

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

2018年6月21日
日本原子力発電株式会社

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>「ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果」を以下のとおり追加する。</p> <p>(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力</p> <p>福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し、当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。また、1号、2号、3号、4号及び5号炉の原子炉压力容器に燃料が装荷されていないことを前提とする。</p> <p>「(i) 重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a. 可搬型設備等による対応」は「(i) 重大事故等対策」の対応手順をもとに、大規模な損壊が発生した場合も対応を実施する。また、様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。</p> <p>また、重大事故等又は大規模損壊に対処し得る体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。</p> <p>重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、技術的能力の審査基準で規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した第10-1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。</p>	<p>「ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果」を以下のとおり追加する。</p> <p>(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力</p> <p>東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生するおそれがある場合若しくは発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し、当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。また、一部の敷地を共有する東海発電所は廃止措置中であり、原子炉压力容器から取り出された全ての核燃料は敷地外に搬出済みである。</p> <p>「(i) 重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a. 可搬型設備等による対応」は「(i) 重大事故等対策」の対応手順を基に、大規模な損壊が発生した場合も対応を実施する。また、様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。</p> <p>また、重大事故等又は大規模損壊に対処し得る体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。</p> <p>重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、技術的能力の審査基準で規定する内容に加え、「設置許可基準規則」に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した第10-1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>(i) 重大事故等対策</p> <p>a. 重大事故等対処設備に係る事項</p> <p>(a) 切替えの容易性</p> <p>本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるように、当該操作等を明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に行えるよう訓練を実施する。</p> <p>(b) アクセスルートの確保</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。</p> <p>屋外及び屋内において、アクセスルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</p>	<p>(i) 重大事故等対策</p> <p>a. 重大事故等対処設備に係る事項</p> <p>(a) 切り替えの容易性</p> <p>本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるように、当該操作等を明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に行えるよう訓練を実施する。</p> <p>(b) アクセスルートの確保</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。</p> <p>屋外及び屋内において、アクセスルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて、人為によるもの（故意によるものを除く。）・溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことがないように、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>なお、東海第二発電所の敷地に遡上する津波の影響を受けた場合には、迂回路も含めた複数のアクセスルートの中から、運搬、移動に係る優位性を考慮してアクセスルートを抽出し、確保する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二	備考
<p>屋内及び屋外アクセスルートに対する自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪及び火山の影響を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。地滑りについては、地震による影響に包絡される。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスを選定する。</p> <p>また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。</p>	<p>屋内及び屋外アクセスルートに対する自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を選定する。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を選定する。</p> <p>また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二	備考
<p>可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る。また、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、取水箇所の状況確認及びホース敷設ルートの状況確認を行い、併せて、軽油タンク、常設代替交流電源設備及びその他屋外設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路路面のすべり、不等沈下等）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を確保する。</p> <p>また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。</p> <p>津波の影響については、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確保する。</p>	<p>可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る。また、屋外の可搬型重大事故等対処設備として複数箇所に分散して保管する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から目的地まで運搬するアクセスルートの状況確認、取水箇所の状況確認及びホース敷設ルートの状況確認を行い、あわせて、軽油貯蔵タンク、常設代替交流電源設備及びその他屋外設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路路面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、液状化に伴う浮き上がり並びに地中埋設構造物の損壊）、風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を確保する。</p> <p>また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けないアクセスルートを確保する。</p> <p>津波の影響については、防潮堤内に設置し基準津波の影響を受けず、また、基準地震動 S s に対して影響を受けない若しくは重機等による復旧をすることにより、複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>敷地に遡上する津波の影響については、敷地に遡上する津波の影響を受けない高所（T.P. + 11m以上）に、基準地震動 S s の影響を受けないアクセスルートを少なくとも1ルート確保することにより、可搬型重大事故等対処設備の保管場所及び緊急時対策所等から接続場所までの移動・運搬を可能とする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>屋外アクセスルートは、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>屋外アクセスルートの周辺構造物等の損壊による障害物については、ホイールローダ等の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。</p> <p>屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊や道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。</p> <p>不等沈下等による通行に支障がある段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等の実施、迂回又は碎石による段差箇所の仮復旧により、通行性を確保する。</p>	<p>屋外アクセスルートは、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。有毒ガスに対しては、複数のアクセスルート確保に加え、防護具等の装備により通行に影響はない。</p> <p>また、想定される自然現象のうち、高潮に対しては、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する。</p> <p>洪水及びダムの崩壊については立地的要因により設計上考慮する必要はない。</p> <p>なお、落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはなく、生物学的事象に対しては容易に排除可能であり、電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことからアクセスルートへの影響はない。</p> <p>屋外アクセスルートの周辺構造物の損壊による障害物については、ホイールローダ等の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。</p> <p>屋外アクセスルートは、基準地震動 S_g の影響による周辺斜面の崩壊や道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する。</p> <p>液状化、揺すり込みによる不等沈下及び地中構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、これらがアクセスルートに影響を及ぼす可能性がある場合は事前対策（路盤補強等）を講じる。想定を上回る段差が発生した場合は、迂回路を通行するか、ホイールローダ等の重機による段差箇所の復旧と土のうによる段差解消対策により、通行性を確保する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1)重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二	備考
<p>屋外アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響については、ホイールローダ等の重機による撤去を行う。なお、想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。また、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備する。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備の保管場所に移動するためのアクセスルートの状況確認を行い、併せて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他想定される自然現象による影響並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。</p> <p>屋内アクセスルートは、重大事故等時に必要となる現場操作を実施する場所まで移動可能なルートを選定する。また、屋内アクセスルート上の資機材については、必要に応じて固縛又は転倒防止処置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。</p> <p>機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することにより、屋内アクセスルートを通行する。</p> <p>屋外及び屋内のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、照明機器等を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。</p>	<p>屋外アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物に対してはホイールローダ等の重機による撤去を行い、積雪又は火山の影響に対しては、ホイールローダ等の重機による除雪又は除灰を行う。また、アクセスルートには融雪剤を配備し、車両は凍結及び積雪に対処したタイヤを装着し通行性を確保する。なお、想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備までのアクセスルートの状況確認を行い、あわせて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>屋内アクセスルートは、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）及びその他想定される自然現象による影響並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。</p> <p>屋内アクセスルートは、重大事故等時に必要となる現場操作を実施する場所まで移動可能なルートを選定する。また、屋内アクセスルート上の資機材については、必要に応じて固縛又は転倒防止処置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。</p> <p>機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することにより、屋内アクセスルートを通行する。</p> <p>屋外及び屋内のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二	備考
<p>b. 復旧作業に係る事項</p> <p>重大事故等時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。</p> <p>(a) 予備品等の確保</p> <p>重大事故等時の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。</p> <p>事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。 ・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。 ・復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。 <p>なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。</p> <p>また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。</p>	<p>b. 復旧作業に係る事項</p> <p>重大事故等時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。</p> <p>(a) 予備品等の確保</p> <p>重大事故等時の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。</p> <p>事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品をあらかじめ確保する。</p> <p>(a-1) 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。</p> <p>(a-2) 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。</p> <p>(a-3) 復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。</p> <p>なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保を行う。</p> <p>また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材をあらかじめ確保する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二	備考
<p>(b) 保管場所 予備品等については、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管する。</p> <p>(c) アクセスルートの確保 想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、「(1)(b)アクセスルートの確保」と同じ実効性のある運用管理を実施する。</p> <p>c. 支援に係る事項 重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。</p> <p>関係機関等と協議・合意の上、外部からの支援計画を定め、協体制度が整い次第、プラントメーカーからは事故収束及び復旧対策に関する技術支援、協力会社からは事故収束及び復旧対策に必要な要員等の支援、燃料及び資機材の輸送支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給支援を受けられるようにする。なお、資機材等の輸送に関しては、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。</p> <p>他の原子力事業者からは、人員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられるようにするほか、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット及び無線重機等の資機材並びに資機材を操作する人員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を定める。</p>	<p>(b) 保管場所 予備品等については、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波（敷地に遡上する津波を含む。）による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管する。</p> <p>(c) アクセスルートの確保 想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるように、「(1)(b)アクセスルートの確保」と同じ実効性のある運用管理を実施する。</p> <p>c. 支援に係る事項 重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。</p> <p>関係機関等と協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め、協体制度が整い次第、プラントメーカー及び協力会社からは、事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援や要員派遣等の支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるようにする。なお、資機材等の輸送に関しては、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。</p> <p>他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられるようにするほか、原子力緊急事態支援組織（以下「支援組織」という。）からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット及び無線重機等の資機材並びに資機材を操作する要員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を定める。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後 6 日間までに支援を受けられる体制を整備する。</p> <p>また、原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食糧、その他の消耗品及び放射線防護資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。</p> <p>d. 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備</p> <p>重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊（以下「重大事故等に対処する要員」という。）を確保する等の必要な体制を整備する。</p>	<p>発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。</p> <p>また、原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服等及びその他の放射線管理に使用する資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。</p> <p>d. 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備</p> <p>重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるように、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、災害対策要員（当直（運転員）、自衛消防隊を含む重大事故等に対処する要員から構成される。）を確保する等の必要な体制を整備する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1)重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>(a) 手順書の整備</p> <p>重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。</p> <p>また、手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書（以下「運転操作手順書」という。）及び緊急時対策要員が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）を整備する。</p> <p>さらに、緊急時対策本部用手順書は使用主体に応じて、緊急時対策本部が使用する手順書、緊急時対策本部のうち技術支援組織が使用する手順書及び緊急時対策本部のうち実施組織（当直（運転員）以外）が使用する手順書に分類して整備する。</p>	<p>(a) 手順書の整備</p> <p>重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるように手順書を整備する。</p> <p>また、手順書は使用主体に応じて、中央制御室及び現場で運転操作に対応する当直（運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）及びそれ以外の災害対策要員が使用する手順書（以下「災害対策本部手順書」という。）を整備する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二	備考
<p>(a-1) 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で6号及び7号炉の発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、運転操作手順書及び緊急時対策本部手順書にまとめる。</p> <p>発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう、パラメータを計測する計器故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を運転操作手順書及び緊急時対策本部手順書に整備する。</p> <p>具体的には、第10-1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。</p> <p>(a-2) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転操作手順書又は緊急時対策本部手順書に整備する。</p> <p>原子炉停止機能喪失時においては、迷わずほう酸水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防ぐために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。</p>	<p>(a-1) 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は東海発電所との同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で東海第二発電所の発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、運転手順書及び災害対策本部手順書にまとめる。</p> <p>発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるように、パラメータを計測する計器故障又は計器故障が疑われる場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を災害対策本部手順書に整備する。</p> <p>具体的には、第10-1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。</p> <p>(a-2) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるように、あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書に整備する。</p> <p>原子炉停止機能喪失時においては、迷わずほう酸水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防ぐために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を運転操作手順書に整備する。</p> <p>全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型重大事故等対処設備に必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために必要な各操作については、重大事故等対処設備が必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。</p> <p>(a-3) 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先するという共通認識を持って行動できるよう、社長はあらかじめ方針を示す。</p> <p>重大事故等時の運転操作において、当直副長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた運転操作手順書を整備し、判断基準を明記する。</p> <p>重大事故等時の発電所の原子力警戒本部又は緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）の活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所対策本部長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた緊急時対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。</p>	<p>原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を運転手順書に整備する。</p> <p>全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型重大事故等対処設備に必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために必要な各操作については、重大事故等対処設備が必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。</p> <p>(a-3) 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護より安全性を優先するという共通認識を持って行動できるように、社長はあらかじめ方針を示す。</p> <p>重大事故等時の運転操作において、当直発電長が躊躇せず判断できるように、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた運転手順書を整備し、判断基準を明記する。</p> <p>重大事故等時の災害対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、災害対策本部長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づいた災害対策本部手順書を整備し、判断基準を明記する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>(a-4) 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の運転員と緊急時対策要員が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書を適切に定める。</p> <p>運転操作手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて構成し定める。</p> <p>発電所対策本部は、運転員からの要請あるいは発電所対策本部の判断により、運転員の事故対応の支援を行う。緊急時対策本部用手順書として、事故状況に応じた戦略の検討及び現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。</p> <p>運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるように、移行基準を明確にする。</p> <p>異常又は事故の発生時、警報発生時の措置に関する運転操作手順書により初期対応を行う。</p> <p>事象が進展した場合には、警報発生時の措置に関する運転操作手順書の記載に従い、異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）に移行する。</p> <p>警報発生時の措置に関する運転操作手順書及び異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）による対応中は、パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、原子炉格納容器の健全性）を常に監視し、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）に移行する。</p>	<p>(a-4) 重大事故等時に使用する手順書として、発電所内の当直（運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）並びにその他の災害対策要員が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転手順書及び災害対策本部手順書を適切に定める。</p> <p>運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて構成し定める。</p> <p>災害対策本部は、当直（運転員）からの要請あるいは災害対策本部の判断により、当直（運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）の事故対応の支援を行う。災害対策本部手順書として、事故状況に応じた戦略の検討及び現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。</p> <p>運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるように、移行基準を明確にする。</p> <p>異常又は事故発生時は、警報処置手順書により初期対応を行う。</p> <p>警報処置手順書による対応において事象が進展した場合には、警報処置手順書から非常時運転手順書（事象ベース）に移行する。</p> <p>警報処置手順書及び非常時運転手順書（事象ベース）で対応中は、パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能及び原子炉格納容器の健全性）を常に監視し、あらかじめ定めた非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）に移行する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>ただし、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合でも、原子炉スクラム時の確認事項等、異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）に具体的内容を定めている対応については異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）を参照する。</p> <p>異常又は事故が収束した場合は、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）に従い復旧の措置を行う。</p> <p>異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、緊急時における運転操作に関する手順書（シビアアクシデント）に移行する。</p> <p>(a-5) 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に明記する。</p> <p>重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を直接監視することが必要なパラメータを、あらかじめ選定し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に整理する。</p> <p>整理に当たっては、記録の可否、直流電源喪失時における可搬型計測器による計測可否等の情報を運転操作手順書に明記する。</p> <p>なお、発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は、他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を緊急時対策本部用手順書に明記する。</p> <p>重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を緊急時対策本部用手順書に整理する。</p> <p>有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転操作手順書に整理する。また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策要員が運転操作を支援するための参考情報とし、緊急時対策本部用手順書に整理する。</p>	<p>ただし、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）の導入条件が成立した場合でも、原子炉スクラム時の確認事項等、非常時運転手順書（事象ベース）に具体的内容を定めている対応については非常時運転手順書（事象ベース）を参照する。</p> <p>異常又は事故が収束した場合は、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）に従い復旧の措置を行う。</p> <p>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）に移行する。</p> <p>(a-5) 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書及び災害対策本部手順書に明記する。</p> <p>重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を直接監視することが必要なパラメータを、あらかじめ選定し、運転手順書及び災害対策本部手順書に整理する。</p> <p>整理に当たっては、記録の可否、直流電源喪失時における可搬型計測器による計測可否等の情報を運転手順書に明記する。</p> <p>なお、発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は、他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を災害対策本部手順書に明記する。</p> <p>重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を災害対策本部手順書に整理する。</p> <p>有効性評価等にて整理した有効な情報について、当直（運転員）が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転手順書に整理する。また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、災害対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし、災害対策本部手順書に整理する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二	備考
<p>(a-6) 前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておく、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。</p> <p>大津波警報が発令された場合、発電用原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。</p> <p>その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。</p> <p>(b) 教育及び訓練の実施</p> <p>重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。</p> <p>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、重大事故等に対処する要員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、重大事故等に対処する要員の力量の維持及び向上を図る。</p> <p>重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、第10-2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な重大事故等に対処する要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により、効率的かつ確実に実施できることを確認する。</p>	<p>(a-6) 前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておく、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。</p> <p>大津波警報が発表された場合、原則として発電用原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、引き波により取水ピット水位が循環水ポンプの取水可能下限水位まで低下した場合等、発電用原子炉の運転継続に支障がある場合に、発電用原子炉を手動停止する手順を整備する。</p> <p>その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。</p> <p>(b) 教育及び訓練の実施</p> <p>災害対策要員が、重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。</p> <p>必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し、事故時対応の知識及び技能について、災害対策要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度及び内容で計画的に実施することにより、重大事故等に対処する災害対策要員の力量の維持及び向上を図る。</p> <p>重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、表1.0.2に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な重大事故等に対処する要員数及び想定時間にて対応できるように、教育及び訓練により、効率的かつ確実に実施できることを確認する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二	備考
<p>重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等時における事象の種類及び事象の進展に応じて、的確かつ柔軟に対処できるよう、重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された重大事故等に対処する要員を必要人数配置する。</p> <p>重大事故等に対処する要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。</p> <p>(b-1) 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等に対処する要員の役割に応じて、重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。</p> <p>(b-2) 重大事故等に対処する要員の役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。</p> <p>現場作業に当たっている緊急時対策要員が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるよう、運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。</p> <p>重大事故等時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画的に実施する。</p> <p>(b-3) 重大事故等時において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むこと等により、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する。</p> <p>(b-4) 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等、様々な状況を想定し、訓練を実施する。</p>	<p>災害対策要員に対して、重大事故等時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるように、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された災害対策要員を必要人数配置する。</p> <p>重大事故等に対処する災害対策要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。</p> <p>(b-1) 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、災害対策要員の役割に応じて、重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることができる教育及び訓練等を実施する。</p> <p>(b-2) 災害対策要員の役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるように、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を計画的に行う</p> <p>災害対策要員のうち、現場作業に当たっている災害対策要員（以下「重大事故等対応要員」という。）が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるように、当直（運転員）（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。</p> <p>重大事故等時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画的に実施する。</p> <p>(b-3) 重大事故等時において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むこと等により、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する。</p> <p>(b-4) 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等、様々な状況を想定し、訓練を実施する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>(b-5) 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。</p> <p>(c) 体制の整備 重大事故等時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。</p> <p>(c-1) 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p> <p>重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令し、緊急時対策要員の非常召集及び通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする発電所対策本部を設置して対処する。</p> <p>発電所対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成し、組織が効率的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した機能班の構成を行う。また、各班の役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p> <p>当社は、福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定め、米国における非常事態対応のために標準化された Incident Command System(ICS)を参考に、重大事故等の中期的な対応が必要となる場合及び発電所の複数の発電用原子炉施設で同時に重大事故等が発生した場合に対応できる体制を整備する。</p>	<p>(b-5) 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びに手順書・社内規程が即時に利用できるように、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及び手順書・社内規程を用いた事故時対応訓練を行う。</p> <p>(c) 体制の整備 重大事故等時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。</p> <p>(c-1) 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p> <p>重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて非常事態を宣言し、災害対策要員の非常召集及び通報連絡を行い、発電所に自らを災害対策本部長とする発電所災害対策本部（以下「災害対策本部」という。）を設置して対処する。</p> <p>災害対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対処に専念できる環境を整える運営支援組織で編成し、組織が効率的に重大事故等対策を実施できるように、専門性及び経験を考慮した作業班を構成する。また、各班には、役割に応じた対策の実施に関わる全責任を有し、班長及び班員への必要な指示及び本部への報告を行う本部員と、事故対処に係る現場作業等の責任を有し、班員に対する具体的な作業指示及び本部員への報告を行う班長を定める。指揮命令系統及び各班内の役割分担を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p> <p>これらの体制を平日勤務時間帯だけでなく、夜間及び休日においても、重大事故等が発生した場合に速やかに対策を行うことができるように、整備する。</p> <p>一部の敷地を共有する東海発電所との同時被災の場合においては、災害対策要員は原則として、別組織として各発電所の事故収束対応ができる体制とする。ただし、安全上の観点から、一部の災害対策要員は東海第二発電所及び東海発電所の対応を兼務する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時の発電所対策本部において、その職務に支障をきたすことがないように、独立性を確保する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ最優先に行うことを任務とする。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。</p> <p>夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合、緊急時対策要員は発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡設備により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は得られた情報に基づき、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。</p> <p>6号及び7号炉の発電用原子炉主任技術者については、重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに発電所対策本部に駆けつけられるよう、早期に非常召集が可能なエリア（柏崎市又は刈羽村）に6号及び7号炉の発電用原子炉主任技術者又は代行者をそれぞれ1名待機させる。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。</p> <p>(c-2) 実施組織は、事故対応手段の選定に関する当直（運転員）への情報提供等を行う班、事故の影響緩和及び拡大防止に関わるプラントの運転操作を行う当直（運転員）、重大事故等対処設備の準備と操作及び不具合設備の復旧等を行う班並びに火災発生時に消火活動を行う自衛消防隊で構成し、重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。</p>	<p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時の災害対策本部において、その職務に支障をきたすことがないように、独立性を確保する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行うことを任務とする。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（災害対策本部長を含む。）へ指示を行い、災害対策本部長はその指示を踏まえて事故の対処方針を決定する。</p> <p>夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合、災害対策要員は発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるように、通信連絡設備により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は得られた情報に基づき、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに災害対策本部に駆けつけられるように、早期に非常召集が可能なエリア（東海村又は隣接市町村）に発電用原子炉主任技術者又は代行者を配置する。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。</p> <p>(c-2) 実施組織は、事故の影響緩和・拡大防止に係るプラントの運転操作を行う班（当直（運転員）を含む。）、事故の影響緩和・拡大防止に係る給水対応、電源対応、アクセスルート確保、拡散抑制対応及び不具合設備の応急補修対応を行う班、初期消火活動を行う自衛消防隊を有する班で構成し、重大事故等対処を円滑に実施できる体制を整備する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>(c-3) 実施組織は、複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合においても対応できる組織とする。</p> <p>発電所対策本部は、複数号炉の同時被災の場合において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう、発電所対策本部長が活動方針を示し、号炉ごとに配置された号機統括は、対象号炉の事故影響緩和・拡大防止に関わるプラント運転操作への助言や可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等の統括を行う。</p> <p>複数号炉の同時被災の場合において、必要な緊急時対策要員を発電所内に常時確保することにより、重大事故等対処設備を使用して 6 号及び 7 号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに、他号炉の被災対応ができる体制とする。</p>	<p>(c-3) 実施組織は、一部の敷地を共有する東海発電所との同時被災においても対応できる組織とする。</p> <p>東海発電所は廃止措置中であり、また、全燃料が搬出済みであるため重大事故等は発生しない。東海発電所において、非常事態等の事象（可能性のある事象を含む。）が東海第二発電所と同時に被災し、各発電所での対応が必要となる場合には、災害対策本部は緊急時対策所及び通信連絡設備を共用して事故収束対応を行う。</p> <p>東海発電所と共用する一部の常設重大事故等対処設備として、同一のスペース及び同一の端末を使用するが、共用により悪影響を及ぼさないように、各発電所に必要な容量を確保する設計としている。可搬型重大事故等対処設備についても、東海発電所及び東海第二発電所に必要な容量を確保する設計としている。</p> <p>したがって、東海発電所との共用による東海第二発電所の事故収束対応への悪影響は無く、事故収束に係る対応を実施できる。</p> <p>東海発電所との同時被災の場合において、必要な災害対策要員を東海発電所と東海第二発電所とで、原則、別組織とし常時確保することにより、東海第二発電所の重大事故等対処設備を使用して東海第二発電所の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに、東海発電所の被災対応ができる体制とする。</p> <p>災害対策本部は東海発電所との同時被災の場合において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう両発電所を兼務し、他発電所への悪影響を及ぼす事故状況を把握した上で、各発電所の事故対応上の意思決定を行う災害対策本部長が活動方針を示し、各発電所に配置された災害対策本部長代理は対象となる発電所の事故影響緩和・拡大防止に関わるプラント運転操作への助言や可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等の統括に専従することにより、事故収束に係る対応を実施できる。</p> <p>また、災害対策本部のうち、広報及びオフサイトセンター対応に当たる要員並びにこれらの対応を統括する災害対策本部長代理は、両発電所の状況に関する情報を統合して同時に提供する必要があることから、東海発電所及び東海第二発電所の重大事故対応を兼務する体制とする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1)重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二	備考
