.14の手順を用いた手順等を整備する。	
	(o)　「2.1　可搬型設備等による対応手順等」 可搬型設備等による対応手順等のうち，柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。 イ．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順 ロ．可搬型代替注水中型ポンプによる消火手順 ハ．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料プールへの注水手順 ニ．可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水手順 ホ．現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順	(o)　「2.1　可搬型設備等による対応手順等」 可搬型設備等による対応手順等のうち，柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。 i　現場での可搬型計測器によるパラメータ計測，監視手順 ii　中央制御室損傷時の通信連絡手順	・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，大規模損壊時に特化した手順を整備 【東海第二】 大規模特化として整備する手順の相違
	c．ｂ．項に示す大規模損壊への対応手順書は，万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。 d．ｂ．項に示す大規模損壊への対応手順書については，地震，津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して，また，ＰＲＡの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて，当該事故により発生する可能性のある重大事故，大規模損壊への対応をも考慮する。加えて，大規模損壊発生時に，同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備，常設重大事	c．ｂ．項に示す大規模損壊への対応手順書は，万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。 d．ｂ．項に示す大規模損壊への対応手順書は，地震，津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して，また，ＰＲＡの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて，当該事故により発生する可能性のある重大事故及び大規模損壊への対応も考慮する。加えて，大規模損壊発生時に，同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備，常設重大事故等	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載を適正化

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考
	故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく，炉心注水，電源確保，放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。 ｅ．発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応する手順については，大規模損壊に関する考慮事項等，米国におけるＮＥＩガイドの考え方も参考とする。また，当該のガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。	対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく，炉心注水，電源確保，放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。 ｅ．発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応する手順は，大規模損壊に関する考慮事項等，米国におけるＮＥＩガイドの考え方も参考とする。また，当該ガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備 大規模損壊に至る可能性のある事象は，基準地震動及び基準津波等の設計基準を超えるような規模の自然災害並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく，その被害範囲は広範囲で不確定なものとなる。そのため，発電所施設の被害状況から残存する資源等を活用し事故対応を行う。被害を受けた機器の復旧可能性の把握，判断も事故対応の方向性を決める判断要素の一つとする。残存する資源の把握，活用，復旧判断等の活動は，通常時の実務経験を踏まえた「添付資料 1.0.10 重大事故等時の体制について」で整備する体制で引き続き対応する。 ただし，中央制御室の機能喪失，要員の被災及び重大事故等対処で期待する重大事故等対処設備が使用できない等の状況を想定した場合に対処できるよう，該当する部分の体制の整備，充実を図る。 福島第一原子力発電所事故の対応の際には，複数の発電用原子炉施設での同時被災を想定した備えが十分でなく，発電所対策本部の情報共有と指揮命令が混乱し，迅速・的確な意思決定ができなかったことから，大規模損壊の発生に備えた発電所対策本部及び本社対策本部の体制は，重大事故等対処のための体制と同様，指揮命令系統，及び各機能班・スタッフの役割を明確にすることを基本とする。また，重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備，充実するために大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。	2.1.1.2　大規模損壊の発生に備えた体制の整備 大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については，重大事故等対策に係る体制を基本とするが，大規模損壊の発生により，要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。 また，重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備，充実するために，大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに災害対策要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。	2.1.1.2　大規模損壊の発生に備えた体制の整備 大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については，重大事故等対策に係る体制を基本とするが，大規模損壊の発生により，要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。 また，重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備，充実するために，大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載の適正化

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練 大規模損壊発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため，運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊への教育及び訓練については，「添付資料1.0.9重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練について」で定める教育及び訓練に加え，過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また，原子力防災管理者及びその代行者を対象に，通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。さらに，運転員及び緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え，流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより，本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。 必要な力量の確保に当たっては，通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し，事故時対応の知識及び技能について，運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度，内容で計画的に実施することにより各要員の力量の維持・向上を図る。	(1)　大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練 大規模損壊発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて的確，かつ，柔軟に対処するために必要な力量を確保するため，災害対策要員への教育及び訓練については，重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え，過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また，原子力防災管理者及びその代行者を対象に，通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別の教育及び訓練を実施する。さらに，重大事故等対応要員においては，要員の役割に応じて付与される力量に加え，流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより，本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。	(1)　大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練 大規模損壊発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため，重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については，重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え，過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また，原子力防災管理者及びその代行者を対象に，通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別の教育及び訓練を実施する。さらに，緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え，流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより，本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。	・体制の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，緊急時対策要員に，運転員及び自衛消防隊を含む ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載の適正化 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載の適正化
(2) 大規模損壊発生時の体制 大規模損壊発生時の体制については，重大事故等対策に係る体制を基本とするが，大規模損壊の発生により，要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。 発電所対策本部は，大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており，それぞれの機能ごとに責任者を定め，役割分担を明確にし，効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また，複数号炉の同時被災の場合においても，重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とする。6 号及び7 号炉の原子炉主任技術者は，号炉ごとに独立性を確保して配置する。	(2)　大規模損壊発生時の体制 大規模損壊の発生に備えた災害対策本部及び本店対策本部の体制は，重大事故等対策に係る体制を基本とする体制を整備する。	(2)　大規模損壊発生時の体制 大規模損壊の発生に備えた緊急時対策本部及び緊急時対策総本部の体制は，重大事故等対策に係る体制を基本とする体制を整備する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載の適正化

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
また，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員50 名，運転員40 名及び自衛消防隊10 名の合計100 名を常時確保し，大規模損壊発生時は本部長代行が初動の指揮を執る体制を整備する。 さらに，大規模な自然災害が発生した場合には，上述 100 名の中に被災者が発生する可能性があることに加え，社員寮，社宅等からの交替要員参集に時間を要する可能性があるが，その場合であっても，運転員及び自衛消防隊を含む発電所構内に常駐する要員により優先する対応手順を必要とする要員数未満で対応することで交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。	また，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に災害対策要員（指揮者等）４名，重大事故等対応要員 17 名，当直（運転員）７名，自衛消防隊 11 名を常時 39 名確保し，大規模損壊の発生により要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む。）においても，対応できる体制を整備する。 なお，原子炉運転停止中※については，中央制御室の当直（運転員）を５名とする。 ※　原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が 100℃未満）及び燃料交換の期間 さらに，発電所構内に常駐する要員により交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。	また，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員 31 名，１，２号運転員９名，火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊７名の合計 47 名を常時確保し，大規模損壊の発生により要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）においても，対応できる体制を整備する。 なお，２号炉原子炉運転停止中※については，中央制御室の２号運転員を５名とする。 ※　原子炉の状態が低温停止（原子炉冷却材温度が 100℃未満）及び燃料交換の期間 さらに，発電所構内に常駐する要員により交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載の適正化
(3)　大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方 大規模損壊発生時には，通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても，発電所構内に勤務している緊急時対策要員により指揮命令系統を確立できるよう，大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。	(3)　大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方 大規模損壊発生時には，通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても，発電所構内に常駐している災害対策要員により指揮命令系統を確立できるよう，大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。	(3)　大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方 大規模損壊発生時には，通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても，発電所構内に勤務している重大事故等に対処する要員により指揮命令系統を確立できるよう，大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。	
	a．夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における統括待機当番者（副原子力防災管理者）を含む災害対策要員（初動）は，地震，津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう，分散して待機する。また，建物の損壊等により要員が被災するような状況においても，発電所構内に常駐している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。	a．夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における指示者（副原子力防災管理者）を含む重大事故等に対処する要員は，地震，津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう，分散して待機する。また，建物の損壊等により要員が被災するような状況においても，発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。	・記載表現の相違 【東海第二】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載の適正化
	b．プルーム通過時は，大規模損壊対応への指示を行う災害対策要員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な災害対策要員は緊急時対策所及び第二弁操作室，当直（運転員）の一部は中央制御室待避室にとどまり，その他の災害対策要員は発電所構外へ一時退避し，その後，災害対策本部長の指示に基づき再参集する。	b．プルーム通過時は，大規模損壊対応への指示を行う緊急時対策要員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な緊急時対策要員は緊急時対策所，運転員は，中央制御室待避室及び緊急時対策所にとどまり，その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は発電所構外へ一時退避し，その後，緊急時対策本部長の指示に基づき再参集する。	・運用の相違 【東海第二】 島根２号炉は，格納容器破損のおそれがない場合におけるベント弁操作後の運転員は，中央

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	ｃ．大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合，災害対策本部の火災対応の指揮命令系統の下，自衛消防隊は消火活動を実施する。また，災害対策本部長が，事故対応を実施又は継続するために，放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は，災害対策本部の指揮命令系統の下，放水砲等の対応を行う要員を消火活動に従事させる。	ｃ．大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合，緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下，自衛消防隊は消火活動を実施する。また，緊急時対策本部長が，事故対応を実施又は継続するために，放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は，緊急時対策本部の指揮命令系統の下，放水砲等の対応を行う要員を消火活動に従事させる。	制御室待避室にとどまる
(4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立 a. 本社対策本部体制の確立 大規模損壊発生時における本社対策本部の設置による発電所への支援体制は，「添付資料1.0.10重大事故等時の体制について」で整備する支援体制と同様である。 b. 外部支援体制の確立 大規模損壊発生時における外部支援体制は，「添付資料1.0.4外部からの支援について」で整備する支援体制と同様である。	(4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立 ａ．本店対策本部体制の確立 大規模損壊発生時における本店対策本部の設置による発電所への支援体制は，「技術的能力審査基準1.0」で整備する支援体制と同様である。 ｂ．外部支援体制の確立 大規模損壊発生時における外部支援体制は，「技術的能力審査基準 1.0」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。	(4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立 ａ．緊急時対策総本部体制の確立 大規模損壊発生時における緊急時対策総本部の設置による発電所への支援体制は，「技術的能力審査基準 1.0」で整備する支援体制と同様である。 ｂ．外部支援体制の確立 大規模損壊発生時における外部支援体制は，「技術的能力審査基準 1.0」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備 大規模損壊の発生に備え，大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を次に示す基本的な考え方に基づき配備する。なお，大規模損壊発生時の対応のために必要となる設備及び資機材については，「添付資料1.0.3 予備品等の確保及び保管場所について」で整備するもので対応可能である。	2.1.1.3　大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備 大規模損壊の発生に備え，大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。	2.1.1.3　大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備 大規模損壊の発生に備え，大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。	・記載表現の相違 【東海第二】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載の適正化
(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方 可搬型重大事故等対処設備は，重大事故等時で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し，同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で，同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散しかつ十分離して配備する。	(1)　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方 可搬型重大事故等対処設備は，重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し，同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で，同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散し，かつ，十分離して配備する。	(1)　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方 可搬型重大事故等対処設備は，重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し，同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で，同時に複数の可搬型重大事故等対処設備等が機能喪失しないように保管場所を分散しかつ十分離して配備する。	
	ａ．屋外の可搬型重大事故等対処設備は，地震により生じる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。また，敷地に遡上する津波を超える津波に対して，裕度を有する高台に保管する。	ａ．屋外の可搬型重大事故等対処設備は，地震により生じる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足，地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。また，原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備のうち，少なくとも１セットは，基準津波を超える津波に対して，裕度を有する高台に保管する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載の適正化 ・設計方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は，原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型設備のうち少なくとも１セットは高台とする
	ｂ．屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は，原子炉建屋等から 100m 以上離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で，当該建屋及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。	ｂ．屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は，原子炉建物，タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保したうえで，当該建物及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。	
	ｃ．可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建屋外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は，アクセスルートを確保した複数の接続口を設ける。	ｃ．可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は，アクセスルートを確保した複数の接続口を設ける。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方 大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については，重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に，高線量の環境，大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また，そのような状況においても使用を期待できるよう，屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は，原子炉建屋，タービン建屋及び廃棄物処理建屋から100m以上離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で，分散して配備する。	(2)　大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方 大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については，重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に，高線量の環境，大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また，そのような状況においても使用を期待できるよう，原子炉建屋から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。	(2)　大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方 大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については，重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に，高線量の環境，大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また，そのような状況においても使用を期待できるよう，原子炉建物から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載の適正化
	ａ．炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において，事故対応のために着用する全面マスク，高線量対応防護服及び個人線量計等の必要な資機材を配備する。	ａ．炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において，事故対応のために着用する全面マスク，高線量対応防護服，個人線量計等の必要な資機材を配備する。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の設置許可をベースに，記載の適正化
	ｂ．地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災，又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材及び可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）や放水砲等の消火設備を配備する。	ｂ．地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災，又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材及び大型送水ポンプ車や放水砲等の消火設備を配備する。	
	ｃ．大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。また，消火活動専用の通信連絡が可能な無線連絡設備を配備する。	ｃ．大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。また，消火活動専用の通信連絡が可能な無線通信設備を配備する。	

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考
2.1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項 ＜要求事項＞ 発電用原子炉設置者において，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規損な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し，以下の項目についての手順書が適切に整備されているか，又は整備される方針が適切に示されていること。また，当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか，又は整備される方針が適切に示されていること。 1 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。 2 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 3 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。 4 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 5 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。 【解釈】 1　発電用原子炉設置者において，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において，第1号から第5号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書，体制及び資機材等を適切に整備する方針であること 2　第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について，発電用原子炉設置者は，故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し，泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。 3　発電用原子炉設置者は，本規程における「1.重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について，大規模な自然災	2.1.2　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項 ＜要求事項＞ 発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規損な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。 一　大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。 二　大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 三　大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。 四　大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 五　大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。 【解釈】 1　発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第１号から第５号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。 2　第１号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。 3　発電用原子炉設置者は、本規程における「1．重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自	2.1.2　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項 ＜要求事項＞ 発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。 一　大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。 二　大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 三　大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。 四　大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 五　大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。 【解釈】 1　発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第 1 号から第 5 号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。 2　第 1 号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。 3　発電用原子炉設置者は、本規程における「1.重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
害を想定した手順等を整備する方針であること。 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	然災害を想定した手順等を整備する方針であること。 １．２　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 １．３　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 １．４　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 １．５　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	然災害を想定した手順等を整備する方針であること。 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	
1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等 1.14 電源の確保に関する手順等 4　発電用原子炉設置者は，上記３の項目について，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。	１．６　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 １．７　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 １．８　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 １．９　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 １．１０　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順 １．１１　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 １．１２　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 １．１３　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等 １．１４　電源の確保に関する手順等 ４　発電用原子炉設置者は、上記３の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。	1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等 1.14 電源の確保に関する手順等 4　発電用原子炉設置者は、上記３の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。	
2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備 自然災害については，大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で，整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え，確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては，様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。	2.1.2.1　大規模損壊発生時の手順書の整備 自然災害については，大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で，整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え，ＰＲＡの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては，様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。	2.1.2.1　大規模損壊発生時の手順書の整備 自然災害については，大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定したうえで，整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え，ＰＲＡの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては，様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(1) 大規模損壊のケーススタディで扱う自然現象の選定について 大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象を網羅的に抽出するため，柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺での発生実績に関わらず，国内で一般に発生し得る事象に加え，国内外の基準で示されている外部事象を抽出した。 各事象（重畳を含む）について，設計基準を超えるような苛酷な状況を想定した場合の発電用原子炉施設への影響度を評価し，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象を選定し，さらに大規模損壊のケーススタディとして扱う事象をその中から選定した。 検討プロセスをフローで表したものを図2.1.1に示す。また検討内容について以下に示す。 a. 自然現象の網羅的な抽出 国内外の基準を参考に，網羅的に自然現象を抽出・整理し，自然現象44事象を抽出した。（添付資料2.1.1 参照） b. 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定 各自然現象について，設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合に発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し，発生し得るプラント状態（起因事象）を特定した。 プラント状態を特定するに当たっては，イベントツリーによる事象進展評価又は定性的な評価を実施した。 主要な事象（検討した結果，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性があるとして整理された事象）の影響を整理した結果を表2.1.1，表2.1.2，表2.1.3 及び図2.1.2 にそれぞれ示す。その他の事象を含む全事象に対する検討内容については添付資料2.1.1 に示す。検討した結果，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象として選定されたものは次のとおり。 ・地震 ・津波 ・地震と津波の重畳 ・風（台風）	(1)　大規模損壊のケーススタディで扱う自然現象の選定について 大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象を網羅的に抽出するため，東海第二発電所及びその周辺での発生実績に関わらず，国内で一般に発生し得る事象に加え，国内外の基準で示されている外部事象を抽出した。 各事象（重畳を含む）について，設計基準を超えるような苛酷な状況を想定した場合の発電用原子炉施設への影響度を評価し，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象を選定し，さらに大規模損壊のケーススタディとして扱う事象をその中から選定した。 検討プロセスをフローで表したものを第2.1.1図に示す。また検討内容について以下に示す。 ａ．自然現象の網羅的な抽出 国内外の基準を参考に，網羅的に自然現象を抽出・整理し，自然現象55事象を抽出した。 ｂ．特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定 各自然現象について，設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合に発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し，発生し得るプラント状態（起因事象）を特定した。 プラント状態を特定するに当たっては，イベントツリーによる事象進展評価又は定性的な評価を実施した。 主要な事象（検討した結果，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性があるとして整理された事象）の影響を整理した結果を第2.1.1表，第2.1.2表，第2.1.3表及び第2.1.2図にそれぞれ示す。検討した結果，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象として選定されたものは次のとおり。 ・地震 ・津波 ・地震と津波の重畳	(1)　大規模損壊のケーススタディで扱う自然現象の選定について 大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象を網羅的に抽出するため，島根原子力発電所及びその周辺での発生実績に関わらず，国内で一般に発生し得る事象に加え，国内外の基準で示されている外部事象を抽出した。 各事象（重畳を含む）について，設計基準を超えるような過酷な状況を想定した場合の発電用原子炉施設への影響度を評価し，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象を選定し，さらに大規模損壊のケーススタディとして扱う事象をその中から選定した。 検討プロセスをフローで表したものを第１図に示す。また検討内容について以下に示す。 ａ．自然現象の網羅的な抽出 国内外の基準を参考に，網羅的に自然現象を抽出・整理し，自然現象55事象を抽出した。（添付資料2.1.1 参照） ｂ．特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定 各自然現象について，設計基準を超えるような非常に過酷な状況を想定した場合に発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し，発生し得るプラント状態（起因事象）を特定した。 プラント状態を特定するに当たっては，イベントツリーによる事象進展評価又は定性的な評価を実施した。 主要な事象（検討した結果，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性があるとして整理された事象）の影響を整理した結果を第１表，第２表及び第２図にそれぞれ示す。その他の事象を含む全事象に対する検討内容については添付資料2.1.1に示す。検討した結果，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象として選定されたものは次のとおり。 ・地震 ・津波 ・地震と津波の重畳	・設計方針の相違 【柏崎 6/7】 収集した自然現象 55 事象を類似性・随伴性から 44 事象に整理して評価しているが，島根２号炉は自然現象 55 事象そのまま評価を実施している ・設計方針の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・竜巻 ・低温（凍結） ・降水 ・積雪 ・落雷 ・火山 ・隕石	・竜巻 ・凍結 ・積雪 ・落雷 ・火山の影響 ・森林火災 ・隕石	・竜巻 ・凍結 ・積雪 ・落雷 ・地滑り（土石流） ・火山の影響 ・森林火災 ・隕石	【柏崎6/7】 島根２号炉は，風（台風）は竜巻に包含される事象として整理，降水は設備に対する影響は大きくないと整理，森林火災は防火帯外の送電線が火災により損傷すると想定 【柏崎6/7，東海第二】 島根２号炉は，発電所敷地内に土石流が発生するおそれがあることから，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象として選定
c. ケーススタディの対象シナリオ選定 上記で選定された自然現象について，それぞれで特定した起因事象・シナリオを基に，大規模損壊のケーススタディとして想定することが適切な事象を選定する。 上記b.での整理から，発電用原子炉施設の最終状態は次の3項目に類型化することができ，表2.1.3に事象ごとに整理した結果を示す。 ・重大事故対策で想定していない事故シーケンス（大規模損壊） ・重大事故対策で想定している事故シーケンス ・設計基準事故で想定している事故シーケンス 表2.1.3に示すとおり，発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は，地震，津波，地震と津波の重畳，降水，積雪，落雷，火山及び隕石の8事象となる。 また，大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象のうち，以下の事象については，他の事象のシナリオに代表させることができる。	c．ケーススタディの対象シナリオ選定 上記で選定された自然現象について，それぞれで特定した起因事象・シナリオを基に，大規模損壊のケーススタディとして想定することが適切な事象を選定する。 上記b.での整理から，発電用原子炉施設の最終状態は次の3項目に類型化することができ，第2.1.3表に事象ごとに整理した結果を示す。 ・重大事故等対策で想定していない事故シーケンス（大規模損壊） ・重大事故等対策で想定している事故シーケンス ・設計基準事故で想定している事故シーケンス 第2.1.3表に示すとおり，発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は，地震，津波，地震と津波の重畳，竜巻及び隕石の5事象となる。 また，大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象のうち，以下の事象については，他の事象のシナリオに代表させることができる。	ｃ．ケーススタディの対象シナリオ選定 上記で選定された自然現象について，それぞれで特定した起因事象・シナリオを基に，大規模損壊のケーススタディとして想定することが適切な事象を選定する。 上記ｂ．での整理から，発電用原子炉施設の最終状態は次の３項目に類型化することができ，第３表に事象ごとに整理した結果を示す。 ・重大事故等対策で想定していない事故シーケンス（大規模損壊） ・重大事故等対策で想定している事故シーケンス ・設計基準事故で想定している事故シーケンス 第３表に示すとおり，発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は，地震，津波，地震と津波の重畳，積雪，落雷，火山の影響及び隕石の７事象となる。 また，大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象のうち，以下の事象については，他の事象のシナリオに代表させることができる。	・設計方針の相違 【柏崎6/7】 島根２号炉は，降水は設備に対する影響は大きくないと整理 【東海第二】 島根２号炉は，柏崎と

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			同様に竜巻は大規模損壊を発生させる可能性は無く，積雪，落雷，火山の影響は大規模損壊を発生させる可能性がある事象と想定
	・竜巻 最も過酷なケースは全交流動力電源喪失に加え代替電源が喪失する場合となるが，地震及び津波のシナリオに代表させることができる。		・設計方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は，柏崎と同様に竜巻は大規模損壊を発生させる可能性は無いと想定
・降水 最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測・制御系機能喪失＋直流電源喪失となる。津波のシナリオに代表させる事象として整理した。			・設計方針の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，降水は設備に対する影響は大きくないと整理
・積雪 最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測・制御系機能喪失＋注水機能喪失となる。積雪については大型航空機の衝突と異なり事象進展がある程度遅いことから，事前に除雪等の対応が可能となる。非常に苛酷な状況を考慮した場合にも，除雪の対象を限定し最小限必要な設備（原子炉建屋やアクセスルート等）について健全性を維持させるといった対応により損傷範囲を抑制することが可能であることから，大型航空機の衝突や津波のシナリオに代表させる事象として整理した。		・積雪 最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計装・制御系喪失となる。積雪については大型航空機の衝突と異なり事象進展がある程度遅いことから，事前に除雪等の対応が可能となる。非常に過酷な状況を考慮した場合にも，除雪の対象を限定し最小限必要な設備（原子炉建物やアクセスルート等）について健全性を維持させるといった対応により損傷範囲を抑制することが可能であることから，津波又は地震と津波の重畳のシナリオに代表させる事象として整理した。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 プラント固有の設備に対する影響の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 プラント固有の設備に対する影響の相違
・落雷 最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋直流電源喪失＋注水機能喪失＋計測・制御系喪失となるが，地震と津波の重畳のシナリオ又は大型航空機の衝突に代表させることができる。		・落雷 最も過酷なケースは外部電源喪失＋計装・制御系喪失となるが，地震と津波の重畳のシナリオ又は大型航空機の衝突に代表させることができる。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 プラント固有の設備に対する影響の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・火山 最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測・制御系機能喪失＋注水機能喪失となるが，大型航空機の原子炉建屋東側とコントロール建屋への衝突のシナリオに代表させることができる。また，大量の降灰がある場合には，積雪時と同様，灰を除去することで，影響範囲を抑制することが可能である。		・火山の影響 最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計装・制御系喪失となる。火山の影響についても，大量の降下火砕物がある場合には，積雪時と同様，降下火砕物を除去することで，影響範囲を抑制することが可能であることから，津波又は地震と津波の重畳のシナリオに代表させる事象として整理した。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 プラント固有の設備に対する影響の相違
・隕石 隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷については，大型航空機の衝突のシナリオに代表させることができる。 発電所敷地への隕石落下に伴う振動の発生については，地震のシナリオに代表させることができる。 また，隕石の発電所近海への落下に伴う津波については，津波のシナリオに代表させることができる。 以上より，自然現象として，地震，津波及び地震と津波の重畳3 事象をケーススタディとして選定する。これら3 事象で想定する事故シーケンスと代表シナリオは次のとおりとする。	・隕石 隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷については，大型航空機の衝突のシナリオに代表させることができる。 発電所敷地への隕石落下に伴う振動の発生については，地震のシナリオに代表させることができる。 また，隕石の発電所近海への落下に伴う津波については，津波のシナリオに代表させることができる。 以上より，自然現象として，地震，津波，地震と津波の重畳の3事象をケーススタディとして選定する。これら3事象で想定する事故シーケンスと代表シナリオは次のとおりとする。	・隕石 隕石衝突に伴う建物・屋外設備の損傷については，大型航空機の衝突のシナリオに代表させることができる。 発電所敷地への隕石落下に伴う振動の発生については，地震のシナリオに代表させることができる。 また，隕石の発電所近海への落下に伴う津波については，津波のシナリオに代表させることができる。 以上より，自然現象として，地震，津波及び地震と津波の重畳の３事象をケーススタディとして選定する。これら３事象で想定する事故シーケンスと代表シナリオは次のとおりとする。	
・地震 地震レベル1PRA により抽出した事故シーケンスには，ExcessiveLOCA，計測・制御系喪失，格納容器バイパス，原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷，原子炉建屋損傷，全交流動力電源喪失＋原子炉停止失敗等がある。また，地震と重畳し得る内部事象のレベル1.5PRA により，炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして，格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な地震が発生した場合には，これらの事故シーケンス，あるいは複数の事故シーケンスの組み合わせが生じることが考えられるが，大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から，ケーススタディとして，大規模な地震で原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて，大破断LOCA を超える規模の損傷が発生し，炉心損傷に至るExcessive LOCA を代表シナリオとして選定する。この際，地盤の陥没等により，アクセスルートの通行に支障をきたす可	(a)　地震 地震レベル１ＰＲＡにより抽出した事故シーケンスには，Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ，計装・制御系喪失，格納容器バイパス，原子炉圧力容器損傷，原子炉格納容器損傷，原子炉建屋損傷，交流電源喪失＋原子炉停止失敗等がある。また，内部事象のレベル１．５ＰＲＡにより，炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして，格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な地震が発生した場合には，これらの事故シーケンス，あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが，大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から，ケーススタディとして，大規模な地震でＬＯＣＡが発生し，炉心損傷に至る事象を代表シナリオとして選定する。この際，地盤の陥没等により，アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。	(a)　地震 地震レベル１ＰＲＡにより抽出した事故シーケンスには，Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ，原子炉格納容器損傷，原子炉圧力容器損傷，計装・制御系喪失，格納容器バイパス，原子炉建物損傷，制御室建物損傷，廃棄物処理建物損傷，全交流動力電源喪失＋原子炉停止失敗等がある。また，内部事象のレベル 1.5ＰＲＡにより，炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして，格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な地震が発生した場合には，これらの事故シーケンス，あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが，大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から，ケーススタディとして，大規模な地震で原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて，大破断ＬＯＣＡを超える規模の損傷が発生し，炉心損傷に至るＥｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡを代表シナリオとして選定する。この際，地盤の陥没等により，アクセスルートの通行	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
能性を考慮する。 ・津波 津波レベル1PRA により抽出した事故シーケンスとして，最終ヒートシンク喪失＋RCIC 失敗，最終ヒートシンク喪失＋SRV 再閉鎖失敗，最終ヒートシンク喪失＋全交流動力電源喪失＋RCIC 失敗，最終ヒートシンク喪失＋全交流動力電源喪失＋SRV 再閉鎖失敗，最終ヒートシンク喪失＋全交流動力電源喪失＋直流電源喪失がある。また，津波と重畳し得る内部事象のレベル 1.5PRA により，炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして，格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な津波が発生した場合には，これらの事故シーケンス，あるいは複数の事故シーケンスの組み合わせが生じることが考えられるが，大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から，防潮堤を超える規模の津波により，原子炉建屋内地下階が冠水する前提において，ケーススタディとして，全交流動力電源喪失＋直流電源喪失＋計測・制御系喪失に至る事象を代表シナリオとして選定する。この際，原子炉建屋周辺の冠水により，アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。 ・地震と津波の重畳 地震と津波の重畳では，上記の地震及び津波の項で想定した事故シーケンスの組み合わせとして，全交流動力電源喪失＋直流電源喪失＋Excessive LOCA＋計測・制御系喪失等が想定される。ケーススタディとしては，対応手順書の有効性を確認する観点から，この事故シーケンスを代表シナリオとして選定する。この際，地盤の陥没等及び原子炉建屋周辺の冠水により，アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。 (2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮について テロリズムには様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模	 (b)　津波 津波レベル１ＰＲＡにより抽出した事故シーケンスとして，防潮堤損傷がある。 また，内部事象のレベル１．５ＰＲＡにより，炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして，格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な津波が発生した場合には，これらの事故シーケンス，あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが，大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から，敷地に遡上する津波を超える規模の津波により，原子炉建屋付属棟及びタービン建屋の一部が冠水する前提において，ケーススタディとして，全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る事象を代表シナリオとして選定する。この際，原子炉建屋周辺の冠水により，アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。 (c)　地震と津波の重畳 地震と津波の重畳では，上記の地震及び津波の項で想定した事故シーケンスの組合せとして，全交流動力電源喪失，直流電源喪失，Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ，計装・制御系喪失等の重畳が想定される。ケーススタディとしては，対応手順書の有効性を確認する観点から，この事象を代表シナリオとして選定する。この際，地盤の陥没等及び原子炉建屋周辺の冠水により，アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。 (2)　故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮について テロリズムには様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大	に支障をきたす可能性を考慮する。 (b)　津波 津波レベル１ＰＲＡにより抽出した事故シーケンスとして，直接炉心損傷に至る事象がある。 また，内部事象のレベル 1.5ＰＲＡにより，炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして，格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な津波が発生した場合には，これらの事故シーケンス，あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが，大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から，防波壁を超える規模の津波により，原子炉建物付属棟地下階が浸水する前提において，ケーススタディとして，全交流動力電源喪失＋直流電源喪失＋計装・制御系喪失に至る事象を代表シナリオとして選定する。この際，取水槽エリアの浸水により，アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。 (c)　地震と津波の重畳 地震と津波の重畳では，上記の地震及び津波の項で想定した事故シーケンスの組合せとして，全交流動力電源喪失＋直流電源喪失＋Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ＋計装・制御系喪失等が想定される。ケーススタディとしては，対応手順書の有効性を確認する観点から，この事故シーケンスを代表シナリオとして選定する。この際，地盤の陥没等及び取水槽エリアの浸水により，アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。 (2)　故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮について テロリズムには様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模	 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 津波ＰＲＡの相違による事故シーケンスの相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定する。 なお，爆発等の人為事象による発電用原子炉施設への影響については，故意による大型航空機の衝突に代表させることができる。 以上より，大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては，（1）及び（2）において整理した大規模損壊の発生によって，多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し，発電用原子炉施設において使える可能性のある設備，資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。	規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定する。 なお，爆発等の人為事象による発電用原子炉施設への影響については，故意による大型航空機の衝突に代表させることができる。 以上より，大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては，(1)及び(2)において整理した大規模損壊の発生によって，多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し，発電用原子炉施設において使える可能性のある設備，資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。 （添付資料2.1.1，2.1.2，2.1.3，2.1.4，2.1.5，2.1.6，2.1.7，2.1.8，2.1.9）	な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定する。 なお，爆発等の人為事象による発電用原子炉施設への影響については，故意による大型航空機の衝突に代表させることができる。 以上より，大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては，(1)及び(2)において整理した大規模損壊の発生によって，多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し，発電用原子炉施設において使える可能性のある設備，資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。（添付資料2.1.2，2.1.3，2.1.4，2.1.5，2.1.6，2.1.7，2.1.8，2.1.9，2.1.10参照）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（1/13）

自然現象	設計基準を超える自然現象が 発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機器	最終的なプラント状態
①地震	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・基準地震動を超える地震の発生を想定する。 ・事前の予測については，現在確立した手法が存在しないことから，予兆なく発生する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送変電設備の碍子等の損傷により，外部電源喪失の可能性がある。 ・原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性がある。また，これにより，非常用ディーゼル発電機の冷却水が喪失することで，非常用ディーゼル発電機が停止し，外部電源喪失と相まって全交流動力電源喪失の重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し，原子炉冷却材喪失の可能性がある。大口径配管の破断や破損個所が多い場合，原子炉圧力は急速に減圧し，全交流動力電源喪失時においては，原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・斜面の崩壊，地盤の陥没等によりアクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。	【基準地震動を超える地震を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・原子炉格納容器内配管 ・残留熱除去系の配管サポート及び弁駆動部 ・残留熱除去系ポンプ（停止時冷却モード）隔離弁 ・主蒸気系の配管サポート ・原子炉補機冷却系熱交換器の耐震強化サポート ・原子炉補機冷却系配管 ・外部電源設備全般の碍子 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク基礎ボルト ・復水貯蔵槽周りの配管サポート ・高圧炉心注水系弁駆動部 ・高圧窒素ガス供給系の配管サポート ・モニタリング・ポスト	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 ・計測・制御系喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 2.1.1 表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（1／7）

自然現象	設計基準を超える自然現象が 発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機器	最終的なプラント状態
地震	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・基準地震動を超える地震の発生を想定する。 ・地震の事前の予測については，現在確立した手法が存在しないことから，予兆なく発生する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・開閉所設備の碍子，変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・交流電源設備の損傷により，非常用交流電源が喪失し，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・非常用海水ポンプの損傷により，最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 ・直流電源設備の損傷により，非常用交流電源の制御機能が喪失し，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・中央制御室は，堅牢な建屋内にあることから，運転員による操作機能の喪失は可能性として低いが，計装・制御機能については喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋又は原子炉格納容器の損傷により，建屋内の機器，配管が損傷して大規模なＬＯＣＡ又は格納容器バイパスが発生し，ＥＣＣＳ注入機能も有効に機能せず，重大事故に至る可能性がある。原子炉格納容器が損傷した場合には，閉じ込め機能に期待できない。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・斜面の崩壊，地盤の陥没等により，アクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握，給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬型モニタリングによる測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は，化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により復旧を行う。	【基準地震動を超える地震を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備 ・交流電源設備 ・非常用海水ポンプ（ＲＨＲＳ，ＤＧＳ，ＨＰＣＳ－ＤＧＳ） ・直流電源 ・計測・制御系 ・設計基準事故対処設備（ＥＣＣＳ等） ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉格納容器 ・原子炉圧力容器 ・原子炉建屋 ・モニタリング・ポスト	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・炉心冷却機能喪失 ・ＬＯＣＡ ・計装・制御系喪失 ・外部電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 原子炉建屋損傷，原子炉格納容器損傷等による閉じ込め機能の喪失により，大規模損壊に至る可能性がある。 また，全交流動力電源喪失（設計基準事故対処設備の機能喪失）に加えて，地震により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，大規模損壊に至る可能性がある。

島根原子力発電所　２号炉

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（１／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
地震	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・基準地震動を超える地震の発生を想定する。 ・事前の予測については，現在確立した手法が存在しないことから，予兆なく発生する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送受電設備の碍子等の損傷により，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉補機海水ポンプ等の損傷による補機冷却系喪失及び非常用ディーゼル発電機の損傷による全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・直流電源を供給する設備の損傷により，非常用交流電源の制御機能等が喪失するため，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉建物が大規模に損傷する場合には，緩和できない大規模なＬＯＣＡ（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ）が発生すると同時に，建物内の原子炉注水系配管が損傷して原子炉注水機能も喪失するため，重大事故に至る可能性がある。建物損傷の二次的被害により，原子炉格納容器や原子炉格納容器の貫通配管が損傷しており，閉じ込め機能にも期待することはできない。 ・原子炉格納容器内の配管及びＥＣＣＳ注入配管が同時に損傷して，大規模なＬＯＣＡ（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ）が発生すると同時に，原子炉注水機能も喪失するため，重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉圧力容器の損傷により，原子炉冷却材圧力バウンダリの大規模な損傷や，炉内構造物の大規模な破損による原子炉冷却材の流路閉塞等により，炉心の除熱が困難となり重大事故に至る可能性がある。 ・制御室建物が大規模に損傷する場合には，建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると，中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷により原子炉注水機能等が喪失し，重大事故に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建物が大規模に損傷する場合には，建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると，補助盤室やバッテリ室損傷により緩和系の制御機能が喪失する。これにより原子炉注水機能等が喪失し，重大事故に至る可能性がある。 ・複数の制御盤等が同時に損傷することにより，計装・制御系喪失に至る可能性がある。 ・常時開の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで，高温・高圧の原子炉冷却材が隔離不能な状態で原子炉格納容器外（原子炉建物）へ流出し，複数の緩和系が機能喪失に至る可能性がある。	【基準地震動を超える地震を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・原子炉補機海水ポンプ ・非常用ディーゼル発電機 ・直流電源 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・設計基準事故対処設備（ＥＣＣＳ等） ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器 ・原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・計装・制御系 ・隔離弁の閉機能及び原子炉格納容器外配管 ・燃料プール ・モニタリング・ポスト	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・補機冷却系喪失 ・全交流動力電源喪失 ・ＬＯＣＡ及びＥＣＣＳ注水機能喪失 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉圧力容器損傷 ・原子炉建物損傷 ・制御室建物損傷 ・廃棄物処理建物損傷 ・計装・制御系喪失 ・格納容器バイパス

備考

第１表の相違点は，以下のとおり
【柏崎 6/7，東海第二】
・プラント固有の設備に対する影響の相違
・選定事象の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（2/13）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	・火災が発生した場合は，化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		
②津波	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・発電所近海での震源による地震を考え，地震発生後，10分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準津波を超える規模として，防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・屋外の低起動変圧器が津波により冠水し，外部電源が喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋，タービン建屋，コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性がある。 ・コントロール建屋内への津波による溢水により，直流125V主母線盤が冠水し，直流電源が喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋内への津波による溢水により，原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し，制御不能に至る可能性がある（運転状態であった場合は，その状態のまま継続）。また，非常用高圧母線の冠水により，外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建屋内への津波による溢水により，復水補給水系ポンプが冠水し，復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。 ・タービン建屋内への津波による溢水により，原子炉補機	【防潮堤を超える高さの津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・低起動変圧器 ・125V直流電源 ・原子炉隔離時冷却系 ・非常用高圧母線 ・復水補給水系 ・原子炉補機冷却系 ・軽油タンク ・モニタリング・ポスト	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失 ・高圧炉心冷却機能喪失 ・最終ヒートシンク喪失

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 2.1.1 表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（2／7）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
津波	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・津波の事前の予測については，施設近傍で津波が発生する可能性は低いものと考えるが，地震発生後，時間的余裕の少ない津波が来襲すると想定する。 ・基準津波を超える規模として，敷地に遡上する津波（防潮堤位置においてT.P.＋24m）を上回る高さの津波を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・津波の波力や漂流物衝突による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・非常用海水ポンプの被水により最終ヒートシンク喪失が発生し，これに伴い非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下非常用ディーゼル発電機等）という。）の機能喪失により，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉建屋内への津波の浸水に伴う直流 125V 主母線盤の損傷により，非常用交流電源の制御機能が喪失し，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・防潮堤の損傷により敷地内に多量の津波が流入することで，屋内外の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する可能性がある。 ・津波による冠水により，モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・がれき等により，アクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握，給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬型モニタリングによる測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は，化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により復旧を行う。	【敷地に遡上する津波を超える津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備 ・交流電源設備 ・非常用海水ポンプ（ＲＨＲＳ，ＤＧＳ，ＨＰＣＳ－ＤＧＳ） ・直流電源 ・設計基準事故対処設備（ＥＣＣＳ等） ・モニタリング・ポスト	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失により，大規模損壊に至る可能性がある。 また，全交流動力電源喪失（設計基準事故対処設備の機能喪失）に加えて，津波により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，大規模損壊に至る可能性がある。

島根原子力発電所　２号炉

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（２／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
地震	・燃料プールのスロッシングによるプール水の溢水及び全交流動力電源喪失による燃料プール冷却系の機能喪失に伴うプール水の蒸発により，燃料プールの水位が低下する。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・斜面の崩壊，地盤の陥没等によりアクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬式モニタリング・ポストにより測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は，化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		
津波	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・発電所近傍を震源とする地震を考慮し，地震発生後，15分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準津波を超える規模として，防波壁の高さ（15m）を上回る高さの津波を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・屋外変圧器の水没により，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉補機海水ポンプの水没により，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・建物内への浸水により，計装・制御系，ＥＣＣＳ等の緩和機能が喪失し，直接炉心損傷に至る可能性がある。 ・タンク等からの火災発生，漂流物等により，アクセスルートの通行に支障をきたし，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。 ・火災が発生した場合は，化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。	【防波壁を超える高さの津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・原子炉補機海水ポンプ ・計装・制御系，ＥＣＣＳ等の緩和機能	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・補機冷却系喪失 ・直接炉心損傷

備考

第１表の相違点は，以下のとおり

【柏崎 6/7，東海第二】

・プラント固有の設備に対する影響の相違

・選定事象の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　(2017.12.20版)	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考
(see table below)			第1表の相違点は，以下のとおり 【柏崎 6/7，東海第二】 ・プラント固有の設備に対する影響の相違 ・選定事象の相違

表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（3/13）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	冷却系ポンプが冠水し，原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。 ・モニタリング・ポストの津波による冠水により，監視機能が喪失する可能性がある。 ・がれき等によりアクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は，化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（4/13）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
③風（台風含む）	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前の予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう，あらかじめ体制を強化して対策（飛散防止措置の確認等）を実施する。 ・設計基準風速40.1m/s（地上高10m，10分間平均）を超える強風を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・風荷重によりタービン建屋が損傷し，タービン及び発電機に影響が及んでタービントリップに至る可能性がある。 ・風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至る可能性がある。さらに，軽油タンク等が損傷し，非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・台風による漂流物により取水口が閉塞し，最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。	【設計基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・タービン建屋 ・送変電設備 ・軽油タンク ・取水口	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失
④竜巻	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・竜巻注意情報が発表された場合は，屋外でのクレーン転倒防止等の最低限の対応を行った上で作業を中断し，屋内の安全な場所に退避する。 ・発電所敷地内又は周辺で著しく大きな竜巻が目撃された	【設計基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・タービン建屋 ・送変電設備	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失

東海第二発電所（2018.9.18版）

第2.1.1表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（3／7）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
竜巻	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設は，風速100m／sの竜巻から設定した荷重に対して，竜巻飛来物防護対策設備等によって防護されている。 ・事前の予測が可能であることから，プラントの安全性に影響を与えることがないように，あらかじめ体制を強化して安全対策（飛散防止措置の確認等）を講じることが可能である。 ・最大風速100m／sを超える規模の竜巻を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・風荷重及び飛来物の衝突による送電線の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・飛来物の衝突による非常用海水ポンプの損傷により最終ヒートシンク喪失が発生し，非常用ディーゼル発電機等の機能喪失により，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・飛来物等によりアクセスルートの通行に支障を来し，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により復旧を行う。	【設計基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備 ・交流電源設備 ・非常用海水ポンプ（ＲＨＲＳ，ＤＧＳ，ＨＰＣＳ－ＤＧＳ）	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失（設計基準事故対処設備の機能喪失）に加えて，竜巻により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，大規模損壊に至る可能性がある。

島根原子力発電所　2号炉

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（３／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
竜巻	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・外部事象防護対象施設は，風速92m/sの竜巻から設定した荷重に対して，竜巻防護対策設備により防護すること等により安全機能を損なわない設計としている。 ・事前の予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全性に影響を与えることがないように，あらかじめ体制を強化して安全対策（飛来物発生防止対策の確認等）を講じることが可能である。 ・最大風速92m/sを超える規模の竜巻を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・風荷重又は飛来物によって，送受電設備が損傷し，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・気圧差荷重又は飛来物によって，非常用ディーゼル発電設備のうち燃料移送ポンプが損傷し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・気圧差荷重によって，原子炉建物付属棟空調換気系のダクトやダンパ等が損傷し，非常用ディーゼル発電機室の室温上昇により非常用ディーゼル発電機が機能喪失し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・気圧差荷重又は飛来物によって，原子炉補機海水ポンプが損傷し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・原子炉建物外壁を貫通した飛来物によって，原子炉補機冷却系サージタンクが損傷し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・飛来物等によりアクセスルートの通行に支障をきたし，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。	【設計基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・非常用ディーゼル発電機 ・原子炉補機海水ポンプ ・原子炉補機冷却系サージタンク	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・補機冷却系喪失

備考

第１表の相違点は，以下のとおり

【柏崎 6/7，東海第二】

・プラント固有の設備に対する影響の相違

・選定事象の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考
表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（5/13）（下表参照）			第1表の相違点は，以下のとおり 【柏崎6/7，東海第二】 ・プラント固有の設備に対する影響の相違 ・選定事象の相違

表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（5/13）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	場合あるいはその情報を入手した場合は，対応可能であれば襲来前にプラント停止の措置を取る。 ・設計竜巻を超える規模の竜巻を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・風荷重によりタービン建屋が損傷し，タービン及び発電機に影響が及んでタービントリップに至る可能性がある。 ・風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至る可能性がある。さらに，軽油タンク等が損傷し，非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・竜巻による資機材又は車両等が飛散して，取水口周辺の海に入り，取水口が閉塞し，最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。	・軽油タンク ・電気品室換気空調系 ・取水口 ・原子炉建屋ブローアウトパネル	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（6/13）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑤ 低 温（凍結）	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前の予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう，事前に保温，電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策を実施することができる。 ・低温における設計基準温度-15.2℃を超える規模の低温を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送電線や碍子に着氷することによって相間短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに，軽油タンク等内の軽油が凍結することで非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇し，全交流動力電源が喪失する可能性がある。 【主な対応】 ・事前の凍結防止対策（連続ブロー，循環運転等）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。	【設計基準を超える低温を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送変電設備 ・軽油タンク	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失
⑥降水	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・設計基準降水量101.3mm/hを超える規模の降水を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・原子炉建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することで，原子炉補機冷却系が喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また，雨水が下層階へ伝播し，ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が没水又は被水により機能喪失し，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。	【設計基準を超える降水を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・原子炉補機冷却系 ・タービン及び発電機 ・中央制御室 ・直流電源設備 ・送変電設備 ・非常用ディーゼル発電設備	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・計測・制御系機能喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 2.1.1 表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（4／7）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
凍結	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前の予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全性に影響を与えることがないよう，事前に保温，電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策を実施することができる。 ・敷地付近で観測された最低気温－12.7℃を下回る規模を想定する。 【観測記録を下回る場合の影響評価】 ・送電線や碍子に着氷することによって相間短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・事前の凍結防止対策（加温等の凍結防止対策）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。	【－12.7℃を下回る低温を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失
積雪	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前の予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう，あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を実施することができる。 ・建築基準法で定められた敷地付近の設計基準積雪量 30 cmを超える規模の積雪を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送電線や碍子への着雪により相間短絡の発生に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・積雪により，アクセスルートの通行に支障を来し，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・あらかじめ体制を強化しての対策（除雪）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握，給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により復旧を行う。	【設計基準を超える積雪を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失

島根原子力発電所　２号炉

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（４／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
凍結	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前に予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう，事前に保温，電熱線ヒータによる凍結防止対策を実施することができる。 ・低温における設計基準温度－8.7℃を下回る規模を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送受電設備への着氷によって地絡・短絡を起こし，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・低温によって非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管内の軽油が凍結し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・事前の凍結防止対策（加温，循環運転等の凍結防止対策）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。	【設計基準を超える低温を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・非常用ディーゼル発電機	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失

備考

第１表の相違点は，以下のとおり

【柏崎 6/7，東海第二】

・プラント固有の設備に対する影響の相違

・選定事象の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（7/13）

自然現象	設計基準を超える自然現象が 発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機器	最終的なプラント状態
	・タービン建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合にタービンや発電機に影響が及び，タービントリップに至る可能性がある。 ・タービン建屋熱交換器エリア屋上が雨水荷重により崩落した場合に，没水又は被水により原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また，循環水ポンプが機能喪失し，復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 ・コントロール建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に損傷を受けることにより，あるいは没水若しくは被水することにより，計測・制御系機能喪失に至る可能性がある。その後，中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ雨水が伝播し直流電源喪失に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に，冷却材再循環ポンプ M/Gセットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し，プラントスクラムに至る可能性がある。 ・降水の影響により地滑りが発生し，屋外の送変電設備が機能喪失し外部電源喪失が発生している状態で，燃料移送ポンプが没水により機能喪失し，非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇により，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・緩和設備を用いて対応する。		

東海第二発電所（2018.9.18 版）

島根原子力発電所　２号炉

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（５／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
積雪	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前に予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう，あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を実施することができる。 ・設計基準積雪量100cmを超える規模の積雪を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送受電設備への着雪によって地絡・短絡を起こし，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・積雪荷重によって，変圧器が損傷し，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・積雪による非常用ディーゼル発電機の燃焼用給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞により，非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・積雪荷重によって，非常用ディーゼル発電機燃焼用給気口が損傷し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・積雪荷重によって，原子炉建物屋上が崩壊，原子炉補機冷却系サージタンクが損傷し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・積雪荷重によって，原子炉補機海水ポンプが損傷し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・積雪によって，原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・積雪荷重によって，制御室建物屋上が崩壊，中央制御室が損傷し，計装・制御系喪失に至る可能性がある。 ・積雪によりアクセスルートの通行に支障をきたし，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。	【設計基準を超える積雪を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・非常用ディーゼル発電機 ・原子炉補機冷却系サージタンク ・原子炉補機海水ポンプ ・計装・制御系	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・補機冷却系喪失 ・計装・制御系喪失

備考

第１表の相違点は，以下のとおり

【柏崎 6/7，東海第二】

・プラント固有の設備に対する影響の相違

・選定事象の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(see table below)			第１表の相違点は，以下のとおり 【柏崎 6/7，東海第二】 ・プラント固有の設備に対する影響の相違 ・選定事象の相違

表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（8/13）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑦積雪	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前の予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう，あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を実施することができる。 ・設計基準積雪量167cmを超える規模の積雪を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合，建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失することで，原子炉補機冷却系が喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また，積雪（雪融け水含む）の影響により，ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が機能喪失し，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合，タービンや発電機に影響が及び，タービントリップに至る可能性がある。 ・タービン建屋熱交換器エリア屋上が積雪荷重により崩落した場合に，積雪（雪融け水含む）の影響により原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また，循環水ポンプが機能喪失し，復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 ・コントロール建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合，建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は雪融け水により機能喪失し，計測・制御系機能喪失に至る可能性がある。その後，中央制御室下階に位置している直	【設計基準を超える積雪量を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・原子炉補機冷却系 ・タービン及び発電機 ・中央制御室 ・直流電源設備 ・送変電設備 ・軽油タンク ・中央制御室換気空調系 ・非常用ディーゼル発電機室空調系	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・計測・制御系機能喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（9/13）（下記の表）			第１表の相違点は，以下のとおり 【柏崎6/7，東海第二】 ・プラント固有の設備に対する影響の相違 ・選定事象の相違

表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（9/13）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	流電源設備へ溢水が伝搬し，機能喪失に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，冷却材再循環ポンプ M/Gセットや換気空調補機常用冷却系が積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し，プラントスクラムに至る可能性がある。 ・送電線や碍子に雪が着氷することによって相間短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに，軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合，軽油タンク機能が喪失し，非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで，全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・中央制御室換気空調系及び非常用ディーゼル発電機室空調系給気口の閉塞により各空調設備が機能喪失に至る可能性がある。 ・非常用ディーゼル発電機室空調系給気口の閉塞により，非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において，外部電源喪失が同時発生した場合に，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（10/13）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑧落雷	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・雷注意報が発表された場合は，状況に応じて屋外での作業を中断し，屋内に退避する。 ・発電用原子炉施設への事前対応については実質的に困難であるため想定しない。 ・設計基準電流値200kAを超える雷サージの影響を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により，プラントスクラムに至る可能性がある。 ・屋外設備への雷サージの影響により，外部電源喪失及びその他過渡事象に至る可能性がある。さらに，軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージにより，非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・建屋内外への雷による誘導電流の影響により，原子炉補機冷却系，直流電源又は計測・制御系の機能喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。	【設計基準を超える雷サージを想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源 ・非常用交流電源設備 ・原子炉補機冷却系 ・直流電源設備 ・計測・制御系	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・計測・制御系機能喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 2.1.1 表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（5／7）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
落雷	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・設計基準雷撃電流 400kA を超える雷サージの影響を想定する。 ・落雷に対して，建築基準法に基づき高さ 20m を超える排気筒等へ避雷設備を設置し，避雷導体により接地網と接続する。接地網は，雷撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから，安全保護系等の設備に影響を与えることはなく，安全に大地に導くことができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・雷サージの影響による外部電源喪失の可能性がある。 ・雷サージの影響による非常用海水ポンプの損傷により最終ヒートシンク喪失が発生し，これに伴い非常用ディーゼル発電機等の機能喪失により，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握，給電及び注水を行う。	【設計基準を超える落雷を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備 ・交流電源設備 ・非常用海水ポンプ（ＲＨＲＳ，ＤＧＳ，ＨＰＣＳ−ＤＧＳ）	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失

島根原子力発電所　２号炉

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（６／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
落雷	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・設計基準電流値150kAを超える雷サージの影響を想定する。 ・落雷に対して，建築基準法に基づき高さ20mを超える排気筒等へ避雷設備を設置し，避雷導体により接地網と接続する。接地網は，雷撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから，安全保護系等の設備に影響を与えることはなく，安全に大地に導くことができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・直撃雷によって送受電設備が損傷し，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・直撃雷によって，原子炉補機海水ポンプが損傷し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・建物避雷設備等から誘導雷サージが建物内に侵入し，電気盤内の制御回路が損傷し，計装・制御系喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。	【設計基準を超える落雷を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・原子炉補機海水ポンプ ・計装・制御系	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・補機冷却系喪失 ・計装・制御系喪失
地滑り（土石流）	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・事前の予測については，現在確立した手法が存在しないことから，予兆なく発生する。 ・設計基準における影響範囲（土石流危険区域）を超える影響範囲の地滑りを想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・土砂の荷重によって送受電設備が損傷し，外部電源喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。	【設計基準を超える地滑り（土石流）を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備	・外部電源喪失

備考

第１表の相違点は，以下のとおり

【柏崎 6/7，東海第二】

・プラント固有の設備に対する影響の相違

・選定事象の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（11/13）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑨火山	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前の予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう，あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を実施することができる。 ・降下火砕物（火山灰）の堆積厚さの設計基準である35cmを超える規模の堆積厚さを想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合，建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失することで，原子炉補機冷却系が喪失し最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 ・タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合，タービンや発電機に影響が及び，タービントリップに至る可能性がある。また，循環水ポンプが機能喪失し，復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 ・コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合，建屋最上階に設置している中央制御室が物理的により機能喪失し，計測・制御系機能喪失に至る可能性がある。 ・送電網や変圧器に火山灰が付着することによって相間短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに，軽油タンク天井が火山灰堆積荷重により崩落した場合，軽油タンク機能が喪失し，非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで，全交流動力電源が喪失する可能性がある。	【設計基準を超える火山灰堆積厚さを想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・原子炉補機冷却系 ・タービン及び発電機 ・中央制御室 ・送変電設備 ・軽油タンク ・中央制御室換気空調系 ・非常用ディーゼル発電機室空調系	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・計測・制御系機能喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 2.1.1 表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（6／7）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
火山の影響	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前の予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全性に影響を与えることがないよう，あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を実施することができる。 ・降下火砕物（火山灰）の堆積厚さの設計基準である堆積厚さ 50 cmを超える規模の堆積厚さを想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送電線や碍子への降下火砕物の付着により相間短絡の発生に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・降下火砕物の堆積により，アクセスルートの通行に支障を来し，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・あらかじめ体制を強化しての対策（除灰）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握，給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により復旧を行う。	【設計基準を超える火山灰堆積厚さを想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失
森林火災	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・防火帯を超えて延焼するような規模を想定する。 ・森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分あることから，プラントの安全性に影響を与えることがないように，予防散水する等の安全対策を講じることが可能である。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送電鉄塔，送電線の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・森林火災の延焼により，アクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握，給電及び注水を行う。 ・化学消防自動車等の消火設備による建屋及びアクセスルートへの予防散水を行う。	【設計基準を超える森林火災を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失

島根原子力発電所　２号炉

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（７／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
火山の影響	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前に予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう，あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を実施することができる。 ・降下火砕物（火山灰）の堆積厚さの設計基準である56cmを超える規模の堆積厚さを想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・降下火砕物の堆積荷重によって，送受電設備が損傷し，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物が送受電設備へ付着し，霧や降雨の水分を吸収することによって，地絡・短絡を起こし，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物の堆積荷重によって，非常用ディーゼル発電機燃焼用給気口が損傷し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物による非常用ディーゼル発電機の燃焼用給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞によって，非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物によって，非常用ディーゼル発電設備のうち燃料移送ポンプの軸受が損傷し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物の堆積荷重によって，原子炉建物屋上が崩壊，原子炉補機冷却系サージタンクが損傷し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物の堆積荷重によって原子炉補機海水ポンプが損傷し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・海水中の降下火砕物が高濃度な場合に，熱交換器の伝熱管，海水ポンプ軸受の閉塞による異常摩耗や海水ストレーナの閉塞によって，原子炉補機海水ポンプが機能喪失し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物によって，原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物の堆積荷重によって，制御室建物屋上が崩壊，中央制御室が損傷し，計装・制御系喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物によりアクセスルートの通行に支障をきたし，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。	【設計基準を超える降下火砕物堆積厚さを想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・非常用ディーゼル発電機 ・原子炉補機冷却系サージタンク ・原子炉補機海水ポンプ ・計装・制御系	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・補機冷却系喪失 ・計装・制御系喪失

備考

第１表の相違点は，以下のとおり

【柏崎 6/7，東海第二】
・プラント固有の設備に対する影響の相違
・選定事象の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（12/13）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	・中央制御室換気空調系及び非常用ディーゼル発電機室空調系給気口の閉塞により各空調設備が機能喪失に至る可能性がある。 ・海水中の火山灰が高濃度な場合に，熱交換器の伝熱管の閉塞又は，海水ポンプの軸受摩耗や海水ストレーナの閉塞により，最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		
⑩隕石	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・事前の予測については，行えないものと想定する。 【影響評価】 ・建屋又は屋外設備に隕石が衝突した場合は，当該建屋又は設備が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所敷地に隕石が落下した場合は，振動により安全機能が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所近海に隕石が落下した場合は，津波により安全機能が冠水し，機能喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・建屋に隕石が衝突し，建屋が損傷した場合は，大型航空機衝突と同様に対応する。 ・発電所敷地に隕石が衝突し，振動が発生した場合は，地震発生時と同様に対応する。 ・発電所近海に隕石が衝突し，津波が発生した場合は，津	・具体的な喪失する機能は特定しない	・具体的な喪失する機能は特定しない

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 2.1.1 表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（7／7）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
隕　石	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・事前の予測については，行えないものと想定する。 【影響評価】 ・建屋又は屋外設備等に隕石が衝突した場合は，当該建屋又は設備が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所敷地に隕石が落下した場合は，振動により安全機能が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所近海に隕石が落下した場合に発生する津波により安全機能が冠水し，機能喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・建屋又は屋外設備等に隕石が衝突した場合は，故意による大型航空機の衝突と同様に対応する。 ・発電所敷地に隕石が衝突し，振動が発生した場合は，地震発生時と同様に対応する。 ・発電所近海に隕石が落下し，津波が発生した場合は，津波発生時と同様に対応する。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により復旧を行う。	・具体的に喪失する機器は特定しない。	・具体的なプラント状態は特定しない。

島根原子力発電所　２号炉

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（８／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
火山の影響	【主な対応】 ・あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		
森林火災	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・防火帯を越えて延焼するような規模を想定する。 ・森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから，発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう，予防散水する等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・森林火災の輻射熱によって，送受電設備が損傷し，外部電源喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・早期の消火体制確立による火災影響緩和対策を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。	【設計基準を超える森林火災を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備	・外部電源喪失
隕石	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・事前の予測については，行えないものとして想定する。 【隕石が落下した場合の影響評価】 ・建物又は屋外設備に隕石が衝突した場合は，当該建物又は設備が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所敷地に隕石が落下した場合に発生する振動により設備が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所近海に隕石が落下した場合に発生する津波により設備が浸水し，機能喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・建物又は屋外設備等に隕石が衝突した場合は，故意による大型航空機の衝突と同様に対応する。 ・発電所敷地に隕石が衝突し，振動が発生した場合は，地震発生時と同様に対応する。 ・発電所近海に隕石が落下し，津波が発生した場合は，津波発生時と同様に対応する。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。	・具体的な喪失する機器は特定しない（地震，津波又は故意による大型航空機の衝突による影響に包含）	・具体的なプラント状態は特定しない（地震，津波又は故意による大型航空機の衝突による影響に包含）

備考

第１表の相違点は，以下のとおり

【柏崎 6/7，東海第二】

・プラント固有の設備に対する影響の相違

・選定事象の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（13/13） 自然現象 ｜ 設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価 ｜ 自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器 ｜ 最終的なプラント状態 （空欄） ｜ 波発生時と同様に対応する。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。 ｜ （空欄） ｜ （空欄）			第１表の相違点は，以下のとおり 【柏崎 6/7，東海第二】 ・プラント固有の設備に対する影響の相違 ・選定事象の相違