<p>発電用原子炉主任技術者は、号炉ごとに選任し、担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、複数号炉の同時被災が発生した場合においても的確に指示を行う。</p> <p>各号炉の発電用原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ最優先に行う。</p> <p>また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、各号炉の発電用原子炉主任技術者は、発電所対策本部から得られた情報に基づき、保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。</p> <p>(c-4) 発電所対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。</p> <p>実施組織に対して技術的助言を行うための技術支援組織は、プラント状態の進展予測・評価等を行う班、発電所内外の放射線・放射能の状況把握及び影響範囲の評価等を行う班で構成する。また、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整えるための運営支援組織は、発電所対策本部の運営支援等を行う班、資材の調達及び輸送に関する一元管理等を行う班、対外関係機関へ通報連絡等を行う班、対外対応情報の収集等を行う班で構成する。</p>	<p>発電用原子炉主任技術者は、東海第二発電所の保安の監督を、誠実かつ最優先に行い、重大事故等に対処する要員（災害対策本部長を含む。）に保安上の指示を行う。</p> <p>また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、発電用原子炉主任技術者は、発電所対策本部から得られた情報に基づき、保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（災害対策本部長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。</p> <p>(c-4) 災害対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。</p> <p>実施組織に対して技術的助言を行うための技術支援組織は、技術班（事故状況の把握・評価、プラント状態の進展予測・評価、事故拡大防止対策の検討及び技術的助言等）、放射線管理班（発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置等に関する技術的助言、二次災害防止に関する措置等）、保修班（事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示、不具合設備に関する応急復旧への技術的助言、放射性物質の汚染除去等）、運転班（プラント状態の把握、把握したプラント状態の災害対策本部への報告、事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示及び技術的助言等）、消防班（初期消火活動に関する対応指示）で構成し、各班には必要な指示を行う本部長と班長を配置する。</p> <p>実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整えるための運営支援組織は、情報班（事故に関する情報収集・整理及び連絡調整、本店（東京）（以下「本店」という。）対策本部及び社外機関との連絡調整等）、広報班（関係地方公共団体への対応、報道機関等への社外対応等に係る本店対策本部への連絡等を行う）、庶務班（災害対策本部の運営、資機材の調達及び輸送、所内警備、避難誘導、医療（救護）に関する措置、二次災害防止に関する措置等）で構成し、各班には必要な指示を行う班長及び本部長を配置する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1)重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>(c-5) 重大事故等対策の実施が必要な状況において、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令し、緊急時対策要員の非常召集及び通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し、重大事故等対策を実施する。</p> <p>夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも、速やかに対策を行えるよう、発電所内に必要な重大事故等に対処する要員を常時確保する。</p> <p>なお、地震の影響による通信障害等によって非常召集連絡ができない場合においても、地震の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。</p> <p>重大事故等が発生した場合に速やかに対応するため、6号及び7号炉の重大事故等に対処する要員として、発電所内に緊急時対策要員44名、運転員18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10名の合計72名を確保する。</p> <p>なお、6号及び7号炉のうち、1プラント運転中、1プラント運転停止中においては、運転員を13名とし、また2プラント運転停止中においては、運転員を10名とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合、緊急時対策要員は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集し、各要員の任務に応じた対応を行う。</p>	<p>(c-5) 重大事故等対策の実施が必要な状況において、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて非常事態を宣言し、災害対策要員の非常召集及び通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を災害対策本部長とする災害対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し、重大事故等対策を実施する。</p> <p>夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行えるように、発電所内に災害対策要員を常時確保する。</p> <p>発電所外から要員が参集するルートは、発電所正門を通行して参集するルートを使用する。発電所正門を通行した参集ルートが使用できない場合は、隣接事業所の敷地内の通行を含む、当該参集ルート以外の参集ルートを使用して参集する。</p> <p>隣接事業所の敷地内を通行して参集する場合は、隣接事業所の敷地内の通行を可能とした隣接事業所との合意文書に基づき、要員は隣接事業所の敷地内を通行して発電所に参集するとともに、要員の通行に支障をきたす障害物等が確認された場合には、当社が障害物の除去を実施する。</p> <p>なお、地震の影響による通信障害等によって非常召集連絡ができない場合においても、地震の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。</p> <p>重大事故等が発生した場合に速やかに対応するため、東海第二発電所の重大事故等に対処する災害対策要員（初動）として、統括管理及び全体指揮を行う統括待機当番者1名、重大事故等対応要員を指揮する現場統括待機者1名及び通報連絡等を行う通報連絡要員の災害対策要員（指揮者等）2名、運転操作対応を行う当直（運転員）7名、運転操作の助勢を行う重大事故等対応要員3名、給水確保及び電源確保対応を行う重大事故等対応要員12名、放射線管理対応を行う重大事故等対応要員2名並びに火災発生時の初期消火活動に対応する自衛消防隊11名の合計39名を確保する。</p> <p>なお、原子炉運転中においては、当直（運転員）を7名とし、また原子炉運転停止中においては、当直（運転員）を5名とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合、災害対策要員のうち初動の運転対応及び重大事故等対応を行う要員は中央制御室又は緊急時対策所に参集し、通報連絡、運転対応操作、給水確保、電源確保等の各要員の任務に応じた対応を行う。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、重大事故等に対処する要員を確保する。</p> <p>病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。</p> <p>重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。</p> <p>また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な緊急時対策要員を非常召集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。</p> <p>(c-6) 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班並びに当直（運転員）の機能は、上記(c-2)及び(c-4)のとおり明確にするとともに、責任者として配下の各班の監督責任を有する統括、対策の実施責任を有する班長及び当直副長を配置する。</p> <p>(c-7) 発電所対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である発電所対策本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。また、統括、班長及び当直副長についても欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。</p>	<p>重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、災害対策要員を確保する。</p> <p>病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の災害対策要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め災害対策要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた災害対策要員の体制に係る管理を行う。</p> <p>災害対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる災害対策要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。</p> <p>また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な災害対策要員を非常召集できるように、災害対策要員の対象者に対して計画的に通報連絡訓練を実施する。</p> <p>(c-6) 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記（c-1）項、（c-2）項及び（c-4）項のとおり明確にするとともに、各班には、役割に応じた対策の実施に関わる全責任を有する本部員と、事故対処に係る現場作業等の責任を有する班長及び当直発電長を定める。</p> <p>(c-7) 災害対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である災害対策本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、あらかじめ定めた順位に従い、副原子力防災管理者がその職務を代行する。また、災害対策本部の各班を統括する本部員、班長及び当直発電長についても欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ明確にする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>(c-8) 重大事故等に対処する要員が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り、迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、支援組織が、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む。）を備えた 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所を整備する。</p> <p>また、実施組織が、中央制御室、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型音声呼出電話設備等を整備する。</p> <p>これらは、重大事故等時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設及び設備を使用することによって発電用原子炉施設の状態を確認し、必要な発電所内外各所へ通信連絡を行う。</p> <p>(c-9) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、東京本社の原子力施設事態即応センターに設置する本社の原子力警戒本部又は緊急時対策本部（以下「本社対策本部」という。）、国、関係自治体等の発電所内外の組織への通報連絡を実施できるよう、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p> <p>発電所対策本部の支援組織は、本社対策本部と発電所対策本部間において、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、報道発表及び外部からの問い合わせ対応等については、本社対策本部で実施し、発電所対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p>	<p>(c-8) 災害対策要員が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り、迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、支援組織が重大事故等対応に必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（以下「SPDS」という。）、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）、衛星電話設備、無線連絡設備等を備えた緊急時対策所を整備する。</p> <p>また、実施組織が、中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携行型有線通話装置等を整備する。</p> <p>これらは、重大事故等時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設及び設備を使用することによって発電用原子炉施設の状態を確認し、必要な発電所内外各所へ通信連絡を行う。</p> <p>(c-9) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、本店対策本部、国、関係地方公共団体等の発電所内外の組織への通報連絡を実施できるように、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p> <p>災害対策本部の運営及び情報の収集を行う班が、本店対策本部との災害対策本部間において発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、報道発表及び外部からの問合せ等については、本店対策本部で実施し、発電所の災害対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>(c-10) 重大事故等時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。</p> <p>発電所における原子力警戒態勢又は緊急時態勢発令の報告を受け、本社における原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令した場合、速やかに東京本社の原子力施設事態即応センターに発電所外部の支援組織である本社対策本部を設置する。</p> <p>本社対策本部は、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社（全社とは、東京電力ホールディングス株式会社及び各事業子会社のことをいう。）での体制とし、発電所対策本部が重大事故等対策に専念できるよう技術面及び運用面で支援する。</p> <p>本社対策本部は、福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定めた体制とすることにより、社長を本社対策本部長とした指揮命令系統を明確にし、発電所対策本部が重大事故等対策に専念できる体制を整備する。</p> <p>本社対策本部長は、原子力災害対策特別措置法第 10 条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を指示する。</p> <p>本社対策本部は、あらかじめ選定している施設の候補の中から、放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料及び資機材等の支援を実施する。</p> <p>また、本社対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織より技術的な支援が受けられる体制を整備する。</p>	<p>(c-10) 重大事故等時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。</p> <p>発電所における警戒事態又は非常事態宣言の報告を受け、本店における本店警戒事態又は本店非常事態を発令した場合、速やかに本店内に発電所外部の支援組織である本店対策本部を設置する。</p> <p>本店対策本部は、全社での体制とし、発電所の災害対策本部が重大事故等対策に専念できるように技術面及び運用面で支援する。</p> <p>社長を本店対策本部長とした指揮命令系統を明確にし、発電所の災害対策本部が重大事故等対策に専念できる体制を整備する。</p> <p>本店対策本部長は、原子力災害対策特別措置法第 10 条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を指示する。</p> <p>本店対策本部は、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料及び資機材等の支援を実施する。</p> <p>また、本店対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織より技術的な支援が受けられる体制を整備する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 補正書比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

黄色ハッチング：前回からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二	備考
<p>(c-11) 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。</p> <p>重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替えによる復旧手段を整備する。</p> <p>また、重大事故等時に、機能喪失した設備の補修を実施するための作業環境の線量低減対策や、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、福島第一原子力発電所における経験や知見を踏まえた対策を行うとともに、事故収束対応を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力体制を継続して構築する。</p>	<p>(c-11) 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。</p> <p>重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替えによる復旧手段を整備する。</p> <p>また、重大事故等時に、機能喪失した設備の復旧を実施するための作業環境の線量低減対策や、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、事故収束対応を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力体制を継続して構築する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																										
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（1/19）</p> <table border="1"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="174 288 884 316">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="174 316 224 539" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">方針目的</td> <td data-bbox="224 316 884 539"> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入、原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するための手順等を整備する。</p> <p>また、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合は、原子炉出力の抑制を図った後にほう酸水注入により未臨界に移行する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="174 539 224 1406" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">対応手段等</td> <td data-bbox="224 539 884 1406"> <table border="1"> <tr> <td data-bbox="257 539 324 837" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</td> <td data-bbox="324 539 884 837"> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="257 837 324 1045" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">フロントライン系故障時 停止による原子炉出力抑制</td> <td data-bbox="324 837 884 1045"> <p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉冷却材再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="257 1045 324 1268" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</td> <td data-bbox="324 1045 884 1268"> <p>ATWSが発生した場合は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="257 1268 324 1406" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">ほう酸水注入</td> <td data-bbox="324 1268 884 1406"> <p>ATWSが発生した場合は、原子炉冷却材再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界とする。</p> </td> </tr> </table> </td> </tr> </table>	1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等		方針目的	<p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入、原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するための手順等を整備する。</p> <p>また、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合は、原子炉出力の抑制を図った後にほう酸水注入により未臨界に移行する手順等を整備する。</p>	対応手段等	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="257 539 324 837" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</td> <td data-bbox="324 539 884 837"> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="257 837 324 1045" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">フロントライン系故障時 停止による原子炉出力抑制</td> <td data-bbox="324 837 884 1045"> <p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉冷却材再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="257 1045 324 1268" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</td> <td data-bbox="324 1045 884 1268"> <p>ATWSが発生した場合は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="257 1268 324 1406" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">ほう酸水注入</td> <td data-bbox="324 1268 884 1406"> <p>ATWSが発生した場合は、原子炉冷却材再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界とする。</p> </td> </tr> </table>	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入	<p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p>	フロントライン系故障時 停止による原子炉出力抑制	<p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉冷却材再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p>	自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	<p>ATWSが発生した場合は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p>	ほう酸水注入	<p>ATWSが発生した場合は、原子炉冷却材再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界とする。</p>	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（1/19）</p> <table border="1"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1079 288 1789 316">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1079 316 1128 582" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">方針目的</td> <td data-bbox="1128 316 1789 582"> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入、再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するための手順等を整備する。</p> <p>また、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合は、原子炉出力の抑制を図った後にほう酸水注入により未臨界に移行する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1079 582 1128 1393" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">対応手段等</td> <td data-bbox="1128 582 1789 1393"> <table border="1"> <tr> <td data-bbox="1176 582 1243 922" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</td> <td data-bbox="1243 582 1789 922"> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1176 922 1243 1129" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">フロントライン系故障時 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制</td> <td data-bbox="1243 922 1789 1129"> <p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により再循環系ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1176 1129 1243 1393" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</td> <td data-bbox="1243 1129 1789 1393"> <p>ATWSが発生した場合は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p> </td> </tr> </table> </td> </tr> </table>	1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等		方針目的	<p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入、再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するための手順等を整備する。</p> <p>また、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合は、原子炉出力の抑制を図った後にほう酸水注入により未臨界に移行する手順等を整備する。</p>	対応手段等	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1176 582 1243 922" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</td> <td data-bbox="1243 582 1789 922"> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1176 922 1243 1129" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">フロントライン系故障時 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制</td> <td data-bbox="1243 922 1789 1129"> <p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により再循環系ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1176 1129 1243 1393" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</td> <td data-bbox="1243 1129 1789 1393"> <p>ATWSが発生した場合は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p> </td> </tr> </table>	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入	<p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p>	フロントライン系故障時 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	<p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により再循環系ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p>	自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	<p>ATWSが発生した場合は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p>	
1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等																												
方針目的	<p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入、原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するための手順等を整備する。</p> <p>また、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合は、原子炉出力の抑制を図った後にほう酸水注入により未臨界に移行する手順等を整備する。</p>																											
対応手段等	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="257 539 324 837" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</td> <td data-bbox="324 539 884 837"> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="257 837 324 1045" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">フロントライン系故障時 停止による原子炉出力抑制</td> <td data-bbox="324 837 884 1045"> <p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉冷却材再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="257 1045 324 1268" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</td> <td data-bbox="324 1045 884 1268"> <p>ATWSが発生した場合は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="257 1268 324 1406" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">ほう酸水注入</td> <td data-bbox="324 1268 884 1406"> <p>ATWSが発生した場合は、原子炉冷却材再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界とする。</p> </td> </tr> </table>	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入	<p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p>	フロントライン系故障時 停止による原子炉出力抑制	<p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉冷却材再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p>	自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	<p>ATWSが発生した場合は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p>	ほう酸水注入	<p>ATWSが発生した場合は、原子炉冷却材再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界とする。</p>																			
ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入	<p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p>																											
フロントライン系故障時 停止による原子炉出力抑制	<p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉冷却材再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p>																											
自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	<p>ATWSが発生した場合は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p>																											
ほう酸水注入	<p>ATWSが発生した場合は、原子炉冷却材再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界とする。</p>																											
1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等																												
方針目的	<p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入、再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するための手順等を整備する。</p> <p>また、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合は、原子炉出力の抑制を図った後にほう酸水注入により未臨界に移行する手順等を整備する。</p>																											
対応手段等	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1176 582 1243 922" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</td> <td data-bbox="1243 582 1789 922"> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1176 922 1243 1129" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">フロントライン系故障時 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制</td> <td data-bbox="1243 922 1789 1129"> <p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により再循環系ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1176 1129 1243 1393" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</td> <td data-bbox="1243 1129 1789 1393"> <p>ATWSが発生した場合は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p> </td> </tr> </table>	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入	<p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p>	フロントライン系故障時 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	<p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により再循環系ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p>	自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	<p>ATWSが発生した場合は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p>																					
ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入	<p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p>																											
フロントライン系故障時 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	<p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により再循環系ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p>																											
自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	<p>ATWSが発生した場合は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p>																											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																			
<table border="1" data-bbox="159 272 893 614"> <tr> <td data-bbox="159 272 203 614" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="203 272 311 614" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">重大事故等時の対応手段の選択</td> <td data-bbox="311 272 893 614"> <p>運転時の異常な過渡変化の発生時において、発電用原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず全制御棒が全挿入されない場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が緊急挿入せず、発電用原子炉が緊急停止できない場合は、原子炉停止機能喪失と判断し、中央制御室からの手動操作により原子炉冷却材再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制するとともにほう酸水注入系を速やかに起動し、発電用原子炉を未臨界とする。</p> </td> </tr> </table>	配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>運転時の異常な過渡変化の発生時において、発電用原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず全制御棒が全挿入されない場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が緊急挿入せず、発電用原子炉が緊急停止できない場合は、原子炉停止機能喪失と判断し、中央制御室からの手動操作により原子炉冷却材再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制するとともにほう酸水注入系を速やかに起動し、発電用原子炉を未臨界とする。</p>	<table border="1" data-bbox="1077 264 1794 987"> <tr> <td colspan="4" data-bbox="1077 264 1794 300">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1077 300 1126 512" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">対応手段等</td> <td data-bbox="1126 300 1176 512" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">フロントライン系故障時</td> <td data-bbox="1176 300 1252 512" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">ほう酸水注入</td> <td data-bbox="1252 300 1794 512"> <p>ATWSが発生した場合は、再循環系ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界とする。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1077 512 1126 987" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</td> <td colspan="3" data-bbox="1126 512 1794 987" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">重大事故等時の対応手段の選択</td> </tr> <tr> <td colspan="4" data-bbox="1077 512 1794 987"> <p>運転時の異常な過渡変化の発生時において、発電用原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず全制御棒が全挿入されない場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉を緊急停止したことを確認する。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が緊急挿入しなかった場合は、原子炉停止機能喪失と判断し、中央制御室からの手動操作により再循環系ポンプを停止し、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止を行うとともに、ほう酸水注入系を速やかに起動し、発電用原子炉を未臨界とする。</p> </td> </tr> </table>	1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等				対応手段等	フロントライン系故障時	ほう酸水注入	<p>ATWSが発生した場合は、再循環系ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界とする。</p>	配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択			<p>運転時の異常な過渡変化の発生時において、発電用原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず全制御棒が全挿入されない場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉を緊急停止したことを確認する。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が緊急挿入しなかった場合は、原子炉停止機能喪失と判断し、中央制御室からの手動操作により再循環系ポンプを停止し、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止を行うとともに、ほう酸水注入系を速やかに起動し、発電用原子炉を未臨界とする。</p>				
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>運転時の異常な過渡変化の発生時において、発電用原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず全制御棒が全挿入されない場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が緊急挿入せず、発電用原子炉が緊急停止できない場合は、原子炉停止機能喪失と判断し、中央制御室からの手動操作により原子炉冷却材再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制するとともにほう酸水注入系を速やかに起動し、発電用原子炉を未臨界とする。</p>																			
1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等																					
対応手段等	フロントライン系故障時	ほう酸水注入	<p>ATWSが発生した場合は、再循環系ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界とする。</p>																		
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択																				
<p>運転時の異常な過渡変化の発生時において、発電用原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず全制御棒が全挿入されない場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉を緊急停止したことを確認する。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p> <p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が緊急挿入しなかった場合は、原子炉停止機能喪失と判断し、中央制御室からの手動操作により再循環系ポンプを停止し、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止を行うとともに、ほう酸水注入系を速やかに起動し、発電用原子炉を未臨界とする。</p>																					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																											
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（2/19）</p> <p>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</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">方針目的</td> <td colspan="2"> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉への注水により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、発電用原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御する手順等を整備する。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td style="width: 15%; text-align: center; vertical-align: middle;">重大事故等対処設備（設計基準拡張）</td> <td> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心注水系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p> </td> </tr> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td style="width: 15%; text-align: center; vertical-align: middle;">フロントライン系故障時</td> <td> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 ・中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場で弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 </td> </tr> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td style="width: 15%; text-align: center; vertical-align: middle;">サポート系故障時</td> <td> <p>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</p> <p>全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却のほか、現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動することで原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> </td> </tr> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td style="width: 15%; text-align: center; vertical-align: middle;">サポート系故障時</td> <td> <p>原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備を用いて給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に以下の手段等により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備等により充電器を受電し、直流電源を供給する。 ・可搬型直流電源設備により直流電源を供給する。 </td> </tr> </table>	方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉への注水により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、発電用原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御する手順等を整備する。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する手順等を整備する。</p>		対応手段等	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	<p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心注水系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>	対応手段等	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 ・中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場で弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 	対応手段等	サポート系故障時	<p>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</p> <p>全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却のほか、現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動することで原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p>	対応手段等	サポート系故障時	<p>原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備を用いて給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に以下の手段等により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備等により充電器を受電し、直流電源を供給する。 ・可搬型直流電源設備により直流電源を供給する。 	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（2/19）</p> <p>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</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">方針目的</td> <td colspan="2"> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉への注水により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、発電用原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御する手順等を整備する。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td style="width: 15%; text-align: center; vertical-align: middle;">設計基準事故対処設備</td> <td> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p> </td> </tr> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td style="width: 15%; text-align: center; vertical-align: middle;">フロントライン系故障時</td> <td> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 ・中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場で弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 </td> </tr> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td style="width: 15%; text-align: center; vertical-align: middle;">サポート系故障時</td> <td> <p>原子炉隔離時冷却系の現場操作</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却のほか、現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動することで原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> </td> </tr> </table>	方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉への注水により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、発電用原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御する手順等を整備する。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する手順等を整備する。</p>		対応手段等	設計基準事故対処設備	<p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>	対応手段等	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 ・中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場で弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 	対応手段等	サポート系故障時	<p>原子炉隔離時冷却系の現場操作</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却のほか、現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動することで原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p>	