表2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（13/13）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	波発生時と同様に対応する。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
表2.1.2 自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価（1/2）（下表１）	第 2.1.2 表　自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価（下表２）	第２表　自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価（１／２）（下表３）	第２表の相違点は，以下のとおり 【柏崎 6/7，東海第二】 ・プラント固有の設備に対する影響の相違

表2.1.2 自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価（1/2）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
①地震と津波の重畳	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・事前の予測については，現在確立した手法が存在しないことから，予兆なく地震が発生する。 ・地震発生後，10分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準地震動を超える地震を想定する。 ・基準津波を超える規模として，防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。（地震による液状化により，荒浜側防潮堤は損傷しているものとする。） 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送変電設備の碍子等の損傷及び低起動変圧器の冠水により，外部電源喪失の可能性がある。 ・原子炉建屋，タービン建屋，コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性がある。 ・コントロール建屋内への津波による溢水により，直流125V主母線盤が冠水し，直流電源が喪失する可能性がある。 ・地震の揺れにより，原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性がある。 ・原子炉建屋内への津波による溢水により，原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し，制御不能に至る可能性がある。（運転状態であった場合は，その状態のまま継続）また，非常用高圧母線の冠水により，外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し，原子炉冷却材喪失の可能性がある。大口径配管の破断や破損個所が多い場合，発電用原子炉の圧力は急速に減圧し，全	【地震と津波の重畳により喪失する可能性のある機能】 ・外部電源設備全般 ・125V直流電源設備 ・非常用高圧母線 ・原子炉格納容器内配管 ・残留熱除去系 ・主蒸気系配管 ・原子炉補機冷却系 ・原子炉隔離時冷却系 ・復水補給水系 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク ・復水貯蔵槽周りの配管 ・高圧炉心注水系弁駆動部 ・高圧窒素ガス供給系配管 ・軽油タンク ・モニタリング・ポスト	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性】 ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 ・計測・制御系喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

第 2.1.2 表　自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
地震と津波の重畳	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・地震の事前の予測については，現在確立した手法が存在しないことから，予兆なく発生するものと想定する。 ・津波の事前の予測については，発電所近海での震源による地震を考え，地震発生後，時間的余裕の少ない津波が来襲すると想定する。 ・地震により原子炉建屋の浸水防止対策が機能喪失し，建屋内浸水が発生することを想定する。 ・地震と津波の重畳が発生した場合においても，影響を受けにくい場所に分散配置している可搬型重大事故等対処設備等による事故の影響緩和措置に期待できる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・開閉所設備の碍子等の損傷又は津波の波力や漂流物衝突による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・交流電源設備の損傷により，非常用交流電源が喪失し，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・非常用海水ポンプの被水により最終ヒートシンク喪失が発生し，これに伴い非常用ディーゼル発電機等の機能喪失により，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・中央制御室は，堅牢な建屋内にあることから，運転員による操作機能の喪失は可能性として低いが，計装・制御機能については喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋又は原子炉格納容器の損傷により，建屋内の機器，配管が損傷して大規模なＬＯＣＡ又は格納容器バイパスが発生し，ＥＣＣＳ注入機能も有効に機能せず，重大事故に至る可能性がある。原子炉格納容器が損傷した場合には，閉じ込め機能に期待できない。 ・原子炉建屋内への津波による浸水により，直流 125V 主母線盤が冠水することにより，直流 125V の制御電源が喪失する可能性がある。 ・防潮堤の損傷により敷地内に多量の津波が流入することで，屋内外の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する可能性がある。 ・地震の揺れ又は津波による冠水により，モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・大規模地震後に実施する屋外作業の開始が，大規模地震後の大規模津波によって，遅れる可能性がある。 ・斜面の崩壊，地盤の陥没，がれき等により，アクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握，給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬型設備による測定及び監視を行う。 ・化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により復旧を行う。	【地震と津波の重畳により喪失する可能性のある機器】 ・外部電源設備 ・交流電源設備 ・非常用海水ポンプ（ＲＨＲＳ，ＤＧＳ，ＨＰＣＳ－ＤＧＳ） ・直流電源 ・計測・制御系 ・設計基準事故対処設備（ＥＣＣＳ等） ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉格納容器 ・原子炉圧力容器 ・原子炉建屋 ・モニタリング・ポスト	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性】 ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・炉心冷却機能喪失 ・ＬＯＣＡ ・計装・制御系喪失 ・外部電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 原子炉建屋損傷，原子炉格納容器損傷等による閉じ込め機能の喪失により，大規模損壊に至る可能性がある。 また，全交流動力電源喪失（設計基準事故対処設備の機能喪失）に加えて，地震，津波により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，大規模損壊に至る可能性がある。

第２表　自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価（１／２）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
大規模地震と大規模津波の重畳	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・事前の予測については，現在確立した手法が存在しないことから，予兆なく地震が発生する。 ・地震発生後，15 分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準地震動を超える地震の発生を想定する。 ・基準津波を超える規模として，防波壁の高さ（15m）を上回る高さの津波を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送受電設備の碍子等の損傷により，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉補機海水ポンプ等の損傷による補機冷却系喪失及び非常用ディーゼル発電機の損傷による全交流動力電源喪失に至る可能性がある。さらに，原子炉隔離時冷却系コントロールセンタの浸水により，原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は，高圧・低圧注水機能喪失に至る可能性がある。 ・直流電源を供給する設備の損傷により，非常用交流電源の制御機能等が喪失するため，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉建物が大規模に損傷する場合には，緩和できない大規模なＬＯＣＡ（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ ＬＯＣＡ）が発生すると同時に，建物内の原子炉注水系配管が損傷して原子炉注水機能も喪失するため，重大事故に至る可能性がある。建物損傷の二次的被害により，原子炉格納容器や原子炉格納容器の貫通配管が損傷しており，閉じ込め機能にも期待することはできない。 ・原子炉格納容器内の配管及びＥＣＣＳ注入配管が同時に損傷して，大規模なＬＯＣＡ（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ ＬＯＣＡ）が発生すると同時に，原子炉注水機能も喪失するため，重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉圧力容器の損傷により，原子炉冷却材圧力バウンダリの大規模な損傷や，炉内構造物の大規模な破損による原子炉冷却材の流路閉塞等により，炉心の除熱が困難となり重大事故に至る可能性がある。 ・制御室建物が大規模に損傷する場合には，建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると，中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷により原子炉注水機能等が喪失し，重大事故に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建物が大規模に損傷する場合には，建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると，補助盤室やバッテリ室損傷により緩和系の制御機能が喪失する。これにより原子炉注水機能等が喪失し，重大事故に至る可能性がある。 ・複数の制御盤等が同時に損傷することにより，計装・制御系喪失に至る可能性がある。	【地震と津波の重畳により喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・原子炉補機海水ポンプ ・非常用ディーゼル発電機 ・直流電源 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉隔離時冷却系 ・設計基準事故対処設備（ＥＣＣＳ等） ・原子炉格納容器 ・原子炉圧力容器 ・原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・計装・制御系 ・隔離弁等の閉機能及び原子炉格納容器外配管 ・燃料プール ・モニタリング・ポスト	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・補機冷却系喪失 ・全交流動力電源喪失 ・ＬＯＣＡ及びＥＣＣＳ注水機能喪失 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉圧力容器損傷 ・原子炉建物損傷 ・制御室建物損傷 ・廃棄物処理建物損傷 ・計装・制御系喪失 ・格納容器バイパス ・直接炉心損傷

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
（下記 表2.1.2 参照）		（下記 第２表 参照）	第２表の相違点は，以下のとおり 【柏崎 6/7，東海第二】 ・プラント固有の設備に対する影響の相違

表2.1.2 自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価（2/2）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
	交流動力電源喪失時においては，原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。 ・廃棄物処理建屋内への津波による溢水により，復水補給水系ポンプが冠水し，復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。 ・タービン建屋内への津波による溢水により，原子炉補機冷却系ポンプが冠水し，原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。 ・モニタリング・ポストの地震の揺れ又は津波による冠水により，監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・斜面の崩壊，地盤の陥没，がれき等によりアクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		

第２表　自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価（２／２）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
大規模地震と大規模津波の重畳	・常時開の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで，高温・高圧の原子炉冷却材が隔離不能な状態で原子炉格納容器外（原子炉建物）へ流出し，複数の緩和系が機能喪失に至る可能性がある。 ・建物内への浸水により，計装・制御系，ＥＣＣＳ等の緩和機能が喪失し，直接炉心損傷に至る可能性がある。 ・燃料プールのスロッシングによるプール水の溢水及び全交流動力電源喪失による燃料プール冷却系の機能喪失に伴うプール水の蒸発により，燃料プールの水位が低下する。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・斜面の崩壊，地盤の陥没等によりアクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬式モニタリング・ポストにより測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は，化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表2.1.3 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象（1/3）

自然現象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス（大規模損壊）	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
①地震	・全交流動力電源喪失+LOCA時注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+LOCA+最終ヒートシンク喪失 ・計測・制御系喪失（確率が相対的に小さい） ・格納容器バイパス（大型航空機衝突シナリオで考慮） ・原子炉格納容器・圧力容器損傷（確率が相対的に小さい） ・原子炉建屋損傷（確率が相対的に小さい） ・Excessive LOCA（確率が相対的に小さい）	・全交流動力電源喪失 ・全交流動力電源喪失+初期注水失敗 ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・直流電源喪失（確率が相対的に小さい）	・通常/緊急停止等 ・LOCA+外部電源喪失
②津波	・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗 ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失+RCIC機能喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
③地震と津波の重畳	・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失 ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+Excessive LOCA+計測・制御系喪失 ・格納容器バイパス（大型航空機衝突シナリオで考慮） ・原子炉格納容器・圧力容器損傷（確率が相対的に小さい） ・原子炉建屋損傷（確率が相対的に小さい） ・Excessive LOCA（確率が相対的に小さい）	・全交流動力電源喪失 ・全交流動力電源喪失+初期注水失敗 ・直流電源喪失（確率が相対的に小さい）	・通常/緊急停止等

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 2.1.3 表　大規模損壊へ至る可能性のある自然現象（1／2）

自然現象	重大事故等対策で想定していない 事故シーケンス（大規模損壊）	重大事故等対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
地震	・原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ） ・計装・制御系喪失 ・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉建屋損傷 全交流動力電源喪失に加えて，代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，放射性物質の放出に至る可能性がある。	・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・ＬＯＣＡ時注水機能喪失 ・ＬＯＣＡ＋崩壊熱除去機能喪失 ・ＬＯＣＡ＋全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 ・過渡事象 ・ＬＯＣＡ（設計基準事故）
津波	・防潮堤損傷 全交流動力電源喪失に加えて，代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，放射性物質の放出に至る可能性がある。	・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	・外部電源喪失 ・通常／緊急停止等
地震と津波の重畳	・原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ） ・計装・制御系喪失 ・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉建屋損傷 ・原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 全交流動力電源喪失に加えて，代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，放射性物質の放出に至る可能性がある。	・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・ＬＯＣＡ時注水機能喪失 ・ＬＯＣＡ＋崩壊熱除去機能喪失 ・ＬＯＣＡ＋全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 ・過渡事象 ・通常／緊急停止等 ・ＬＯＣＡ（設計基準事故）
竜巻	全交流動力電源喪失に加えて，代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は，放射性物質の放出に至る可能性がある。 全交流動力電源喪失に加えて，重大事故等対処設備である常設代替高圧電源装置が機能喪失した場合は，放射性物質の放出に至る可能性があるものの，被害の様態から地震及び津波のシナリオに代表される事象として整理される。	・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 ・過渡事象
凍結	（なし）	（なし）	・外部電源喪失
積雪	（なし）	（なし）	・外部電源喪失

島根原子力発電所　２号炉

第３表　大規模損壊へ至る可能性のある自然現象（１／２）

自然現象	重大事故等対策で想定していない 事故シーケンス（大規模損壊）	重大事故等対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
地震	・外部電源喪失＋原子炉格納容器損傷 ・外部電源喪失＋原子炉圧力容器損傷 ・外部電源喪失＋原子炉建物損傷 ・外部電源喪失＋制御室建物損傷 ・外部電源喪失＋廃棄物処理建物損傷 ・外部電源喪失＋Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ ・外部電源喪失＋計装・制御系喪失 ・外部電源喪失＋格納容器バイパス	・冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ） ＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗 ＋低圧炉心冷却失敗 ・冷却材喪失（中小破断ＬＯＣＡ） ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・冷却材喪失（中小破断ＬＯＣＡ） ＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ・全交流動力電源喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失 ・大破断ＬＯＣＡ
津波	・直接炉心損傷に至る事象 （全交流動力電源喪失＋直流電源喪失 ＋計装・制御系喪失）	・補機冷却系喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
地震と津波の重畳	・外部電源喪失＋原子炉格納容器損傷 ・外部電源喪失＋原子炉圧力容器損傷 ・外部電源喪失＋原子炉建物損傷 ・外部電源喪失＋制御室建物損傷 ・外部電源喪失＋廃棄物処理建物損傷 ・外部電源喪失＋Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ ・外部電源喪失＋計装・制御系喪失 ・外部電源喪失＋格納容器バイパス ・全交流動力電源喪失＋直流電源喪失 ＋Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ＋計装・制御系喪失	・冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ） ＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗 ＋低圧炉心冷却失敗 ・冷却材喪失（中小破断ＬＯＣＡ） ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・冷却材喪失（中小破断ＬＯＣＡ） ＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ・全交流動力電源喪失 ・補機冷却系喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失 ・大破断ＬＯＣＡ
竜巻	なし	・補機冷却系喪失 ・全交流動力電源喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
凍結	なし	・全交流動力電源喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
積雪	・全交流動力電源喪失＋計装・制御系喪失	・全交流動力電源喪失 ・補機冷却系喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失

備考

第３表の相違点は，以下のとおり

【柏崎 6/7，東海第二】
・プラント固有の設備に対する影響の相違
・選定事象の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉

表2.1.3 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象（2/3）

自然現象	重大事故対策で想定していない事故シーケンス（大規模損壊）	重大事故対策で想定している事故シーケンス	設計基準事故で想定している事故シーケンス
④風（台風含む）	―	・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑤竜巻	―	・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑥低温（凍結）	―	・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑦降水	・計測・制御系機能喪失 ・直流電源喪失+計測・制御系喪失	・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑧積雪	・高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・計測・制御系機能喪失 ・計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水機能喪失 ・高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑨落雷	・全交流動力電源喪失+直流電源喪失 ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+注水機能喪失 ・計測・制御系機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失 ・直流電源喪失+注水機能喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失

東海第二発電所

第 2.1.3 表　大規模損壊へ至る可能性のある自然現象（2／2）

自然現象	重大事故等対策で想定していない事故シーケンス（大規模損壊）	重大事故等対策で想定している事故シーケンス	設計基準事故で想定している事故シーケンス
落雷	（なし）	・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 ・過渡事象
火山の影響	（なし）	（なし）	・外部電源喪失
森林火災	（なし）	（なし）	・外部電源喪失
隕石	津波又は故意による大型航空機の衝突と同様。		

島根原子力発電所　２号炉

第３表　大規模損壊へ至る可能性のある自然現象（２／２）

自然現象	重大事故等対策で想定していない事故シーケンス（大規模損壊）	重大事故等対策で想定している事故シーケンス	設計基準事故で想定している事故シーケンス
落雷	・外部電源喪失＋計装・制御系喪失	・補機冷却系喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
地滑り（土石流）	なし	なし	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
火山の影響	・全交流動力電源喪失＋計装・制御系喪失	・補機冷却系喪失 ・全交流動力電源喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
森林火災	なし	なし	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
隕石	（地震，津波又は大型航空機の衝突に同じ）		

備考

第３表の相違点は，以下のとおり

【柏崎 6/7，東海第二】

・プラント固有の設備に対する影響の相違

・選定事象の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表2.1.3 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象（3/3）

自然現象	重大事故対策で想定していない事故シーケンス（大規模損壊）	重大事故対策で想定している事故シーケンス	設計基準事故で想定している事故シーケンス
⑩火山	・高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・計測・制御系機能喪失 ・計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水機能喪失 ・高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑪隕石	（衝突による荷重の影響） ・高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・計測・制御系機能喪失 ・計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 （発電所近海への落下による津波の影響） ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失	（衝突による荷重の影響） ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水機能喪失 ・高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 （発電所近海への落下による津波の影響） ・崩壊熱除去機能喪失 ・（外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗） ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失(初期注水成功) ・全交流動力電源喪失+RCIC喪失	（衝突による荷重の影響） ・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失 （発電所近海への落下による津波の影響） ・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失

備考

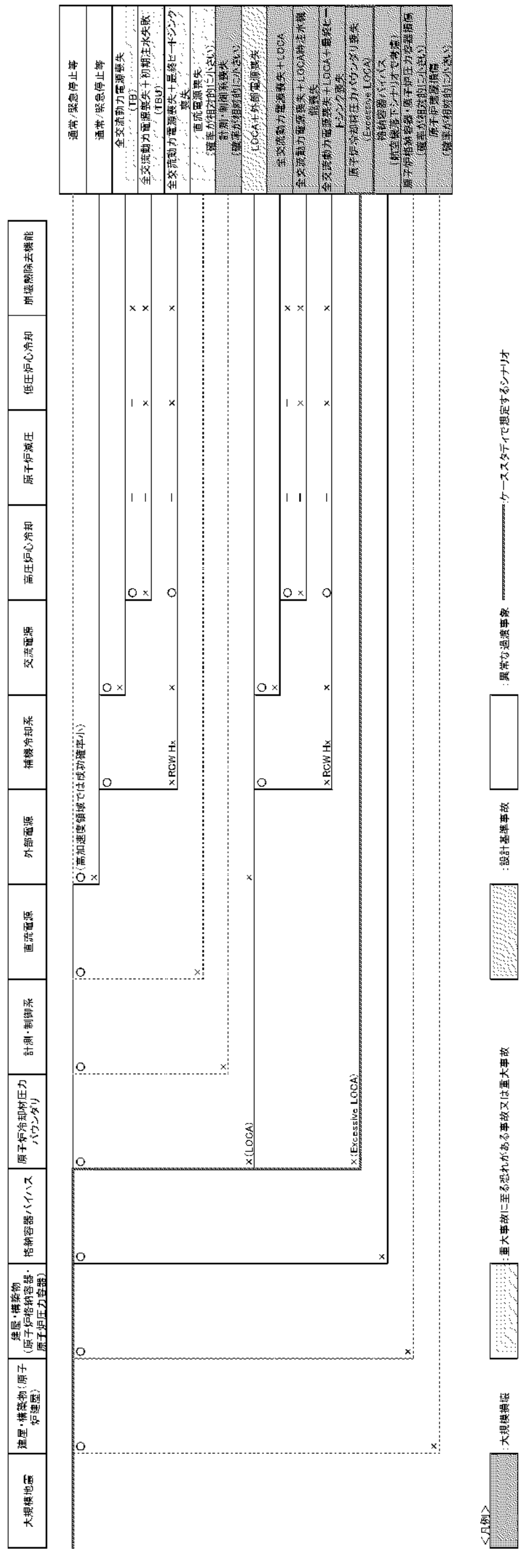
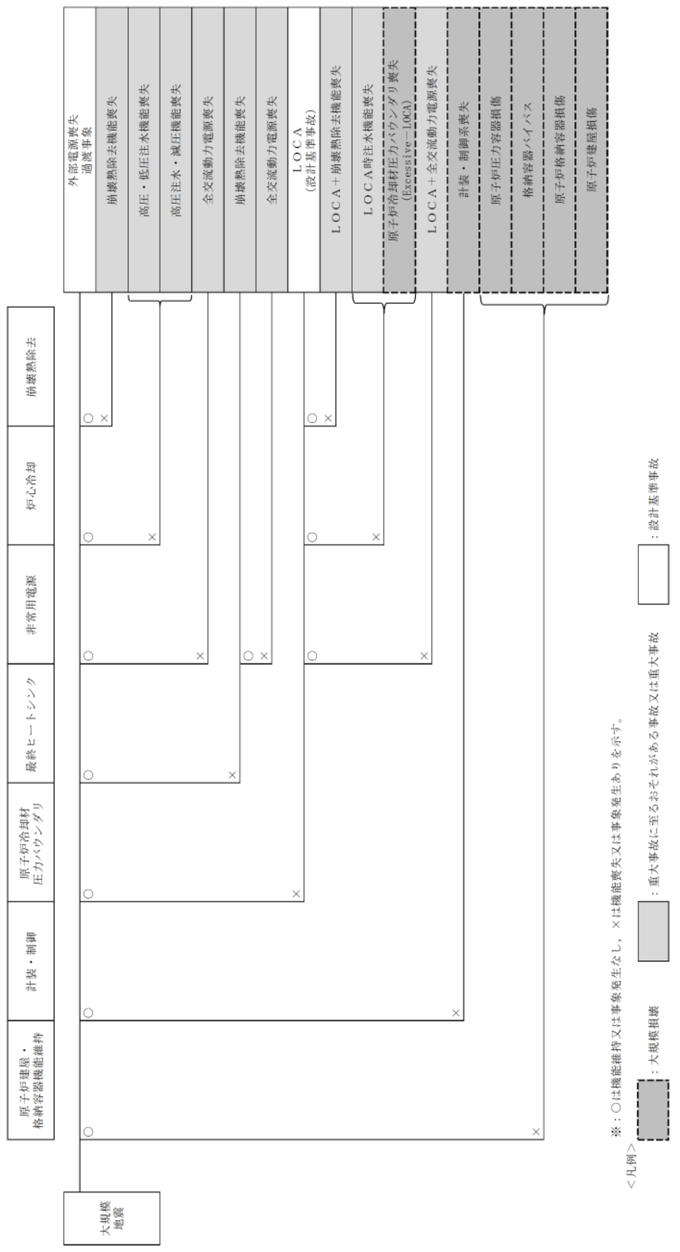
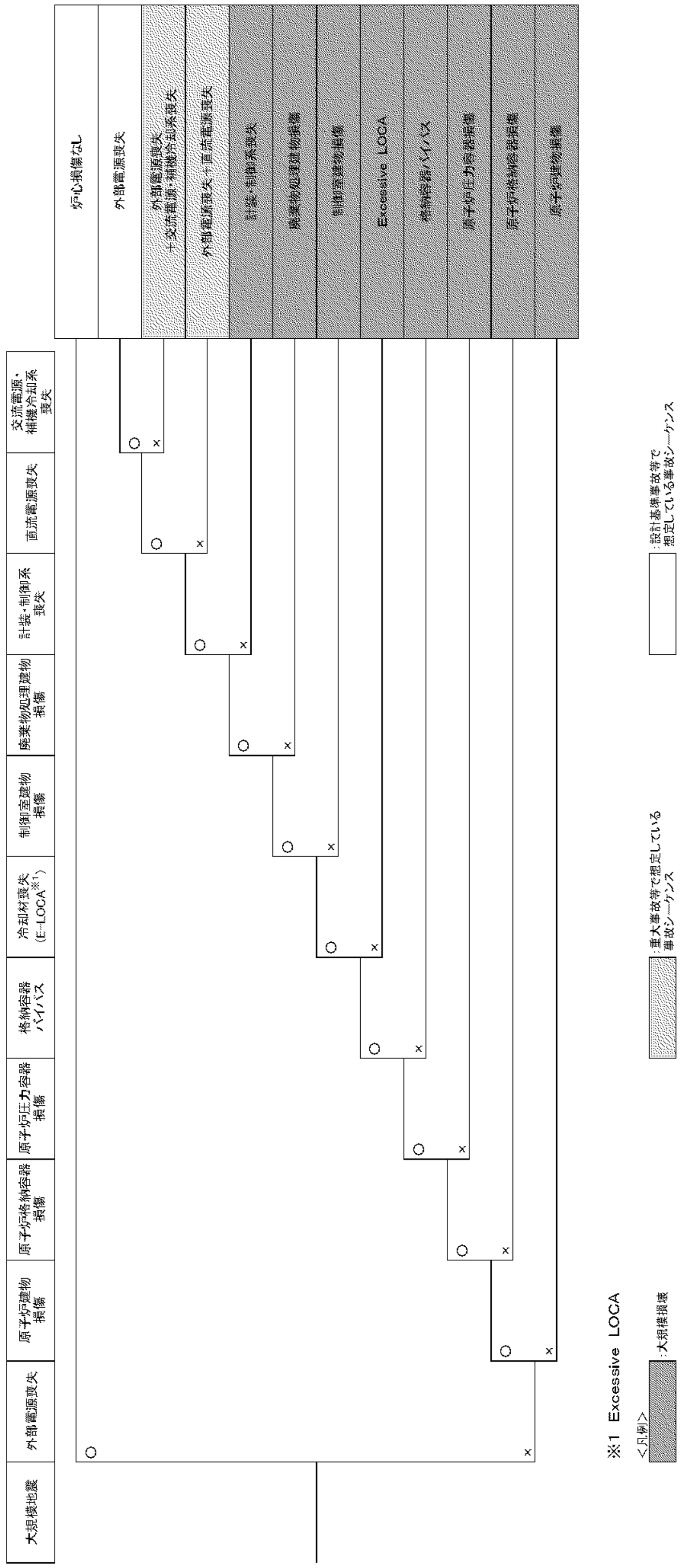
第３表の相違点は，以下のとおり

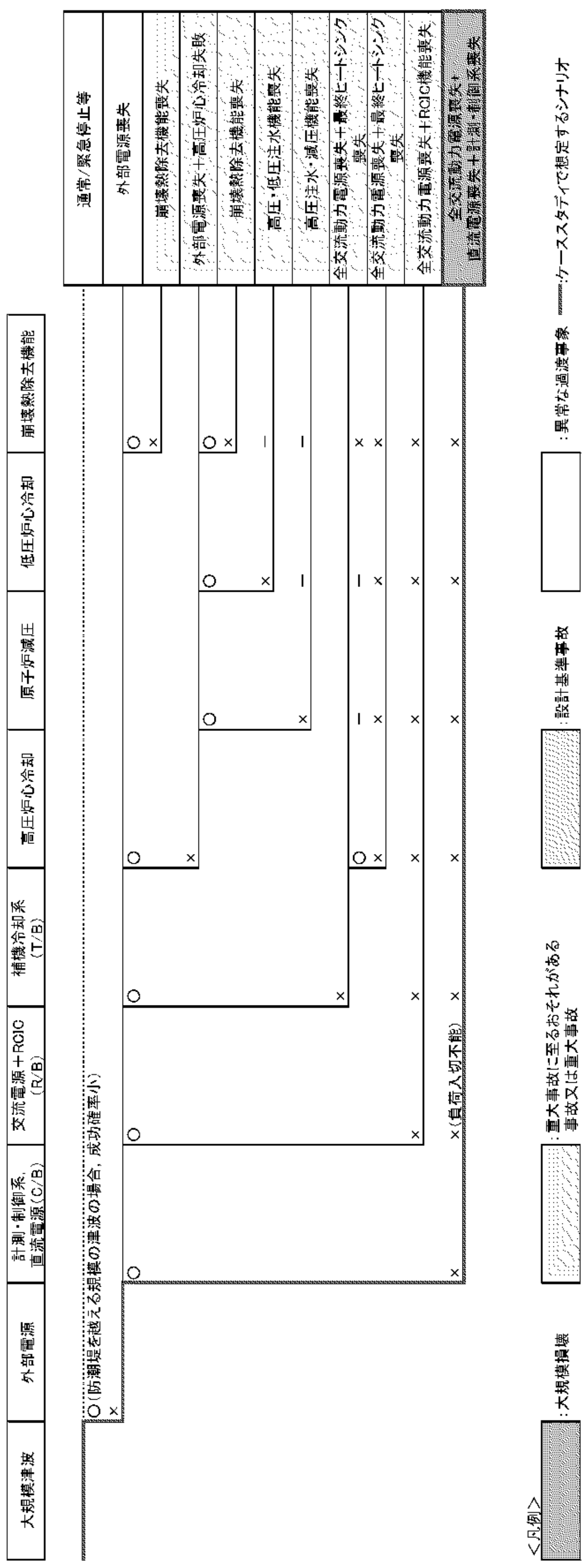
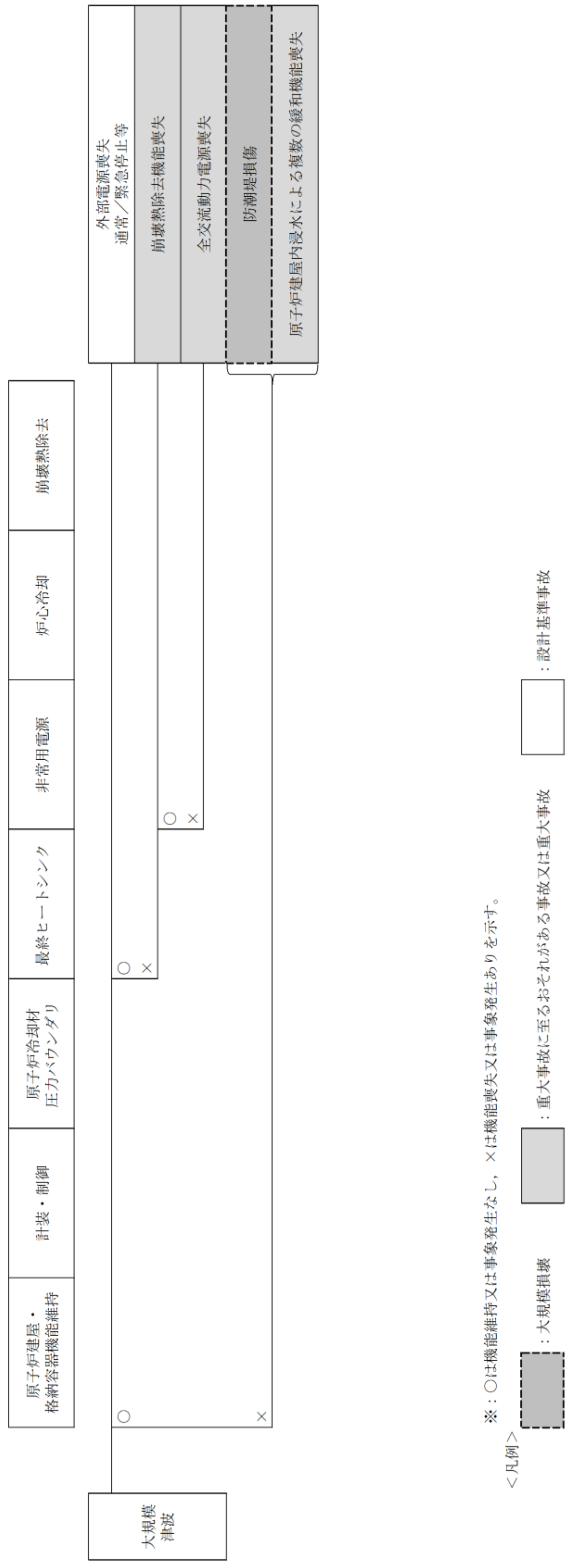
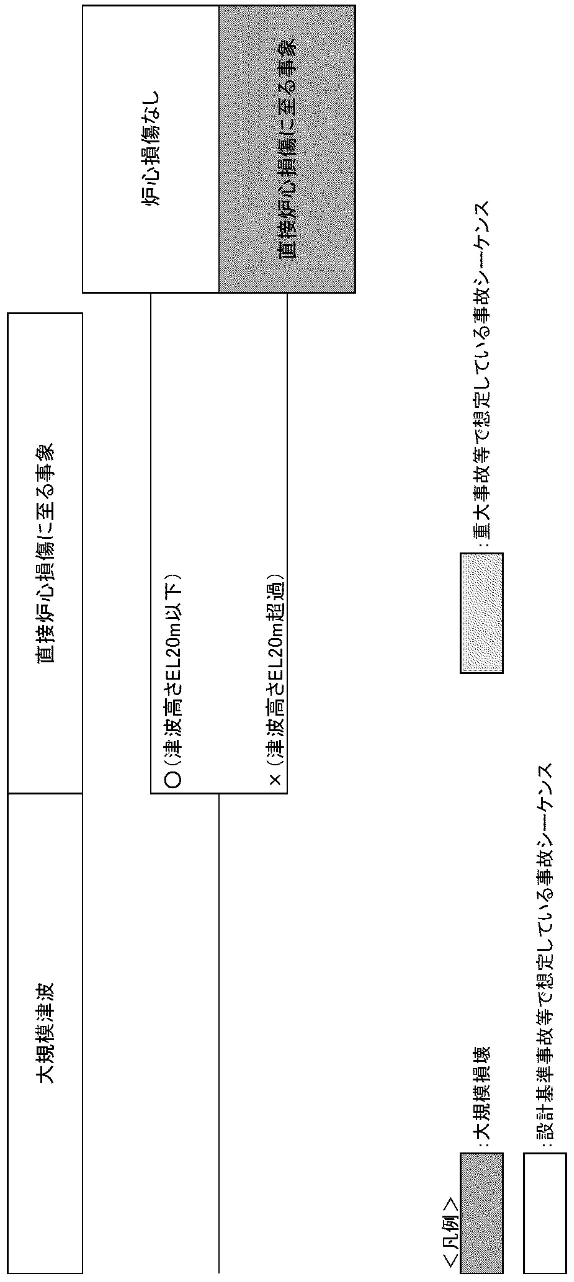
【柏崎 6/7，東海第二】