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉への注水により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、発電用原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御する手順等を整備する。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する手順等を整備する。</p>																												
対応手段等	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	<p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心注水系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>																											
対応手段等	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 ・中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場で弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 																											
対応手段等	サポート系故障時	<p>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</p> <p>全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却のほか、現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動することで原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p>																											
対応手段等	サポート系故障時	<p>原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備を用いて給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に以下の手段等により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備等により充電器を受電し、直流電源を供給する。 ・可搬型直流電源設備により直流電源を供給する。 																											
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉への注水により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、発電用原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御する手順等を整備する。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する手順等を整備する。</p>																												
対応手段等	設計基準事故対処設備	<p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>																											
対応手段等	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 ・中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場で弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 																											
対応手段等	サポート系故障時	<p>原子炉隔離時冷却系の現場操作</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却のほか、現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動することで原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p>																											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)		東海第二		備考
対応手段等	監視及び制御	<p>「高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却」により発電用原子炉を冷却するには、発電用原子炉を冷却するために原子炉压力容器内の水位を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）等により監視する。</p> <p>また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合は、当該パラメータの値を推定する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動する場合は、高圧代替注水系の作動状況を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（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）等により監視する。</p> <p>現場で弁の手動操作により高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の作動状況を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）等により監視する。</p> <p>原子炉压力容器内の水位の調整が必要な場合は、中央制御室からの操作、又は現場での弁の操作により原子炉压力容器内の水位を制御する。</p>	<p>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</p>	
	重大事故等の進展抑制	<p>原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による発電用原子炉への高圧注水により原子炉压力容器内の水位が維持できない場合は、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系貯蔵タンク等を水源として、ほう酸水注入系により原子炉压力容器へ注水する。</p>	<p>サポーター系故障時</p> <p>原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>代替電源設備による</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に以下の手段等により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備等により充電器に給電し、直流電源を供給する。 ・可搬型代替直流電源設備により直流電源を供給する。 	
	重大事故等時の対応手段の選択	<p>設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系の運転を継続する。</p>	<p>監視及び制御</p> <p>「高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却」により発電用原子炉へ注水する際には、発電用原子炉を冷却するために原子炉压力容器内の水位を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）等により監視する。</p> <p>また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合は、当該パラメータの値を推定する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動する場合は、高圧代替注水系の作動状況を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（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・プール水位等により監視する。</p> <p>現場での弁の手動操作により高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の作動状況を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、高圧代替注水系系統流量等により監視する。</p> <p>原子炉压力容器内の水位の調整が必要な場合は、中央制御室からの操作又は現場での弁の操作により原子炉压力容器内の水位を制御する。</p>	
		<p>重大事故等の進展抑制</p> <p>ほう酸水注入系による</p> <p>原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による発電用原子炉への高圧注水により原子炉压力容器内の水位が維持できない場合は、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水貯蔵タンク等を水源として、ほう酸水注入系により原子炉压力容器へ注水する。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考	
<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場で弁の手动操作により高圧代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>いずれの操作によっても高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場で弁の手动操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備を用いて給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備等より充電器を受電することにより直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替交流電源設備等を用いて給電できない場合は、可搬型直流電源設備により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替交流電源設備、可搬型直流電源設備等への燃料補給及び復水貯蔵槽への補給をすることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続させる。</p>	<p>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</p> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">重大事故等時の対応手段の選択</p> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</p> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">フロントライン系故障時</p> <p>設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手动操作により高圧代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系の運転を継続する。</p> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">サポート系故障時</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手动操作により高圧代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>いずれの操作によっても高圧代替注水系を起動できない場合又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場で弁の手动操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備等より充電器を充電することにより直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替交流電源設備等による給電ができない場合は、可搬型代替直流電源設備により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備等へ燃料を給油することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続させる。</p>	<p>現場での弁の手动操作による原子炉隔離時冷却系の起動時の留意事項</p> <p>現場で弁の手动操作により原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、発生する排水により原子炉隔離時冷却系ポンプ本体が水没する前に排水処理を実施する。</p>
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">重大事故等時の対応手段の選択</p> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</p> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">サポート系故障時</p>	<p>現場での弁の手动操作による原子炉隔離時冷却系の起動時の留意事項</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																							
<table border="1" data-bbox="168 252 887 853"> <tr> <td data-bbox="168 252 210 853" rowspan="4" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="210 252 322 528"> 現場での弁の手动操作による 原子炉隔離時冷却系の起動時の 環境条件 </td> <td data-bbox="322 252 887 528"> 蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響を考慮し、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系の起動時のみとし、その後速やかに退室する。防護具を確実に装着することにより本操作が可能である。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 528 322 639">作業性</td> <td data-bbox="322 528 887 639"> 高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動操作は、通常の弁操作である。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 639 322 743">電源確保</td> <td data-bbox="322 639 887 743"> 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いてほう酸水注入系へ給電する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 743 322 853">燃料補給</td> <td data-bbox="322 743 887 853"> 配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。 </td> </tr> </table>	配慮すべき事項	現場での弁の手动操作による 原子炉隔離時冷却系の起動時の 環境条件	蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響を考慮し、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系の起動時のみとし、その後速やかに退室する。防護具を確実に装着することにより本操作が可能である。	作業性	高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動操作は、通常の弁操作である。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いてほう酸水注入系へ給電する。	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。	<table border="1" data-bbox="1077 252 1796 1125"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1077 252 1796 284">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1077 284 1128 547" rowspan="6" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1128 284 1258 547"> 現場での弁の手动操作による 原子炉隔離時冷却系の起動時の 留意事項 </td> <td data-bbox="1258 284 1796 547"> 現場での弁の手动操作により原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に滞留する排水を処理しない場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの間、原子炉隔離時冷却系を水没させずに運転を継続することが可能である。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1128 547 1258 826"> 現場での弁の手动操作による 原子炉隔離時冷却系の起動時の 環境条件 </td> <td data-bbox="1258 547 1796 826"> 蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響を考慮し、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する。防護具を確実に装着することにより本操作が可能である。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1128 826 1258 930">作業性</td> <td data-bbox="1258 826 1796 930"> 高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の起動操作は、通常の弁操作である。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1128 930 1258 1034">電源確保</td> <td data-bbox="1258 930 1796 1034"> 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いてほう酸水注入系へ給電する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1128 1034 1258 1125">燃料給油</td> <td data-bbox="1258 1034 1796 1125"> 配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。 </td> </tr> </table>	1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等			配慮すべき事項	現場での弁の手动操作による 原子炉隔離時冷却系の起動時の 留意事項	現場での弁の手动操作により原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に滞留する排水を処理しない場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの間、原子炉隔離時冷却系を水没させずに運転を継続することが可能である。	現場での弁の手动操作による 原子炉隔離時冷却系の起動時の 環境条件	蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響を考慮し、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する。防護具を確実に装着することにより本操作が可能である。	作業性	高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の起動操作は、通常の弁操作である。	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いてほう酸水注入系へ給電する。	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。	
配慮すべき事項		現場での弁の手动操作による 原子炉隔離時冷却系の起動時の 環境条件	蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響を考慮し、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系の起動時のみとし、その後速やかに退室する。防護具を確実に装着することにより本操作が可能である。																						
		作業性	高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動操作は、通常の弁操作である。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。																						
		電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いてほう酸水注入系へ給電する。																						
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。																							
1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等																									
配慮すべき事項	現場での弁の手动操作による 原子炉隔離時冷却系の起動時の 留意事項	現場での弁の手动操作により原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に滞留する排水を処理しない場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの間、原子炉隔離時冷却系を水没させずに運転を継続することが可能である。																							
	現場での弁の手动操作による 原子炉隔離時冷却系の起動時の 環境条件	蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響を考慮し、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する。防護具を確実に装着することにより本操作が可能である。																							
	作業性	高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の起動操作は、通常の弁操作である。																							
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いてほう酸水注入系へ給電する。																							
	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。																							

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																				
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（3/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="185 308 878 336">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="185 336 230 608" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">方針目的</td> <td colspan="2" data-bbox="230 336 878 608"> <p>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が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、インターフェイスシステム LOCA 発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="185 608 230 975" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">対応手段等</td> <td data-bbox="230 608 293 975" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">フロントライン系故障時</td> <td data-bbox="293 608 878 975"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="293 608 371 807" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">手動操作による減圧</td> <td data-bbox="371 608 878 807">設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="293 807 371 975" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">減圧の自動化</td> <td data-bbox="371 807 878 975">設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</td> </tr> </table> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="230 975 293 1445" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">サポート系故障時</td> <td colspan="2" data-bbox="293 975 878 1445"> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替直流電源設備により直流電源を確保する。その後、常設代替直流電源設備の AM 用蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。 ・逃がし安全弁の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。 </td> </tr> </table>	1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等			方針目的	<p>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が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、インターフェイスシステム LOCA 発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p>		対応手段等	フロントライン系故障時	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="293 608 371 807" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">手動操作による減圧</td> <td data-bbox="371 608 878 807">設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="293 807 371 975" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">減圧の自動化</td> <td data-bbox="371 807 878 975">設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</td> </tr> </table>	手動操作による減圧	設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。	減圧の自動化	設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。	サポート系故障時	<p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替直流電源設備により直流電源を確保する。その後、常設代替直流電源設備の AM 用蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。 ・逃がし安全弁の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。 		<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（3/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="4" data-bbox="1081 280 1787 309">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1081 309 1126 635" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">方針目的</td> <td colspan="3" data-bbox="1126 309 1787 635"> <p>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が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、インターフェイスシステム LOCA 発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1081 635 1126 986" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">対応手段等</td> <td data-bbox="1126 635 1189 986" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">フロントライン系故障時</td> <td data-bbox="1189 635 1267 986" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">減圧の自動化</td> <td data-bbox="1267 635 1787 986">設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉が減圧できない場合は、過渡時自動減圧機能の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1126 986 1189 1337" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">サポート系故障時</td> <td data-bbox="1189 986 1267 1337" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">常設直流電源系統喪失時の減圧</td> <td colspan="2" data-bbox="1267 986 1787 1337"> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧できない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替直流電源設備により直流電源を確保する。その後、常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型代替直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。 ・逃がし安全弁の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1126 986 1189 1337" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">サポート系故障時</td> <td data-bbox="1189 986 1267 1337" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">手動操作による減圧</td> <td colspan="2" data-bbox="1267 986 1787 1337">設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。</td> </tr> </table>	1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等				方針目的	<p>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が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、インターフェイスシステム LOCA 発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p>			対応手段等	フロントライン系故障時	減圧の自動化	設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉が減圧できない場合は、過渡時自動減圧機能の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。	サポート系故障時	常設直流電源系統喪失時の減圧	<p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧できない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替直流電源設備により直流電源を確保する。その後、常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型代替直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。 ・逃がし安全弁の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。 		サポート系故障時	手動操作による減圧	設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。		
1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等																																						
方針目的	<p>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が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、インターフェイスシステム LOCA 発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p>																																					
対応手段等	フロントライン系故障時	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="293 608 371 807" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">手動操作による減圧</td> <td data-bbox="371 608 878 807">設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="293 807 371 975" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">減圧の自動化</td> <td data-bbox="371 807 878 975">設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</td> </tr> </table>	手動操作による減圧	設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。	減圧の自動化	設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。																																
手動操作による減圧	設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。																																					
減圧の自動化	設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。																																					
サポート系故障時	<p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替直流電源設備により直流電源を確保する。その後、常設代替直流電源設備の AM 用蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。 ・逃がし安全弁の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。 																																					
1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等																																						
方針目的	<p>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が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、インターフェイスシステム LOCA 発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p>																																					
対応手段等	フロントライン系故障時	減圧の自動化	設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉が減圧できない場合は、過渡時自動減圧機能の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。																																			
サポート系故障時	常設直流電源系統喪失時の減圧	<p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧できない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替直流電源設備により直流電源を確保する。その後、常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型代替直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。 ・逃がし安全弁の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。 																																				
サポート系故障時	手動操作による減圧	設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。																																				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考	
対応手段等	サポート系故障時	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保	逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源を高圧窒素ガス供給系に切り替えることで逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。 高圧窒素ガス供給系からの供給期間中において、逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は、予備の窒素ガスポンペに切り替える。	1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	
		代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧	全交流動力電源又は常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動せず発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。 ・可搬型直流電源設備等により直流電源を確保する。 ・代替交流電源設備等により充電器を受電することで直流電源を確保する。		
	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器が高圧の状態 で破損した場合に溶融物が放出され、原子炉格納容器内の雰囲気 が直接加熱されることによる原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する。	非常用窒素供給系による窒素確保		逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の供給源が非常用窒素供給系に切り替わることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ発電用原子炉を減圧する。 非常用窒素供給系高圧窒素ポンペからの供給期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、予備の窒素ポンペに切り替える。
	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が発生した場合は、発電用原子炉を手動停止するとともに、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを停止するため、漏えい箇所を隔離する。 漏えい箇所を隔離できない場合は、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを抑制するため、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧し、漏えい箇所を隔離する。 原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合は、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する。	サポート系故障時による減圧		逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に必要な窒素を確保し、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。 非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペからの供給期間中において、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、予備の窒素ポンペに切り替える。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、低圧注水系、低圧代替注水系等による原子炉圧力容器への注水準備が完了していることを確認し、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧する。 なお、残留熱除去系が運転している場合は、原子炉水位低(L-1)が10分継続した段階で代替自動減圧機能が自動作動することを確認し、これにより発電用原子炉を減圧する。	逃がし安全弁の復旧	全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動せず発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。 ・可搬型代替直流電源設備等により直流電源を確保する。 ・代替交流電源設備等により充電器に給電することで直流電源を確保する。
			高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器内が高圧の状態 で破損した場合に溶融物が放出され、原子炉格納容器内の雰囲気 が直接加熱されることによる原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する。	容器雰囲気直接加熱の防止
			LOCA発生時	インターフェイスシステムLOCAが発生した場合は、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを停止するため、漏えい箇所を隔離する。 漏えい箇所の隔離ができない場合は、発電用原子炉を手動停止するとともに、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧し、漏えい箇所を隔離する。	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障時	<p>常設直流電源系統の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型直流電源設備等により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源喪失の原因が全交流動力電源喪失の場合は、代替交流電源設備等により充電器を受電することで直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁作動窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスボンベにより逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p>	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
	代替自動減圧機能による発電用原子炉の自動減圧時の留意事項	<p>「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉压力容器への注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。</p>	<p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系による原子炉压力容器への注水準備が完了していることを確認し、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧する。</p> <p>なお、原子炉水位異常低下（レベル1）設定点到達10分後及び残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系が運転している場合は、過渡時自動減圧機能が自動作動することを確認し、これにより発電用原子炉を減圧する。</p>	
	逃がし安全弁の背圧対策	<p>逃がし安全弁は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、あらかじめ逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス圧力を設定する。</p>	<p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型代替直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型代替直流電源設備等により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等により充電器を充電することで直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁の駆動源である窒素供給系の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、非常用窒素供給系により逃がし安全弁（自動減圧機能）に必要な窒素を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁の駆動源である窒素供給系及び逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源である非常用窒素供給系の窒素が喪失し、逃がし安全弁が作動しない場合は、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能）に窒素を供給し、逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて発電用原子炉を減圧する。</p>	
	インターフェイスシステム LOCA時の溢水の影響	<p>隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステム LOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影 響がないようにする。</p>	<p>「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉压力容器への注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する。</p>	
	インターフェイスシステム LOCAの検知	<p>インターフェイスシステム LOCA の発生は、原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋内において各部屋が分離されているため、漏えい箇所の特定は、床漏えい検出器、監視カメラ及び火災報知器により行う。</p>		
	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障時	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>フロントライン系故障時</p>	
	配慮すべき事項	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>サポート系故障時</p>	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>サポート系故障時</p>	
	配慮すべき事項	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>サポート系故障時</p>	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>サポート系故障時</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																
<table border="1" data-bbox="168 268 884 502"> <tr> <td data-bbox="168 268 212 502" rowspan="2">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="212 268 358 406">作業性</td> <td data-bbox="358 268 884 406">インターフェイスシステム LOCA 発生時において、現場で漏えい箇所を隔離する場合は、隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートが環境を考慮して、現場環境（温度・湿度・圧力）が改善された状態でを行い、事故環境下においても作業できるよう防護具を確実に装着する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="212 406 358 502">燃料補給</td> <td data-bbox="358 406 884 502">配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</td> </tr> </table>	配慮すべき事項	作業性	インターフェイスシステム LOCA 発生時において、現場で漏えい箇所を隔離する場合は、隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートが環境を考慮して、現場環境（温度・湿度・圧力）が改善された状態でを行い、事故環境下においても作業できるよう防護具を確実に装着する。	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。	<p data-bbox="1075 247 1803 279">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</p> <table border="1" data-bbox="1075 279 1803 1173"> <tr> <td data-bbox="1075 279 1131 494" rowspan="5">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1131 279 1265 494">逃がし安全弁の背圧対策</td> <td data-bbox="1265 279 1803 494">逃がし安全弁は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、あらかじめ逃がし安全弁の作動に必要な窒素圧力を設定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1131 494 1265 710">システム LOCA による溢水の影響</td> <td data-bbox="1265 494 1803 710">隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステム LOCA により漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響がないようにする。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1131 710 1265 925">システム LOCA の検知</td> <td data-bbox="1265 710 1803 925">インターフェイスシステム LOCA の発生は、原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため、漏えい箇所の特定は、床漏えい検出器及び火災報知器により行う。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1131 925 1265 1053">作業性</td> <td data-bbox="1265 925 1803 1053">インターフェイスシステム LOCA 発生時は、漏えいした水の滞留及び蒸気による高湿度環境が想定されるため、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、防護具を着用する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1131 1053 1265 1173">燃料給油</td> <td data-bbox="1265 1053 1803 1173">配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</td> </tr> </table>	配慮すべき事項	逃がし安全弁の背圧対策	逃がし安全弁は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、あらかじめ逃がし安全弁の作動に必要な窒素圧力を設定する。	システム LOCA による溢水の影響	隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステム LOCA により漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響がないようにする。	システム LOCA の検知	インターフェイスシステム LOCA の発生は、原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため、漏えい箇所の特定は、床漏えい検出器及び火災報知器により行う。	作業性	インターフェイスシステム LOCA 発生時は、漏えいした水の滞留及び蒸気による高湿度環境が想定されるため、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、防護具を着用する。	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。	
配慮すべき事項		作業性	インターフェイスシステム LOCA 発生時において、現場で漏えい箇所を隔離する場合は、隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートが環境を考慮して、現場環境（温度・湿度・圧力）が改善された状態でを行い、事故環境下においても作業できるよう防護具を確実に装着する。															
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。																
配慮すべき事項	逃がし安全弁の背圧対策	逃がし安全弁は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、あらかじめ逃がし安全弁の作動に必要な窒素圧力を設定する。																
	システム LOCA による溢水の影響	隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステム LOCA により漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響がないようにする。																
	システム LOCA の検知	インターフェイスシステム LOCA の発生は、原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため、漏えい箇所の特定は、床漏えい検出器及び火災報知器により行う。																
	作業性	インターフェイスシステム LOCA 発生時は、漏えいした水の滞留及び蒸気による高湿度環境が想定されるため、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、防護具を着用する。																
	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。																

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																									
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（4/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="161 288 891 312">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="161 312 210 501" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">方針目的</td> <td colspan="2" data-bbox="210 312 891 501"> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="161 501 210 991" rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">対応手段等</td> <td data-bbox="210 501 394 683" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</td> <td data-bbox="394 501 891 683"> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード)が健全であれば、これらを重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 683 394 991" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">フロントライン系故障時 による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系</td> <td data-bbox="394 683 891 991"> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モード)の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系(常設)により注水する。 ・低圧代替注水系(常設)により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、代替淡水源を水源として、低圧代替注水系(可搬型)等により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系(可搬型)による注水は、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 991 394 1366" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">原子炉運転中の場合 サポート系故障時</td> <td data-bbox="394 991 891 1366" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">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</td> <td data-bbox="394 991 891 1366"> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モード)が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系(低圧注水モード)を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系(低圧注水モード)を運転継続する。</p> <p>発電用原子炉の停止後は、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)に移行し、長期的に発電用原子炉を除熱する。</p> </td> </tr> </table>	1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等			方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する手順等を整備する。</p>		対応手段等	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード)が健全であれば、これらを重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>	フロントライン系故障時 による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モード)の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系(常設)により注水する。 ・低圧代替注水系(常設)により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、代替淡水源を水源として、低圧代替注水系(可搬型)等により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系(可搬型)による注水は、海を水源として利用できる。</p>	原子炉運転中の場合 サポート系故障時	常設代替交流電源設備による 残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モード)が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系(低圧注水モード)を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系(低圧注水モード)を運転継続する。</p> <p>発電用原子炉の停止後は、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)に移行し、長期的に発電用原子炉を除熱する。</p>	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（4/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1066 280 1796 304">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1066 304 1115 676" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">方針目的</td> <td colspan="2" data-bbox="1115 304 1796 676"> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉格納容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1066 676 1115 922" rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">対応手段等</td> <td data-bbox="1115 676 1317 922" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">設計基準事故対処設備</td> <td data-bbox="1317 676 1796 922"> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水系)若しくは低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)が健全であれば、これらを重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1115 922 1317 1398" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">原子炉運転中の場合 フロントライン系故障時 低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</td> <td data-bbox="1317 922 1796 1398"> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系(常設)により注水する。 ・低圧代替注水系(常設)により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系(可搬型)等により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系(可搬型)による注水は、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> </table>	1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等			方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉格納容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する手順等を整備する。</p>		対応手段等	設計基準事故対処設備	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水系)若しくは低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)が健全であれば、これらを重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>	原子炉運転中の場合 フロントライン系故障時 低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系(常設)により注水する。 ・低圧代替注水系(常設)により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系(可搬型)等により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系(可搬型)による注水は、海を水源として利用できる。</p>	
1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等																											
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する手順等を整備する。</p>																										
対応手段等	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード)が健全であれば、これらを重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>																									
	フロントライン系故障時 による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モード)の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系(常設)により注水する。 ・低圧代替注水系(常設)により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、代替淡水源を水源として、低圧代替注水系(可搬型)等により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系(可搬型)による注水は、海を水源として利用できる。</p>																									
原子炉運転中の場合 サポート系故障時	常設代替交流電源設備による 残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モード)が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系(低圧注水モード)を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系(低圧注水モード)を運転継続する。</p> <p>発電用原子炉の停止後は、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)に移行し、長期的に発電用原子炉を除熱する。</p>																									
1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等																											
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉格納容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する手順等を整備する。</p>																										
対応手段等	設計基準事故対処設備	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水系)若しくは低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)が健全であれば、これらを重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>																									
	原子炉運転中の場合 フロントライン系故障時 低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系(常設)により注水する。 ・低圧代替注水系(常設)により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系(可搬型)等により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系(可搬型)による注水は、海を水源として利用できる。</p>																									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考
対応手段等	原子炉運転中の場合	<p>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合</p> <p>による残存溶融炉心の冷却</p> <p>低圧代替注水系</p> <p>溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下するもの、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、残存溶融炉心を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合は、代替淡水源を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>		
	原子炉停止中の場合	<p>フロントライン系故障時</p> <p>による発電用原子炉の冷却</p> <p>低圧代替注水系</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、代替淡水源を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>		
	サポート系故障時	<p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧</p> <p>常設代替交流電源設備による</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、発電用原子炉の除熱を実施する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を運転継続する。</p>		
		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	<p>サポート系故障</p> <p>原子炉運転中の場合</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレィ系の復旧</p> <p>常設代替交流電源設備による</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレィ系が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレィ系を復旧し、サブプレッション・チャンバを水源として、原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を給油し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレィ系を運転継続する。</p> <p>発電用原子炉の停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に移行し、長期的に発電用原子炉を除熱する。</p>	
			<p>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合</p> <p>低圧代替注水系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下するもの、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、残存溶融炉心を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合は、サブプレッション・チャンバを水源として、代替循環冷却系により注水する。 ・代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却ができない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考
<p>配慮すべき事項</p> <p>原子炉運転中の場合</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>フロントライン系故障時</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>なお、低圧代替注水系等により発電用原子炉を冷却する場合は、中央制御室から弁の操作が可能であって注水流量が多い配管から選択する。また、中央制御室から弁の操作ができない場合は、現場で弁の手動操作を実施する。</p>	<p>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</p> <p>フロントライン系故障 による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>		
	<p>サポート系故障時</p> <p>外部電源、常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合において、原子炉補機冷却系の運転ができる場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）により発電用原子炉を冷却する。原子炉補機冷却系の運転ができない場合は、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系（低圧注水モード）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替原子炉補機冷却系の設置による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>	<p>原子炉停止中の場合</p> <p>サポート系故障</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧</p> <p>常設代替交流電源設備による</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧し、発電用原子炉の除熱を実施する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を給油し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を運転継続する。</p>		
	<p>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合</p> <p>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>なお、低圧代替注水系等により発電用原子炉を冷却する場合は、注水流量が多い配管から選択する。</p>	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>フロントライン系故障</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考							
	<p>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</p> <table border="1" data-bbox="1070 247 1792 1372"> <tr> <td data-bbox="1070 247 1131 790" rowspan="2">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1131 247 1182 790" rowspan="2">原子炉運転中の場合</td> <td data-bbox="1182 247 1236 790" rowspan="2">重大事故等時の対応手段の選択</td> <td data-bbox="1236 247 1317 790" rowspan="2">サポート系故障</td> <td data-bbox="1317 247 1792 790"> <p>外部電源、常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合において、残留熱除去系海水系の運転ができる場合は、残留熱除去系（低圧注水系）により発電用原子炉を冷却する。残留熱除去系（低圧注水系）の運転ができない場合は、低圧炉心スプレイ系により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（低圧注水系）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替残留熱除去系海水系の設置による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1236 790 1317 1372">溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合</td> <td data-bbox="1317 790 1792 1372"> <p>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p> </td> </tr> </table>	配慮すべき事項	原子炉運転中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障	<p>外部電源、常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合において、残留熱除去系海水系の運転ができる場合は、残留熱除去系（低圧注水系）により発電用原子炉を冷却する。残留熱除去系（低圧注水系）の運転ができない場合は、低圧炉心スプレイ系により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（低圧注水系）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替残留熱除去系海水系の設置による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>	溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	<p>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>	
配慮すべき事項	原子炉運転中の場合					重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障	<p>外部電源、常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合において、残留熱除去系海水系の運転ができる場合は、残留熱除去系（低圧注水系）により発電用原子炉を冷却する。残留熱除去系（低圧注水系）の運転ができない場合は、低圧炉心スプレイ系により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（低圧注水系）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替残留熱除去系海水系の設置による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>	
		溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	<p>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																								
<table border="1" data-bbox="168 263 884 1332"> <tr> <td data-bbox="168 263 224 1332" rowspan="5">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="224 263 268 1332" rowspan="2">原子炉停止中の場合</td> <td data-bbox="268 263 313 662">重大事故等時の対応手段の選択</td> <td data-bbox="313 263 884 662"> <p>フロントライン系故障時</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>なお、低圧代替注水等により発電用原子炉を冷却する場合は、中央制御室から弁の操作が可能であって注水流量が多い配管から選択する。また、中央制御室から弁の操作ができない場合は、現場で弁の手动操作を実施する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="268 662 313 933">サポート系故障時</td> <td data-bbox="313 662 884 933"> <p>外部電源、常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合において、原子炉補機冷却系の運転ができる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉を除熱する。原子炉補機冷却系の運転ができない場合は、代替原子炉補機冷却系を設置し、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する。</p> <p>代替原子炉補機冷却系の設置による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="224 933 268 1093">残存溶融炉心の冷却における留意事項</td> <td data-bbox="268 933 884 1093"> <p>低圧代替注水系等により十分な注水流量が確保できない場合は、溶融炉心の冷却を優先し、効果的な注水箇所を選択する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="224 1093 268 1189">作業性</td> <td data-bbox="268 1093 884 1189"> <p>低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="224 1189 268 1268">電源確保</td> <td data-bbox="268 1189 884 1268"> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて低圧代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="224 1268 268 1332">燃料補給</td> <td data-bbox="268 1268 884 1332"> <p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p> </td> </tr> </table>	配慮すべき事項	原子炉停止中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	<p>フロントライン系故障時</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>なお、低圧代替注水等により発電用原子炉を冷却する場合は、中央制御室から弁の操作が可能であって注水流量が多い配管から選択する。また、中央制御室から弁の操作ができない場合は、現場で弁の手动操作を実施する。</p>	サポート系故障時	<p>外部電源、常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合において、原子炉補機冷却系の運転ができる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉を除熱する。原子炉補機冷却系の運転ができない場合は、代替原子炉補機冷却系を設置し、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する。</p> <p>代替原子炉補機冷却系の設置による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>	残存溶融炉心の冷却における留意事項	<p>低圧代替注水系等により十分な注水流量が確保できない場合は、溶融炉心の冷却を優先し、効果的な注水箇所を選択する。</p>	作業性	<p>低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて低圧代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。</p>	燃料補給	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>	<table border="1" data-bbox="1064 247 1803 1412"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1064 247 1803 279">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1064 279 1120 1069" rowspan="2">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1120 279 1176 1069">原子炉停止中の場合</td> <td data-bbox="1176 279 1803 1069"> <p>重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>フロントライン系故障</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>外部電源、常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合において、残留熱除去系海水系の運転ができる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を除熱する。</p> <p>残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を除熱する。緊急用海水系を運転できない場合は、代替残留熱除去系海水系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を除熱する。</p> <p>代替残留熱除去系海水系の設置による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1120 1069 1176 1412">残存溶融炉心の冷却における留意事項</td> <td data-bbox="1176 1069 1803 1412"> <p>低圧代替注水系等により十分な注水量が確保できない場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1064 1316 1120 1412">作業性</td> <td data-bbox="1120 1316 1803 1412"> <p>低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> </td> </tr> </table>	1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等			配慮すべき事項	原子炉停止中の場合	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>フロントライン系故障</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>外部電源、常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合において、残留熱除去系海水系の運転ができる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を除熱する。</p> <p>残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を除熱する。緊急用海水系を運転できない場合は、代替残留熱除去系海水系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を除熱する。</p> <p>代替残留熱除去系海水系の設置による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>	残存溶融炉心の冷却における留意事項	<p>低圧代替注水系等により十分な注水量が確保できない場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。</p>	作業性	<p>低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>	
配慮すべき事項			原子炉停止中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	<p>フロントライン系故障時</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>なお、低圧代替注水等により発電用原子炉を冷却する場合は、中央制御室から弁の操作が可能であって注水流量が多い配管から選択する。また、中央制御室から弁の操作ができない場合は、現場で弁の手动操作を実施する。</p>																					
		サポート系故障時		<p>外部電源、常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合において、原子炉補機冷却系の運転ができる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉を除熱する。原子炉補機冷却系の運転ができない場合は、代替原子炉補機冷却系を設置し、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する。</p> <p>代替原子炉補機冷却系の設置による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>																						
		残存溶融炉心の冷却における留意事項	<p>低圧代替注水系等により十分な注水流量が確保できない場合は、溶融炉心の冷却を優先し、効果的な注水箇所を選択する。</p>																							
		作業性	<p>低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>																							
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて低圧代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。</p>																								
燃料補給	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>																									
1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等																										
配慮すべき事項	原子炉停止中の場合	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>フロントライン系故障</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>外部電源、常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合において、残留熱除去系海水系の運転ができる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を除熱する。</p> <p>残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を除熱する。緊急用海水系を運転できない場合は、代替残留熱除去系海水系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を除熱する。</p> <p>代替残留熱除去系海水系の設置による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>																								
	残存溶融炉心の冷却における留意事項	<p>低圧代替注水系等により十分な注水量が確保できない場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。</p>																								
作業性	<p>低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>																									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考									
	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3" data-bbox="1070 256 1796 288">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</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1070 288 1126 481" style="writing-mode: vertical-rl;">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1126 288 1238 384" style="writing-mode: vertical-rl;">電源確保</td> <td data-bbox="1238 288 1796 384">全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて低圧代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1070 384 1126 481" style="writing-mode: vertical-rl;"></td> <td data-bbox="1126 384 1238 481" style="writing-mode: vertical-rl;">燃料給油</td> <td data-bbox="1238 384 1796 481">配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</td> </tr> </tbody> </table>	1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等			配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて低圧代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。		燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。	
1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等											
配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて低圧代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。									
	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。									

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																				
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（5/19）</p> <p>1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">方針目的</td> <td colspan="2" style="padding: 5px;">設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱、代替原子炉補機冷却系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3" style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">重大事故等対処設備 <small>（設計基準拡張）</small></td> <td style="padding: 5px;">設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード又は格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</td> </tr> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">フロントライン系故障時 <small>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</small></td> <td style="padding: 5px;">設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード、格納容器スプレイ冷却モード又は原子炉停止時冷却モード）の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。 ・格納容器圧力逃がし装置により輸送する。 ・格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合は、耐圧強化ベント系により輸送する。 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。</td> </tr> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">サポート系故障時 <small>による除熱</small></td> <td style="padding: 5px;">設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系の故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、代替原子炉補機冷却系、残留熱除去系等により、発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。</td> </tr> </table>	方針目的	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱、代替原子炉補機冷却系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。		対応手段等	重大事故等対処設備 <small>（設計基準拡張）</small>	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード又は格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。	フロントライン系故障時 <small>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</small>	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード、格納容器スプレイ冷却モード又は原子炉停止時冷却モード）の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。 ・格納容器圧力逃がし装置により輸送する。 ・格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合は、耐圧強化ベント系により輸送する。 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。	サポート系故障時 <small>による除熱</small>	設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系の故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、代替原子炉補機冷却系、残留熱除去系等により、発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（5/19）</p> <p>1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">方針目的</td> <td colspan="2" style="padding: 5px;">設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱、緊急用海水系による原子炉格納容器内の除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3" style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">設計基準事故対処設備</td> <td style="padding: 5px;">設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）並びに残留熱除去系海水系が健全であれば、重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。</td> </tr> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">フロントライン系故障時 <small>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</small></td> <td style="padding: 5px;">設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。 ・格納容器圧力逃がし装置により輸送する。 ・格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合は、耐圧強化ベント系により輸送する。 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（電動駆動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。</td> </tr> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">サポート系故障時 <small>による除熱</small></td> <td style="padding: 5px;">設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系の故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、緊急用海水系、残留熱除去系等により、発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。</td> </tr> </table>	方針目的	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱、緊急用海水系による原子炉格納容器内の除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。		対応手段等	設計基準事故対処設備	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）並びに残留熱除去系海水系が健全であれば、重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。	フロントライン系故障時 <small>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</small>	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。 ・格納容器圧力逃がし装置により輸送する。 ・格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合は、耐圧強化ベント系により輸送する。 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（電動駆動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。	サポート系故障時 <small>による除熱</small>	設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系の故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、緊急用海水系、残留熱除去系等により、発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。	
方針目的	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱、代替原子炉補機冷却系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。																					
対応手段等	重大事故等対処設備 <small>（設計基準拡張）</small>	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード又は格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。																				
	フロントライン系故障時 <small>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</small>	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード、格納容器スプレイ冷却モード又は原子炉停止時冷却モード）の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。 ・格納容器圧力逃がし装置により輸送する。 ・格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合は、耐圧強化ベント系により輸送する。 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。																				
	サポート系故障時 <small>による除熱</small>	設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系の故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、代替原子炉補機冷却系、残留熱除去系等により、発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。																				
方針目的	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱、緊急用海水系による原子炉格納容器内の除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。																					
対応手段等	設計基準事故対処設備	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）並びに残留熱除去系海水系が健全であれば、重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。																				
	フロントライン系故障時 <small>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</small>	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。 ・格納容器圧力逃がし装置により輸送する。 ・格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合は、耐圧強化ベント系により輸送する。 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（電動駆動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。																				
	サポート系故障時 <small>による除熱</small>	設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系の故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、緊急用海水系、残留熱除去系等により、発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。																				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																					