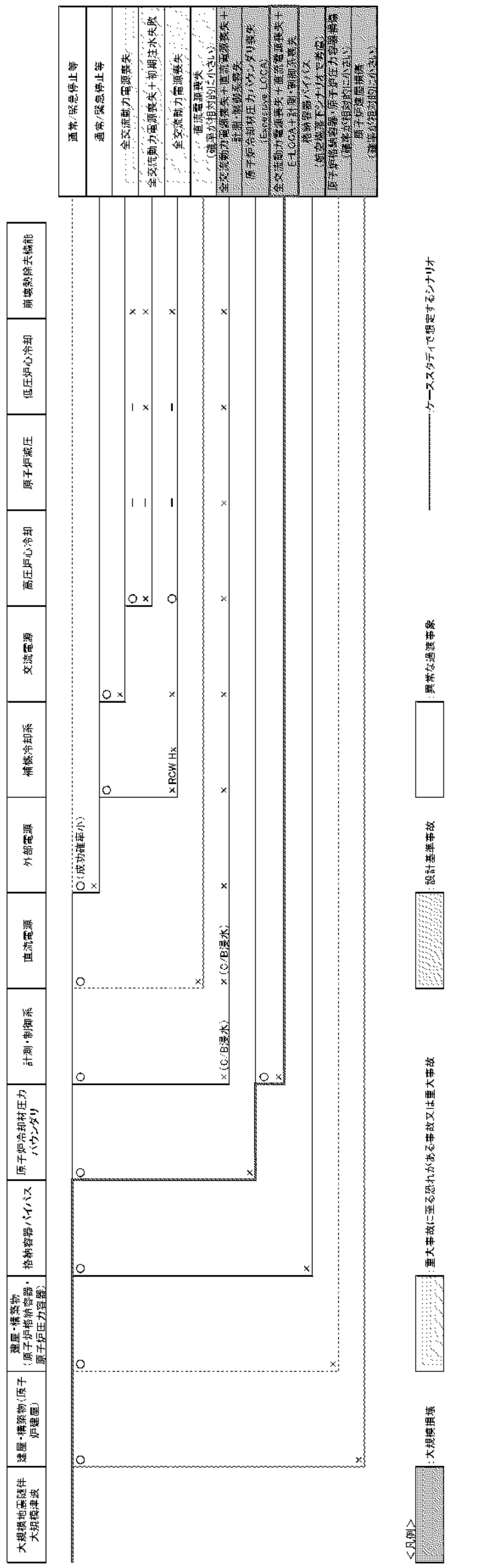
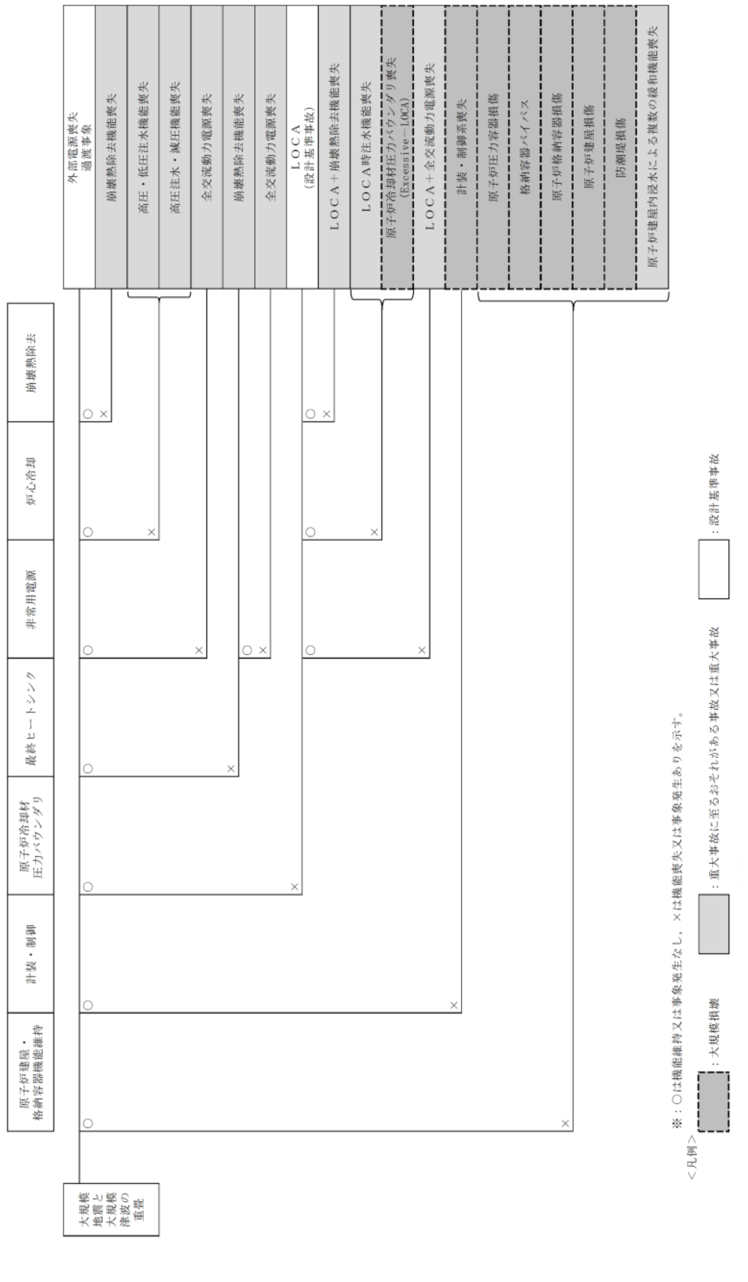
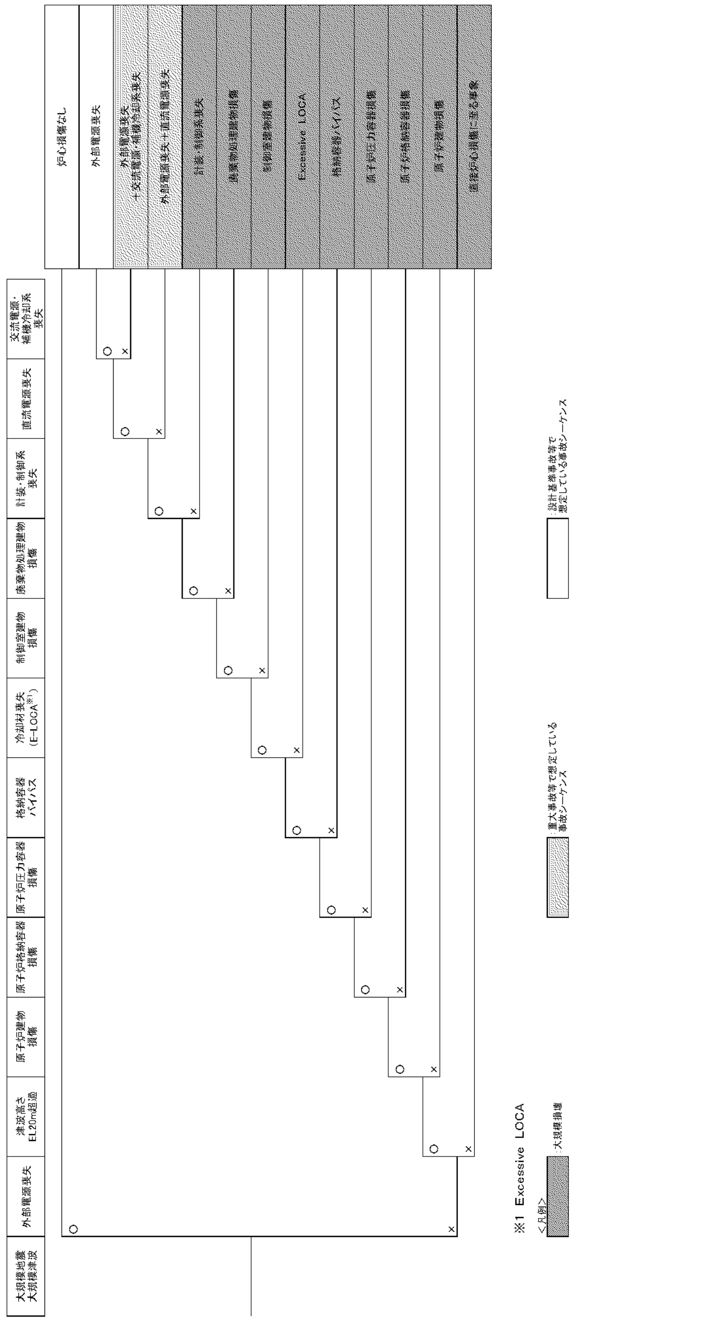
・プラント固有の設備に対する影響の相違

・選定事象の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
① 外部事象の収集 発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため，国内外の基準等で示されている外部事象を参考に44事象を収集。 ② 個別の事象に対する発電用原子炉施設の安全性への影響度評価（起因事象の特定） 収集した各自然現象について，設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合に発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し，発生し得るプラント状態（起因事象）を特定。 ③ 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定 ②の影響度評価により，そもそも柏崎刈羽原子力発電所において発生する可能性があるか，非常に苛酷な状況を想定した場合，発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性があるか，影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性がある事象を下記のとおり選定。 ・地震 ・津波 ・地震と津波の重畳 ・風（台風） ・竜巻 ・低温（凍結） ・降水 ・積雪 ・落雷 ・火山 ・隕石 ④ ケーススタディの対象シナリオ選定 上記で選定された事象の発電用原子炉施設への影響について，重大事故対策で想定している事故シーケンスに包絡されないものを抽出し，さらに他事象での想定シナリオによる代表性を考慮して，大規模損壊のケーススタディの対象とするシナリオを選定。 ・地震 ・津波 ・地震と津波の重畳 図2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象の検討プロセスの概要	① 外部事象の収集 発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため，国内外の基準等で示されている外部事象を参考に 55 事象を収集。 ② 個別の事象に対する発電用原子炉施設安全性への影響度評価（起因事象の特定） 収集した各自然現象について，設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合に発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し，発生し得るプラント状態（起因事象）を特定。 ③ 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定 ②の影響度評価により，そもそも東海第二発電所において発生する可能性があるか，非常に苛酷な状況を想定した場合，発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性があるか，影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性がある事象を下記のとおり選定。 ・地震 ・津波 ・地震と津波の重畳 ・竜巻 ・凍結 ・積雪 ・落雷 ・火山の影響 ・森林火災 ・隕石 ④ ケーススタディの対象シナリオ選定 上記で選定された事象の発電用原子炉施設への影響について，重大事故等対策で想定している事故シーケンスに包絡されないものを抽出し，さらに他事象での想定シナリオによる代表性を考慮して，大規模損壊のケーススタディの対象とするシナリオを選定。 ・地震 ・津波 ・地震と津波の重畳 第 2.1.1 図　大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象の検討プロセスの概要	① 外部事象の収集 発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため，国内外の基準等で示されている外部事象を参考に 55 事象を収集。 ② 個別の事象に対する発電用原子炉施設の安全性への影響度評価（起因事象の特定） 収集した各自然現象について，設計基準を超えるような非常に過酷な状況を想定した場合に，発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し，発生し得るプラント状態（起因事象）を特定。 ③ 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定 ②の影響度評価により，そもそも島根原子力発電所において発生する可能性があるか，非常に過酷な状況を想定した場合，発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性があるか，影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性がある事象を下記のとおり選定。 ・地震 ・津波 ・地震と津波の重畳 ・竜巻 ・凍結 ・積雪 ・落雷 ・地滑り（土石流） ・火山の影響 ・森林火災 ・隕石 ④ ケーススタディの対象シナリオ選定 上記で選定された事象の発電用原子炉施設への影響について，重大事故等対策で想定している事故シーケンスに包含されないものを抽出し，さらに他事象での想定シナリオによる代表性を考慮して，大規模損壊のケーススタディの対象とするシナリオを選定。 ・地震 ・津波 ・地震と津波の重畳 第１図　大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象の検討プロセスの概要	・選定事象の相違 【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図2.1.2 大規模な自然災害（地震）により生じ得る発電用原子炉施設の状況(1/3) 2.1-34	 第2.1.2図 大規模な自然災害（地震）により生じ得る発電用原子炉施設の状況（1/3）	 第２図(1)　大規模な自然災害（地震）により生じ得る発電用原子炉施設の状況	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 地震ＰＲＡにおける事故シーケンスの分類の相違

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>
図2.1.2 大規模な自然災害（津波）により生じ得る発電用原子炉施設の状況(2/3)</td>
<td>
第2.1.2図　大規模な自然災害（津波）により生じ得る発電用原子炉施設の状況（2/3）</td>
<td>
第２図(2)　大規模な自然災害（津波）により生じ得る発電用原子炉施設の状況</td>
<td>・解析結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
津波ＰＲＡにおける事故シーケンスの分類の相違</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図2.1.2 大規模な自然災害（地震と津波の重畳）により生じ得る発電用原子炉施設の状況（3/3）	 第2.1.2図 大規模な自然災害（地震と津波の重畳）により生じ得る発電用原子炉施設の状況（3／3）	 第２図(3) 大規模な自然災害（地震と津波の重畳）により生じ得る発電用原子炉施設の状況	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 地震ＰＲＡ及び津波ＰＲＡにおける事故シーケンスの分類の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作 大規模損壊では，重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく，その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され，あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから，発電所対策本部における情報収集，運転員が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。 大規模損壊の対応に当たっては，発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として，次に示す各項目を優先実施事項とする。技術的能力に係る審査基準の該当項目との関係を表2.1.4に示す。 ＜炉心の著しい損傷を緩和するための対策＞ ・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と原子炉圧力容器への注水 ＜原子炉格納容器の破損を緩和するための対策＞ ・炉心損傷回避，著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避 ＜使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策＞ ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水 ＜放射性物質の放出を低減するための対策＞ ・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策 ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制 ＜大規模な火災が発生した場合における消火活動＞ ・消火活動 ＜その他の対策＞ ・要員の安全確保 ・対応に必要なアクセスルートの確保 ・電源及び水源の確保並びに燃料補給 ・人命救助	(3)　大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作 大規模損壊では，重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく，その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され，あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから，災害対策本部における情報収集，当直（運転員）が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。 大規模損壊の対応に当たっては，発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として，次に示す各項目を優先実施事項とする。技術的能力に係る審査基準の該当項目との関係を第2.1.4表に示す。 ＜炉心の著しい損傷を緩和するための対策＞ ・炉心の著しい損傷緩和のための原子炉停止と発電用原子炉への注水 ＜原子炉格納容器の破損を緩和するための対策＞ ・炉心損傷回避，著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避 ＜使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策＞ ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水 ＜放射性物質の放出を低減するための対策＞ ・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策 ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制 ＜大規模な火災が発生した場合における消火活動＞ ・消火活動 ＜その他の対策＞ ・要員の安全確保 ・対応に必要なアクセスルートの確保 ・電源及び水源の確保並びに燃料補給 ・人命救助	(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作 大規模損壊では，重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく，その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され，あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから，緊急時対策本部における情報収集，運転員が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。 大規模損壊の対応に当たっては，発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として，次に示す各項目を優先実施事項とする。技術的能力に係る審査基準の該当項目との関係を第４表に示す。 ＜炉心の著しい損傷を緩和するための対策＞ ・炉心の著しい損傷を緩和するための原子炉停止と発電用原子炉への注水 ＜原子炉格納容器の破損を緩和するための対策＞ ・炉心損傷回避，著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避 ＜燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策＞ ・燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水 ＜放射性物質の放出を低減するための対策＞ ・水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための対策 ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建物への放水による拡散抑制 ＜大規模な火災が発生した場合における消火活動＞ ・消火活動 ＜その他の対策＞ ・要員の安全確保 ・対応に必要なアクセスルートの確保 ・電源及び水源の確保並びに燃料補給 ・人命救助	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより，発電所における緊急時態勢発令に至る事象が発生した場合は，事故時運転操作手順書（事象ベース，徴候ベース，シビアアクシデント）等に基づいて対応操作することを基本とする。	a．大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー 大規模損壊発生時は，発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は，プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように判断フローを整備する。また，大規模損壊発生時に使用する手順書を有効，かつ，効果的に使用するため，対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに，判断フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について，緊急地震速報，大津波警報，外部からの情報連絡，衝撃音，衝突音等により検知した場合，中央制御室の状況，プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無，建屋の損壊状況等）を行うとともに，大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直発電長が行う。また，原子力防災管理者又は当直発電長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は，大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。 ⅰ）大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合 ・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失や中央制御室と連絡が取れない場合を含む） ・使用済燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し，使用済燃料プールの水位が維持できない場合 ・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建屋損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合 ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合 ⅱ）原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※ ⅲ）当直発電長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※	a．大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と対応フロー 大規模損壊発生時は，発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は，プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように対応フローを整備する。また，大規模損壊発生時に使用する手順書を有効，かつ効果的に使用するため，対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに，対応フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について，緊急地震速報，大津波警報，外部からの情報連絡，衝撃音，衝突音等により検知した場合，中央制御室の状況，プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無，建物の損壊状況等）を行うとともに，大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直副長が行う。また，原子力防災管理者又は当直副長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は，大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。 a)　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合 ・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失を含む。） ・燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し，燃料プールの水位が維持できない場合 ・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建物損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合 ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合 b)　原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※ c)　当直副長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※	・運用の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 では大規模損壊発生後も事故時運転操作手順書を基本とした対応操作行う運用としているが，島根２号炉ではプラント状態等により大規模損壊発生を判断し，大規模損壊発生時の対応手順書に移行する方針 ・体制の相違 【東海第二】 島根２号炉は，島根１号炉と中央制御室を共用しているため，当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施 ・体制の相違 【東海第二】 島根２号炉は，島根１

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	※　大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合とは，重大事故等時に期待する設備等が機能喪失し，事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合をいう。	※：大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合とは，重大事故等時に期待する設備等が機能喪失し，事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合をいう。	号炉と中央制御室を共用しているため，当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施
また，発電所対策本部は，発電用原子炉施設の影響予測を行い，その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。 発電所対策本部長は，これらの情報を収集し，発電所全体の対応について総括的な責任を負う。 自然災害が大規模になり，常設の設備では事故収束が行えない場合は，発電所対策本部は，多様なハザード対応手順等の「添付資料1.0.6 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」で判断基準を明確化して整備する手順を使用する。また，非常召集を行った場合，初動対応要員は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する。ただし，地震発生後防潮堤を超える津波により5号炉原子炉建屋内緊急時対策所も使用できない場合は，屋内外の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。	災害対策本部は，発電用原子炉施設の影響予測を行い，その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。 災害対策本部長は，これらの情報を収集し，発電所全体の対応について総括的な責任を負う。 また，非常招集を行った場合，災害対策要員（初動）は，緊急時対策所へ移動する。ただし，緊急時対策所が使用できない場合は，屋内の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。	緊急時対策本部は，発電用原子炉施設の影響予測を行い，その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。 緊急時対策本部長は，これらの情報を収集し，発電所全体の対応について総括的な責任を負う。 非常招集を行った場合，緊急時対策要員及び自衛消防隊は，緊急時対策所へ移動する。ただし，緊急時対策所が使用できない場合は，屋内の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉ではプラント状態等により大規模損壊発生を判断し，大規模損壊発生時の対応手順書に移行する方針 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は緊急時対策所が使用できない場合として，津波に限定しない
発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び各号炉における対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための発電所対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは，事故時運転操作手順書，多様なハザード対応手順，発電所対策本部の各機能班の対応ガイド等の相互関係の概略をまとめ，全体像を把握するツールとして発電所対策本部の運営を支援するために整備するものであり，具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。また，本報告書において「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」から「1.14 電源の確保に関する手順等」に沿って作成した手順（表2.1.5から表2.1.17）の中で使用することを想定している設備については，チェックシートの項目に盛り込むこととしている。	発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための災害対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは，非常時運転手順書，重大事故等対策要領等の相互関係の概略をまとめ，全体像を把握するツールとして災害対策本部の運営を支援するために整備するものであり，具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。また，ｂ．(b)項から(o)項の手順（第2.1.5表から第2.1.18表）の中で使用することを想定している設備については，チェックシートの項目に盛り込むこととしている。	発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための緊急時対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは，事故時操作要領書，原子力災害対策手順書等の相互関係の概略をまとめ，全体像を把握するツールとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり，具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。また，ｂ．(b)項から(o)項の手順（第５表から第18表）の中で使用することを想定している設備については，チェックシートの項目に盛り込むこととしている。	
当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は，一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一，中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要が生じた場合等，当直副長の指揮下で対応できない場合については，次に掲げる(a)，(b)及び(c)項を実施し，それ以外の場合については，次に掲	対応操作の優先順位付けや実施の判断は，一義的に災害対策本部長が行う。大規模損壊時の対応に当たっては，次に掲げる(a)，(b)項を実施する。	対応操作の優先順位付けや実施の判断は，一義的に緊急時対策本部長が行う。大規模損壊時の対応に当たっては，次に掲げる(a)，(b)項を実施する。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，大規模損壊対応における対応操作判断の責任者は緊

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
げる(b)及び(c)項を実施する。			急時対策本部長 また，島根２号炉は当直副長の指揮下で対応できない場合は，大規模損壊として扱う
当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については，発電所対策本部に報告し，各機能班の責任者（統括又は班長）は，その時点における他号炉の状況，人的リソースや資機材の確保状況，対応の優先順位付け等を判断し，必要な支援や対応を行う。 また，重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は，放射線測定器，可搬型直流電源設備，テスタ等の代替の監視手段と無線連絡設備等の通信連絡設備を準備し，アクセスルートが確保され次第，パラメータ監視のための運転員，号機班員等を現場に出動させ，先ず外からの目視による確認を行い，その後，確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いて可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は，確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行った上で，他のパラメータについては，パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。	当直発電長又は対応操作の責任者が実施した監視や操作については，災害対策本部に報告し，各班の責任者（本部員）は，その時点における人的リソースや資機材の確保状況，対応の優先順位付け等を判断し，必要な支援や対応を行う。 また，重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は，放射線測定器，可搬型代替直流電源設備，可搬型計測器等の代替の監視手段と無線連絡設備等の通信連絡設備を準備し，アクセスルートが確保され次第，パラメータ監視のための当直（運転員），重大事故等対応要員等を現場に出動させ，先ず外からの目視による確認を行い，その後，確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いて可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は，確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行った上で，他のパラメータについては，パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。	当直副長又は対応操作の責任者が実施した監視や操作については，緊急時対策本部に報告し，各班の責任者（統括又は班長）は，その時点における人的リソースや資機材の確保状況，対応の優先順位付け等を判断し，必要な支援や対応を行う。 また，重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は，放射線測定器，可搬型直流電源設備，可搬型計測器等の代替の監視手段と無線通信設備等の通信連絡設備を準備し，アクセスルートが確保され次第，パラメータ監視のための当直（運転員），緊急時対策要員等を現場に出動させ，まず外からの目視による確認を行い，その後，確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いて可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は，確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行ったうえで，他のパラメータについては，パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。	・体制の相違 【東海第二】 島根２号炉は，１号炉と中央制御室を共用しているため，当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施
初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は，判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。 また，初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれも採取できない場合は，先ず外からの目視による確認を行い，目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ，使用可能な設備を用いて緩	初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は，判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第１優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第２優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。 また，初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれも採取できない場合は，先ず外からの目視による確認を行い，目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ，使	初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は，判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第１優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第２優先とする。補助盤室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。 また，初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれも採取できない場合は，まず外からの目視による確認を行い，目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ，	・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 島根２号炉は，補助盤室内の計器盤に可搬型計測器を接続して測定する

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
和措置を行う。 （添付資料2.1.11，2.1.12） (a) 当直副長の指揮下での対応操作が困難な場合 中央制御室の機能喪失時や中央制御室との連絡が取れない場合等，当直副長の指揮下で対応できない場合には，発電所対策本部長は当該号炉の運転員又は号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。当直副長の指揮下での対応操作不可の判断基準は次のとおりとする。 ・中央制御室の監視機能又は制御機能が喪失した場合 ・中央制御室と連絡が取れない場合 ・運転員による対応操作では限界があり，発電所対策本部の指揮下で対応操作を行う必要があると当直副長が判断した場合	用可能な設備を用いて緩和措置を行う。	使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 本項目については，島根２号炉では，大規模損壊の適用条件（2.1.2.1(3) a．項）に含まれているため，ここでの記載は不要と整理
(b) 当面達成すべき目標の設定 発電所対策本部は，プラント状況，対応可能な要員数，使用可能な設備，屋外の放射線量率，建屋の損傷状況及び火災発生状況等を把握し，チェックシートに記載した上で，その情報を基に当面達成すべき目標を設定し，優先すべき号炉及び戦略を決定する。 当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては，緊急時対策要員の安全確保を最優先とする。 ・第一義的目標は炉心損傷を回避するため，速やかに発電用原子炉を停止し，注水することである。炉心損傷に至った場合においても原子炉圧力容器への注水は必要となる。 ・炉心損傷が回避できない場合は，原子炉格納容器の破損を回避する。 ・使用済燃料プールの水位が低下している場合は，速やかに注水する。 ・これらの努力を最大限行った場合においても，炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。 これらの目標は，複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また，プラント状況に応じて，設定する目標も随時見直していくこととする。	(a)　当面達成すべき目標の設定 災害対策本部は，プラント状況，対応可能な要員数，使用可能な設備，屋外の放射線量率，建屋の損傷状況及び火災発生状況等を把握し，チェックシートに記載した上で，その情報を基に当面達成すべき目標を設定し，環境への放射性物質の放出低減を最優先に，優先すべき戦略を決定する。 当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては，災害対策要員の安全確保を最優先とする。 ・第一義的目標は炉心損傷を回避するため，速やかに発電用原子炉を停止し，注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。 ・炉心損傷が回避できない場合は，原子炉格納容器の破損を回避する。 ・使用済燃料プールの水位が低下している場合は，速やかに注水する。 ・これらの努力を最大限行った場合においても，炉心損傷，かつ，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。 これらの目標は，複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また，プラント状況に応じて，設定する目標も随時見直していくこととする。	(a)　当面達成すべき目標の設定 緊急時対策本部は，プラント状況，対応可能な要員数，使用可能な設備，屋外の放射線量率，建物の損傷状況，火災発生状況等を把握し，チェックシートに記載したうえで，その情報を基に当面達成すべき目標を設定し，環境への放射性物質の放出低減を最優先に，優先すべき戦略を決定する。 当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては，重大事故等に対処する要員の安全確保を最優先とする。 ・第一義的目標は炉心損傷を回避するため，速やかに発電用原子炉を停止し，注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。 ・炉心損傷が回避できない場合は，原子炉格納容器の破損を回避する。 ・燃料プールの水位が低下している場合は，速やかに注水する。 ・これらの努力を最大限行った場合においても，炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。 これらの目標は，複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また，プラント状況に応じて，設定する目標も随時見直していくこととする。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(c) 個別戦略を選択するための判断フロー 発電所対策本部は，(b)項で決定した目標設定に基づき，個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。 イ．設定目標：炉心損傷回避 発電用原子炉の「止める」，「冷やす」機能を優先的に実施する。 ロ．設定目標：原子炉格納容器の破損回避 基本的に炉心損傷が発生した場合においても，原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが，使用可能な設備や対応可能要員の観点から，一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。 原子炉格納容器の損傷が発生し，原子炉建屋内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。 ハ．設定目標：使用済燃料プール水位確保 使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し，原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。 ニ．設定目標：放射性物質拡散抑制 炉心損傷が発生するとともに原子炉圧力容器への注水が行えない場合，使用済燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建屋が損傷している場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。	(b) 個別戦略を選択するための判断フロー 災害対策本部は，(a)項で決定した目標設定に基づき，個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。 イ．設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水 発電用原子炉の「止める」，「冷やす」機能を優先的に実施する。 ロ．設定目標：原子炉格納容器の破損回避 基本的に炉心損傷が発生した場合においても，原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが，使用可能な設備や対応可能要員の観点から，一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。 原子炉格納容器の損傷が発生し，原子炉建屋内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。 ハ．設定目標：使用済燃料プール水位確保 使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し，原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。 ニ．設定目標：放射性物質拡散抑制 炉心損傷が発生するとともに，原子炉圧力容器への注水が行えない場合，使用済燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建屋が損傷している場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。 （添付資料 2.1.10，2.1.11）	(b) 個別戦略を選択するための判断フロー 緊急時対策本部は，(a)項で決定した目標設定に基づき，個別戦略を実施する。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。 i　設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水 発電用原子炉の「止める」，「冷やす」機能を優先的に実施する。 ii　設定目標：原子炉格納容器の破損回避 基本的に炉心損傷が発生した場合においても，原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが，使用可能な設備や対応可能要員の観点から，一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。 原子炉格納容器の損傷が発生し，原子炉建物内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。 iii　設定目標：燃料プール水位確保 燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。燃料プール内の燃料損傷が発生し，原子炉建物内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。 iv　設定目標：放射性物質拡散抑制 炉心損傷が発生するとともに原子炉圧力容器への注水が行えない場合，燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建物が損傷している場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。 （添付資料2.1.11，2.1.12参照）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(1/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能又は冷却材再循環ポンプ手動停止により，原子炉出力を抑制する。	・第1項（1.1）
	ほう酸水注入	ATWSが発生した場合，ほう酸水を注入することにより未臨界とする。	
	制御棒挿入	ATWSが発生した場合，原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒全挿入が確認できない場合，自動による制御棒挿入又は手動操作による制御棒挿入を行う。	
	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合，原子炉水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する。	
	現場手動操作による高圧代替注水系起動	高圧注水系が機能喪失した場合において，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し，復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	・第3項，4項（1.2）
	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により高圧注水系での発電用原子炉の冷却に使用できない場合において，高圧代替注水系が起動できない場合，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合，ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による発電用原子炉へのほう酸水注入を実施する。	
	制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合，	

第2.1.4表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（1／8）

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	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（原子炉スクラム）ができない事象（以下「ＡＴＷＳ」という。）が発生した場合，代替再循環系ポンプトリップ機能又は再循環系ポンプ手動停止により，原子炉出力を抑制する。	・第１項（1.1）
	ほう酸水注入	ＡＴＷＳが発生した場合，ほう酸水を注入することにより未臨界とする。	
	制御棒挿入	ＡＴＷＳが発生した場合，原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒全挿入が確認できない場合，手動操作による制御棒挿入を行う。	
	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	ＡＴＷＳが発生した場合，原子炉水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する。	
	現場手動操作による高圧代替注水系起動	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	・第３項，４項（1.2）
	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統の喪失により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において，高圧代替注水系が起動できない場合，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合，ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。	
	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心スプレイ系の機能喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合，電源及び原子炉補機冷却系による冷却水を確保し，復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。	

第４表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（１／８）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	原子炉緊急停止（原子炉スクラム）ができない事象（以下「ＡＴＷＳ」という。）が発生した場合，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）又は原子炉再循環ポンプの手動停止操作により，原子炉出力を抑制する。	第１項（1.1）
	ほう酸水注入	ＡＴＷＳが発生した場合，ほう酸水を注入することにより未臨界とする。	
	制御棒挿入	ＡＴＷＳが発生した場合，原子炉手動スクラム又はＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒全挿入が確認できない場合，手動操作による制御棒挿入を行う。	
	原子炉水位低下操作による原子炉出力抑制	ＡＴＷＳが発生した場合，原子炉水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する。	
	現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において，中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合，現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	第３項，第４項（1.2）
	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において，高圧原子炉代替注水系を起動できない場合，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合，ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。	
	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合，電源及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保し，復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。	

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

対応手段における対応設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(2/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
		原子炉補機冷却系により冷却水を確保し，復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を実施する。	
	原子炉減圧操作	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，低圧の注水機能を働かせるために，自動減圧系，原子炉減圧の自動化又は逃がし安全弁若しくはタービンバイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する。	・第3項，4項（1.3）
	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，可搬型直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，現場多重伝送盤にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合，代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（自動減圧機能なしD,E,K又はU）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し，逃がし安全弁（自動減圧機能なしD,E,K又はU）を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保	不活性ガス系からの窒素ガスの供給が喪失し，逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力低下した場合，供給源を高圧窒素ガスボンベに切り替えることで逃がし安全弁の機能を確保する。	
	低圧代替注水	常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合，低圧代替注水系(常設)，低圧代替注水系(可搬型)及び消火系による原子炉圧力容器への注水の3手段について，同時並行で注水	・第3項，4項（1.4）

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 2.1.4 表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（2／8）

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	原子炉減圧操作	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，低圧の注水機能を働かせるために，自動減圧系，原子炉減圧の自動化又は逃がし安全弁若しくはタービン・バイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する。	・第３項，４項（1.3）
	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放	逃がし安全弁の駆動に必要なアキュムレータの供給圧力の喪失により逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能が喪失した場合，非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能（自動減圧機能なしＡ,Ｇ,Ｓ及びＶ））の電磁弁排気ポートに窒素を供給し，逃がし安全弁（逃がし弁機能（自動減圧機能なしＡ,Ｇ,Ｓ及びＶ））を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保	窒素供給系からの窒素の供給が喪失し，逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合，供給源を非常用窒素供給系高圧窒素ボンベに切り替えることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を確保する。	

島根原子力発電所　２号炉

第４表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（２／８）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	原子炉減圧操作	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，低圧の注水機能を働かせるために，自動減圧系，原子炉減圧の自動化又は逃がし安全弁若しくはタービンバイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する。	第３項，第４項（1.3）
	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁を開放して，発電用原子炉を減圧する。	
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，補助盤室にて逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を接続し，逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，ＡＤＳ仮設電源接続中継端子箱にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）を接続し，逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なしＡ及びＪ）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し，逃がし安全弁（自動減圧機能なしＡ及びＪ）を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策	想定される重大事故等の環境条件を考慮して，原子炉格納容器内の圧力 853kPa[gage]において確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，逃がし安全弁窒素ガス供給系の供給圧力を調整する。	
	逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保	窒素ガス制御系からの作動窒素ガスの供給が喪失し，逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合，供給源が逃がし安全弁用窒素ガスボンベに自動で切り替わることで，逃がし弁の駆動源を確保する。	

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，自主対策設備として原子炉建物内にも主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を設置

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
柏崎 6/7，東海第二は，あらかじめ背圧対策を加味した圧力を設定しているが，島根２号炉は，設定値到達で圧力調整を実施する手順を整備

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(3/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
		準備を開始する。 また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上又は上記手段のうち2系以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で，逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し，原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は，準備が完了した系統のうち，低圧代替注水系(常設)，消火系，低圧代替注水系(可搬型)の順で選択する。 なお，原子炉圧力容器内の水位が不明になる等，発電用原子炉を満水にする必要がある場合は，上記手段に加え給水系，復水系，残留熱除去系（低圧注水モード）又は高圧炉心注水系を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。	
	給復水系復旧による原子炉冷却	低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及び消火系が発電用原子炉の冷却に使用できない場合，給復水系を復旧させて発電用原子炉を冷却する。	
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの排出	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合，格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。	・第3項，4項 (1.9)，(1.10)
	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合，原子炉補機冷却系の系統構成を行い，代替原子炉補機冷却系により，補機冷却水を供給する。	・第3項，4項 (1.5)
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	・第3項，4項 (1.5)，(1.7)
	耐圧強化ベント系による原	残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し	

東海第二発電所（2018.9.18版）

第2.1.4表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（3／8）

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	低圧代替注水	常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水について，同時並行で注水準備を開始する。 また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系の手段のうち，低圧で原子炉圧力容器へ注水可能な系統1系統以上が起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し，原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は，準備が完了した手段のうち，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系，補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。 なお，原子炉圧力容器内の水位が不明になる等，発電用原子炉を満水にする必要がある場合は，上記手段に加え給水・復水系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。	・第3項，4項 (1.4)
	給水・復水系復旧による原子炉冷却	低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系が発電用原子炉の冷却に使用できない場合，給水・復水系を復旧させて発電用原子炉を冷却する。	
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	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	炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素を供給する。	・第3項，4項 (1.9)
	原子炉格納容器の水素及び酸素の排出	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合，格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作により原子炉格納容器の水素及び酸素を排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。	

島根原子力発電所　２号炉

第４表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（３／８）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	低圧代替注水	常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合，低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水について，同時並行で注水準備を開始する。 また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型），復水輸送系及び消火系の手段のうち，低圧で原子炉圧力容器へ注水可能な系統1系統以上が起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し，原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は，準備が完了した手段のうち，低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系，低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。 なお，原子炉圧力容器内の水位が不明になる等，発電用原子炉を満水にする必要がある場合は，上記手段に加え復水・給水系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水モード）を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。	第３項，第４項 （1.4）
	復水・給水系復旧による原子炉冷却	低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型），復水輸送系及び消火系が発電用原子炉の冷却に使用できない場合，復水・給水系を復旧させて発電用原子炉を冷却する。	
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器の不活性化	炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため，可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素ガスを供給する。	第３項，第４項 （1.9）
	原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの排出	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，ジルコニウムー水反応，水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合，格納容器フィルタベント系を使用した格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。	

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

対応手段における対応設備の相違

・運用の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉は可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器の不活性化について，大規模損壊発生時の対応操作として考慮

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(4/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
	子炉格納容器内の減圧及び除熱	た場合，耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	
	代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ	残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う。	・第3項，4項（1.6），（1.7），（1.12）
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合，格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し，原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	・第3項，4項（1.5），（1.7）
	代替循環冷却による原子炉格納容器の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合，復水補給水系を用いた代替循環冷却系の運転により，原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	
	格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器下部注水系（常設）により，原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。	・第3項，4項（1.8）
	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器下部注水系（可搬型）により，原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。	
	消火系によるデブリ冷却	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，ろ過水タンクを水源とした消火系により，原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。	
使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための	燃料プールスプレイ	使用済燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，可搬型代替注水ポン	・第3項，4項（1.11）

第2.1.4表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（4／8）

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系による補機冷却用の海水確保	残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合，残留熱除去系海水系の系統構成を行い，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により，補機冷却用の海水を供給する。	・第3項，4項（1.5）
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	
	代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ	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冷却機能の喪失が起きた場合，代替淡水貯槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う。	・第3項，4項（1.6）
	代替循環冷却系による原子炉格納容器の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合，代替循環冷却系の運転により，原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	・第3項，4項（1.7）
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合，格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し，原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	
	格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器下部注水系（常設）により，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却する。	・第3項，4項（1.8）
	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器下部注水系（可搬型）により，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却する。	

第４表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（４／８）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	原子炉補機代替冷却系による除熱	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能が喪失した場合，原子炉補機冷却系の系統構成を行い，原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。	第３項，第４項（1.5）
	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，残留熱代替除去系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。	
	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	
	耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，耐圧強化ベントラインにより最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	
	格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	第３項，第４項（1.6）
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	
	復水輸送系による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，復水輸送系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	
	消火系による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，消火系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	
	残留熱代替除去系による原子炉過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合，残留熱代替除去系の運転により，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	第３項，第４項（1.7）
	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系の機能が喪失した場合及び残留熱代替除去系の運転が期待できない場合，格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し，原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

対応手段における対応設備の相違

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

島根２号炉は，残留熱代替除去系を四十八条の自主対策設備として使用する

・運用の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉は，格納容器代替スプレイ系（常設），復水輸送系，消火系による格納容器スプレイについて，大規模損壊発生時の対応操作として考慮

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(5/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
対策		プ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により，常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。また，この場合に，外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には，可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により，可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。	
	復水移送ポンプによる使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい若しくはその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合，復水移送ポンプの電源復旧が実施可能な場合において，復水貯蔵槽を水源とし，残留熱除去系洗浄水ラインから残留熱除去系最大熱負荷ラインを経由して復水移送ポンプにより使用済燃料プールへ注水する，又はスキマーサージタンクに補給し，逆流（オーバーフロー）させることで使用済燃料プールへ注水する。	
放射性物質の放出を低減するための対策	原子炉ウェル注水	炉心の著しい損傷が発生した場合，防火水槽又は淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。	・第3項，4項(1.10)
	原子炉建屋トップベント	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建屋の天井付近の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建屋トップベントを開放することにより，原子炉建屋天井部に滞留した水素ガスを原子炉建屋外に排出し，原子炉建屋の水素爆発を防止する。	
	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質	・第3項，4項(1.12)

東海第二発電所（2018.9.18版）

第2.1.4表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（5／8）

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	消火系によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系により，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却する。	・第３項，４項(1.8)
	補給水系によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，復水貯蔵タンクを水源とした補給水系により，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却する。	
使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策	燃料プールスプレイ	使用済燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，代替燃料プール注水系による注水を実施しても水位を維持できない場合に，常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。また，この場合に，外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には，可搬型代替注水大型ポンプにより，可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。	・第３項，４項(1.11)
	補給水系による使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい若しくはその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合，補給水系の電源復旧が実施可能な場合において，復水貯蔵タンクを水源とし，補給水系により使用済燃料プールへ注水する又はスキマサージタンクに補給し，逆流（オーバーフロー）させることで使用済燃料プールへ注水する。	

島根原子力発電所　２号炉

第４表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（５／８）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	ペデスタル代替注水系（常設）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，ペデスタル代替注水系（常設）により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。	第３項，第４項（1.8）
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。	
	ペデスタル代替注水系（可搬型）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，ペデスタル代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。	
	復水輸送系によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，復水輸送系により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。	
	消火系によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，消火系により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。	
燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策	燃料プールスプレイ	燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。燃料プールからの大量の水の漏えいにより，燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，大量送水車により常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。また，この場合に，外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には，可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。	第３項，第４項（1.11）
	消火系による燃料プールへの注水	燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は燃料プールからの水の漏えい若しくはその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合，消火系の電源復旧が実施可能な場合において，補助消火水槽又はろ過水タンクを水源とし，消火系によりスキマサージタンクに補給し，逆流（オーバーフロー）させることで燃料プールへ注水する。	

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

対応手段における対応設備の相違

・設備の相違

【東海第二】

島根２号炉は，静的触媒式水素処理装置により水素爆発損傷防止対策が可能であることを確認しているため，非常用ガス処理系は，水素処理装置設備として重大事故等対処設備としていない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(6/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
	散抑制	の拡散を抑制する。	
	放射性物質吸着材及び汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合，防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより，汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また，放射性物質を含む汚染水は構内排水路を通って北放水口から海へ流れ出すため，汚濁防止膜を設置することで，海洋への放射性物質の拡散を抑制する。	
大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合，放水砲，大型化学高所放水車，化学消防自動車又は水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。	・第2項（2.1）
対応に必要なアクセスルートの確保	アクセスルートの確保	大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合，がれきの撤去，道路段差の解消，堆積土砂の撤去，火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行う。	・第1項，2項（2.1）
電源確保	非常用交流母線への給電	外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合，非常用高圧母線D系，C系の順に復旧し，第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の起動操作を並行で行い，第一ガスタービン発電機で給電する。第一ガスタービン発電機による給電が行えない場合は，第二ガスタービン発電機（緊急用高圧母線経由）による給電を行う。	・第3項，4項（1.14） ・第3項，4項（1.15）
	電源車によるパワーセンターへの給電	外部電源，非常用交流電源設備，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機及び電源車(緊急用高圧母線経由)によるパワーセンターC系及びD系への給電が見込めない場合，可搬型代替交流電源設備(電源車)をパワーセンターの動力変圧器の一次側又は緊急用電源切替箱接続装置に接続し，電源を復旧する。	
	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通	当該号炉が外部電源，非常用交流電源設備，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機及び電源車による給電が見込めない場合，号炉間電力融通ケー	

東海第二発電所（2018.9.18版）

第2.1.4表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（6／8）

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
放射性物質の放出を低減するための対策	原子炉建屋ガス処理系による水素排出	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性があるため，原子炉建屋ガス処理系により水素を大気へ排出し，原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する。	・第３項，４項（1.10）
	原子炉ウェル注水	炉心の著しい損傷が発生した場合，代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部注水系（常設），西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制する。	
	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放による水素の排出	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放することにより，原子炉建屋原子炉棟内に滞留した水素を大気へ排出し，原子炉建屋の水素爆発を防止する。	
	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。	・第３項，４項（1.12）
	汚濁防止膜及び放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	放水により放射性物質を含む汚染水が発生した場合，汚染水は一般排水路を通って雨水排水路集水桝又は放水口から海へ流れ出すため，汚濁防止膜を設置することで，海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また，防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより，汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。	

島根原子力発電所　２号炉

第４表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（６／８）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
放射性物質の放出を低減するための対策	原子炉ウェル注水	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉ウェル代替注水系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建物への水素ガス漏えいを抑制する。	第３項，第４項（1.10）
	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による水素の排出	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建物内の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放することにより，原子炉建物原子炉棟４階（燃料取替階）天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し，原子炉建物の水素爆発を防止する。	
	大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は燃料プールの燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合，大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。	第３項，第４項（1.12）
	放射性物質吸着材及びシルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制	放水により放射性物質を含む汚染水が発生した場合，防波壁の内側で放射性物質吸着材を設置することにより，汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また，放射性物質を含む汚染水は雨水排水路及び２号炉放水接合槽を通って海へ流れ出すため，シルトフェンスを設置することで，海洋への放射性物質の拡散を抑制する。	
大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合，放水砲，大型送水ポンプ車，小型動力ポンプ付水槽車，小型放水砲及び化学消防自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を行う。	第２項（2.1）
対応に必要なアクセスルートの確保	アクセスルートの確保	大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合，がれきの撤去，道路段差の解消，堆積土砂の撤去，火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行う。	第１項，第２項（2.1）

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

対応手段における対応設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017. 12. 20版）

表2. 1. 4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(7/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
		ブルを用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から当該号炉の緊急用高圧母線までの電路を構成し，他号炉から給電する。	
	可搬型直流電源設備による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電ができない場合，可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）により直流電源を必要な機器に給電する。	
	直流給電車による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合で，かつ可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）による直流電源の給電ができない場合，直流給電車を直流125V主母線盤Aに接続し，直流電源を給電する。	
	代替所内電気設備による給電	蓄電池及び代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり，中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合，可搬型計測器により計測又は監視を行う。非常用所内電気設備の3系統全てが同時に機能を喪失した場合，代替所内電気設備により，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な設備へ給電する。	
水源確保	復水貯蔵槽への補給	復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給を実施する。	・第3項，4項（1. 13）
	防火水槽への補給	防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）により各種注水/補給する場合，防火水槽の水が枯渇する前に淡水貯水池の水を防火水槽に補給する。	
燃料補給	燃料補給	可搬型重大事故等対処設備等への給油を実施する。	・第1項（2. 1）
人命救助	人命救助	負傷者又は要救助者が発生した場合，119番通報するとともに，負傷者又は要救助者を安全なエリアに移動させる。負傷者が多数発生した場合は，トリアージを実施する。	・第1項（2. 1）

東海第二発電所（2018. 9. 18 版）

第 2. 1. 4 表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（7／8）

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合，放水砲，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），可搬型代替注水中型ポンプ，放水銃，化学消防自動車又は水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を行う。	・第２項（2. 1）
対応に必要なアクセスルートの確保	アクセスルートの確保	大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合，がれきの撤去，道路段差の解消，堆積土砂の撤去，火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行う。	・第１項，２項（2. 1）
電源確保	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	外部電源及び非常用所内電気設備による給電が見込めない場合，Ｍ／Ｃ　２Ｃを優先に，常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備へ給電する。（緊急用Ｍ／Ｃを経由するため，代替所内電気設備への給電も同時に行われる）	・第３項，４項（1. 14） ・第３項，４項（1. 15）
	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	外部電源，非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備によるパワーセンタ２Ｃ及び２Ｄへの給電が見込めない場合，可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し，パワーセンタ２Ｃ及び２Ｄへ給電する。	
	可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流入力電源の復旧が見込めない場合，可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）により直流電源を直流 125V 主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電する。	
	代替所内電気設備による給電	蓄電池及び代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり，中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合，可搬型計測器により計測又は監視を行う。非常用所内電気設備の３系統全てが同時に機能を喪失した場合，代替所内電気設備により，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な設備へ給電する。	

島根原子力発電所　２号炉

第４表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（７／８）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
電源確保	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合，非常用高圧母線Ｄ系及び非常用高圧母線Ｃ系の順に復旧し，常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備へ給電する。（緊急用メタクラを経由するため，代替所内電気設備への給電も同時に行われる。）	第３項，第４項（1. 14） 第３項，第４項（1. 15）
	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	外部電源，非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備及び号炉間電力融通ケーブルによる非常用高圧母線Ｃ系及び非常用高圧母線Ｄ系への給電が見込めない場合，可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）を高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側），高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）又は緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し，非常用高圧母線Ｃ系又は非常用高圧母線Ｄ系へ給電する。	
	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通	当該号炉で外部電源，非常用交流電源設備及び常設代替交流電源設備による非常用高圧母線Ｃ系及び非常用高圧母線Ｄ系への給電が見込めない場合，号炉間電力融通ケーブルを使用して他号炉の非常用高圧母線から当該号炉の非常用高圧母線Ｃ系又は非常用高圧母線Ｄ系までの電路を構成し，他号炉から給電する。	
	可搬型直流電源設備による直流盤への給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設代替交流電源設備，号炉間電力融通ケーブル及び可搬型代替交流電源設備による交流入力電源の復旧が見込めない場合，可搬型直流電源設備（高圧発電機車，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用））により直流電源を接続し，Ｂ－115V 系直流盤（ＳＡ），ＳＡ対策設備用分電盤（２），230V 系直流盤（ＲＣＩＣ）へ給電する。	
	直流給電車による直流盤への給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備が機能喪失した場合で，かつ可搬型直流電源設備（高圧発電機車，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用））による直流電源の給電ができない場合に，直流給電車をＢ－115V 系直流盤，230V 系直流盤（ＲＣＩＣ），Ｂ－115V 系直流盤（ＳＡ）及び 230V 系直流盤（常用）に接続し，直流電源を給電する。	

備考

・設備及び運用の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

対応手段における対応設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 2.1.4 表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（8／8）

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
水源確保	代替淡水貯槽への補給	代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより各種注水／補給する場合，代替淡水貯槽の水が枯渇する前に西側淡水貯水設備等の水を可搬型代替注水中型ポンプ等により代替淡水貯槽に補給する。	・第３項，４項 （1.13）
	西側淡水貯水設備への補給	西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプにより各種注水／補給する場合，西側淡水貯水設備の水が枯渇する前に代替淡水貯槽等の水を可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備に補給する。	
燃料確保	燃料給油	可搬型重大事故等対処設備等への給油を行う。	・第１項 （1.14）

島根原子力発電所　２号炉

第４表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（８／８）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
電源確保	代替所内電気設備による給電	蓄電池及び代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり，中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合，可搬型計測器により計測又は監視を行う。非常用所内電気設備の３系統全てが同時に機能喪失した場合，又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合に，代替所内電気設備により，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な設備へ給電する。	第３項，第４項 （1.14） 第３項，第４項 （1.15）
水源確保	低圧原子炉代替注水槽への補給	低圧原子炉代替注水槽を水源として低圧原子炉代替注水ポンプにより各種注水する場合，低圧原子炉代替注水槽の水が枯渇する前に輪谷貯水槽（西１）又は輪谷貯水槽（西２）の水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽に補給する。	第３項，第４項 （1.13）
燃料確保	燃料給油	可搬型重大事故等対処設備等への給油を行う。	第１項 （1.14）

備考

・設備及び運用の相違

【柏崎 6/7, 東海第二】

対応手段における対応設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）

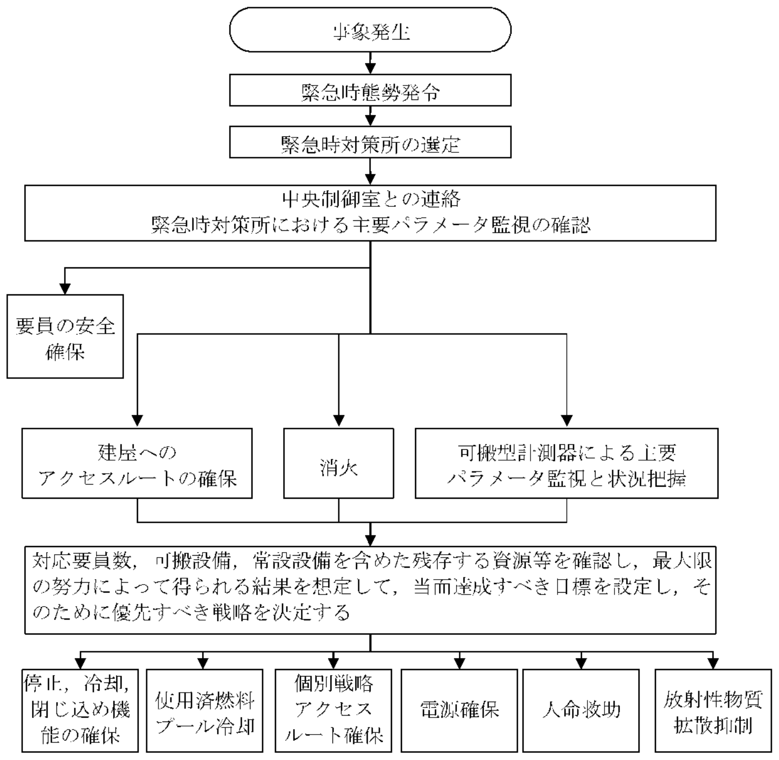
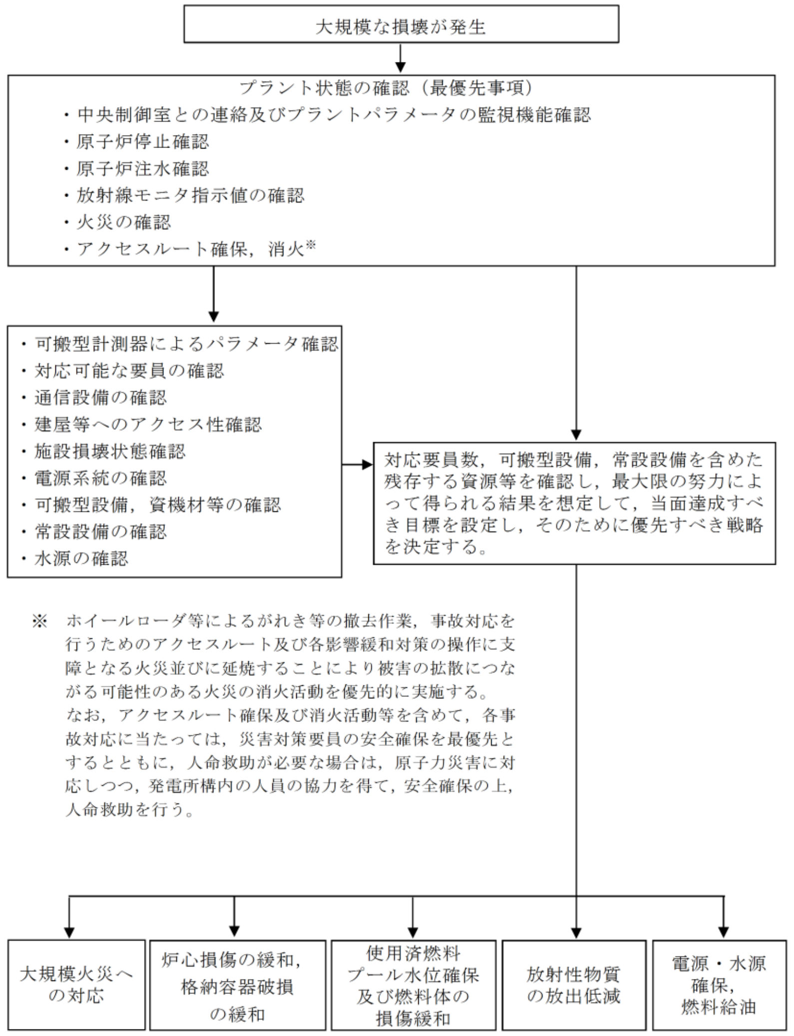