<table border="1" data-bbox="165 255 891 1094"> <tr> <td data-bbox="165 255 248 635" rowspan="4">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="248 255 349 635">重大事故等時の対応手段の選択</td> <td data-bbox="349 255 891 635"> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系により原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動電源及び空気源がない場合は、現場で手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系により格納容器ベントを実施する場合は、スクラッピング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="248 635 349 820">作業性</td> <td data-bbox="349 635 891 820"> <p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、原子炉建屋内の原子炉区域外で実施する。</p> <p>代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を確保するために使用する各種ホースの接続は、一般的に使用される工具を用い、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="248 820 349 1005">電源確保</td> <td data-bbox="349 820 891 1005"> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントを実施するために必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備等を用いて残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード、格納容器スプレイ冷却モード又は原子炉停止時冷却モード）へ給電する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="248 1005 349 1094">燃料補給</td> <td data-bbox="349 1005 891 1094"> <p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p> </td> </tr> </table>	配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系により原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動電源及び空気源がない場合は、現場で手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系により格納容器ベントを実施する場合は、スクラッピング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>	作業性	<p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、原子炉建屋内の原子炉区域外で実施する。</p> <p>代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を確保するために使用する各種ホースの接続は、一般的に使用される工具を用い、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>	電源確保	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントを実施するために必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備等を用いて残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード、格納容器スプレイ冷却モード又は原子炉停止時冷却モード）へ給電する。</p>	燃料補給	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>	<table border="1" data-bbox="1070 261 1796 1219"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1070 261 1796 296">1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1070 296 1171 746" rowspan="4">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1171 296 1256 746">重大事故等時の対応手段の選択</td> <td data-bbox="1256 296 1796 746"> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動電源及び空気源がない場合は、現場で手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系により格納容器ベントを実施する場合は、スクラッピング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1171 746 1256 880">作業性</td> <td data-bbox="1256 746 1796 880"> <p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、汎用電動工具を用いて操作するため、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1171 880 1256 1114">電源確保</td> <td data-bbox="1256 880 1796 1114"> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントを実施するために必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備等を用いて残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）へ給電する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1171 1114 1256 1219">燃料給油</td> <td data-bbox="1256 1114 1796 1219"> <p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p> </td> </tr> </table>	1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等			配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動電源及び空気源がない場合は、現場で手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系により格納容器ベントを実施する場合は、スクラッピング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>	作業性	<p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、汎用電動工具を用いて操作するため、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。</p>	電源確保	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントを実施するために必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備等を用いて残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）へ給電する。</p>	燃料給油	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p>	
配慮すべき事項		重大事故等時の対応手段の選択	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系により原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動電源及び空気源がない場合は、現場で手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系により格納容器ベントを実施する場合は、スクラッピング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>																				
		作業性	<p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、原子炉建屋内の原子炉区域外で実施する。</p> <p>代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を確保するために使用する各種ホースの接続は、一般的に使用される工具を用い、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>																				
		電源確保	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントを実施するために必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備等を用いて残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード、格納容器スプレイ冷却モード又は原子炉停止時冷却モード）へ給電する。</p>																				
	燃料補給	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>																					
1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等																							
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動電源及び空気源がない場合は、現場で手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系により格納容器ベントを実施する場合は、スクラッピング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>																					
	作業性	<p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、汎用電動工具を用いて操作するため、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。</p>																					
	電源確保	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントを実施するために必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備等を用いて残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）へ給電する。</p>																					
	燃料給油	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p>																					

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																									
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（6/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="163 288 893 316">1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="163 316 212 507" style="width: 10%; text-align: center;">方針目的</td> <td colspan="2" data-bbox="212 316 893 507"> <p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="163 507 212 997" rowspan="2" style="text-align: center;">対応手段等</td> <td data-bbox="212 507 313 662" style="text-align: center;">重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</td> <td data-bbox="313 507 893 662"> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード又はサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)が健全であれば、これらを重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="212 662 313 997" style="text-align: center;">フロントライン系故障時</td> <td data-bbox="313 662 893 997"> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によりスプレイする。 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、代替淡水源を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)等によりスプレイする。 <p>なお、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="163 997 212 1447" style="text-align: center;">炉心損傷前</td> <td data-bbox="212 997 313 1447" style="text-align: center;">サポート系故障時</td> <td data-bbox="313 997 893 1447"> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)を復旧し、サブプレッション・チェンバ・プール水を除熱する。</p> </td> </tr> </table>	1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等			方針目的	<p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。</p>		対応手段等	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード又はサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)が健全であれば、これらを重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によりスプレイする。 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、代替淡水源を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)等によりスプレイする。 <p>なお、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p>	炉心損傷前	サポート系故障時	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)を復旧し、サブプレッション・チェンバ・プール水を除熱する。</p>	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（6/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1068 288 1798 316">1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1068 316 1117 598" style="width: 10%; text-align: center;">方針目的</td> <td colspan="2" data-bbox="1117 316 1798 598"> <p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1068 598 1117 901" rowspan="2" style="text-align: center;">対応手段等</td> <td data-bbox="1117 598 1310 901" style="text-align: center;">設計基準事故対処設備</td> <td data-bbox="1310 598 1798 901"> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)が健全であれば、重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1117 901 1310 1447" style="text-align: center;">炉心損傷前</td> <td data-bbox="1310 901 1798 1447"> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によりスプレイする。 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)等によりスプレイする。 <p>なお、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> </table>	1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等			方針目的	<p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。</p>		対応手段等	設計基準事故対処設備	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)が健全であれば、重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>	炉心損傷前	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によりスプレイする。 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)等によりスプレイする。 <p>なお、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p>	
1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等																											
方針目的	<p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。</p>																										
対応手段等	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード又はサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)が健全であれば、これらを重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>																									
	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によりスプレイする。 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、代替淡水源を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)等によりスプレイする。 <p>なお、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p>																									
炉心損傷前	サポート系故障時	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)を復旧し、サブプレッション・チェンバ・プール水を除熱する。</p>																									
1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等																											
方針目的	<p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。</p>																										
対応手段等	設計基準事故対処設備	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)が健全であれば、重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>																									
	炉心損傷前	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によりスプレイする。 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)等によりスプレイする。 <p>なお、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p>																									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）				東海第二	備考
対応手段等	炉心損傷前	サポート系故障時	<p>常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧に時間を要する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p>	<p>1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源としてサブプレッション・プール水を除熱する。</p> <p>緊急用海水系が運転できない場合、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧に時間を要する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p>	
	炉心損傷後	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、代替淡水源を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）等によりスプレイする。 <p>なお、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損前に代替格納容器スプレイを実施することで原子炉格納容器内の温度の上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和する。</p>		
			<p>炉心損傷後</p> <p>フロントライン系故障時</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）等によりスプレイする。 <p>なお、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損前に代替格納容器スプレイを実施することで原子炉格納容器内の温度の上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和する。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）				東海第二				備考
対応手段等	炉心損傷後	サポート系故障時	<p>常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧し、サブプレッション・チェンバ・プール水を除熱する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧に時間を要する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p>	対応手段等	炉心損傷後	サポート系故障時	<p>1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源としてサブプレッション・プール水を除熱する。</p> <p>緊急用海水系が運転できない場合、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧に時間を要する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p>	備考
			<p>配慮すべき事項</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>フロントライン系故障時</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の冷却を実施する場合は、以下の優先順位でスプレイを実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損前 <ol style="list-style-type: none"> サブプレッション・チェンバ内にスプレイ ドライウエル内にスプレイ 原子炉圧力容器破損後 <ol style="list-style-type: none"> ドライウエル内にスプレイ サブプレッション・チェンバ内にスプレイ 				<p>配慮すべき事項</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>フロントライン系故障時</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、代替格納容器冷却系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、代替格納容器スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）			東海第二			備考		
配慮すべき事項	作業性	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。	1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等			配慮すべき事項	作業性	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内の冷却に必要な設備へ給電する。					電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内の冷却に必要な設備へ給電する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。					燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																								
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（7/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="168 288 884 316">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="168 320 212 411" style="text-align: center;">方針目的</td> <td data-bbox="212 320 884 411">炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="168 416 212 906" style="text-align: center;">対応手段等</td> <td data-bbox="212 416 884 906"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="235 416 324 655" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の減圧及び除熱</td> <td data-bbox="324 416 884 655"> 残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="235 660 324 906" style="text-align: center;">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</td> <td data-bbox="324 660 884 906">原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</td> </tr> </table> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="168 911 212 1337" style="text-align: center;">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="212 911 884 1337"> <p>代替原子炉補機冷却系の設置が完了し、代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>原子炉圧力容器の破損を判断した後は、代替循環冷却系により原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系が起動できない場合は、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動電源及び空気源がない場合は、現場で手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施する場合は、スクラッピング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p> </td> </tr> </table>	1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等		方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。	対応手段等	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="235 416 324 655" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の減圧及び除熱</td> <td data-bbox="324 416 884 655"> 残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="235 660 324 906" style="text-align: center;">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</td> <td data-bbox="324 660 884 906">原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</td> </tr> </table>	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	配慮すべき事項	<p>代替原子炉補機冷却系の設置が完了し、代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>原子炉圧力容器の破損を判断した後は、代替循環冷却系により原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系が起動できない場合は、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動電源及び空気源がない場合は、現場で手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施する場合は、スクラッピング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（7/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1072 288 1789 316">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1072 320 1117 411" style="text-align: center;">方針目的</td> <td data-bbox="1117 320 1789 411">炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1072 416 1117 906" style="text-align: center;">対応手段等</td> <td data-bbox="1117 416 1789 906"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="1140 416 1252 624" style="text-align: center;">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</td> <td data-bbox="1252 416 1789 624">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。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1140 628 1252 906" style="text-align: center;">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</td> <td data-bbox="1252 628 1789 906">残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合、又は原子炉建屋の水素濃度が2.0vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</td> </tr> </table> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1072 911 1117 1337" style="text-align: center;">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1117 911 1789 1337"> <p>残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。</p> <p>代替循環冷却系が起動できない場合は、サブプレッション・プール水位が格納容器スプレイ停止水位に到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内を減圧及び除熱を行う。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動電源がない場合は、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する場合は、スクラッピング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p> </td> </tr> </table>	1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等		方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。	対応手段等	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="1140 416 1252 624" style="text-align: center;">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</td> <td data-bbox="1252 416 1789 624">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。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1140 628 1252 906" style="text-align: center;">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</td> <td data-bbox="1252 628 1789 906">残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合、又は原子炉建屋の水素濃度が2.0vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</td> </tr> </table>	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合、又は原子炉建屋の水素濃度が2.0vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	配慮すべき事項	<p>残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。</p> <p>代替循環冷却系が起動できない場合は、サブプレッション・プール水位が格納容器スプレイ停止水位に到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内を減圧及び除熱を行う。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動電源がない場合は、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する場合は、スクラッピング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>	
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等																										
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。																									
対応手段等	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="235 416 324 655" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の減圧及び除熱</td> <td data-bbox="324 416 884 655"> 残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="235 660 324 906" style="text-align: center;">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</td> <td data-bbox="324 660 884 906">原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</td> </tr> </table>	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。																					
原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。																									
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。																									
配慮すべき事項	<p>代替原子炉補機冷却系の設置が完了し、代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>原子炉圧力容器の破損を判断した後は、代替循環冷却系により原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系が起動できない場合は、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動電源及び空気源がない場合は、現場で手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施する場合は、スクラッピング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>																									
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等																										
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。																									
対応手段等	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="1140 416 1252 624" style="text-align: center;">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</td> <td data-bbox="1252 416 1789 624">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。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1140 628 1252 906" style="text-align: center;">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</td> <td data-bbox="1252 628 1789 906">残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合、又は原子炉建屋の水素濃度が2.0vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</td> </tr> </table>	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合、又は原子炉建屋の水素濃度が2.0vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。																					
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。																									
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合、又は原子炉建屋の水素濃度が2.0vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。																									
配慮すべき事項	<p>残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。</p> <p>代替循環冷却系が起動できない場合は、サブプレッション・プール水位が格納容器スプレイ停止水位に到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内を減圧及び除熱を行う。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動電源がない場合は、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する場合は、スクラッピング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>																									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考													
<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">格納容器ベント時の留意事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">系統内の不活性ガスによる置換</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施中に、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素ガス）であらかじめ置換しておく。</p>														
		<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">原子炉格納容器の負圧破損の防止</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に格納容器スプレイを実施する場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。</p>														
		<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">放射線防護</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔手動弁を操作するエリアを原子炉建屋内の原子炉区域外に設置する。</p> <p>作業員の放射線防護を考慮して、フィルタ装置、よう素フィルタの周囲及び配管等の周辺に遮蔽体を設ける。</p> <p>また、格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して、防護具を装備し作業を行う。</p>														
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">電源確保</p>	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントに必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</p>															
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">代替循環冷却時の留意事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">放射線防護</p>	<p>現場での系統構成は、運転開始前に行い、代替循環冷却系の起動及びその後の流量調整等の操作は、中央制御室で実施する。</p> <p>なお、代替循環冷却系の運転後、長期にわたる系統廻りの線量低減対策として、可搬型代替注水ポンプにより系統水を入れ替えることでフラッシングを実施する。</p>														
		<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">電源確保</p>	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて代替循環冷却系へ給電する。</p>														
		<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</p>	<p>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</p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="2"> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">代替循環冷却時の留意事項</p> </td> <td> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">放射線防護</p> </td> <td> <p>代替循環冷却系の運転後、長期にわたる系統廻りの線量低減対策として、可搬型代替注水大型ポンプにより系統水を入れ替えることでフラッシングを実施する。</p> </td> </tr> <tr> <td> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">電源確保</p> </td> <td> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備を用いて代替循環冷却系へ給電する。</p> </td> </tr> <tr> <td rowspan="4"> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">格納容器ベント時の留意事項</p> </td> <td> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">不活性ガスによる系統内の置換</p> </td> <td> <p>格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施中に、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素）であらかじめ置換する。</p> </td> </tr> <tr> <td> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">放射線防護</p> </td> <td> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に格納容器スプレイを実施する場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を供給する。また、サブプレッション・チェンバの圧力が規定の圧力まで低下した場合に、格納容器スプレイを停止する。</p> </td> </tr> <tr> <td> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">放射線防護</p> </td> <td> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔手動弁を操作するエリアを二次格納施設外の原子炉建屋付属棟又は原子炉建屋廃棄物処理棟に設置する。さらに、格納容器圧力逃がし装置の操作場所である第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで被ばくを低減する。</p> </td> </tr> <tr> <td> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">電源確保</p> </td> <td> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントに必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</p> </td> </tr> </table>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">代替循環冷却時の留意事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">放射線防護</p>	<p>代替循環冷却系の運転後、長期にわたる系統廻りの線量低減対策として、可搬型代替注水大型ポンプにより系統水を入れ替えることでフラッシングを実施する。</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">電源確保</p>	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備を用いて代替循環冷却系へ給電する。</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">格納容器ベント時の留意事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">不活性ガスによる系統内の置換</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施中に、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素）であらかじめ置換する。</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">放射線防護</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に格納容器スプレイを実施する場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を供給する。また、サブプレッション・チェンバの圧力が規定の圧力まで低下した場合に、格納容器スプレイを停止する。</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">放射線防護</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔手動弁を操作するエリアを二次格納施設外の原子炉建屋付属棟又は原子炉建屋廃棄物処理棟に設置する。さらに、格納容器圧力逃がし装置の操作場所である第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで被ばくを低減する。</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">電源確保</p>	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントに必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</p>
<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">代替循環冷却時の留意事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">放射線防護</p>	<p>代替循環冷却系の運転後、長期にわたる系統廻りの線量低減対策として、可搬型代替注水大型ポンプにより系統水を入れ替えることでフラッシングを実施する。</p>															
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">電源確保</p>	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備を用いて代替循環冷却系へ給電する。</p>															
<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">格納容器ベント時の留意事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">不活性ガスによる系統内の置換</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施中に、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素）であらかじめ置換する。</p>															
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">放射線防護</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に格納容器スプレイを実施する場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を供給する。また、サブプレッション・チェンバの圧力が規定の圧力まで低下した場合に、格納容器スプレイを停止する。</p>															
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">放射線防護</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔手動弁を操作するエリアを二次格納施設外の原子炉建屋付属棟又は原子炉建屋廃棄物処理棟に設置する。さらに、格納容器圧力逃がし装置の操作場所である第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで被ばくを低減する。</p>															
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">電源確保</p>	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントに必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</p>															

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考													
<table border="1" data-bbox="168 252 887 448"> <tr> <td data-bbox="168 252 215 448" rowspan="2">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="215 252 336 352">作業性</td> <td data-bbox="336 252 887 352">格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、原子炉建屋内の原子炉区域外で実施する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="215 352 336 448">燃料補給</td> <td data-bbox="336 352 887 448">配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</td> </tr> </table>	配慮すべき事項	作業性	格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、原子炉建屋内の原子炉区域外で実施する。	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。	<table border="1" data-bbox="1066 260 1800 544"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1066 260 1800 296">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1066 296 1115 544" rowspan="2">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1115 296 1252 432">作業性</td> <td data-bbox="1252 296 1800 432">格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、汎用電動工具を用いて操作するため、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1115 432 1252 544">燃料給油</td> <td data-bbox="1252 432 1800 544">配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</td> </tr> </table>	1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等			配慮すべき事項	作業性	格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、汎用電動工具を用いて操作するため、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。	
配慮すべき事項		作業性	格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、原子炉建屋内の原子炉区域外で実施する。												
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。													
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等															
配慮すべき事項	作業性	格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、汎用電動工具を用いて操作するため、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。													
	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。													

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																		
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（8/19）</p> <p>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</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">方針目的</td> <td colspan="2"> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウダリに接触することを防止する手順等を整備する。</p> <p>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手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td style="width: 15%; text-align: center; vertical-align: middle;"> <p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> </td> <td> <p>による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>格納容器下部注水系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の手段により原子炉格納容器下部へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵槽を水源として、格納容器下部注水系（常設）により注水する。 ・格納容器下部注水系（常設）により注水できない場合は、代替淡水源を水源として、格納容器下部注水系（可搬型）等により注水する。 <p>なお、格納容器下部注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td style="width: 15%; text-align: center; vertical-align: middle;"> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> </td> <td> <p>原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、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、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉圧力容器へ注水する場合は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウダリが高圧の場合は、復水貯蔵槽を水源として、高圧代替注水系により注水する。 ・原子炉冷却材圧力バウダリが低圧の場合は、復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により注水できない場合は、代替淡水源を水源として、低圧代替注水系（可搬型）により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">配慮すべき事項</td> <td style="width: 15%; text-align: center; vertical-align: middle;"> <p>重大事故等時の対応手段の選択</p> </td> <td> <p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>格納容器下部注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水する。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水できない状況において、格納容器下部注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。</p> </td> </tr> </table>	方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウダリに接触することを防止する手順等を整備する。</p> <p>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手順等を整備する。</p>		対応手段等	<p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p>	<p>による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>格納容器下部注水系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の手段により原子炉格納容器下部へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵槽を水源として、格納容器下部注水系（常設）により注水する。 ・格納容器下部注水系（常設）により注水できない場合は、代替淡水源を水源として、格納容器下部注水系（可搬型）等により注水する。 <p>なお、格納容器下部注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>	対応手段等	<p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p>	<p>原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、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、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉圧力容器へ注水する場合は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウダリが高圧の場合は、復水貯蔵槽を水源として、高圧代替注水系により注水する。 ・原子炉冷却材圧力バウダリが低圧の場合は、復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により注水できない場合は、代替淡水源を水源として、低圧代替注水系（可搬型）により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>	配慮すべき事項	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>格納容器下部注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水する。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水できない状況において、格納容器下部注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。</p>	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（8/19）</p> <p>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</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">方針目的</td> <td colspan="2"> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系により原子炉格納容器の下部（以下「ベDESTAL（ドライウエル部）」という。）に落下した溶融炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウダリに接触することを防止する手順等を整備する。</p> <p>また、溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td style="width: 15%; text-align: center; vertical-align: middle;"> <p>ベDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却</p> </td> <td> <p>格納容器下部注水系によるベDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、ベDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の手段によりベDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽を水源として、格納容器下部注水系（常設）により注水する。 ・格納容器下部注水系（常設）により注水できない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、格納容器下部注水系（可搬型）等により注水する。 <p>なお、格納容器下部注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> </table>	方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系により原子炉格納容器の下部（以下「ベDESTAL（ドライウエル部）」という。）に落下した溶融炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウダリに接触することを防止する手順等を整備する。</p> <p>また、溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備する。</p>		対応手段等	<p>ベDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却</p>	<p>格納容器下部注水系によるベDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、ベDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の手段によりベDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽を水源として、格納容器下部注水系（常設）により注水する。 ・格納容器下部注水系（常設）により注水できない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、格納容器下部注水系（可搬型）等により注水する。 <p>なお、格納容器下部注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>	
方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウダリに接触することを防止する手順等を整備する。</p> <p>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手順等を整備する。</p>																			
対応手段等	<p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p>	<p>による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>格納容器下部注水系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の手段により原子炉格納容器下部へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵槽を水源として、格納容器下部注水系（常設）により注水する。 ・格納容器下部注水系（常設）により注水できない場合は、代替淡水源を水源として、格納容器下部注水系（可搬型）等により注水する。 <p>なお、格納容器下部注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>																		
対応手段等	<p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p>	<p>原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、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、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉圧力容器へ注水する場合は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウダリが高圧の場合は、復水貯蔵槽を水源として、高圧代替注水系により注水する。 ・原子炉冷却材圧力バウダリが低圧の場合は、復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により注水できない場合は、代替淡水源を水源として、低圧代替注水系（可搬型）により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>																		
配慮すべき事項	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>格納容器下部注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水する。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水できない状況において、格納容器下部注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。</p>																		
方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系により原子炉格納容器の下部（以下「ベDESTAL（ドライウエル部）」という。）に落下した溶融炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウダリに接触することを防止する手順等を整備する。</p> <p>また、溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備する。</p>																			
対応手段等	<p>ベDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却</p>	<p>格納容器下部注水系によるベDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、ベDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の手段によりベDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽を水源として、格納容器下部注水系（常設）により注水する。 ・格納容器下部注水系（常設）により注水できない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、格納容器下部注水系（可搬型）等により注水する。 <p>なお、格納容器下部注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>																		

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																		
<table border="1" data-bbox="168 268 884 938"> <tr> <td data-bbox="168 268 280 662" rowspan="4">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="280 268 336 662">重大事故等時の対応手段の選択</td> <td data-bbox="336 268 884 662"> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態において、高压代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、高压代替注水系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために、原子炉圧力容器へ注水している状況において、損傷炉心を冷却できないと判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="280 662 336 774">作業性</td> <td data-bbox="336 662 884 774"> <p>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="280 774 336 853">電源確保</td> <td data-bbox="336 774 884 853"> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="280 853 336 938">燃料補給</td> <td data-bbox="336 853 884 938"> <p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p> </td> </tr> </table>	配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態において、高压代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、高压代替注水系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために、原子炉圧力容器へ注水している状況において、損傷炉心を冷却できないと判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p>	作業性	<p>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p>	燃料補給	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>	<table border="1" data-bbox="1064 268 1803 1428"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1064 268 1803 303">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1064 303 1120 925">対応手段等</td> <td data-bbox="1120 303 1198 925"> <p>溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止</p> </td> <td data-bbox="1198 303 1803 925"> <p>原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下を遅延又は防止するため、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉圧力容器へ注水する場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の場合は、サブプレッション・チェンバを水源として、高压代替注水系により注水する。 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。 低圧代替注水系（常設）により注水できない場合は、サブプレッション・チェンバを水源として、代替循環冷却系により注水する。 代替循環冷却系により注水できない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（可搬型）により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1064 925 1120 1428">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1120 925 1198 1428"> <p>重大事故等時の対応手段の選択</p> </td> <td data-bbox="1198 925 1803 1428"> <p>ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器下部注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確保する。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水できない状況において、格納容器下部注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（可搬型）にてペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確保する。</p> <p>原子炉圧力容器が破損し、ペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した溶融炉心を冠水冷却する場合においても、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位確保と同様の対応手段を選択し、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。</p> </td> </tr> </table>	1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等			対応手段等	<p>溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止</p>	<p>原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下を遅延又は防止するため、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉圧力容器へ注水する場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の場合は、サブプレッション・チェンバを水源として、高压代替注水系により注水する。 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。 低圧代替注水系（常設）により注水できない場合は、サブプレッション・チェンバを水源として、代替循環冷却系により注水する。 代替循環冷却系により注水できない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（可搬型）により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>	配慮すべき事項	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器下部注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確保する。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水できない状況において、格納容器下部注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（可搬型）にてペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確保する。</p> <p>原子炉圧力容器が破損し、ペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した溶融炉心を冠水冷却する場合においても、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位確保と同様の対応手段を選択し、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。</p>	
配慮すべき事項		重大事故等時の対応手段の選択	<p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態において、高压代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、高压代替注水系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために、原子炉圧力容器へ注水している状況において、損傷炉心を冷却できないと判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p>																	
		作業性	<p>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>																	
		電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p>																	
	燃料補給	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>																		
1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等																				
対応手段等	<p>溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止</p>	<p>原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下を遅延又は防止するため、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉圧力容器へ注水する場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の場合は、サブプレッション・チェンバを水源として、高压代替注水系により注水する。 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。 低圧代替注水系（常設）により注水できない場合は、サブプレッション・チェンバを水源として、代替循環冷却系により注水する。 代替循環冷却系により注水できない場合は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、低圧代替注水系（可搬型）により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>																		
配慮すべき事項	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器下部注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確保する。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水できない状況において、格納容器下部注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（可搬型）にてペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確保する。</p> <p>原子炉圧力容器が破損し、ペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した溶融炉心を冠水冷却する場合においても、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位確保と同様の対応手段を選択し、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。</p>																		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																		
	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2" data-bbox="1070 261 1800 293">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</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1070 293 1122 1398" rowspan="4">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1122 293 1800 1066"> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1122 293 1196 1066">重大事故等時の対応手段の選択</th> <th data-bbox="1196 293 1270 1066">溶融炉心のベデスタル（ドライウエル部）への落下遅延・防止</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1270 293 1800 432"> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態において、高压代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高压代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p> </td> <td data-bbox="1270 432 1800 571"> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1270 571 1800 710"> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> </td> <td data-bbox="1270 710 1800 849"> <p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1270 849 1800 1066"> <p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレー冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p> </td> <td data-bbox="1270 1066 1800 1398"> <p>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p> <p>配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p> </td> </tr> </tbody> </table> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1122 1066 1196 1182">作業性</td> <td data-bbox="1196 1066 1800 1182"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1122 1182 1196 1283">電源確保</td> <td data-bbox="1196 1182 1800 1283"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1122 1283 1196 1398">燃料給油</td> <td data-bbox="1196 1283 1800 1398"></td> </tr> </tbody> </table>	1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等		配慮すべき事項	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1122 293 1196 1066">重大事故等時の対応手段の選択</th> <th data-bbox="1196 293 1270 1066">溶融炉心のベデスタル（ドライウエル部）への落下遅延・防止</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1270 293 1800 432"> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態において、高压代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高压代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p> </td> <td data-bbox="1270 432 1800 571"> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1270 571 1800 710"> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> </td> <td data-bbox="1270 710 1800 849"> <p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1270 849 1800 1066"> <p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレー冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p> </td> <td data-bbox="1270 1066 1800 1398"> <p>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p> <p>配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	重大事故等時の対応手段の選択	溶融炉心のベデスタル（ドライウエル部）への落下遅延・防止	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態において、高压代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高压代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p>	<p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p>	<p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p>	<p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレー冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>	<p>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p> <p>配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p>	作業性		電源確保		燃料給油		
1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等																				
配慮すべき事項	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1122 293 1196 1066">重大事故等時の対応手段の選択</th> <th data-bbox="1196 293 1270 1066">溶融炉心のベデスタル（ドライウエル部）への落下遅延・防止</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1270 293 1800 432"> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態において、高压代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高压代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p> </td> <td data-bbox="1270 432 1800 571"> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1270 571 1800 710"> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> </td> <td data-bbox="1270 710 1800 849"> <p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1270 849 1800 1066"> <p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレー冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p> </td> <td data-bbox="1270 1066 1800 1398"> <p>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p> <p>配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	重大事故等時の対応手段の選択	溶融炉心のベデスタル（ドライウエル部）への落下遅延・防止		<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態において、高压代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高压代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p>	<p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p>	<p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p>	<p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレー冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>	<p>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p> <p>配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p>										
	重大事故等時の対応手段の選択	溶融炉心のベデスタル（ドライウエル部）への落下遅延・防止																		
	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態において、高压代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高压代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p>																		
	<p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p>	<p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p>																		
<p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレー冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>	<p>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p> <p>配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p>																			
作業性																				
電源確保																				
燃料給油																				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（9/19）</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="168 279 884 311">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="168 311 212 462" style="writing-mode: vertical-rl;">方針目的</td> <td data-bbox="212 311 884 462">炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスが、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に必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化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、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="168 462 212 1085" rowspan="3" style="writing-mode: vertical-rl;">対応手段</td> <td data-bbox="212 462 884 694">原子炉格納容器内の不活性化 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素ガス）で置換することにより不活性化した状態とする。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="212 694 884 1085">格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを以下の手段により大気へ排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 ・格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合は、耐圧強化ベント系により排出する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="212 1085 884 1300">水素濃度及び酸素濃度の監視 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。</td> </tr> </table>	1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等		方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスが、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に必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化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、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。	対応手段	原子炉格納容器内の不活性化 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素ガス）で置換することにより不活性化した状態とする。	格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを以下の手段により大気へ排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 ・格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合は、耐圧強化ベント系により排出する。	水素濃度及び酸素濃度の監視 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（9/19）</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1064 279 1803 311">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1064 311 1108 478" style="writing-mode: vertical-rl;">方針目的</td> <td data-bbox="1108 311 1803 478">炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1064 478 1108 1380" rowspan="3" style="writing-mode: vertical-rl;">対応手段等</td> <td data-bbox="1108 478 1803 694">原子炉格納容器内の不活性化 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内容の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1108 694 1803 1125">可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1108 1125 1803 1380">水素濃度及び酸素濃度の監視 原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。</td> </tr> </table>	1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等		方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。	対応手段等	原子炉格納容器内の不活性化 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内容の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。	可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。	水素濃度及び酸素濃度の監視 原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。	
1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等																		
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスが、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に必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化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、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。																	
対応手段	原子炉格納容器内の不活性化 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素ガス）で置換することにより不活性化した状態とする。																	
	格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを以下の手段により大気へ排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 ・格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合は、耐圧強化ベント系により排出する。																	
	水素濃度及び酸素濃度の監視 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。																	
1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等																		
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。																	
対応手段等	原子炉格納容器内の不活性化 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内容の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。																	
	可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。																	
	水素濃度及び酸素濃度の監視 原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。																	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考								
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する。格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p> <p>耐圧強化ベント系を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路のみを使用する。</p>									
	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出時の留意事項	<p>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を使用する場合は、フィルタ装置水素濃度にて水素濃度を監視する。また、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、フィルタ装置出口放射線モニタの放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数にて放射性物質濃度を推定し監視する。耐圧強化ベント系を使用する場合は、耐圧強化ベント系放射線モニタの放射線量率及び事前に耐圧強化ベント系配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数にて放射性物質濃度を推定し監視する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減させるため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔手動弁を操作するエリアを原子炉建屋内の原子炉区域外に設置する。</p> <p>作業員の放射線防護を考慮して、フィルタ装置、よう素フィルタの周囲及び配管等の周辺に遮蔽体を設ける。</p> <p>また、格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して、防護具を装備して作業を行う。</p> <p>耐圧強化ベント系を使用する場合は、原子炉格納容器内の圧力が規定値以下であることを確認する。</p>									
	作業性	<p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、原子炉建屋内の原子炉区域外で実施する。</p>									
	電源確保	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出に必要な電動弁、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度へ給電する。</p>									
		<p>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</p> <table border="1"> <tr> <td>重大事故等時の対応手段の選択</td> <td> <p>原子炉格納容器内の酸素濃度が4.0vol%に到達した場合は、可搬型窒素供給装置を用いて不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。</p> <p>原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出する。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p> </td> </tr> <tr> <td>配慮すべき事項 及び酸素のベント時の留意事項</td> <td> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、フィルタ装置水素濃度にて水素濃度を監視する。また、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、フィルタ装置出口放射線モニタの放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数にて放射性物質濃度を推定し監視する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減させるため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔手動弁を操作するエリアを二次格納施設外の原子炉建屋付属棟又は原子炉建屋廃棄物処理棟に設置する。さらに、格納容器圧力逃がし装置の操作場所である第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで被ばくを低減する。</p> </td> </tr> <tr> <td>配慮すべき事項 作業性</td> <td> <p>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、汎用電動工具を用いて操作するため、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。</p> </td> </tr> <tr> <td>配慮すべき事項 電源確保</td> <td> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出に必要な電動弁、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）へ給電する。</p> </td> </tr> </table>	重大事故等時の対応手段の選択	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度が4.0vol%に到達した場合は、可搬型窒素供給装置を用いて不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。</p> <p>原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出する。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>	配慮すべき事項 及び酸素のベント時の留意事項	<p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、フィルタ装置水素濃度にて水素濃度を監視する。また、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、フィルタ装置出口放射線モニタの放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数にて放射性物質濃度を推定し監視する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減させるため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔手動弁を操作するエリアを二次格納施設外の原子炉建屋付属棟又は原子炉建屋廃棄物処理棟に設置する。さらに、格納容器圧力逃がし装置の操作場所である第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで被ばくを低減する。</p>	配慮すべき事項 作業性	<p>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、汎用電動工具を用いて操作するため、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。</p>	配慮すべき事項 電源確保	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出に必要な電動弁、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）へ給電する。</p>	
重大事故等時の対応手段の選択	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度が4.0vol%に到達した場合は、可搬型窒素供給装置を用いて不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。</p> <p>原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出する。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>										
配慮すべき事項 及び酸素のベント時の留意事項	<p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、フィルタ装置水素濃度にて水素濃度を監視する。また、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、フィルタ装置出口放射線モニタの放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数にて放射性物質濃度を推定し監視する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減させるため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔手動弁を操作するエリアを二次格納施設外の原子炉建屋付属棟又は原子炉建屋廃棄物処理棟に設置する。さらに、格納容器圧力逃がし装置の操作場所である第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで被ばくを低減する。</p>										
配慮すべき事項 作業性	<p>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、汎用電動工具を用いて操作するため、速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備する。</p>										
配慮すべき事項 電源確保	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出に必要な電動弁、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）へ給電する。</p>										

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																										