図2.1.3 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー

（プラント状況把握が困難な場合）

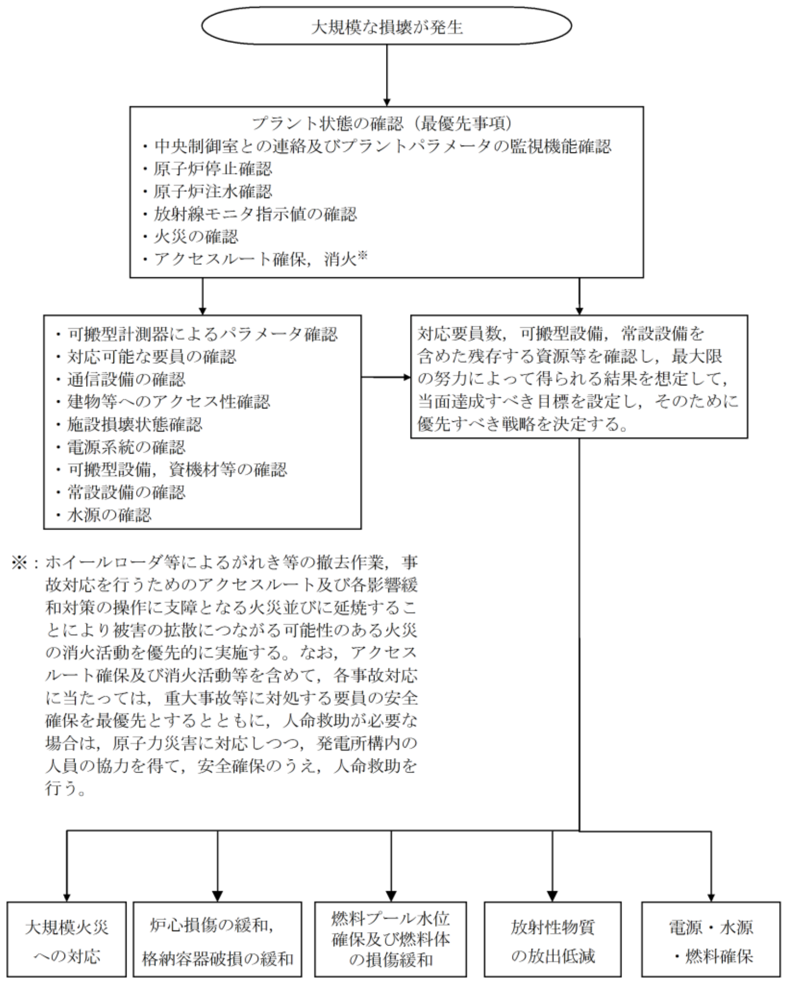
東海第二発電所（2018.9.18 版）



第 2.1.3 図　大規模損壊発生時の対応全体概略フロー

（プラント状況把握が困難な場合）

島根原子力発電所　２号炉



第３図　大規模損壊発生時の対応全体概略フロー

（プラント状況把握が困難な場合）

備考

・記載表現の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉は，事象初期のプラント状況確認の内容を詳しく記載しているが，実質的な相違はない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書	b．大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書	b.大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書	
大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に対応する手順については，(a)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。	大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に対応する手順については，(a)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。	大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に対応する手順については，(a)項に示す５つの活動を行うための手順を網羅する。	
また，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。	また，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。	また，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。	
なお，プラントパラメータの採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等による計測を第2優先とする。	なお，プラントパラメータの採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等による計測を第2優先とする。	なお，プラントパラメータの採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第１優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第２優先とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，補助盤室内の計器盤に可搬型計測器を接続して測定する
中央制御室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。	中央制御室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。	補助盤室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。	
技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。	技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。なお，大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。	技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。なお，大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，大規模損壊時に特化した手順を整備
(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書	(a)　5つの活動又は緩和対策を行うための手順書	(a)　５つの活動又は緩和対策を行うための手順書	
イ．大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等	イ．大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等	i　大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等	
大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として，故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し，放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。	大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として，故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し，放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。	大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として，故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し，放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。	
また，地震及び津波のような大規模な自然災害においては，施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても，同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。	また，地震及び津波のような大規模な自然災害においては，施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても，同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。	また，地震及び津波のような大規模な自然災害においては，施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても，同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。	
大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は，放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し，早期に準備が可能な大型化学高所放水車あるいは化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車による	大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は，放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し，早期に準備が可能な化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延	大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は，放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに，早期に準備が可能な小型放水砲，小型動力ポンプ付水槽車及び化学消防自動車	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。 　地震により建屋内部に火災が発生した場合において，屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため，これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお，当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しくは操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は，消火活動を速やかに実施し，操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には，次の手順で対応を行う。	焼防止のための消火を実施する。 　地震により建屋内部に火災が発生した場合において，屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため，これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお，当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しくは操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は，消火活動を速やかに実施し，操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には，次の手順で対応を行う。	による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。 　地震により建物内部に火災が発生した場合において，屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため，これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお，当該の対応において，事故対応を行うためのアクセスルート又は操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は，消火活動を速やかに実施し，操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には，次の手順で対応を行う。	
①アクセスルートに障害がない箇所があれば，その箇所を使用する。 ②複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合，最もアクセスルートを確保しやすい箇所を優先的に確保する。 ③ ①及び②いずれの場合も，予備としてもう１つの操作箇所へのアクセスルートを確保する。	①アクセスルートに障害がない箇所があれば，その箇所を使用する。 ②複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合，最もアクセスルートを確保しやすい箇所を優先的に確保する。 ③①及び②いずれの場合も，予備としてもう1つの操作箇所へのアクセスルートを確保する。	a)　アクセスルートに障害がない箇所があれば，その箇所を使用する。 b)　複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合，最もアクセスルートを確保しやすい箇所を優先的に確保する。 c)　a)及びb)いずれの場合も，予備としてもう１つの操作箇所へのアクセスルートを確保する。	
消火活動を行うに当たっては，火災発見の都度，次に示す(1)～(4)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し，優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。	消火活動を行うに当たっては，火災発見の都度，次に示す[1]～[4]の区分を基本に消火活動の優先度を判定し，優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。	消火活動を行うに当たっては，火災発見の都度，次に示すa)からd)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し，優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。	
(1)アクセスルート・操作箇所の確保のための消火 ①アクセスルート確保 ②車両及びホースルートの設置エリアの確保 （初期消火に用いる化学消防自動車，大型化学高所放水車等）	[1]　アクセスルート・操作箇所の確保のための消火 ・アクセスルート確保 ・車両及びホースルートの設置エリアの確保 （初期消火に用いる化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車等）	a)　アクセスルート及び操作箇所の確保のための消火 ・アクセスルート確保 ・車両及びホースルートの設置エリアの確保 （初期消火に用いる化学消防自動車等又は小型放水砲等）	
(2)原子力安全の確保のための消火 ③重大事故等対処設備が設置された建屋，放射性物質内包の建屋 ④可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保 ⑤大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及びホースルート，放水砲の設置エリアの確保	[2]　原子力安全の確保のための消火 ・重大事故等対処設備が設置された建屋，放射性物質内包の建屋 ・可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及びホースルート，放水砲の設置エリアの確保	b)　原子力安全の確保のための消火 ・重大事故等対処設備が設置された建物，放射性物質内包の建物 ・可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保 ・大型送水ポンプ車，ホースルート及び放水砲の設置エリアの確保	
(3)火災の波及性が考えられ，事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火	[3]　火災の波及性が考えられ，事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火	c)　火災の波及性が考えられ，事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
⑥可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所の確保 ⑦代替熱交換器車の設置エリアの確保 (4)その他火災の消火 (1)から(3)以外の火災は，対応可能な段階になってから，可能な範囲で消火する。 建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが，大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は，入域可能な状態になってから消火活動を実施する。 また，自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動の支援を行う場合は，発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で活動する。 ロ．炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。 ・原子炉停止機能が喪失した場合は，原子炉手動スクラム，冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制，ほう酸水注入，代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に，高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による	・可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所及び設置エリアの確保 [4]　その他火災の消火 [1] から [3] 以外の火災は，対応可能な段階になってから，可能な範囲で消火する。 建屋内外共に上記の考え方を基本に消火するが，大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は，入域可能な状態になってから消火活動を実施する。 消火活動に当たっては，現場間では無線連絡設備を使用するとともに，現場と災害対策本部間では衛星電話設備を使用し，連絡を密にする。無線連絡設備及び衛星電話設備での連絡が困難な建屋内において火災が発生している場合には，複数ある別の対応手段を選択して事故対応を試みるとともに，火災に対しては連絡要員を配置する等により外部との通信ルート及び自衛消防隊員の安全を確保した上で，対応可能な範囲の消火活動を行う。 また，自衛消防隊以外の重大事故等対応要員が消火活動を行う場合は，災害対策本部の指揮命令系統の下で活動する。 ロ．炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。 ・原子炉停止機能が喪失した場合は，原子炉手動スクラム，再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制，ほう酸水注入，代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に，高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系に	・可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所及び設置エリアの確保 d)　その他火災の消火 a)からc)以外の火災は，対応可能な段階になってから，可能な範囲で消火する。 建物内外ともに上記の考え方を基本に消火するが，大型航空機衝突による建物内の大規模な火災時は，入域可能な状態になってから消火活動を実施する。 消火活動に当たっては，現場間及び現場と緊急時対策本部間では無線通信設備を使用し，連絡を密にする。無線通信設備での連絡が困難な建物内において火災が発生している場合には，複数ある別の対応手段を選択して事故対応を試みるとともに，火災に対しては連絡要員を配置する等により外部との通信ルート及び自衛消防隊の安全を確保したうえで，対応可能な範囲の消火活動を行う。 また，自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動の支援を行う場合は，緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で活動する。 ⅱ　炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。 ・原子炉停止機能が喪失した場合は，原子炉手動スクラム，原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制，ほう酸水注入，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に，高圧原子炉代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，常設代替直流電源設備	 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は移動式代替熱交換設備の設置エリアと大型送水ポンプ車，ホースルート及び放水砲設置エリアと同様であることから記載していない ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，消火活動で使用する通信連絡設備について記載 ・運用の相違 【東海第二】 島根２号炉は，現場と緊急時対策本部間の連絡も無線通信設備を使用

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において，原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は，逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は，残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）を優先し，全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による発電用原子炉の冷却を試みる。 ハ．原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等 原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。 ・残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）が故	よる発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において，原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は，逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は，残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系を優先し，全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による発電用原子炉の冷却を試みる。 ハ．原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等 原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障又は全交	より給電される高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動により発電用原子炉の冷却を試みる。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は，逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は，残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系を優先し，全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。 ⅲ　原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等 原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。 ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障又は全交	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，低圧炉心スプレイ系を設置 島根２号炉は，四十七条の重大事故等対処設備として，低圧原子炉代替注水系（常設）を新規で設置したことから，復水輸送系を自主対策設備として整備 【東海第二】 島根２号炉は，東海第二の代替循環冷却系と同様な設備である，残留熱代替除去系を五十条の重大事故対処設備と位置付けており，原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備として使用

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は，代替格納容器スプレイ冷却系，消火系及び可搬型代替注水ポンプにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	流動力電源喪失により機能が喪失した場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），消火系及び補給水系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	流動力電源喪失により機能が喪失した場合は，格納容器代替スプレイ系（常設），消火系，復水輸送系，格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，低圧炉心スプレイ系を設置 島根２号炉は，四十七条の重大事故等対処設備として，低圧原子炉代替注水系（常設）を新規で設置したことから，復水輸送系を自主対策設備として整備
・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は，代替原子炉補機冷却系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。	・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。	・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は，原子炉補機代替冷却系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は，可搬の原子炉補機代替冷却系を四十八条の重大事故等対処設備としているが，東海第二は常設の緊急用海水系を重大事故等対処設備としている
・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため，格納容器圧力逃がし装置により，原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。	・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため，格納容器圧力逃がし装置により，原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。	・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため，格納容器フィルタベント系により，原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。	
・炉心の著しい損傷が発生した場合において　原子炉格納容器の破損を防止するため，代替循環冷却により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。	・炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，代替循環冷却により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。	・炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，残留熱代替除去系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。	
・炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器下部注水を行う。	・炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心・コンクリート相互作用や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため，ペデスタル（ドライウェル部）へ注水を行う。	・炉心の著しい損傷が発生した場合において，ＭＣＣＩや溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器下部への注水を行う。	
・原子炉格納容器内に水素ガスが放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態になっているが，炉心の著しい損傷が発生し，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は，可燃性ガス濃度制御系による水素ガス又	・原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態になっているが，炉心の著しい損傷が発生し，ジルコニウムー水反応並びに水の放射線分解等による水素及び酸素の発生によって水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は，可燃性ガス濃度制御系による水素及び	・原子炉格納容器内に水素ガスが放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態になっているが，炉心の著しい損傷が発生し，ジルコニウムー水反応，水の放射線分解等による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は，可燃性ガ	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
は酸素ガスの濃度を抑制する。 さらに，格納容器圧力逃がし装置により水素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。	酸素の濃度を抑制する。また，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し，更に酸素濃度が上昇する場合においては，格納容器圧力逃がし装置により水素を原子炉格納容器外に排出する手段を有している。	ス濃度制御系による水素ガス又は酸素ガスの濃度を抑制する。また，可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し，さらに，格納容器フィルタベント系により水素ガス及び酸素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。	・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，格納容器への窒素供給について記載
ニ．使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 使用済燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。使用済燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。	ニ．使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 使用済燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。使用済燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。	ⅳ　燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。	
・使用済燃料プールの状態を監視するため，使用済燃料貯蔵プール水位計，使用済燃料貯蔵プール温度計，燃料取替機エリア放射線モニタ，使用済燃料貯蔵プール監視カメラを使用する。	・使用済燃料プールの状態を監視するため，使用済燃料プール水位・温度，使用済燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プール監視カメラを使用する。	・燃料プールの状態を監視するため，燃料プール水位（ＳＡ），燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）及び燃料プール監視カメラ（ＳＡ）を使用する。	
・使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい，その他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合は，燃料プール代替注水系（常設），燃料プール代替注水系（可搬型）及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，臨界を防止する。	・使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい，その他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合は，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン），可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン），可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，臨界を防止する。	・燃料プールの注水機能の喪失又は燃料プールからの水の漏えい，その他の要因により燃料プールの水位が低下した場合は，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ），燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）及び消火系により燃料プールへ注水することにより，燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，臨界を防止する。	・設備の相違 【東海第二】 東海第二は，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールへの注水およびスプレイ設備を整備
・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合，常設スプレイヘッダ又は可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止するとともに，環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。	・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合，常設スプレイヘッダ又は可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止するとともに，環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。	・燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位維持が行えない場合，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールスプレイを実施することで，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止するとともに，環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は，放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。	・原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は，放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。	・原子炉建物の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建物に近づけない場合は，放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。	
ホ．放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等 放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。	ホ．放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等 放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。	ｖ　放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等 放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。	
・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合，大容量送水車，放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。	・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。	・原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合，大型送水ポンプ車，放水砲により原子炉建物に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。	
	・その際，放水することで放射性物質を含む汚染水が一般排水路を通って雨水排水路集水桝又は放水路から海へ流れ出すため，汚濁防止膜を設置することで，海洋への拡散範囲を抑制する。		
・その際，防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。	・防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。	・その際，防波壁の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。	
		・放水することで放射性物質を含む汚染水が雨水排水路及び２号炉放水接合槽から海へ流れ出すためシルトフェンスを設置することで，海洋への拡散範囲を抑制する。	
・また，汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況）である場合，大津波警報又は津波警報が解除された後に汚濁防止膜の設置を開始する。		・また，シルトフェンスの設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況等）である場合，大津波警報又は津波警報等が解除された後にシルトフェンスの設置を開始する。	
(b)「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は，高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水機能である。 この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整	(b)　「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉への注水機能である。 この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却する対処設備及び手	(b)　「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」 ｉ　重大事故等対策に係る手順 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水機能である。 この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却する対処設備及び手	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.5参照） ・高圧注水系が機能喪失した場合において，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し，復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。 ・全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により高圧注水系での発電用原子炉の冷却に使用できない場合において，高圧代替注水系が起動できない場合，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。 ・高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合，ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による発電用原子炉へのほう酸水注入を実施する。	順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（第2.1.5表参照） ・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。 ・全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において，高圧代替注水系が起動できない場合，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。 ・高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合，ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による発電用原子炉へのほう酸水注入を実施する。	順を整備する。 ⅱ　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す（第５表参照）。 ・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において，中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合，現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。 ・全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において，高圧原子炉代替注水系が起動できない場合，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。 ・高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失において，高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合，ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注水を実施する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合，原子炉補機冷却系により冷却水を確保し，復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を実施する。	・高圧炉心スプレイ系の機能喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合，電源及び原子炉補機冷却系による冷却水を確保し，復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。	・高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失において，高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合は，原子炉補機冷却系（原子炉補機系水系を含む。）により冷却水を確保し，復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）

表2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2) (1/6)

(重大事故等対処設備（設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等
			復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 直流 125V 蓄電池 A 直流 125V 充電器 A	重大事故等対処設備	
		高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 復水補給水系配管 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等
			復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所（2018.9.18版）

第2.1.5表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）

対応手段，対処設備，手順書一覧（1/6）

（設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等対処設備として使用する発電用原子炉の冷却）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
設計基準事故対処設備	－	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書
		高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
※4：運転員等による操作不要の設備である。

島根原子力発電所　２号炉

第５表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）（１／６）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備※1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備※1	重大事故等対処設備	
		高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ・ポンプ 高圧炉心スプレイ系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ 高圧炉心スプレイ補機冷却系 非常用交流電源設備※1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）

表2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2) (2/6)

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
フロントライン系故障時	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7 号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等
			第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	
		高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7 号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／6）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	常設高圧代替注水系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	常設高圧代替注水系ポンプ 高圧代替注水系タービン止め弁 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
※4：運転員等による操作不要の設備である。

島根原子力発電所　２号炉

第５表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）（２／６）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※1 可搬型直流電源設備※1 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」
		高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
　対応手段における対応設備の相違

・記載表現の相違
【東海第二】
　東海第二は，代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電について，対応手段，対処設備，手順書一覧（4／6）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉

表2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2) (3/6)

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RCIC 現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC 現場起動（排水処理）」
			復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	
	全交流動力電源	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	― ※1
			復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備	
			第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	
		可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 可搬型直流電源設備 ※1	重大事故等対処設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／6）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料給油設備※2	自主対策設備	
	全交流動力電源	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
※4：運転員等による操作不要の設備である。

島根原子力発電所　２号炉

第５表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）（３／６）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作要領書 「ＲＣＩＣによる原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水処理」
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料補給設備※1	自主対策設備	
	全交流動力電源	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備※1 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	重大事故等対処設備	
		可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備※1 可搬型直流電源設備※1	重大事故等対処設備	

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二は，代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電について，対応手段，対処設備，手順書一覧（4／6）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　(2017.12.20版)	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
表2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2)(4/6)	対応手段，対処設備，手順書一覧（4／6）	第５表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）（４／６）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 対応手段における対応設備の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は，自主対策設備として直流給電車を整備 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は，可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電について，第５表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）(3/6)にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源	直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 直流給電車及び電源車 ※1	自主対策設備	－ ※1

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源	代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
※4：運転員等による操作不要の設備である。

島根原子力発電所　２号炉

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源	直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ サプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備※1 所内常設蓄電式直流電源設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉

表2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2) (5/6)

（監視及び制御）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
監視及び制御	－	高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等
			原子炉水位（狭帯域） 復水貯蔵槽水位	自主対策設備	
		高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「HPAC現場起動」
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RCIC現場起動」
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／6）

（監視及び制御）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
監視及び制御	－	高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 高圧代替注水系系統流量 サプレッション・プール水位	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器※3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧代替注水系系統流量 可搬型計測器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器※3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉隔離時冷却系系統流量 可搬型計測器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
※4：運転員等による操作不要の設備である。

島根原子力発電所　２号炉

第５表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）（５／６）

（監視及び制御）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
監視及び制御	－	高圧原子炉代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 高圧原子炉代替注水流量 サプレッション・プール水位（ＳＡ）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」
			原子炉水位（狭帯域）	自主対策設備	
		高圧原子炉代替注水系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉水位（可搬型計測器） 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉圧力（可搬型計測器）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」
			原子炉水位（狭帯域） 高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力 高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉水位（可搬型計測器） 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉圧力（可搬型計測器）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＲＣＩＣによる原子炉注水」
			原子炉水位（狭帯域） 原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉

表2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2)（6/6）

（重大事故等の進展抑制）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
重大事故等の進展抑制	－	ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入）	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによる原子炉注水」
			第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	
		ほう酸水注入系による進展抑制（注水）	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系テストタンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系 消火系 純水補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 第二代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	
		制御棒駆動系による進展抑制	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵槽 制御棒駆動系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備 ※1 第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注水」
		高圧炉心注水系緊急注水による進展抑制	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系配管 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／6）

（重大事故等の進展抑制）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等の進展抑制	－	ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入）	ほう酸水注入ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 ほう酸水貯蔵タンク※1 ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		ほう酸水注入系による進展抑制（注水）	ほう酸水注入ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 ほう酸水貯蔵タンク※1 ほう酸水注入系配管・弁 純水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 復水貯蔵タンク※1 制御棒駆動水圧系配管・弁 補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
※4：運転員等による操作不要の設備である。

島根原子力発電所　２号炉

第５表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）（６／６）

（重大事故等の進展抑制時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等の進展抑制	－	制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系　配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＣＲＤによる原子炉注水」
		ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入）	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系　配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 （原子炉圧力容器内部） 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＳＬＣによる原子炉注水」
		ほう酸水注入系による進展抑制（注水）	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系　テストタンク ほう酸水注入系　配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 （原子炉圧力容器内部） 復水輸送系 消火系 補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＳＬＣによる原子炉注水」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
　対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
　島根２号炉の高圧炉心スプレイ系は，常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから，重大事故等時の対応手段として期待しない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(c)「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による減圧機能である。 インターフェイスシステムLOCA発生時は，原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお，損傷箇所の隔離ができない場合は，逃がし安全弁による原子炉減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制する。 これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時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緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順の例を次に示す。（表2.1.6参照） ・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，可搬型直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を開放して発電用原子炉を減圧する。 ・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，現場多重伝送盤にて逃がし安全弁（自	(c)　「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は，逃がし安全弁（自動減圧機能）による減圧機能である。 インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時は，原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお，損傷箇所の隔離ができない場合は，逃がし安全弁による原子炉減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制する。 これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時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緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順の例を次に示す。（第2.1.6表参照） ・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。 ・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機	(c)　「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」 ⅰ　重大事故等対策に係る手順 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による減圧機能である。 インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時は，原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお，損傷箇所の隔離ができない場合は，逃がし安全弁による原子炉減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制する。 これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備及び手順を整備する。 ⅱ　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時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緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順の例を次に示す（第６表参照）。 ・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁を開放して，発電用原子炉を減圧する。 ・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，補助盤室にて逃がし安全弁の	・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 島根２号炉は，自動減圧機能有無に関わらず給電する構成

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
動減圧機能付き）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放して発電用原子炉を減圧する。	能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。	作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を接続し，逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。	
・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合，代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（自動減圧機能なしD,E,K又はU）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し，逃がし安全弁（自動減圧機能なしD,E,K又はU）を開放して発電用原子炉を減圧する。	・逃がし安全弁の駆動に必要なアキュムレータの供給圧力の喪失により逃がし安全弁（自動減圧機能）が喪失した場合，非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能（自動減圧機能なしＡ，Ｇ，Ｓ及びＶ））の電磁弁排気ポートへ窒素を供給し，逃がし安全弁（逃がし弁機能（自動減圧機能なしＡ，Ｇ，Ｓ及びＶ））を開放して発電用原子炉を減圧する。	・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合，逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なしＡ及びＪ）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し，逃がし安全弁（自動減圧機能なしＡ及びＪ）を開放して発電用原子炉を減圧する。	・故障想定の相違 【東海第二】 島根２号炉は，常設直流電源系統喪失を想定。東海第二は，窒素供給圧力喪失を想定 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる弁数の相違
・不活性ガス系からの窒素ガスの供給が喪失し，逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力低下した場合，供給源を高圧窒素ガスボンベに切り替えることで逃がし安全弁の機能を確保する。	・窒素供給系からの窒素の供給が喪失し，逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合，供給源を非常用窒素供給系高圧窒素ボンベに切り替えることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を確保する。	・窒素ガス制御系からの作動窒素ガスの供給が喪失し，逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合，供給源が逃がし安全弁用窒素ガスボンベに自動で切り替わることで逃がし安全弁の機能が確保される。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，圧力低信号によりボンベ出口弁が自動開

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所 2号炉	備考
表2.1.6 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.3)(1/4)	第2.1.6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3） 対応手段，対処設備，手順書一覧（1／7）	第6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3）（1／4）	・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 対応手段における対応設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉

表2.1.6 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.3)(1/4)

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	原子炉減圧の自動化	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） 自動減圧系の起動阻止スイッチ 逃がし安全弁（自動減圧機能付きC，H，N，Tの4個） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	－ ※1，※2
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
		手動操作による原子炉減圧（逃がし安全弁）	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内蓄電式直流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「減圧冷却」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」
			第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備	
		手動操作による原子炉減圧（タービンバイパス弁）	タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「減圧冷却」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」

※1：代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
※5：原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

東海第二発電所

第2.1.6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3）

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／7）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	過渡時自動減圧機能 自動減圧系の起動阻止スイッチ 逃がし安全弁（自動減圧機能）※2 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	－※1
		手動操作による減圧（逃がし安全弁の手動操作による減圧）	逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 代替所内電気設備 燃料給油設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－1」 重大事故等対策要領
			逃がし安全弁（逃がし弁機能） 逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	

※1：運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。
※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。
※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。
※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／7）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	手動操作による減圧（タービン・バイパス弁の手動操作による減圧）	タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等

※1：運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。
※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。
※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。
※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。

島根原子力発電所 2号炉

第6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3）（1／4）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） 逃がし安全弁（自動減圧機能付きB，Mの2個） 主蒸気系 配管・クエンチャ 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	－※1，※2
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
		手動操作による減圧（逃がし安全弁）	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型直流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース）「減圧冷却」等 事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－1」
		手動操作による減圧（タービンバイパス弁）	タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース）「減圧冷却」等

※1：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.6 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.3)(2/4)

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備 ※3 AM用切替装置（SRV） 常設代替直流電源設備 逃がし安全弁（自動減圧機能なし） 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 逃がし安全弁（自動減圧機能付き） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」
		代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	高圧窒素ガス供給系(代替逃がし安全弁駆動装置) 逃がし安全弁（自動減圧機能なしD,E,K,Uの４個） 主蒸気系配管・クエンチャ	自主対策設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書「代替SRV駆動装置によるSRV開放」
	－	高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保	高圧窒素ガスボンベ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書「SRV駆動源確保」

※1:代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4:想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
※5:原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／7）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備※3 代替所内電気設備 常設代替直流電源設備 逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 逃がし安全弁（自動減圧機能）※4 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書

※1：運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：過渡時自動減圧機能の対象はＢ及びＣである。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。
※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はＡ，Ｇ，Ｓ及びＶである。
※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。

島根原子力発電所　２号炉

第６表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3）（２／４）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 ＳＲＶ用電源切替盤 逃がし安全弁 主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース）「急速減圧」「電源復旧」 ＡＭ設備別操作要領書「ＳＲＶ駆動源確保（ＳＲＶ電源切替）」
		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室） 逃がし安全弁 主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース）「急速減圧」「電源復旧」 ＡＭ設備別操作要領書「ＳＲＶ駆動源確保（ＳＲＶ用蓄電池）」 原子力災害対策手順書「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作（補助盤室）」
		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物） 逃がし安全弁（自動減圧機能付きＢ，Ｍの２個） 主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース）「急速減圧」「電源復旧」 ＡＭ設備別操作要領書「ＳＲＶ駆動源確保（ＳＲＶ用蓄電池）」 原子力災害対策手順書「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作（原子炉建物）」
		逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備 逃がし安全弁（自動減圧機能なしＡ，Ｊの２個） 主蒸気系　配管・クエンチャ	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース）「急速減圧」 ＡＭ設備別操作要領書「ＳＲＶＤＳによるＳＲＶ開放」 原子力災害対策手順書「逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による主蒸気逃がし安全弁開放」
	－	逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ 逃がし安全弁窒素ガス供給系　配管・弁 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 常設代替交流電源設備※3 所内常設蓄電式直流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型直流電源設備※3	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース）「急速減圧」 ＡＭ設備別操作要領書「ＳＲＶ駆動源確保（窒素ガスボンベ）」

※１：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。
※２：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※４：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

備考

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，自主対策設備として原子炉建物内にも主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を設置

・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二は，非常用窒素供給系による窒素確保，非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧について，対応手段，対処設備，手順書一覧（4／7）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

東海第二発電所（2018.9.18版）

<u>対応手段，対処設備，手順書一覧（4／7）</u>

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	－	非常用窒素供給系による窒素確保	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ 逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用窒素供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設直流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 代替所内電気設備 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書
		可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保	逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用窒素供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設直流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 代替所内電気設備 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型窒素供給装置（小型）	自主対策設備	
		非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）※5 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		逃がし安全弁の背圧対策	非常用窒素供給系 非常用逃がし安全弁駆動系	重大事故等対処設備	－※6

※1：運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：過渡時自動減圧機能の対象はＢ及びＣである。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。
※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はＡ，Ｇ，Ｓ及びＶである。
※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。

備考

・設備の相違
【東海第二】
島根２号炉は，逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保により駆動源を確保

・記載表現の相違
【東海第二】
島根２号炉は，逃がし安全弁の背圧対策について，第６表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3）(3/4)にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.6 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.3)(3/4)

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
サポート系故障時	－	逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスボンベ 高圧窒素ガス供給系配管・弁	重大事故等対処設備	－ ※4
	全交流動力電源 常設直流電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等対処設備	－ ※3
			直流給電車及び電源車 ※3	自主対策設備	
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等対処設備	
			第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備	

※1:代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4:想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
※5:原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／7）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池及び充電器（常設直流電源）	代替直流電源設備による復旧	可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池（常設直流電源）	代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：過渡時自動減圧機能の対象はＢ及びＣである。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。
※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はＡ，Ｇ，Ｓ及びＶである。
※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。

島根原子力発電所　２号炉

第６表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3）（３／４）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	－	逃がし安全弁の背圧対策	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ 逃がし安全弁窒素ガス供給系　配管・弁	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水ー1」 AM設備別操作要領書「ＳＲＶ背圧対策」 原子力災害対策手順書「窒素ガスボンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策」
	常設直流電源 全交流動力電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備※3	重大事故等対処設備	－※3
			直流給電車※3	自主対策設備	
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備※3 代替所内電気設備※3 可搬型代替交流電源設備※3	重大事故等対処設備	

※１：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。
※２：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※４：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

備考

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
　対応手段における対応設備の相違

・記載表現の相違
【東海第二】
　東海第二は，逃がし安全弁の背圧対策について，対応手段，対処設備，手順書一覧（4／7）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.6 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.3)(4/4)

（原子炉格納容器の破損の防止，インターフェイスシステム LOCA 発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
原子炉格納容器の破損の防止	−	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」
インターフェイスシステム LOCA発生時	−	発電用原子炉の減圧	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「原子炉建屋制御」等 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」
			タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	
		原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	高圧炉心注水系注入隔離弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
		原子炉建屋原子炉区域内の圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建屋ブローアウトパネル ※5	重大事故等対処設備	

※1:代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4:想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
※5:原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／7）

（原子炉格納容器の破損防止）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の破損防止	−	炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設直流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＡＭ初期対応」 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」 重大事故等対策要領
			逃がし安全弁（逃がし弁機能） 逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	

※1：運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：過渡時自動減圧機能の対象はＢ及びＣである。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。
※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はＡ，Ｇ，Ｓ及びＶである。
※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／7）

（インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時	−	インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応	逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 高圧炉心スプレイ系注入弁 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 低圧炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系Ａ系注入弁 残留熱除去系Ｂ系注入弁 残留熱除去系Ｃ系注入弁	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「原子炉建屋制御」 重大事故等対策要領
			逃がし安全弁（逃がし弁機能） 逃がし弁機能用アキュムレータ タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	

※1：運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：過渡時自動減圧機能の対象はＢ及びＣである。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。
※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はＡ，Ｇ，Ｓ及びＶである。
※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。

島根原子力発電所　２号炉

第６表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3）（４／４）

（原子炉格納容器の破損防止，インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の破損防止	−	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁 主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型直流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水−1」
インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時	−	発電用原子炉の減圧	逃がし安全弁 主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「二次格納施設制御」等
			タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	
		原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	残留熱除去系注水弁 低圧炉心スプレイ系注水弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
		原子炉建物原子炉棟の圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル※4	重大事故等対処設備	

※１：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。
※２：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※４：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

備考

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
　対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【東海第二】
　島根２号炉は，ブローアウトパネルについて説明を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(d)「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は，残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水機能である。 この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。	(d)　「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉への注水機能である。 この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。	(d)　「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」 i　重大事故等対策に係る手順 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は，残留熱除去系（低圧注水モード），低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水機能である。 この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，低圧炉心スプレイ系が設置されており，重大事故等時の対応において復旧することを想定。また，設計基準拡張設備として整備
ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時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緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.7参照）	ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時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緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（第2.1.7表参照）	ii　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時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緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉を冷却するための手順の例を次に示す（第７表参照）。	
・常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合，低圧代替注水系(常設)，低圧代替注水系(可搬型)及び消火系による原子炉圧力容器への注水の3手段について，同時並行で注水準備を開始する。	・常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水について，同時並行で注水準備を開始する。	・常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合，低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水について，同時並行で注水準備を開始する。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，常設による注水手段で最初に着手する低圧原子炉代替注水系（常設）と同時に可搬の低圧原子炉代替注水系(可搬型)に着手

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合，上記手段のうちポンプ1台以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で，その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系の手段のうち，起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で，その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合，低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型），復水輸送系及び消火系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統１系統以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で，その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は，東海第二の代替循環冷却系と同様な設備である，残留熱代替除去系を五十条の重大事故対処設備と位置付けており，技術的能力 1.7 にて手順を整備
また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上又は上記手段のうち2系以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で，逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し，原子炉圧力容器への注水を開始する。	また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系の手段のうち，低圧で原子炉圧力容器へ注水可能な系統1系統以上が起動し，注水ラインの系統構成が完了した時点で，逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し，原子炉圧力容器への注水を開始する。	また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型），復水輸送系及び消火系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統１系統以上を起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し，原子炉圧力容器への注水を開始する。	
原子炉圧力容器への注水に使用する手段は，準備が完了した系統のうち，低圧代替注水系(常設)，消火系，低圧代替注水系(可搬型)の順で選択する。	原子炉圧力容器への注水に使用する手段は，準備が完了した手段のうち，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系，補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。	原子炉圧力容器への注水に使用する手段は，準備が完了した系統のうち，低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系，低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，四十七条の重大事故等対処設備として，低圧原子炉代替注水系（常設）を新たに設置したことから，復水輸送系を自主対策設備として整備
なお，原子炉圧力容器内の水位が不明になる等，発電用原子炉を満水にする必要がある場合は，上記手段に加え給水系，復水系，残留熱除去系(低圧注水モード)又は高圧炉心注水系を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。	なお，原子炉圧力容器内の水位が不明になる等，発電用原子炉を満水にする必要がある場合は，上記手段に加え給水系，復水系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。	なお，原子炉圧力容器内の水位が不明になる等，発電用原子炉を満水にする必要がある場合は，上記手段に加え復水・給水系，残留熱除去系（低圧注水モード），高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系を使用し，原子炉圧力容器への注水を実施する。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は，東海第二の代替循環冷却系と同様な設備である，残留熱代替除去系を五十条の重大事故対処設備と位置付けており，技術的能力 1.7 にて手順を整備

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.4)(1/8)

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ ※6 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備(設計基準拡張)	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備(設計基準拡張)	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「減圧冷却」等 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP原子炉水位・温度制御」
			原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象
※5:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

東海第二発電所（2018.9.18版）

第2.1.7表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／9）

（設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等対処設備として使用する発電用原子炉の冷却）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
設計基準事故対処設備	－	残留熱除去系（低圧注水系）による発電用原子炉の冷却	残留熱除去系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－1」等 ＡＭ設備別操作手順書
		低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ系ポンプ サプレッション・チェンバ 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－1」等 ＡＭ設備別操作手順書
		残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系ポンプ 原子炉圧力容器 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－1」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）（１／９）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ※5 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
		低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ・ポンプ 低圧炉心スプレイ系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ジェットポンプ 原子炉再循環系　配管 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース）「減圧冷却」等
			原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【柏崎6/7】
島根２号炉は，低圧炉心スプレイ系が設置されており，重大事故等時の対応において復旧することを想定。
また，設計基準拡張設備として整備

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.4)(2/8)

（発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉注水）」 ※1
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			防火水槽 ※1，※5 淡水貯水池 ※1，※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※4：復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁が対象
※5：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ b）項を満足するための代替淡水源（措置）
※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（２／９）

（発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系Ｃ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系Ｃ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）（２／９）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＦＬＳＲポンプによる原子炉注水」
		復水輸送系による発電用原子炉の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＣＷＴによる原子炉注水」
		消火系による発電用原子炉の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違
・設備の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，四十七条の重大事故等対処設備として，低圧原子炉代替注水系（常設）を新たに設置したことから，復水輸送系を自主対策設備として整備
・設備の相違
【東海第二】
島根２号炉は，東海第二の代替循環冷却系と同様な設備である，残留熱代替除去系を五十条の重大事故対処設備と位置付けており，技術的能力 1.7 にて手順を整備
・記載表現の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉への注水については，第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）（3/9）にて記載
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 の消火系による発電用原子炉への注水については，表

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）（3/8）にて記載 【東海第二】 　東海第二の消火系，補給水系による発電用原子炉への注水については，対応手段，対処設備，手順書一覧（3／9）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考
表2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.4)(3/8)	対応手段，対処設備，手順書一覧（3／9）	第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）（３／９）	・設備の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 対応手段における対応設備の相違 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却については，表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.4)(2/8)にて記載 【東海第二】 東海第二の低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却については,対処設備,手順書一覧(2／9)にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉

（発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※4：復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁が対象
※5：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

東海第二発電所

（発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		補給水系による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　2号炉

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉

表2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.4)(4/8)

（発電用原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧	サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ ※6 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象
※5:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

東海第二発電所

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／9）

（発電用原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 残留熱除去系海水系	代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧	残留熱除去系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	
		代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧	低圧炉心スプレイ系ポンプ サプレッション・チェンバ 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）（４／９）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧	サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＲＨＲによる原子炉注水」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
		常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧	サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＬＰＣＳによる原子炉注水」
			低圧炉心スプレイ・ポンプ 低圧炉心スプレイ系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違
・設備の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，低圧炉心スプレイ系が設置されており，重大事故等時の対応において復旧することを想定。
また，設計基準拡張設備として整備

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.4)(5/8)

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書「MUWC による原子炉注水」
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」 ※1
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		消火系による残存溶融炉心の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象
※5:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／9）

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	低圧代替注水系（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※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－4」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		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※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－4」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		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 サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－4」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）（５／９）

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－4」等 AM設備別操作要領書「ＦＬＳＲポンプによる原子炉注水」
		復水輸送系による残存溶融炉心の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－4」等 AM設備別操作要領書「ＣＷＴによる原子炉注水」
		消火系による残存溶融炉心の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－4」等 AM設備別操作要領書「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違
・設備の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，四十七条の重大事故等対処設備として，低圧原子炉代替注水系（常設）を新たに設置したことから，復水輸送系を自主対策設備として整備
・設備の相違
【東海第二】
島根２号炉は，東海第二の代替循環冷却系と同様な設備である，残留熱代替除去系を五十条の重大事故対処設備と位置付けており，技術的能力 1.7 にて手順を整備
・記載表現の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却については，第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）(6/9) にて記載
【東海第二】
東海第二の消火系，補給水系による残存溶融炉心の冷却については，対応手段，対処設

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			備，手順書一覧（6／9）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／9）

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	消火系による残存溶融炉心の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		補給水系による残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－４」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）（６／９）

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－４」等 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

備考

・設備の相違
【東海第二】
　対応手段における対応設備の相違
・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
　柏崎 6/7 の低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却については，表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.4)(5/8)にて記載
【東海第二】
　東海第二の低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却については，対処設備，手順書一覧(5／9)にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.4)(6/8)

（発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉注水）」 ※1
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象
※5:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／9）

（発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系Ｃ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系Ｃ系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）（７／９）

（原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「ＦＬＳＲポンプによる原子炉注水」
		復水輸送系による発電用原子炉の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「ＣＷＴによる原子炉注水」
		消火系による発電用原子炉の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
対応手段における対応設備の相違
・設備の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，四十七条の重大事故等対処設備として，低圧原子炉代替注水系（常設）を新たに設置したことから，復水輸送系を自主対策設備として整備
・設備の相違
【東海第二】
島根２号炉は，東海第二の代替循環冷却系と同様な設備である，残留熱代替除去系を五十条の重大事故対処設備と位置付けており，技術的能力 1.7 にて手順を整備
・記載表現の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
島根２号炉の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却については，第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）(8/9) にて記載
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 の消火系による発電用原子炉の冷却については，表 2.1.7 機能喪失を想定

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考
			する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.4)（7/8）にて記載 【東海第二】 東海第二の消火系，補給水系による発電用原子炉の冷却については，対応手段，対処設備，手順書一覧（8／9）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.4)(7/8)

（発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※4：復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁が対象
※5：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（8／9）

（発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		補給水系による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱	原子炉冷却材浄化系ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 再循環系配管・弁 原子炉冷却材浄化系配管・弁 給水系配管・弁 原子炉補機冷却系ポンプ 原子炉補機冷却系熱交換器 原子炉補機冷却系配管・弁 補機冷却系海水系ポンプ	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）（８／９）

（原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース）「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	
		原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱	原子炉浄化補助ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉浄化系非再生熱交換器 原子炉再循環系　配管・弁 原子炉浄化系　配管・弁 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース）「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書「ＣＵＷによる原子炉除熱」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違
・設備の相違
【東海第二】
島根２号炉は，発電用原子炉停止中において，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉を除熱
・記載表現の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉の消火系による発電用原子炉の冷却については，第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）（7/9）にて記載
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 の低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却については，表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.4)(8/8)にて記載
【東海第二】
島根２号炉の補給水系による発電用原子炉の冷却については，対応手段，第 2.1.7 表機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）対

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考
			処設備，手順書一覧(7／9)にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.4)(8/8)

（発電用原子炉停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧	原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象
※5:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（9／9）

（発電用原子炉停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 残留熱除去系海水系	代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧	残留熱除去系ポンプ 原子炉圧力容器 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）（９／９）

（原子炉停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧	原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系※3 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「ＲＨＲによる原子炉除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ジェットポンプ 原子炉再循環系　配管 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(e)「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 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ための機能は，残留熱除去系，原子炉補機冷却海水系及び原子炉補機冷却系による冷却機能である。 この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を，最終ヒートシンクへ輸送するための対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例を次に示す。（表2.1.8参照） ・原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合，原子炉補機冷却系の系統構成を行い，代替原子炉補機冷却系により，補機冷却水を供給するする。 ・残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	(e)　「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 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ための機能は，残留熱除去系及び残留熱除去系海水系による冷却機能である。 この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を，最終ヒートシンクへ輸送するための対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例を次に示す。（第2.1.8表参照） ・残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合，残留熱除去系海水系の系統構成を行い，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により，補機冷却用の海水を供給する。 ・残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	(e)　「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」 ⅰ　重大事故等対策に係る手順 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ための機能は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）並びに原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却機能である。 この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，サプレッション・チェンバに蓄積された熱を，最終ヒートシンクへ輸送するための対処設備及び手順を整備する。 ⅱ　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例を次に示す（第８表参照）。 ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能が喪失した場合，原子炉補機冷却系の系統構成を行い，原子炉補機代替冷却系により，補機冷却水を供給する。 ・残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，残留熱代替除去系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。 ・残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器フィルタベント系により，最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，残留熱代替除去系を四十八条の自主対策設備として使用する

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	・残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	・残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，耐圧強化ベントラインを使用して最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5)(1/5)

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）　※1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P 温度制御」等
		残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）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・チェンバ・プール水冷却モード）　※2 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）　※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P 温度制御」「PCV 圧力制御」等

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所（2018.9.18版）

第2.1.8表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／4）

（設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等対処設備として使用する原子炉除熱及び原子炉格納容器内の除熱）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
設計基準事故対処設備	－	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）※1	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書
		残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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）※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第８表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）（１／６）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース）「減圧冷却」等
		残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）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・プール水冷却モード）※2 残留熱除去系（格納容器冷却モード）※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース）「Ｓ／Ｃ温度制御」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
表2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5)(2/5)	対応手段，対処設備，手順書一覧（2／4）	第８表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）（２／６）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 対応手段における対応設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5)(2/5)

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	原子炉補機冷却系による除熱	原子炉補機冷却系海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却水系熱交換器 補機冷却用海水取水路 補機冷却用海水取水槽 非常用交流電源設備 ※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「S/P 温度制御」等
			海水貯留堰 スクリーン室 取水路	重大事故等対処設備	

※1：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／4）

（設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等対処設備として使用する原子炉除熱及び原子炉格納容器内の除熱）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
設計基準事故対処設備	－	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書
		残留熱除去系海水系による除熱	残留熱除去系海水系ポンプ 残留熱除去系海水系ストレーナ 残留熱除去系海水系配管・弁 残留熱除去系熱交換器 非常用取水設備 非常用交流電源設備※4 燃料給油設備※4	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第８表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）（２／６）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱	原子炉補機海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系熱交換器 非常用交流電源設備※1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース） 「Ｓ／Ｃ温度制御」
			取水口 取水管 取水槽	重大事故等対処設備	

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5)(3/5)

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）	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	格納容器圧力逃がし装置	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント（フィルタベント使用(S/C)）」 「炉心損傷前 PCV ベント（フィルタベント使用(D/W)）」 「PCV ベント弁駆動源確保[予備ボンベ]」 多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後の N_2 パージ」 「フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」 「ドレン移送ライン N_2 パージ」 「ドレンタンク水抜き」
		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	耐圧強化ベント系(W/W)配管・弁 耐圧強化ベント系(D/W) 配管・弁 遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊弁を含む） 不活性ガス系配管・弁 非常用ガス処理系配管・弁 主排気筒（内筒） 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用(S/C)）」 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用(D/W)）」 「PCV ベント弁駆動源確保[予備ボンベ]」
			第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備	

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／4）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	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	格納容器圧力逃がし装置※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		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	耐圧強化ベント系配管・弁 第一弁（Ｓ／Ｃ側） 第一弁（Ｄ／Ｗ側） 耐圧強化ベント系一次隔離弁 耐圧強化ベント系二次隔離弁 遠隔人力操作機構 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバを含む） 真空破壊弁 不活性ガス系配管・弁 原子炉建屋ガス処理系配管・弁 非常用ガス処理系排気筒 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料給油設備※4	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		現場操作	遠隔人力操作機構	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第８表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）（３／６）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱代替除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却系 サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 AM設備別操作要領書 「ＲＨＡＲによる格納容器除熱」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
　対応手段における対応設備の相違
・記載表現の相違
【柏崎6/7，東海第二】
　島根２号炉の耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱については，第８表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）（4/6）にて記載
・運用の相違
【柏崎 6/7】
　柏崎 6/7 は，自主対策設備として第二代替交流電源設備を設置
・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
　島根２号炉のスクラビング水の補給及び排水設備は，スクラビング水の水位挙動評価により，事故発生後７日間は使用しない設備としており，自主対策設備として整理

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5)(4/5)

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード） 全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ 遠隔空気駆動弁操作設備 配管・弁	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント（フィルタベント使用(S/C)）」 「炉心損傷前 PCV ベント（フィルタベント使用(D/W)）」 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用(S/C)）」 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用(D/W)）」 「PCV ベント弁駆動源確保[予備ボンベ]」 多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後の N_2 パージ」 「フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」 「ドレン移送ライン N_2 パージ」 「ドレンタンク水抜き」

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第８表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）（４／６）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器フィルタベント系	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＶＳによる格納容器ベント」 「ＦＣＶＳ停止後のＮ２パージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
			スクラバ容器補給設備	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＶＳスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順書 「第１ベントフィルタスクラバ容器への水補給」
		可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	可搬式窒素供給装置	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔手動弁操作機構 ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁用空気ボンベ ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む） 窒素ガス制御系　配管・弁 非常用ガス処理系　配管・弁 排気筒 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」 「耐圧強化ベント停止後のＮ２パージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二は，遠隔人力操作機構について，対応手段，対処設備，手順書一覧（3／4）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		第８表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）（５／６）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 対応手段における対応設備の相違

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード） 全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＶＳによる格納容器ベント」 「ＦＣＶＳ停止後のＮ２パージ」
		可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	可搬式窒素供給装置	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔手動弁操作機構 ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁用空気ボンベ ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む） 窒素ガス制御系　配管・弁 非常用ガス処理系　配管・弁 排気筒 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」 「耐圧強化ベント停止後のＮ２パージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5)(5/5)

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
サポート系故障時	原子炉補機冷却系 全交流動力電源	代替原子炉補機冷却系による除熱	熱交換器ユニット 大容量送水車（熱交換器ユニット用） 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ ホース 原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク 残留熱除去系熱交換器 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料補給設備 ※3	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水（A）確保」 「代替 Hx による補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順 「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」
			残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ※1 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） ※2 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備	
		大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱	大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ ホース 原子炉補機冷却系配管・弁 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ※1 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） ※2 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ※2 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 常設代替交流電源設備 ※3 第二代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 移動式変圧器 燃料補給設備 ※3	自主対策設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水（A）確保」 「代替 Hx による補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保」 「大容量送水車による補機冷却水確保」

※1：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／4）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	残留熱除去系海水系 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	緊急用海水系による除熱	緊急用海水ポンプ 緊急用海水系配管・弁 緊急用海水系ストレーナ 残留熱除去系海水系配管・弁 残留熱除去系熱交換器 非常用取水設備 常設代替交流電源設備※4 燃料給油設備※4 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）※1 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）※2 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		代替残留熱除去系海水系による除熱	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 残留熱除去系海水系配管・弁 緊急用海水系配管・弁 残留熱除去系熱交換器 非常用取水設備 常設代替交流電源設備※4 燃料給油設備※4 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）※1 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）※2 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第８表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）（６／６）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 全交流動力電源	原子炉補機代替冷却系による除熱	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 ホース・接続口 原子炉補機冷却系　配管・弁・サージタンク 原子炉補機代替冷却系　配管・弁 残留熱除去系熱交換器 取水口 取水管 取水槽 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「Ｓ／Ｃ温度制御」等 ＡＭ設備別操作要領書 「移動式代替熱交換設備による冷却水確保」 原子力災害対策手順書 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保（ＵＨＳ編）」 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）」 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保（電源編）」
			残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）※3 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）※2 残留熱除去系（格納容器冷却モード）※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
		大型送水ポンプ車による除熱	大型送水ポンプ車 ホース・接続口 原子炉補機冷却系　配管・弁 原子炉補機代替冷却系　配管・弁 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）※2 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）※2 残留熱除去系（格納容器冷却モード）※2 取水口 取水管 取水槽 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1 燃料補給設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「Ｓ／Ｃ温度制御」等 ＡＭ設備別操作要領書 「大型送水ポンプ車による冷却水確保」 原子力災害対策手順書 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

備考

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
　対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【東海第二】
　島根２号炉は，可搬の原子炉補機代替冷却系を四十八条の重大事故等対処設備としているが，東海第二は常設の緊急用海水系を重大事故等対処設備としている

・設備の相違
【柏崎 6/7】
　島根２号炉は，大型送水ポンプ車のみで対応

・設備の相違
【柏崎 6/7】
　柏崎 6/7 は，自主対策設備として第二代替交流電源設備を設置

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(f)「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 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は，残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器の冷却機能である。 この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ，また，炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため，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対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時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緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.9参照） ・残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う。	(f)　「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 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は，残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器の冷却機能である。 この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ，また，炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため，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対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時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緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す。（第2.1.9表参照） ・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冷却機能の喪失が起きた場合，代替淡水貯槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う。	(f)　「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」 i　重大事故等対策に係る手順 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は，残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器の冷却機能である。 この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ，また，炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため，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対処設備及び手順を整備する。 ii　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時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緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す（第９表参照）。 ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，低圧原子炉代替注水槽を水源とした格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器内スプレイを行う。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6)(1/6)

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1 非常用交流電源設備 ※2	重大事故対処設備（設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」等
			サプレッション・チェンバ 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサプレッション・チェンバ・プール水の除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1 非常用交流電源設備 ※2	重大事故対処設備（設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「S/P 温度制御」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

東海第二発電所（2018.9.18版）

第2.1.9表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／8）

（設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等対処設備として使用する原子炉格納容器内の除熱）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
設計基準事故対処設備	－	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書
		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・プールの除熱	残留熱除去系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉格納容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「Ｓ／Ｐ温度制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）（１／７）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｃ温度制御」 「ＰＣＶ水素濃度制御」 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」
			サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 格納容器スプレイ・ヘッダ	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によるサプレッション・プール水の除熱	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース） 「Ｓ／Ｃ温度制御」
			サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

備考

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
　対応手段における対応設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6)(2/6)

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	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	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプレイ」
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		消火系による原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※3 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレイ」
		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	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV スプレイ」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（格納容器スプレイ）」※1
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			防火水槽 ※3, ※4 淡水貯水池 ※3, ※4 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／8）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）	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	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		消火系による原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）（２／７）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード）	格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＦＬＳＲポンプによる格納容器スプレイ」
		復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＣＷＴによる格納容器スプレイ」
		消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 ＡＭ設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

備考

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

【柏崎 6/7 】
島根２号炉は，四十九条の重大事故対処設備として，格納容器代替スプレイ系（常設）を新たに設置したことから，復水輸送系を自主対策設備として整備

・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二の補給水系による原子炉格納容器内の冷却については，対応手段，対処設備，手順書一覧（3／8）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	対応手段，対処設備，手順書一覧（3／8）	第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）（３／７）	・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 対応手段における対応設備の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉の復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイについては，第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6)(2/7)にて記載 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却については，表 2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6)(2/6)にて記載

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／8）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）	補給水系による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		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	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）（３／７）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード）	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 ＡＭ設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6)(3/6)

（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧	サプレッション・チェンバ 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(B)による PCV スプレイ」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧	サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による S/P 除熱」 「RHR(B)による S/P 除熱」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／8）

（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧	残留熱除去系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	
		代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の復旧	残留熱除去系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉格納容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「Ｓ／Ｐ温度制御」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）（４／７）

（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2 格納容器スプレイ・ヘッダ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｃ水位制御」 「ＰＣＶ水素濃度制御」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＲＨＲによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱	サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「Ｓ／Ｃ温度制御」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＲＨＲによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

備考

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

表2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6)(4/6)

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	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	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプレイ」
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		消火系による原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※3 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレイ」

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／8）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）	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	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		消火系による原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）（５／７）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器冷却モード）	格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＦＬＳＲポンプによる格納容器スプレイ」
		復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＣＷＴによる格納容器スプレイ」
		消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 ＡＭ設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

備考

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
　対応手段における対応設備の相違

【柏崎 6/7 】
　島根２号炉は，四十九条の重大事故対処設備として，格納容器代替スプレイ系（常設）を新たに設置したことから，復水輸送系を自主対策設備として整備

・記載表現の相違
【東海第二】
　東海第二の補給水系による原子炉格納容器内の冷却については，対応手段，対処設備，手順書一覧（6／8）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）

表2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6)(5/6)

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	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	可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV スプレイ」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（格納容器スプレイ）」 ※1
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			防火水槽 ※3，※4 淡水貯水池 ※3，※4 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱	ドライウェル冷却系送風機 ドライウェル冷却系冷却器 原子炉補機冷却系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「DW クーラ代替除熱（RCW－A 系）」 「DW クーラ代替除熱（RCW－B 系）」

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／8）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）	補給水系による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		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	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／8）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）	ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱	ドライウェル内ガス冷却装置送風機 ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル 原子炉格納容器 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）（６／７）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器冷却モード）	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 ＡＭ設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	
		ドライウェル冷却系による格納容器内の代替除熱	ドライウェル冷却装置 原子炉格納容器 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3 常設代替交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＨＶＤによる格納容器除熱」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

備考

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・記載表現の相違
【東海第二】
島根２号炉の復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイについては，第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6)(5/7)にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考
表2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6)(6/6)	対応手段，対処設備，手順書一覧（8／8）	第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）（７／７）	・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 対応手段における対応設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧	サプレッション・チェンバ 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「RHR(B)による PCV スプレイ」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧	サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による S/P 除熱」 「RHR(B)による S/P 除熱」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

東海第二発電所

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧	残留熱除去系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	
		代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の復旧	残留熱除去系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉格納容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　2号炉

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2 格納容器スプレイ・ヘッダ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＲＨＲによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱	サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系※3 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＲＨＲによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(g)「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す。（2.1.10表参照） ・炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合，格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し，原子炉格納容器の過圧破損を防止する。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合，復水補給水系を用いた代替循環冷却系の運転により，原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	(g)　「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す。（第2.1.10表参照） ・炉心の著しい損傷が発生した場合，代替循環冷却系の運転により，原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合，格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し，原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	(g)　「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」 i　重大事故等対策に係る手順 炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。 ii　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す（第10表参照）。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合，残留熱代替除去系の運転により，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系の機能が喪失した場合及び残留熱代替除去系の運転が期待できない場合，格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し，原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　(2017.12.20版)	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　(2017.12.20版)

表2.1.10 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.7)(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	－	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 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ 可搬型窒素供給装置 スクラバ水 pH 制御設備 フィルタベント遮蔽壁 配管遮蔽 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 ホース・接続口 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊弁を含む） 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)※5 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント（フィルタベント使用（S/C））」 「炉心損傷後 PCV ベント（フィルタベント使用（D/W））」 多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後の N_2 パージ」 「フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」 「ドレン移送ライン N_2 パージ」 「ドレンタンク水抜き」
			防火水槽 ※5，※6 淡水貯水池 ※5，※6 第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備	

※1：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
※5：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※6：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

東海第二発電所（2018.9.18版）

第2.1.10表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.7）
対応手段，対処設備，手順書一覧（1／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	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 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ サプレッション・チェンバ 代替淡水貯槽※2 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 代替循環冷却系配管・弁 ホース 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	
		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	フィルタ装置 圧力開放板 移送ポンプ 遠隔人力操作機構 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ） 第二弁操作室差圧計 可搬型窒素供給装置 フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽 第二弁操作室遮蔽 第一弁（Ｓ／Ｃ側） 第一弁（Ｄ／Ｗ側） 第二弁 第二弁バイパス弁 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁） 窒素供給配管・弁 移送配管・弁 補給水配管・弁 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバを含む） 真空破壊弁 可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			淡水タンク※2	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第10表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.7）（１／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	－	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱代替除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却系※4 サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 AM設備別操作要領書 「ＲＨＡＲによる格納容器除熱」
			大量送水車 輪谷貯水槽（西１）※1，※3 輪谷貯水槽（西２）※1，※3	自主対策設備	
		格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	第１ベントフィルタスクラバ容器 第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器 圧力開放板 遠隔手動弁操作機構 可搬式窒素供給装置 窒素ガス制御系　配管・弁 非常用ガス処理系　配管・弁 格納容器フィルタベント系　配管・弁 ホース・接続口 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む） 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＶＳによる格納容器ベント」 「ＦＣＶＳスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順書 「第１ベントフィルタスクラバ容器への水補給」 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※3 輪谷貯水槽（西２）※1，※3 ドレン移送ポンプ 薬品注入タンク 大量送水車※1 ホース・接続口	自主対策設備	
	全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＶＳによる格納容器ベント」

※1：手順は，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順は，「1.14　電源の確保に関する手順」にて整備する。
※3：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※4：手順は，「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

備考

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二は，現場操作について，対応手段，対処設備，手順書一覧（2／2）にて記載

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 は，現場操作について，表 2.1.10 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.7)（2/3）にて記載。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について，第 2.1.10 表機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.7)(3/3) にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017. 12. 20版）	東海第二発電所（2018. 9. 18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017. 12. 20版）

表2. 1. 10 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1. 7) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	－	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	復水移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 ※2 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ※5 サプレッション・チェンバ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁 復水補給水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 格納容器スプレイ・ヘッダ ホース 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 燃料補給設備 ※3	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書「代替循環冷却系による PCV 内の減圧及び除熱」
			防火水槽 ※5, ※6 淡水貯水池 ※5, ※6 第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備	
		格納容器内ｐＨ制御	代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ※1 格納容器下部注水系（常設） ※4 格納容器 pH 制御設備	自主対策設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書「炉心損傷後格納容器薬品注入」

※1：手順は「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※2：手順は「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：手順は「1. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
※5：手順は「1. 13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※6：「1. 13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ b)項を満足するための代替淡水源（措置）

東海第二発電所（2018. 9. 18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	－	現場操作	遠隔人力操作機構 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ） 第二弁操作室差圧計 第二弁操作室遮蔽 第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		不活性ガス（窒素）による系統内の置換	可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 フィルタ装置 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉格納容器負圧破損の防止	可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		サプレッション・プール水ｐＨ制御装置による薬液注入	薬液タンク 蓄圧タンク加圧用窒素ガスボンベ サプレッション・プール水ｐＨ制御装置 配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ サプレッション・チェンバ 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第 10 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1. 7）（２／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	－	不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換	可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「放出」 ＡＭ設備別操作要領書「ＦＣＶＳ停止後のＮ２パージ」 原子力災害対策手順書「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
		原子炉格納容器負圧破損の防止	可搬式窒素供給装置 ホース・接続口 窒素ガス代替注入系　配管・弁	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「放出」 原子力災害対策手順書「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		サプレッション・プール水ｐＨ制御	残留熱除去系　配管 サプレッション・チェンバスプレイヘッダ サプレッション・プール水ｐＨ制御系	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水‐１」 ＡＭ設備別操作要領書「Ｓ／Ｐ水ｐＨ制御」
		ドライウェルｐＨ制御	残留熱代替除去ポンプ 原子炉補機代替冷却系 サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「除熱‐１」「除熱‐２」

※１：手順は，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は，「1.14　電源の確保に関する手順」にて整備する。
※３：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※４：手順は，「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【東海第二】
島根２号炉は，薬液を常設タンクから圧送によりサプレッション・チェンバに注入する。その後，サプレッション・チェンバのプール水を水源としたポンプにより，格納容器内へスプレイする。また，格納容器スプレイに合わせて，格納容器下部にも注水する。このため，格納容器内のｐＨ制御をサプレッション・チェンバとドライウェルとで手段ごとに分けて記載

・記載表現の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，現場操作について，第10表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1. 7）(1/2)にて記載

・記載表現の相違
【柏崎6/7，東海第二】
柏崎6/7は格納容器内ｐＨ制御について，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1. 7) (3/3)に記載

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考
表2.1.10 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.7)(2/3)（下表）			・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱について，第 10 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.7)（1/2）にて記載。島根２号炉は，サプレッション・プール水ｐＨ制御について，第 10 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.7)(2/2)にて記載

表2.1.10 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.7)(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント（フィルタベント使用(S/C)）」 「炉心損傷後 PCV ベント（フィルタベント使用(D/W)）」
	－	不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換	可搬型窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「フィルタベント停止後の N_2 パージ」
		原子炉格納容器負圧破損の防止	可搬型大容量窒素供給装置 ホース 可燃性ガス濃度制御系配管・弁	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備による PCV 窒素供給」

※1：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
※5：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※6：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(h)「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 炉心の著しい損傷が発生した場合において，MCCIや溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止し，また，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため，原子炉圧力容器へ注水する対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても炉心溶融による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.11参照） ・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器下部注水系（常設）により，原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器下部注水系（可搬型）により，原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容	(h)　「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心・コンクリート相互作用や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止し，また，溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）への落下を遅延させる又は防止するため，原子炉圧力容器へ注水する対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても溶融炉心による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）への落下を遅延させる又は防止するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順の例を次に示す。（第2.1.11表参照） ・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器下部注水系（常設）により，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却する。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水機能が喪失した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器下部注水系（可搬型）により，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却する。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容	(h)　「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」 ｉ　重大事故等対策に係る手順 炉心の著しい損傷が発生した場合において，ＭＣＣＩや溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止し，また，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，原子炉圧力容器へ注水する対処設備及び手順を整備する。 ⅱ　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても炉心溶融による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順の例を次に示す（第11表参照）。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，ペデスタル代替注水系（常設）により，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合において，ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器代替スプレイ系（可搬型）又はペデスタル代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，ペデスタル内への注水とＳＡ時のＳＲＶ健全性確保

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
器の破損を防止するため，ろ過水タンクを水源とした消火系により，原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため，低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器に注水する。	器の破損を防止するため，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系及び復水貯蔵タンクを水源とした補給水系により，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却する。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）への落下を遅延させる又は防止するため，低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器に注水する。	納容器の破損を防止するため，復水貯蔵タンクを水源とした復水輸送系又は補助消火水槽若しくはろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため，低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器に注水する。	の観点から，スプレイ管を使用したペデスタル内への注水手段を整備

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）

表2.1.11 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.8)(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	－	格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書「MUWC による下部 D/W 注水」
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書「消防車による下部 D/W 注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（デブリ冷却）」
			防火水槽 ※1，※4 淡水貯水池 ※1，※4 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		消火系による原子炉格納容器下部への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書「消火ポンプによる下部 D/W 注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