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（10/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="163 284 887 311">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="163 311 212 438" style="text-align: center;">方針目的</td> <td data-bbox="212 311 887 438">炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制及び原子炉建屋内の水素濃度監視を行う手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="163 438 212 858" style="text-align: center;">対応手段</td> <td data-bbox="212 438 887 858"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="212 438 286 683" style="text-align: center;">静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制</td> <td data-bbox="286 438 887 683">原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="212 683 286 858" style="text-align: center;">原子炉建屋内の水素濃度監視</td> <td data-bbox="286 683 887 858">原子炉格納容器内で発生し原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋内水素濃度を用いて監視する。</td> </tr> </table> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="163 858 212 1050" style="text-align: center;">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="212 858 887 1050">非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避させるため、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系を手動操作により停止する。</td> </tr> </table>	1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等		方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制及び原子炉建屋内の水素濃度監視を行う手順等を整備する。	対応手段	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="212 438 286 683" style="text-align: center;">静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制</td> <td data-bbox="286 438 887 683">原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="212 683 286 858" style="text-align: center;">原子炉建屋内の水素濃度監視</td> <td data-bbox="286 683 887 858">原子炉格納容器内で発生し原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋内水素濃度を用いて監視する。</td> </tr> </table>	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。	原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉格納容器内で発生し原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋内水素濃度を用いて監視する。	配慮すべき事項	非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避させるため、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系を手動操作により停止する。	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（10/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1068 272 1800 300">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1068 300 1117 475" style="text-align: center;">方針目的</td> <td data-bbox="1117 300 1800 475">炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制、原子炉建屋ガス処理系による水素排出及び原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視を行う手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1068 475 1117 1141" style="text-align: center;">対応手段等</td> <td data-bbox="1117 475 1800 1141"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="1117 475 1191 746" style="text-align: center;">静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制</td> <td data-bbox="1191 475 1800 746">原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。 全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1117 746 1191 943" style="text-align: center;">原子炉建屋ガス処理系による水素濃度抑制</td> <td data-bbox="1191 746 1800 943">原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋ガス処理系による水素排出を実施する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1117 943 1191 1141" style="text-align: center;">原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視</td> <td data-bbox="1191 943 1800 1141">原子炉建屋原子炉棟内で発生し原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋水素濃度を用いて監視する。</td> </tr> </table> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1068 1141 1117 1374" style="text-align: center;">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1117 1141 1800 1374">原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認した場合は、原子炉建屋ガス処理系を停止する。</td> </tr> </table>	1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等		方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制、原子炉建屋ガス処理系による水素排出及び原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視を行う手順等を整備する。	対応手段等	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="1117 475 1191 746" style="text-align: center;">静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制</td> <td data-bbox="1191 475 1800 746">原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。 全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1117 746 1191 943" style="text-align: center;">原子炉建屋ガス処理系による水素濃度抑制</td> <td data-bbox="1191 746 1800 943">原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋ガス処理系による水素排出を実施する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1117 943 1191 1141" style="text-align: center;">原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視</td> <td data-bbox="1191 943 1800 1141">原子炉建屋原子炉棟内で発生し原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋水素濃度を用いて監視する。</td> </tr> </table>	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。 全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。	原子炉建屋ガス処理系による水素濃度抑制	原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋ガス処理系による水素排出を実施する。	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	原子炉建屋原子炉棟内で発生し原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋水素濃度を用いて監視する。	配慮すべき事項	原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認した場合は、原子炉建屋ガス処理系を停止する。	
1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等																												
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制及び原子炉建屋内の水素濃度監視を行う手順等を整備する。																											
対応手段	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="212 438 286 683" style="text-align: center;">静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制</td> <td data-bbox="286 438 887 683">原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="212 683 286 858" style="text-align: center;">原子炉建屋内の水素濃度監視</td> <td data-bbox="286 683 887 858">原子炉格納容器内で発生し原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋内水素濃度を用いて監視する。</td> </tr> </table>	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。	原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉格納容器内で発生し原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋内水素濃度を用いて監視する。																							
静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。																											
原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉格納容器内で発生し原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋内水素濃度を用いて監視する。																											
配慮すべき事項	非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避させるため、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系を手動操作により停止する。																											
1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等																												
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制、原子炉建屋ガス処理系による水素排出及び原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視を行う手順等を整備する。																											
対応手段等	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="1117 475 1191 746" style="text-align: center;">静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制</td> <td data-bbox="1191 475 1800 746">原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。 全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1117 746 1191 943" style="text-align: center;">原子炉建屋ガス処理系による水素濃度抑制</td> <td data-bbox="1191 746 1800 943">原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋ガス処理系による水素排出を実施する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1117 943 1191 1141" style="text-align: center;">原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視</td> <td data-bbox="1191 943 1800 1141">原子炉建屋原子炉棟内で発生し原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋水素濃度を用いて監視する。</td> </tr> </table>	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。 全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。	原子炉建屋ガス処理系による水素濃度抑制	原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋ガス処理系による水素排出を実施する。	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	原子炉建屋原子炉棟内で発生し原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋水素濃度を用いて監視する。																					
静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。 全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。																											
原子炉建屋ガス処理系による水素濃度抑制	原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋ガス処理系による水素排出を実施する。																											
原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	原子炉建屋原子炉棟内で発生し原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋水素濃度を用いて監視する。																											
配慮すべき事項	原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認した場合は、原子炉建屋ガス処理系を停止する。																											

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																											
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（11/19）</p> <table border="1"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="165 277 887 304">1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="165 304 215 612" style="writing-mode: vertical-rl;">方針目的</td> <td data-bbox="215 304 887 612"> <p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。さらに、使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する手順を整備する。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プールへのスプレイ、大気への拡散抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="165 612 215 1066" style="writing-mode: vertical-rl;">対応手段</td> <td data-bbox="215 612 887 1406"> <table border="1"> <tr> <td data-bbox="277 612 331 858" style="writing-mode: vertical-rl;">の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能</td> <td data-bbox="331 612 439 858" style="writing-mode: vertical-rl;">燃料プール代替注水</td> <td data-bbox="439 612 887 858"> <p>残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水する。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="277 858 331 1066" style="writing-mode: vertical-rl;">の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能</td> <td data-bbox="331 858 439 1066" style="writing-mode: vertical-rl;">漏えい抑制</td> <td data-bbox="439 858 887 1066"> <p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、ディフューザ配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。</p> <p>さらに、現場で手動弁により隔離操作を実施する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="277 1066 331 1406" style="writing-mode: vertical-rl;">大量の水の漏えい発生時</td> <td data-bbox="331 1066 439 1406" style="writing-mode: vertical-rl;">燃料プールのスプレイ</td> <td data-bbox="439 1066 887 1406"> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="277 1406 331 1447" style="writing-mode: vertical-rl;">大量の水の漏えい発生時</td> <td data-bbox="331 1406 439 1447" style="writing-mode: vertical-rl;">大気への放射性物質の拡散抑制</td> <td data-bbox="439 1406 887 1447"> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋放水設備により海水を原子炉建屋へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。</p> </td> </tr> </table> </td> </tr> </table>	1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等		方針目的	<p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。さらに、使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する手順を整備する。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プールへのスプレイ、大気への拡散抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。</p>	対応手段	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="277 612 331 858" style="writing-mode: vertical-rl;">の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能</td> <td data-bbox="331 612 439 858" style="writing-mode: vertical-rl;">燃料プール代替注水</td> <td data-bbox="439 612 887 858"> <p>残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水する。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="277 858 331 1066" style="writing-mode: vertical-rl;">の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能</td> <td data-bbox="331 858 439 1066" style="writing-mode: vertical-rl;">漏えい抑制</td> <td data-bbox="439 858 887 1066"> <p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、ディフューザ配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。</p> <p>さらに、現場で手動弁により隔離操作を実施する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="277 1066 331 1406" style="writing-mode: vertical-rl;">大量の水の漏えい発生時</td> <td data-bbox="331 1066 439 1406" style="writing-mode: vertical-rl;">燃料プールのスプレイ</td> <td data-bbox="439 1066 887 1406"> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="277 1406 331 1447" style="writing-mode: vertical-rl;">大量の水の漏えい発生時</td> <td data-bbox="331 1406 439 1447" style="writing-mode: vertical-rl;">大気への放射性物質の拡散抑制</td> <td data-bbox="439 1406 887 1447"> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋放水設備により海水を原子炉建屋へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。</p> </td> </tr> </table>	の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能	燃料プール代替注水	<p>残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水する。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p>	の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能	漏えい抑制	<p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、ディフューザ配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。</p> <p>さらに、現場で手動弁により隔離操作を実施する。</p>	大量の水の漏えい発生時	燃料プールのスプレイ	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p>	大量の水の漏えい発生時	大気への放射性物質の拡散抑制	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋放水設備により海水を原子炉建屋へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。</p>	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（11/19）</p> <table border="1"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1070 293 1803 320">1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1070 320 1115 724" style="writing-mode: vertical-rl;">方針目的</td> <td data-bbox="1115 320 1803 724"> <p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。さらに、使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する手順等を整備する。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プールへのスプレイ、大気への拡散抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1070 724 1115 1369" style="writing-mode: vertical-rl;">対応手段等</td> <td data-bbox="1115 724 1803 1369"> <table border="1"> <tr> <td data-bbox="1182 724 1236 1273" style="writing-mode: vertical-rl;">の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能</td> <td data-bbox="1236 724 1290 1273" style="writing-mode: vertical-rl;">燃料プール代替注水</td> <td data-bbox="1290 724 1803 1369"> <p>残留熱除去系（使用済燃料プールの冷却機能）及び燃料プール冷却浄化系の有する冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プールへ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替淡水貯槽を水源として、常設低圧代替注水系ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水する。 常設低圧代替注水系ポンプにより注水できない場合、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水する。 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水できない場合、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）から注水する。 <p>なお、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> </table> </td> </tr> </table>	1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等		方針目的	<p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。さらに、使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する手順等を整備する。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プールへのスプレイ、大気への拡散抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。</p>	対応手段等	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1182 724 1236 1273" style="writing-mode: vertical-rl;">の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能</td> <td data-bbox="1236 724 1290 1273" style="writing-mode: vertical-rl;">燃料プール代替注水</td> <td data-bbox="1290 724 1803 1369"> <p>残留熱除去系（使用済燃料プールの冷却機能）及び燃料プール冷却浄化系の有する冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プールへ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替淡水貯槽を水源として、常設低圧代替注水系ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水する。 常設低圧代替注水系ポンプにより注水できない場合、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水する。 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水できない場合、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）から注水する。 <p>なお、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> </table>	の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能	燃料プール代替注水	<p>残留熱除去系（使用済燃料プールの冷却機能）及び燃料プール冷却浄化系の有する冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プールへ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替淡水貯槽を水源として、常設低圧代替注水系ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水する。 常設低圧代替注水系ポンプにより注水できない場合、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水する。 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水できない場合、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）から注水する。 <p>なお、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p>	
1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等																													
方針目的	<p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。さらに、使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する手順を整備する。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プールへのスプレイ、大気への拡散抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。</p>																												
対応手段	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="277 612 331 858" style="writing-mode: vertical-rl;">の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能</td> <td data-bbox="331 612 439 858" style="writing-mode: vertical-rl;">燃料プール代替注水</td> <td data-bbox="439 612 887 858"> <p>残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水する。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="277 858 331 1066" style="writing-mode: vertical-rl;">の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能</td> <td data-bbox="331 858 439 1066" style="writing-mode: vertical-rl;">漏えい抑制</td> <td data-bbox="439 858 887 1066"> <p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、ディフューザ配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。</p> <p>さらに、現場で手動弁により隔離操作を実施する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="277 1066 331 1406" style="writing-mode: vertical-rl;">大量の水の漏えい発生時</td> <td data-bbox="331 1066 439 1406" style="writing-mode: vertical-rl;">燃料プールのスプレイ</td> <td data-bbox="439 1066 887 1406"> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="277 1406 331 1447" style="writing-mode: vertical-rl;">大量の水の漏えい発生時</td> <td data-bbox="331 1406 439 1447" style="writing-mode: vertical-rl;">大気への放射性物質の拡散抑制</td> <td data-bbox="439 1406 887 1447"> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋放水設備により海水を原子炉建屋へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。</p> </td> </tr> </table>	の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能	燃料プール代替注水	<p>残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水する。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p>	の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能	漏えい抑制	<p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、ディフューザ配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。</p> <p>さらに、現場で手動弁により隔離操作を実施する。</p>	大量の水の漏えい発生時	燃料プールのスプレイ	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p>	大量の水の漏えい発生時	大気への放射性物質の拡散抑制	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋放水設備により海水を原子炉建屋へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。</p>																
の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能	燃料プール代替注水	<p>残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水する。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p>																											
の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能	漏えい抑制	<p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、ディフューザ配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。</p> <p>さらに、現場で手動弁により隔離操作を実施する。</p>																											
大量の水の漏えい発生時	燃料プールのスプレイ	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p>																											
大量の水の漏えい発生時	大気への放射性物質の拡散抑制	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋放水設備により海水を原子炉建屋へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。</p>																											
1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等																													
方針目的	<p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。さらに、使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する手順等を整備する。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プールへのスプレイ、大気への拡散抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。</p>																												
対応手段等	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1182 724 1236 1273" style="writing-mode: vertical-rl;">の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能</td> <td data-bbox="1236 724 1290 1273" style="writing-mode: vertical-rl;">燃料プール代替注水</td> <td data-bbox="1290 724 1803 1369"> <p>残留熱除去系（使用済燃料プールの冷却機能）及び燃料プール冷却浄化系の有する冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プールへ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替淡水貯槽を水源として、常設低圧代替注水系ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水する。 常設低圧代替注水系ポンプにより注水できない場合、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水する。 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水できない場合、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）から注水する。 <p>なお、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p> </td> </tr> </table>	の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能	燃料プール代替注水	<p>残留熱除去系（使用済燃料プールの冷却機能）及び燃料プール冷却浄化系の有する冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プールへ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替淡水貯槽を水源として、常設低圧代替注水系ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水する。 常設低圧代替注水系ポンプにより注水できない場合、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水する。 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水できない場合、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）から注水する。 <p>なお、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p>																									
の喪失時又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能	燃料プール代替注水	<p>残留熱除去系（使用済燃料プールの冷却機能）及び燃料プール冷却浄化系の有する冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プールへ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替淡水貯槽を水源として、常設低圧代替注水系ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水する。 常設低圧代替注水系ポンプにより注水できない場合、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水する。 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から注水できない場合、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）から注水する。 <p>なお、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p>																											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考
対応手段	重大事故等時の使用済燃料プールの監視	<p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、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）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>なお、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）等の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。</p>	<p>1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p>	
	代替電源による給電	<p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した状況において使用済燃料プールの状態を監視するため、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備から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）へ給電する。さらに、代替交流電源設備等から使用済燃料貯蔵プール監視カメラへ給電する。</p>		
配慮すべき事項	使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響防止	<p>燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失により起動できず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで燃料プール冷却浄化系を起動し、使用済燃料プールを除熱する。</p>	<p>燃料プールの大量の水の漏えい発生時</p>	<p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プール水戻り配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール水戻り配管上部に設置する静的サイフォンプレーカにより漏えいが停止したことを確認する。</p>
	重大事故等時の対応手段の選択	<p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）により使用済燃料プールへ注水又はスプレーが可能となるよう準備し、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を優先して使用する。</p> <p>また、可搬型代替注水ポンプにより使用済燃料プールへ注水又はスプレーする場合は、常設スプレーヘッドを優先して使用し、常設スプレーヘッドが使用できない場合は、可搬型スプレーヘッドを使用する。</p> <p>全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱ができず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等を用いて燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保するとともに燃料プール代替注水により水源を確保し、燃料プール冷却浄化系により使用済燃料プールを除熱する。</p>	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時</p>	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレーする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽を水源として、常設低圧代替注水系ポンプにより代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）からスプレーする。 ・常設低圧代替注水系ポンプによりスプレーできない場合、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）からスプレーする。 ・可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）からスプレーできない場合、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）からスプレーする。 <p>なお、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへのスプレーは、海を水源として利用できる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考												
	<table border="1"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1070 252 1800 284">1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1070 284 1120 584" rowspan="4" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">対応手段等</td> <td data-bbox="1120 284 1200 584" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時</td> <td data-bbox="1200 284 1800 584"> <p>大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、放水設備により原子炉建屋へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散を抑制する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1120 584 1200 916" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">重大事故等時における使用済燃料プールの監視</td> <td data-bbox="1200 584 1800 916"> <p>使用済燃料プールの監視設備による</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プール状態を監視する。</p> <p>なお、使用済燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。</p> <p>使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）等の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1120 916 1200 1152" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">代替電源による給電</td> <td data-bbox="1200 916 1800 1152"> <p>全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した状況において使用済燃料プールの状態を監視するため、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備等から使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）へ給電する。</p> <p>さらに、代替交流電源設備等から使用済燃料プール監視カメラへ給電する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1120 1152 1200 1407" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">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</td> <td data-bbox="1200 1152 1800 1407"> <p>代替燃料プール冷却系による</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対策設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等により代替燃料プール冷却系の電源を確保し、緊急用海水系により冷却水を確保することで代替燃料プール冷却系を起動し、使用済燃料プールを除熱する。</p> </td> </tr> </table>	1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等			対応手段等	使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	<p>大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、放水設備により原子炉建屋へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散を抑制する。</p>	重大事故等時における使用済燃料プールの監視	<p>使用済燃料プールの監視設備による</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プール状態を監視する。</p> <p>なお、使用済燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。</p> <p>使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）等の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。</p>	代替電源による給電	<p>全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した状況において使用済燃料プールの状態を監視するため、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備等から使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）へ給電する。</p> <p>さらに、代替交流電源設備等から使用済燃料プール監視カメラへ給電する。</p>	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	<p>代替燃料プール冷却系による</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対策設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等により代替燃料プール冷却系の電源を確保し、緊急用海水系により冷却水を確保することで代替燃料プール冷却系を起動し、使用済燃料プールを除熱する。</p>	
1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等														
対応手段等	使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	<p>大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、放水設備により原子炉建屋へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散を抑制する。</p>												
	重大事故等時における使用済燃料プールの監視	<p>使用済燃料プールの監視設備による</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プール状態を監視する。</p> <p>なお、使用済燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。</p> <p>使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）等の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。</p>												
	代替電源による給電	<p>全交流動力電源喪失又は直流電源が喪失した状況において使用済燃料プールの状態を監視するため、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備等から使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）へ給電する。</p> <p>さらに、代替交流電源設備等から使用済燃料プール監視カメラへ給電する。</p>												