東海第二発電所（2018.9.18版）

第2.1.11表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.8）

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却	－	格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－３ａ」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－３ａ」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第 11 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.8）（１／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	－	ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－３ａ」「注水－３ｂ」 ＡＭ設備別操作要領書「ＦＬＳＲポンプによるペデスタル注水」
		復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－３ａ」「注水－３ｂ」 ＡＭ設備別操作要領書「ＣＷＴによるペデスタル注水」「ＣＷＴによる格納容器スプレイ」
		消火系による原子炉格納容器下部への注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－３ａ」「注水－３ｂ」 ＡＭ設備別操作要領書「消火ポンプまたは補助消火ポンプによるペデスタル注水」「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」
		格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－３ａ」「注水－３ｂ」 ＡＭ設備別操作要領書「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※3 輪谷貯水槽（西２）※1，※3	自主対策設備	
		ペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車 ホース・接続口 ペデスタル代替注水系　配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－３ａ」「注水－３ｂ」 ＡＭ設備別操作要領書「大量送水車によるペデスタル注水」 原子力災害対策手順書「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※3 輪谷貯水槽（西２）※1，※3	自主対策設備	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
　対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
　島根２号炉は，五十一条の重大事故等対処設備として，ペデスタル代替注水系（常設）を新規で設置したことから，復水輸送系を自主対策設備として整備

・記載表現の相違
【東海第二】
　東海第二は，消火系，補給水系によるペデスタルへの注水について，対応手段，対処設備，手順書一覧（2／5）にて記載

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
　島根２号炉は，ペデスタル内への注水とＳＡ時のＳＲＶ健全性確保の観点から，スプレイ管を使用したペデスタル内への注水手段を整備

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	対応手段，対処設備，手順書一覧（2／5）		・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は，消火系，復水輸送系によるペデスタル内への注水については，第11表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.8）（1/3）にて記載

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却	－	消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－３ａ」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁	自主対策設備	
		補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－３ａ」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

表2.1.11 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.8)(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	－	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」，「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書「MUWC による原子炉注水」
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」，「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（デブリ冷却）」
			防火水槽 ※1，※4 淡水貯水池 ※1，※4 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		消火系による原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」，「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	－	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備	

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第11表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.8）（２／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	－	高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧原子炉代替注水ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系（蒸気系）　配管・弁 高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁 原子炉浄化系　配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 主蒸気系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 可搬型直流電源設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－1」「注水－2」 AM設備別操作要領書「ＨＰＡＣによる原子炉注水」
		ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系　配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部） 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－1」 AM設備別操作要領書「ＳＬＣによる原子炉注水」
		制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系　配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－1」「注水－2」 AM設備別操作要領書「ＣＲＤによる原子炉注水」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉の高圧炉心スプレイ系は，常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから，重大事故等時の対応手段として期待しない

・設備の相違
【東海第二】
島根２号炉は，炉心損傷後も制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を実施

・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二は，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸注入について，対応手段，対処設備，手順書一覧（5／5）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉

表2.1.11 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.8)(3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	－	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系(注水系)配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」,「R/B 制御」 ※3
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」,「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書「SLCポンプによるほう酸水注入」
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 制御棒駆動系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」,「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書「CRD による原子炉注水」 ※3
		高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系配管 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」,「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書「HPCF 緊急注水」 ※3

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
※4:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

東海第二発電所

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	－	消火系による原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		補給水系による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　2号炉

第11表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.8）（３／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	―	低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－１」「注水－２」 AM設備別操作要領書「ＦＬＳＲポンプによる原子炉注水」
		復水輸送系による原子炉圧力容器への注水	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－１」「注水－２」 AM設備別操作要領書「ＣＷＴによる原子炉注水」
		消火系による原子炉圧力容器への注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－１」「注水－２」 AM設備別操作要領書「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」
		低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－１」「注水－２」 AM設備別操作要領書「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，五十一条の重大事故等対処設備として，ペデスタル代替注水系（常設）を新規で設置したことから，復水輸送系を自主対策設備として整備

・設備の相違
【東海第二】
島根２号炉は，東海第二の代替循環冷却系と同様な設備である，残留熱代替除去系を五十条の重大事故等対処設備，四十八条の自主対策設備として位置付けており，技術的能力 1.7 及び 1.5 にて手順を整備

・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二は，消火系，補給水系による原子炉圧力容器の注水について，対応手段，対処設備，手順書一覧（4／5）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	対応手段，対処設備，手順書一覧（5／5）		・記載表現の相違 【東海第二】 島根２号炉は，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入について，第11表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.8）（2/3）にて記載

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	－	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(i)「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等による水素ガスが原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順の例を次に示す。（表2.1.12参照） ・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合，格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。	(i)　「1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等による水素が原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順の例を次に示す。（第2.1.12表参照） ・炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素を供給する。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合，格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器の水素及び酸素を排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。	(i)　「1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」 i　重大事故等対策に係る手順 炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウムー水反応，水の放射線分解等による水素ガスが原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対処設備及び手順を整備する。 ii　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順の例を次に示す（第12表参照）。 ・炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため，可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素ガスを供給する。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，ジルコニウムー水反応，水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合，格納容器フィルタベント系を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，事故発生後７日間以内に格納容器内に窒素を供給し酸素濃度を抑制する必要があるため手順を記載

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

表2.1.12 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.9)(1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止	不活性ガス系 ※1	― ※5	― ※1
			可搬型格納容器窒素供給設備	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備によるPCV窒素供給」
	-	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	格納容器圧力逃がし装置 ※2, ※3 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「PCV水素・酸素ガス放出（フィルタベント使用（S/C））」 「PCV水素・酸素ガス放出（フィルタベント使用（D/W））」 「PCV水素・酸素ガス放出（耐圧強化ライン使用（S/C））」 「PCV水素・酸素ガス放出（耐圧強化ライン使用（D/W））」 多様なハザード対応手順 「耐圧強化ベント系のN_2パージ」
			サプレッション・チェンバ 耐圧強化ベント系（W/W） ※3 可搬型窒素供給装置 ホース・接続口 耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	重大事故等対処設備	

※1:発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化している。
※2:格納容器圧力逃がし装置補機類の手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※3:原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ボンベ）の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※4:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5:不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

東海第二発電所（2018.9.18版）

第2.1.12表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.9）
対応手段，対処設備，手順書一覧（1／4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	―	不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化	不活性ガス系※1 原子炉格納容器	―※2	―※1
		可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止	可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化	可搬型窒素供給装置※3 格納容器圧力逃がし装置 燃料給油設備※7	―※4	―※3

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※3：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※5：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※6：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※7：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　2号炉

第12表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.9）（1／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	―	原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止	窒素ガス制御系※1	―※4	―※1
			可搬式窒素供給装置	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
	―	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	格納容器フィルタベント系※2 第1ベントフィルタ出口水素濃度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」
	―	可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化	可搬式窒素供給装置 格納容器フィルタベント系	―※6	―※5

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。
※2：手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※5：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。
※6：可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化に用いる可搬式窒素供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・運用の相違
【柏崎 6/7】
島根2号炉は，炉心損傷後に耐圧強化ベントを使用しない

・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二は，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排出について，対応手段，対処設備，手順書一覧（2／4）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）

表2.1.12 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.9) (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロワ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系	自主対策設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「FCS(A)による格納容器水素制御」 「FCS(B)による格納容器水素制御」
	－	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度(SA)	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV 制御」
			格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水(A)確保」 「代替 Hx による補機冷却水(B)確保」
	－	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※4 可搬型代替交流電源設備 ※4 常設代替直流電源設備 ※4 可搬型直流電源設備 ※4 代替所内電気設備 ※4	重大事故等対処設備	－ ※4
			第二代替交流電源設備 ※4	自主対策設備	

※1:発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化している。
※2:格納容器圧力逃がし装置補機類の手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※3:原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ボンベ）の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※4:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5:不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	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排出	格納容器圧力逃がし装置※6 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） フィルタ装置入口水素濃度 常設代替交流電源設備※7 可搬型代替交流電源設備※7 常設代替直流電源設備※7 可搬型代替直流電源設備※7 燃料給油設備※7	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		遠隔人力操作機構による現場操作	遠隔人力操作機構※6	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系ブロワ 可燃性ガス濃度制御系加熱器 可燃性ガス濃度制御系再結合器 可燃性ガス濃度制御系冷却器 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系 非常用交流電源設備※7 常設代替交流電源設備※7 燃料給油設備※7	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「ＰＣＶ水素濃度制御」 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※3：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※5：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※6：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※7：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第 12 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.9）（２／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系　配管・弁 残留熱除去系 残留熱代替除去系	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＳによる格納容器水素・酸素濃度制御」
	－	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度（ＳＡ） 格納容器酸素濃度（ＳＡ） 格納容器水素濃度（Ｂ系） 格納容器酸素濃度（Ｂ系）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 「ＭＣＡＭＳによる格納容器水素・酸素濃度測定」 「ＣＡＭＳによる格納容器水素・酸素濃度測定」
			格納容器水素濃度（Ａ系） 格納容器酸素濃度（Ａ系）	自主対策設備	
	－	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型直流電源設備※3 代替所内電気設備※3	重大事故等対処設備	－※3

※１：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。
※２：手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※４：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※５：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。
※６：可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化に用いる可搬式窒素供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

対応手段における対応設備の相違

・運用の相違

【東海第二】

島根２号炉は，現場操作に使用する設備を格納容器フィルタベント系に含めている

・記載表現の相違

【東海第二】

島根２号炉は，格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出について，第 12 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.9）（1/2）にて記載

東海第二は，格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ），格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視について，対応手段，対処設備，手順書一覧（3／4）にて記載

東海第二は，代替電源による必要な設備への給電について，対応手段，対処設備，手順書一覧（4／4）にて記載

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）</th><th>東海第二発電所（2018.9.18版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr><td></td><td>
対応手段，対処設備，手順書一覧（3／4）
<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th><th>対応手段</th><th>対処設備</th><th></th><th>手順書</th></tr>
<tr><td rowspan="2">水素爆発による原子炉格納容器の破損防止</td><td rowspan="2">－</td><td>格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視</td><td>格納容器内水素濃度（ＳＡ）
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）
常設代替交流電源設備※7
可搬型代替交流電源設備※7
燃料給油設備※7</td><td>重大事故等対処設備</td><td>非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」

ＡＭ設備別操作手順書

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td>格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視</td><td>格納容器内水素濃度
格納容器内酸素濃度
残留熱除去系海水系ポンプ※5
残留熱除去系海水系ストレーナ
緊急用海水ポンプ※5
緊急用海水系ストレーナ
可搬型代替注水大型ポンプ※5
ホース
非常用交流電源設備※7
常設代替交流電源設備※7
燃料給油設備※7</td><td>自主対策設備</td><td>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「ＰＣＶ水素濃度制御」等

非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」

ＡＭ設備別操作手順書

重大事故等対策要領</td></tr>
</table>
※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※3：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※5：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※6：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※7：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
</td><td></td><td>・記載表現の相違
【東海第二】
島根２号炉は，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度について，第 12 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.9）（2/2）にて記載</td></tr>
</table>

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）</th><th>東海第二発電所（2018.9.18版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td></td>
<td>
対応手段，対処設備，手順書一覧（4／4）
<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th><th>対応手段</th><th colspan="2">対処設備</th><th>手順書</th></tr>
<tr><td>水素爆発による原子炉格納容器の破損防止</td><td>－</td><td>代替電源による必要な設備への給電</td><td>常設代替交流電源設備※7
可搬型代替交流電源設備※7
燃料給油設備※7</td><td>重大事故等対処設備</td><td>非常時運転手順書Ⅱ
（徴候ベース）
「電源供給回復」

非常時運転手順書Ⅲ
（シビアアクシデント）
「放出」

ＡＭ設備別操作手順書

重大事故等対策要領</td></tr>
</table>
※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※3：発電用原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※5：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※6：手順については「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※7：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
</td>
<td></td>
<td>・記載表現の相違
【東海第二】
島根２号炉は，代替電源による必要な設備への給電について，第 12 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.9）（2/2）にて記載</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(j)「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉建屋等に漏えいした場合においても，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順の例を次に示す。（表2.1.13参照）	(j)　「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋等に漏えいした場合においても，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順の例を次に示す。（第2.1.13表参照） ・炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性があるため，原子炉建屋ガス処理系により水素を大気へ排出し，原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する。	(j)　「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」 ⅰ　重大事故等対策に係る手順 炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉建物等に漏えいした場合においても，水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。 ⅱ　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建物等の損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための手順の例を次に示す（第13表参照）。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は，静的触媒式水素処理装置により水素爆発損傷防止対策が可能であることを確認しているため，非常用ガス処理系は，水素処理装置設備として重大事故等対処設備としていない
・炉心の著しい損傷が発生した場合，淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。	・炉心の著しい損傷が発生した場合，代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（常設），西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制する。	・炉心の著しい損傷が発生した場合，輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源として原子炉ウェル代替注水系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟への水素ガス漏えいを抑制する。	
・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建屋の天井付近の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建屋トップベントを開放することにより，原子炉建屋天井部に滞留した水素ガスを原子炉建屋外に排出し，原子炉建屋の水素爆発を防止する。	・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放又はブローアウトパネル閉止装置のパネル部を開放することにより，原子炉建屋原子炉棟内に滞留した水素を大気へ排出し，原子炉建屋の水素爆発を防止する。	・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建物内の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放することにより，原子炉建物原子炉棟４階（燃料取替階）天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し，原子炉建物原子炉棟の水素爆発を防止する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）

表2.1.13 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.10)(1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	−	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 ※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋原子炉区域	重大事故等対処設備	− ※1
		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	− ※2
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	−	格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ※3 防火水槽 ※3 淡水貯水池 ※3 ホース・接続口 格納容器頂部注水系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウェル 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉ウェル注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉ウェル注水）」
		サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水	サプレッションプール浄化系ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 サプレッションプール浄化系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウェル 原子炉補機冷却系(6 号炉のみ)	自主対策設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「SPCU による原子炉ウェル注水」

※1:静的触媒式水素再結合器は，運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。
※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

東海第二発電所（2018.9.18版）

第2.1.13表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.10）

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	−	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※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋原子炉棟	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」等 重大事故等対策要領
		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」等 重大事故等対策要領
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「電源供給回復」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度制御設備である。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第 13 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.10）（１／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止	—	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素処理装置※1 静的触媒式水素処理装置入口温度※1 静的触媒式水素処理装置出口温度※1 原子炉建物原子炉棟	重大事故等対処設備	—※1
		原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物水素濃度	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「水素」
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 常設代替直流電源設備※2 可搬型直流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	—※2

※１：静的触媒式水素処理装置は，中央制御室運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※４：手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，原子炉ウェル注水手段として常設設備を有していない

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）を第 13 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.10）（2/2）に記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

表2.1.13 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.10)(2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
水素ガス排出による原子炉建屋等の損傷防止	－	原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出	原子炉建屋トップベント 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）※4 ホース 放水砲 ※4 燃料供給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 多様なハザード対応手順 「水素対策（原子炉建屋トップベント）」

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。
※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器外への水素漏えい抑制	－	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 格納容器頂部注水系配管・弁 原子炉ウェル 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 格納容器頂部注水系配管・弁 原子炉ウェル 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」等 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度抑制設備である。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素排出による原子炉建屋等の損傷防止	－	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 非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系フィルタトレイン 非常用ガス再循環系フィルタトレイン 非常用ガス処理系配管・弁 非常用ガス再循環系配管・弁 非常用ガス処理系排気筒 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出	原子炉建屋外側ブローアウトパネル ブローアウトパネル強制開放装置 ブローアウトパネル閉止装置 ブローアウトパネル開閉状態表示 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）※4 ホース 放水砲※4 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度抑制設備である。
※2：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第13表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.10）（２／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	―	原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）	大量送水車 輪谷貯水槽（西１）※3 輪谷貯水槽（西２）※3 ホース・接続口 原子炉ウェル代替注水系　配管・弁 燃料プール冷却系　配管・弁 原子炉ウェル 燃料補給設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水-1」 「注水-4」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉ウェル注水」
水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止	―	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 大型送水ポンプ車※4 ホース※4 放水砲※4 燃料補給設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「水素」 原子力災害対策手順書 「水素爆発防止のための島根２号機原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順」

※１：静的触媒式水素処理装置は，中央制御室運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※４：手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7,東海第二】
　対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【東海第二】
　島根２号炉は，原子炉ウェル注水手段として常設設備を有していない
　島根２号炉は，静的触媒式水素処理装置により水素爆発損傷防止対策が可能であることを確認しているため，非常用ガス処理系は，水素処理装置設備としての重大事故対処設備としない
　ブローアウト再閉装置の構造の相違による手段の相違

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
　柏崎 6/7 は，格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水を表 2.1.13 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.10)（1/2）に記載

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　(2017.12.20版)	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考
(k)「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。なお，使用済燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。 また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するための対応設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に使用済燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.14参照） ・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により，常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。また，この場合に，外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には，可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により，可搬型スプレイヘ	(k)　「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。なお，使用済燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。 また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するための対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に使用済燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す。（第2.1.14表参照） ・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，代替燃料プール注水系による注水を実施しても水位を維持できない場合に，常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。また，この場合に，外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には，可搬型代替注水大型ポンプにより，可搬型スプレイノズルを使用したスプ	(k)　「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」 ⅰ　重大事故等対策に係る手順 燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において，燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。なお，燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。 また，燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するための対処設備及び手順を整備する。 ⅱ　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す（第14表参照）。 ・燃料プールからの大量の水の漏えいにより，燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，大量送水車により，常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。また，この場合に，外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には，大量送水車により，可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
ッダを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。	レイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。 （添付資料2.1.12）	和し，臨界を防止する。 （添付資料2.1.13参照）	

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉

表2.1.14 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順(1.11)(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(SFP常設スプレイ)」
			防火水槽 ※1，※5 淡水貯水池 ※1，※5	自主対策設備	
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「消防車による可搬型SFPスプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(SFP可搬型スプレイ)」
			防火水槽 ※1，※5 淡水貯水池 ※1，※5	自主対策設備	
		消火系による使用済燃料プールへの注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによる SFP 注水」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」
	－	漏えい抑制	サイフォン防止機能 ※4	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。
※5:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

東海第二発電所

第2.1.14表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.11）

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水大型ポンプ※1 代替淡水貯槽※1 ホース 可搬型スプレイノズル 使用済燃料プール 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		消火系による使用済燃料プールへの注水（消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※1 多目的タンク※1 消火系配管・弁・消防用ホース 使用済燃料プール	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　2号炉

第14表　機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順（1.11）（1／4）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時，又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却系 残留熱除去系	消火系による燃料プールへの注水（消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合）	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁・注水ホース，代替注水ノズル，代替注水配管 燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水」
		消火系による燃料プールへの注水（復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合）	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 燃料プール冷却系　配管・弁 燃料プール冷却系　スキマ・サージ・タンク 燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水」

※1：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
※4：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※5：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b）項を満足するための代替淡水源（措置）
※6：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
　対応手段における対応設備の相違

・記載表現の相違
【東海第二】
　東海第二は，消火系による使用済燃料プールへの注水（残留熱除去系ラインを使用した使用済み燃料プールへの注水の場合）については，対応手段，対応設備，手順書一覧（3／7）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	消火系による使用済燃料プールへの注水（残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合）	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※1 多目的タンク※1 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 残留熱除去系Ｂ系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 非常用交流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書
		漏えい抑制	静的サイフォンブレーカ	重大事故等対策設備	—※3

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

備考

・記載表現の相違
【東海第二】
島根２号炉は，消火系による燃料プールへの注水（復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合）については，第 14 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.11）（1/4），漏えい抑制については，第 14 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.11）（2/4）にて記載

・設備の相違
【東海第二】
配管構成の相違による注水経路の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

東海第二発電所（2018.9.18版）

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※1 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水中型ポンプ※1 可搬型代替注水大型ポンプ※1 西側淡水貯水設備※1 代替淡水貯槽※1 ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　２号炉

第14表　機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順（1.11）（２／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時，又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却系 残留熱除去系	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへの注水	大量送水車 ホース・接続口 燃料プールスプレイ系　配管・弁 常設スプレイヘッダ 燃料プール 燃料補給設備※2 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1※5 輪谷貯水槽（西２）※1※5	自主対策設備	
		燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水	大量送水車 ホース・弁 可搬型スプレイノズル 燃料プール 燃料補給設備※2 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建物内ホース展張による燃料プールへの注水及びスプレイ」
			輪谷貯水槽（西１）※1※5 輪谷貯水槽（西２）※1※5	自主対策設備	
	－	漏えい抑制	サイフォンブレイク機能	重大事故等対処設備	－※4

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
※４：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※５：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※６：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【東海第二】
　東海第二は，五十四条の可搬型代替注水設備の要求に対し同等以上の効果を有するとして，常設低圧代替注水ポンプを重大事故対処設備と位置付けているが，島根２号炉は可搬の燃料プールスプレイ系を重大事故対処設備として位置付ける

・記載表現の相違
【東海第二】
　東海第二は，漏えい抑制については，対応手段，対応設備，手順書一覧（3／7）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

表2.1.14 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順(1.11)(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	－	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ)」
			防火水槽 ※1，※5 淡水貯水池 ※1，※5	自主対策設備	
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ)」
			防火水槽 ※1，※5 淡水貯水池 ※1，※5	自主対策設備	
	－	漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 漏えい緩和」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」
	－	大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) ホース 放水砲 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」 ※3

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。
※5:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	－	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※1 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水中型ポンプ※1 可搬型代替注水大型ポンプ※1 西側淡水貯水設備※1 代替淡水貯槽※1 ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第 14 表　機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順（1.11）（３／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	－	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへのスプレイ	大量送水車 ホース・接続口 燃料プールスプレイ系　配管・弁 常設スプレイヘッダ 燃料プール 燃料補給設備※2 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1※5 輪谷貯水槽（西２）※1※5	自主対策設備	
		燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ	大量送水車 ホース・弁 可搬型スプレイノズル 燃料プール 燃料補給設備※2 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建物内ホース展張による燃料プールへの注水及びスプレイ」
			輪谷貯水槽（西１）※1※5 輪谷貯水槽（西２）※1※5	自主対策設備	
	－	漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「燃料プール漏えい緩和」
	－	大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」※3

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
※４：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※５：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※６：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【東海第二】
東海第二は，五十四条の可搬型代替注水設備の要求に対し同等以上の効果を有するとして，常設低圧代替注水ポンプを重大事故対処設備と位置付けているが，島根２号炉は可搬の燃料プールスプレイ系を重大事故対処設備として位置付ける

・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二は，代替燃料プール注水系（可搬）によるスプレイ，漏えい緩和，大気への放射性物質の拡散抑制については，対応手段，対処設備，手順書一覧（5／7）にて記載

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　(2017.12.20版)</th><th>東海第二発電所（2018.9.18版）</th><th>島根原子力発電所　2号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr><td></td><td>
<u>対応手段，対処設備，手順書一覧（5／7）</u>
<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する設計基準対象施設</th><th>対応手段</th><th colspan="2">対処設備</th><th>手順書</th></tr>
<tr><td rowspan="3">使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時</td><td rowspan="3">－</td><td>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</td><td>可搬型代替注水大型ポンプ※1
代替淡水貯槽※1
ホース
可搬型スプレイノズル
使用済燃料プール
燃料給油設備※2</td><td>重大事故等対処設備</td><td>非常時運転手順書Ⅱ
（徴候ベース）
「使用済燃料プール制御」

ＡＭ設備別操作手順書

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td>漏えい緩和</td><td>シール材
接着剤
ステンレス鋼板
吊り降ろしロープ</td><td>自主対策設備</td><td>非常時運転手順書Ⅱ
（徴候ベース）
「使用済燃料プール制御」

ＡＭ設備別操作手順書

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td>大気への放射性物質の拡散抑制</td><td>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）※4
ホース
放水砲※4
燃料給油設備※2</td><td>重大事故等対処設備</td><td>非常時運転手順書Ⅱ
（徴候ベース）
「使用済燃料プール制御」

重大事故等対策要領</td></tr>
</table>
※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
</td><td></td><td>・記載表現の相違
【東海第二】
島根２号炉は，燃料プールスプレイ系（可搬）によるスプレイ，漏えい緩和，大気への放射性物質の拡散抑制については，第 14 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.11）(3/4) にて記載</td></tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　(2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所　2号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　(2017.12.20版)

表2.1.14 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順(1.11)(3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	－	使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	重大事故等対処設備	AM設備別操作手順書 「SFP監視カメラ冷却装置起動」
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	－
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	全交流動力電源	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ 使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系熱交換器 燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ 代替原子炉補機冷却系 ※6 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B制御」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「FPCによるSFP除熱」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」
			原子炉補機冷却系 ※6	重大事故等対処設備(設計基準拡張)	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
※4：重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。
※5：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)
※6：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

東海第二発電所(2018.9.18版)

対応手段，対処設備，手順書一覧(6／7)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 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	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度(ＳＡ) 使用済燃料プール水位・温度(ＳＡ広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ(使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
	－	代替電源による給電	常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 常設代替直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「電源供給回復」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

島根原子力発電所　2号炉

第14表　機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順(1.11)(４／４)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等時における燃料プールの監視	－	燃料プールの状態監視	燃料プール水位(ＳＡ) 燃料プール水位・温度(ＳＡ) 燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(ＳＡ) 燃料プール監視カメラ(ＳＡ) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	重大事故等対処設備	事故時操作要領書(徴候ベース) 「燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＳＦＰ監視カメラ用冷却設備起動」
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 所内常設蓄電式直流電源設備※2 常設代替直流電源設備※2 可搬型直流電源設備※2	重大事故等対処設備	－※2
燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	全交流動力電源	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	燃料プール冷却ポンプ 燃料プール 燃料プール冷却系熱交換器 燃料プール冷却系　配管・弁 燃料プール冷却系　スキマ・サージ・タンク 燃料プール冷却系　ディフューザ 原子炉補機代替冷却系※6 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書(徴候ベース) 「燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＦＰＣによる燃料プール除熱」
			原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)※6	重大事故等対処設備(設計基準拡張)	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
※４：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※５：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ)項を満足するための代替淡水源(措置)
※６：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二は，代替燃料プール冷却系による除熱については，対応手段，対処設備，手順書一覧(7／7)にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／7）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	代替燃料プール冷却系ポンプ 使用済燃料プール スキマサージタンク 代替燃料プール冷却系熱交換器 代替燃料プール冷却系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 緊急用海水ポンプ 緊急用海水系ストレーナ 緊急用海水系配管・弁 残留熱除去系海水系配管・弁 非常用取水設備 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ ホース	自主対策設備	

※1：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※4：手順については「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

・記載表現の相違
【東海第二】
島根２号炉は，燃料プール冷却系による除熱については，第 14 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.11）（4/4）にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(1)「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の損傷又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す。（表2.1.15参照） ・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。 ・放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合，防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより，汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また，放射性物質を含む汚染水は構内排水路を通って北放水口から海へ流れ込むため，汚濁防止膜を設置することで，海洋への放射性物質の拡散を抑制する。	(1)　「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」 イ．重大事故等対策に係る手順 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備及び手順を整備する。 ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順，現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す。（第2.1.15表参照） ・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。 ・放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合，汚染水は一般排水路を通って雨水排水路集水桝又は放水口から海へ流れ込むため，汚濁防止膜を設置することで，海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また，防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより，汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。 （添付資料2.1.13）	(1)　「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」 ⅰ　重大事故等対策に係る手順 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備及び手順を整備する。 ⅱ　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す（第15表参照）。 ・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建物から直接放射性物質が拡散するおそれがある場合，大型送水ポンプ車，放水砲により原子炉建物に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。 ・放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合，防波壁の内側で放射性物質吸着材を設置することにより，汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また，放射性物質を含む汚染水は雨水排水路及び２号炉放水接合槽から海へ流れ込むため，シルトフェンスを設置することで，海洋への放射性物質の拡散を抑制する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）

表2.1.15 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷	－	大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） ホース 放水砲 燃料取扱設備　※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」
			ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備	
		海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材 汚濁防止膜 小型船舶（汚濁防止膜設置用）	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」 「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」
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	－	航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） ホース 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 燃料取扱設備　※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への泡消火」
		初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤備蓄車 大型化学高所放水車	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所（2018.9.18版）

第2.1.15表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.12）

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷	－	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） ホース 放水砲 ＳＡ用海水ピット取水塔 海水引込み管 ＳＡ用海水ピット 燃料給油設備※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備	
		海洋への放射性物質の拡散抑制	汚濁防止膜	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			放射性物質吸着材	自主対策設備	

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

島根原子力発電所　２号炉

第 15 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.12）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 燃料プール内燃料体等の著しい損傷	－	大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 取水口 取水管 取水槽 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」
			ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備	
		海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材 シルトフェンス 小型船舶	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」 「シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」
原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	－	航空機燃料火災への対応	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 泡消火薬剤容器 取水口 取水管 取水槽 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放水砲による消火活動」 「航空機燃料火災時等における初動対応」
		初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 小型動力ポンプ付水槽車 小型放水砲 泡消火薬剤容器 消火栓（ろ過水タンク，補助消火水槽） ろ過水タンク 補助消火水槽 純水タンク	自主対策設備	

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

対応手段における対応設備の相違

・設備及び運用の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

島根２号炉は，化学消防自動車，小型動力ポンプ付水槽車及び泡消火薬剤容器又は小型動力ポンプ付水槽車，化学消防自動車，小型放水砲による泡消火を実施

柏崎 6/7 は，化学消防自動車単独又は化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び大型化学高所放水車による泡消火を実施

東海第二は，化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火を実施

島根２号炉は，大型送水ポンプ車にて泡消火薬剤容器から泡消火薬剤を吸引，混合する

【柏崎 6/7】

島根２号炉は，泡消火薬剤容器内に泡消火薬剤を保管。柏崎 6/7 は泡薬剤備蓄車のタンクに泡消火薬剤を保管

【東海第二】

島根２号炉は，放水砲による放水開始前に放射性物質吸着材の設置

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）</th><th>東海第二発電所（2018.9.18版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td></td>
<td>

<u>対応手段，対処設備，手順書一覧（2／2）</u>

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th><th>対応手段</th><th colspan="2">対処設備</th><th>手順書</th></tr>
<tr><td rowspan="2">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</td><td rowspan="2">－</td><td>航空機燃料火災への泡消火</td><td>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）
ホース
放水砲
泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）
泡混合器
ＳＡ用海水ピット取水塔
海水引込み管
ＳＡ用海水ピット
燃料給油設備※1</td><td>重大事故等対処設備</td><td>重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td>初期対応における延焼防止処置</td><td>化学消防自動車
水槽付消防ポンプ自動車
泡消火薬剤容器（消防車用）
消火栓（原水タンク）
防火水槽</td><td>自主対策設備</td><td>防火管理要領※2

重大事故等対策要領</td></tr>
</table>

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※2：消防法に基づく社内規程

</td>
<td></td>
<td>による海洋拡散抑制対策を行うため，放射性物質吸着材は重大事故等対処設備として位置付けている
・記載表現の相違
【東海第二】
　島根２号炉の原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災については第15表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.12）(1/1)にて記載
　東海第二の原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災については対応手段，対処設備，手順書一覧（2／2）にて記載

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
　対応手段における対応設備の相違
・記載表現の相違
【東海第二】
　島根２号炉の原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災については第15表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.12）(1/1)にて記載
　東海第二の原子炉建物周辺における航空機</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			衝突による航空機燃料火災については対応手段，対処設備，手順書一覧（2/2）にて記載