	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	<p>代替燃料プール冷却系による</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対策設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等により代替燃料プール冷却系の電源を確保し、緊急用海水系により冷却水を確保することで代替燃料プール冷却系を起動し、使用済燃料プールを除熱する。</p>												

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考													
<table border="1" data-bbox="159 252 896 558"> <tr> <td data-bbox="159 252 208 558" rowspan="2">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="208 252 271 399">作業性</td> <td data-bbox="271 252 896 399">燃料プール代替注水系で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="208 399 271 558">燃料補給</td> <td data-bbox="271 399 896 558">配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</td> </tr> </table>	配慮すべき事項	作業性	燃料プール代替注水系で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。	<table border="1" data-bbox="1077 263 1792 1364"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1077 263 1792 295">1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1077 295 1126 1129" rowspan="3">重大事故等時の対応手段の選択 配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1126 295 1792 1129"> <p>使用済燃料プール注水機能の喪失又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位低下が確認された場合は、常設低圧代替注水系ポンプにより使用済燃料プールへ注水又はスプレーする。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプにより注水できず、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより注水する場合は、代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を優先して使用する。代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）が使用できない場合は、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）から注水する。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプにより注水できず、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりスプレーする場合は、代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を優先して使用する。代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）が使用できない場合は、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）からスプレーする</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレーは、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレーと同時並行で準備する。</p> <p>また、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した注水、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した注水及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した注水のうち、注水可能な1系統以上を起動し、系統構成が完了した時点で使用済燃料プールへの注水を開始する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1077 1129 1126 1262">作業性</td> <td data-bbox="1126 1129 1792 1262">代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド、可搬型スプレーノズル）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1077 1262 1126 1364">燃料給油</td> <td data-bbox="1126 1262 1792 1364">配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</td> </tr> </table>	1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等		重大事故等時の対応手段の選択 配慮すべき事項	<p>使用済燃料プール注水機能の喪失又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位低下が確認された場合は、常設低圧代替注水系ポンプにより使用済燃料プールへ注水又はスプレーする。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプにより注水できず、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより注水する場合は、代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を優先して使用する。代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）が使用できない場合は、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）から注水する。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプにより注水できず、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりスプレーする場合は、代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を優先して使用する。代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）が使用できない場合は、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）からスプレーする</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレーは、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレーと同時並行で準備する。</p> <p>また、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した注水、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した注水及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した注水のうち、注水可能な1系統以上を起動し、系統構成が完了した時点で使用済燃料プールへの注水を開始する。</p>	作業性	代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド、可搬型スプレーノズル）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。	
配慮すべき事項		作業性	燃料プール代替注水系で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。												
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。													
1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等															
重大事故等時の対応手段の選択 配慮すべき事項	<p>使用済燃料プール注水機能の喪失又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位低下が確認された場合は、常設低圧代替注水系ポンプにより使用済燃料プールへ注水又はスプレーする。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプにより注水できず、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより注水する場合は、代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を優先して使用する。代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）が使用できない場合は、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）から注水する。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプにより注水できず、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりスプレーする場合は、代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を優先して使用する。代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）が使用できない場合は、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）からスプレーする</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレーは、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレーと同時並行で準備する。</p> <p>また、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した注水、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した注水及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した注水のうち、注水可能な1系統以上を起動し、系統構成が完了した時点で使用済燃料プールへの注水を開始する。</p>														
	作業性	代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド、可搬型スプレーノズル）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。													
	燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																											
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（12/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="168 279 884 303">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="168 303 212 454" style="width: 10%; text-align: center;">方針目的</td> <td colspan="2" data-bbox="212 303 884 454"> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制により発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、航空機燃料火災への泡消火により火災に対応する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="168 454 212 1101" style="width: 10%; text-align: center;">対応手段等</td> <td data-bbox="212 454 257 1101" style="width: 10%; text-align: center;">大気への放射性物質の拡散抑制</td> <td data-bbox="257 454 884 1101"> <p>炉心損傷を判断した場合においてあらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、使用済燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は大型航空機の衝突等、原子炉建屋で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲により放水準備を開始する。その後、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、原子炉格納容器からの異常な漏えいにより格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの、原子炉建屋トップベントを開放する場合、使用済燃料プールへのスプレイが出来ない場合、又は、プラントの異常によりモニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合は、原子炉建屋に海水を放水する。</p> </td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="212 1101 257 1292" style="text-align: center;">海洋への放射性物質の拡散抑制</td> <td data-bbox="257 1101 884 1292"> <p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲により原子炉建屋へ海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生するため、以下の手段により海洋への放射性物質の拡散を抑制する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・防潮堤内側の合計6箇所に放射性物質吸着材を設置する。設置にあたっては、放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水樹2箇所を優先する。 ・小型船舶（汚濁防止膜設置用）を用いて取水口3箇所、放水口1箇所の合計4箇所に汚濁防止膜を設置する。設置にあたっては、放水した汚染水が海洋に流れ込むルートにある放水口1箇所を優先する。 </td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="212 1292 257 1447" style="text-align: center;">航空機燃料火災（への泡消火）</td> <td data-bbox="257 1292 884 1447"> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、海を水源として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置により、泡消火を実施する。</p> </td> </tr> </table>	1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等			方針目的	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制により発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、航空機燃料火災への泡消火により火災に対応する手順等を整備する。</p>		対応手段等	大気への放射性物質の拡散抑制	<p>炉心損傷を判断した場合においてあらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、使用済燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は大型航空機の衝突等、原子炉建屋で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲により放水準備を開始する。その後、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、原子炉格納容器からの異常な漏えいにより格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの、原子炉建屋トップベントを開放する場合、使用済燃料プールへのスプレイが出来ない場合、又は、プラントの異常によりモニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合は、原子炉建屋に海水を放水する。</p>		海洋への放射性物質の拡散抑制	<p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲により原子炉建屋へ海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生するため、以下の手段により海洋への放射性物質の拡散を抑制する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・防潮堤内側の合計6箇所に放射性物質吸着材を設置する。設置にあたっては、放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水樹2箇所を優先する。 ・小型船舶（汚濁防止膜設置用）を用いて取水口3箇所、放水口1箇所の合計4箇所に汚濁防止膜を設置する。設置にあたっては、放水した汚染水が海洋に流れ込むルートにある放水口1箇所を優先する。 		航空機燃料火災（への泡消火）	<p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、海を水源として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置により、泡消火を実施する。</p>	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（12/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1064 279 1803 303">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1064 303 1108 518" style="width: 10%; text-align: center;">方針目的</td> <td colspan="2" data-bbox="1108 303 1803 518"> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制により発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、航空機燃料火災への泡消火により火災に対応する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1064 518 1108 1428" style="width: 10%; text-align: center;">対応手段等</td> <td data-bbox="1108 518 1198 1093" style="width: 10%; text-align: center;">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又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷</td> <td data-bbox="1198 518 1803 1093"> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においてあらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合、使用済燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合又は大型航空機の衝突等、原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による放水準備を開始する。</p> <p>その後、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、原子炉格納容器内の水素排出のため格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントによる水素排出ができず、原子炉建屋水素濃度の上昇が継続することにより、ブローアウトパネル強制開放装置の操作にて原子炉建屋外側ブローアウトパネル（ブローアウトパネル閉止装置使用後においては、ブローアウトパネル閉止装置のパネル部）を開放する場合、使用済燃料プールスプレイができない場合又はプラントの異常によりモニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合は、原子炉建屋に海水を放水する。</p> </td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1108 1093 1198 1428" style="text-align: center;">海洋への放射性物質の拡散抑制</td> <td data-bbox="1198 1093 1803 1428"> <p>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋へ海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生するため、防潮堤内の雨水排水路集水樹-1～9及び放水路-A～Cの計12箇所に汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。</p> <p>設置に当たっては、放水した汚染水が直接流れ込む雨水排水路集水樹-8及び放水路-A～Cの4箇所を優先する。</p> </td> </tr> </table>	1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等			方針目的	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制により発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、航空機燃料火災への泡消火により火災に対応する手順等を整備する。</p>		対応手段等	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又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合においてあらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合、使用済燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合又は大型航空機の衝突等、原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による放水準備を開始する。</p> <p>その後、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、原子炉格納容器内の水素排出のため格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントによる水素排出ができず、原子炉建屋水素濃度の上昇が継続することにより、ブローアウトパネル強制開放装置の操作にて原子炉建屋外側ブローアウトパネル（ブローアウトパネル閉止装置使用後においては、ブローアウトパネル閉止装置のパネル部）を開放する場合、使用済燃料プールスプレイができない場合又はプラントの異常によりモニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合は、原子炉建屋に海水を放水する。</p>		海洋への放射性物質の拡散抑制	<p>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋へ海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生するため、防潮堤内の雨水排水路集水樹-1～9及び放水路-A～Cの計12箇所に汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。</p> <p>設置に当たっては、放水した汚染水が直接流れ込む雨水排水路集水樹-8及び放水路-A～Cの4箇所を優先する。</p>	
1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等																													
方針目的	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制により発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、航空機燃料火災への泡消火により火災に対応する手順等を整備する。</p>																												
対応手段等	大気への放射性物質の拡散抑制	<p>炉心損傷を判断した場合においてあらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、使用済燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は大型航空機の衝突等、原子炉建屋で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲により放水準備を開始する。その後、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、原子炉格納容器からの異常な漏えいにより格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの、原子炉建屋トップベントを開放する場合、使用済燃料プールへのスプレイが出来ない場合、又は、プラントの異常によりモニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合は、原子炉建屋に海水を放水する。</p>																											
	海洋への放射性物質の拡散抑制	<p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲により原子炉建屋へ海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生するため、以下の手段により海洋への放射性物質の拡散を抑制する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・防潮堤内側の合計6箇所に放射性物質吸着材を設置する。設置にあたっては、放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水樹2箇所を優先する。 ・小型船舶（汚濁防止膜設置用）を用いて取水口3箇所、放水口1箇所の合計4箇所に汚濁防止膜を設置する。設置にあたっては、放水した汚染水が海洋に流れ込むルートにある放水口1箇所を優先する。 																											
	航空機燃料火災（への泡消火）	<p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、海を水源として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置により、泡消火を実施する。</p>																											
1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等																													
方針目的	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制により発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、航空機燃料火災への泡消火により火災に対応する手順等を整備する。</p>																												
対応手段等	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又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合においてあらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合、使用済燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合又は大型航空機の衝突等、原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による放水準備を開始する。</p> <p>その後、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、原子炉格納容器内の水素排出のため格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントによる水素排出ができず、原子炉建屋水素濃度の上昇が継続することにより、ブローアウトパネル強制開放装置の操作にて原子炉建屋外側ブローアウトパネル（ブローアウトパネル閉止装置使用後においては、ブローアウトパネル閉止装置のパネル部）を開放する場合、使用済燃料プールスプレイができない場合又はプラントの異常によりモニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合は、原子炉建屋に海水を放水する。</p>																											
	海洋への放射性物質の拡散抑制	<p>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋へ海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生するため、防潮堤内の雨水排水路集水樹-1～9及び放水路-A～Cの計12箇所に汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。</p> <p>設置に当たっては、放水した汚染水が直接流れ込む雨水排水路集水樹-8及び放水路-A～Cの4箇所を優先する。</p>																											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考
配慮すべき事項	操作性	放水砲による放水は、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。 放水砲は風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋の破損口等、放射性物質の放出箇所に向けて放水する。	
	作業性	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間等を考慮し、複数あるホース敷設ルートから作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。 ホース等の取り付けは、速やかに作業ができるように大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。	
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。	
		1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	
	対応手段等	航空機燃料火災への泡消火	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器により、海を水源とした泡消火を実施する。
	配慮すべき事項	操作性	放水砲による放水は、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。 放水砲は風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋の破損口等、放射性物質の放出箇所に向けて放水する。
		作業性	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間等を考慮し、複数あるホース敷設ルートから作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。 ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。
		燃料給油	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																											
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（13/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="168 276 884 300">1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="168 300 280 518" style="width: 10%; text-align: center;">方針目的</td> <td colspan="2" data-bbox="280 300 884 518"> <p>設計基準事故の収束に必要な水源であるサブプレッション・チェンバ及び復水貯蔵槽とは別に、重大事故等の収束に必要な水源として、ほう酸水注入系貯蔵タンク等を確保する。さらに、代替淡水源として防火水槽及び淡水貯水池を確保するとともに、海を水源として確保する。</p> <p>設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、復水貯蔵槽、サブプレッション・チェンバ、防火水槽、淡水貯水池、海及びほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段、並びに復水貯蔵槽、防火水槽等への水の補給について手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="168 518 280 1276" style="width: 10%; text-align: center;">対応手段等</td> <td data-bbox="280 518 347 973" style="width: 15%; text-align: center;">復水貯蔵槽を水源とした対応手段</td> <td data-bbox="347 518 884 973"> <p>サブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、復水貯蔵槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により原子炉压力容器へ注水する。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、高圧代替注水系により原子炉压力容器へ注水する。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時において、残留熱除去系（低圧注水モード）の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉压力容器へ注水する。 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するため、格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水する。 </td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="280 973 347 1276" style="text-align: center;">サブプレッション・チェンバを水源とした対応手段</td> <td data-bbox="347 973 884 1276"> <p>復水貯蔵槽を水源として利用できない場合は、サブプレッション・チェンバを水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉压力容器へ注水する。 ・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードにより原子炉格納容器内を冷却する。 ・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压力容器及び原子炉格納容器内を冷却する。 </td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="280 1276 347 1396" style="text-align: center;">防火水槽を水源とした対応手段</td> <td data-bbox="347 1276 884 1396"> <p>復水貯蔵槽及びサブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、防火水槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉压力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレ </td> </tr> </table>	1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等			方針目的	<p>設計基準事故の収束に必要な水源であるサブプレッション・チェンバ及び復水貯蔵槽とは別に、重大事故等の収束に必要な水源として、ほう酸水注入系貯蔵タンク等を確保する。さらに、代替淡水源として防火水槽及び淡水貯水池を確保するとともに、海を水源として確保する。</p> <p>設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、復水貯蔵槽、サブプレッション・チェンバ、防火水槽、淡水貯水池、海及びほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段、並びに復水貯蔵槽、防火水槽等への水の補給について手順等を整備する。</p>		対応手段等	復水貯蔵槽を水源とした対応手段	<p>サブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、復水貯蔵槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により原子炉压力容器へ注水する。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、高圧代替注水系により原子炉压力容器へ注水する。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時において、残留熱除去系（低圧注水モード）の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉压力容器へ注水する。 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するため、格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水する。 		サブプレッション・チェンバを水源とした対応手段	<p>復水貯蔵槽を水源として利用できない場合は、サブプレッション・チェンバを水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉压力容器へ注水する。 ・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードにより原子炉格納容器内を冷却する。 ・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压力容器及び原子炉格納容器内を冷却する。 		防火水槽を水源とした対応手段	<p>復水貯蔵槽及びサブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、防火水槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉压力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレ 	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（13/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1064 300 1792 323">1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1064 323 1176 598" style="width: 10%; text-align: center;">方針目的</td> <td colspan="2" data-bbox="1176 323 1792 598"> <p>設計基準事故の収束に必要な水源であるサブプレッション・チェンバとは別に、重大事故等の収束に必要な水源として、ほう酸水貯蔵タンク等を確保する。さらに、海を水源として確保する。</p> <p>設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、代替淡水貯槽、サブプレッション・チェンバ、西側淡水貯水設備、海及びほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段、並びに代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備等への水の補給について手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1064 598 1176 1436" style="width: 10%; text-align: center;">対応手段等</td> <td data-bbox="1176 598 1243 1061" style="width: 15%; text-align: center;">代替淡水貯槽を水源とした対応手段（常設）</td> <td data-bbox="1243 598 1792 1061"> <p>サブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、代替淡水貯槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時において、低圧代替注水系（常設）により原子炉压力容器へ注水する。 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・ベDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却するため、格納容器下部注水系（常設）によりベDESTAL（ドライウェル部）へ注水する。 ・使用済燃料プールへの注水及びスプレイのため、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）により注水及びスプレイする。 </td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1176 1061 1243 1436" style="text-align: center;">サブプレッション・チェンバを水源とした対応手段</td> <td data-bbox="1243 1061 1792 1436"> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は、サブプレッション・チェンバを水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系により原子炉压力容器へ注水する。 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）により原子炉格納容器内を冷却する。 ・残存溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器内の破損防止等をするため、代替循環冷却系により原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器内を冷却する。 </td> </tr> </table>	1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等			方針目的	<p>設計基準事故の収束に必要な水源であるサブプレッション・チェンバとは別に、重大事故等の収束に必要な水源として、ほう酸水貯蔵タンク等を確保する。さらに、海を水源として確保する。</p> <p>設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、代替淡水貯槽、サブプレッション・チェンバ、西側淡水貯水設備、海及びほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段、並びに代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備等への水の補給について手順等を整備する。</p>		対応手段等	代替淡水貯槽を水源とした対応手段（常設）	<p>サブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、代替淡水貯槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時において、低圧代替注水系（常設）により原子炉压力容器へ注水する。 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・ベDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却するため、格納容器下部注水系（常設）によりベDESTAL（ドライウェル部）へ注水する。 ・使用済燃料プールへの注水及びスプレイのため、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）により注水及びスプレイする。 		サブプレッション・チェンバを水源とした対応手段	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は、サブプレッション・チェンバを水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系により原子炉压力容器へ注水する。 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）により原子炉格納容器内を冷却する。 ・残存溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器内の破損防止等をするため、代替循環冷却系により原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器内を冷却する。 	
1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等																													
方針目的	<p>設計基準事故の収束に必要な水源であるサブプレッション・チェンバ及び復水貯蔵槽とは別に、重大事故等の収束に必要な水源として、ほう酸水注入系貯蔵タンク等を確保する。さらに、代替淡水源として防火水槽及び淡水貯水池を確保するとともに、海を水源として確保する。</p> <p>設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、復水貯蔵槽、サブプレッション・チェンバ、防火水槽、淡水貯水池、海及びほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段、並びに復水貯蔵槽、防火水槽等への水の補給について手順等を整備する。</p>																												
対応手段等	復水貯蔵槽を水源とした対応手段	<p>サブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、復水貯蔵槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により原子炉压力容器へ注水する。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、高圧代替注水系により原子炉压力容器へ注水する。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時において、残留熱除去系（低圧注水モード）の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉压力容器へ注水する。 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するため、格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水する。 																											
	サブプレッション・チェンバを水源とした対応手段	<p>復水貯蔵槽を水源として利用できない場合は、サブプレッション・チェンバを水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉压力容器へ注水する。 ・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードにより原子炉格納容器内を冷却する。 ・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压力容器及び原子炉格納容器内を冷却する。 																											
	防火水槽を水源とした対応手段	<p>復水貯蔵槽及びサブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、防火水槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉压力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレ 																											
1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等																													
方針目的	<p>設計基準事故の収束に必要な水源であるサブプレッション・チェンバとは別に、重大事故等の収束に必要な水源として、ほう酸水貯蔵タンク等を確保する。さらに、海を水源として確保する。</p> <p>設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、代替淡水貯槽、サブプレッション・チェンバ、西側淡水貯水設備、海及びほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段、並びに代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備等への水の補給について手順等を整備する。</p>																												
対応手段等	代替淡水貯槽を水源とした対応手段（常設）	<p>サブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、代替淡水貯槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時において、低圧代替注水系（常設）により原子炉压力容器へ注水する。 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・ベDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却するため、格納容器下部注水系（常設）によりベDESTAL（ドライウェル部）へ注水する。 ・使用済燃料プールへの注水及びスプレイのため、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）により注水及びスプレイする。 																											
	サブプレッション・チェンバを水源とした対応手段	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は、サブプレッション・チェンバを水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系により原子炉压力容器へ注水する。 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）により原子炉格納容器内を冷却する。 ・残存溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器内の破損防止等をするため、代替循環冷却系により原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器内を冷却する。 																											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考												
<table border="1" data-bbox="165 268 887 1098"> <tr> <td data-bbox="165 268 273 486"></td> <td data-bbox="273 268 887 486"> <p>イする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 <p>なお、防火水槽に淡水を補給できない場合は、海水を補給するか、海を水源として利用する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水の補給が必要な場合は、防火水槽を水源として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により補給する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="165 486 273 790">淡水貯水池を水源とした対応手段</td> <td data-bbox="273 486 887 790"> <p>復水貯蔵槽、サブプレッション・チェンバ及び防火水槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水を補給する際に防火水槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により補給する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="165 790 273 1098">海を水源とした対応手段</td> <td data-bbox="273 790 887 1098"> <p>復水貯蔵槽、サブプレッション・チェンバ、防火水槽及び淡水貯水池を水源として利用できない場合は、海を水源として、以下の手順により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水車（海水取水用）及び低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・大容量送水車（海水取水用）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・大容量送水車（海水取水用）及び格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・大容量送水車（海水取水用）及び燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 </td> </tr> </table>		<p>イする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 <p>なお、防火水槽に淡水を補給できない場合は、海水を補給するか、海を水源として利用する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水の補給が必要な場合は、防火水槽を水源として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により補給する。</p>	淡水貯水池を水源とした対応手段	<p>復水貯蔵槽、サブプレッション・チェンバ及び防火水槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水を補給する際に防火水槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により補給する。</p>	海を水源とした対応手段	<p>復水貯蔵槽、サブプレッション・チェンバ、防火水槽及び淡水貯水池を水源として利用できない場合は、海を水源として、以下の手順により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水車（海水取水用）及び低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・大容量送水車（海水取水用）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・大容量送水車（海水取水用）及び格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・大容量送水車（海水取水用）及び燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 	<p>1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</p> <table border="1" data-bbox="1070 268 1800 1401"> <tr> <td data-bbox="1070 268 1120 861"></td> <td data-bbox="1120 268 1176 861">西側淡水貯水設備を水源とした対応手段</td> <td data-bbox="1176 268 1800 861"> <p>代替淡水貯槽（常設）及びサブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、西側淡水貯水設備を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・格納容器下部注水系（可搬型）によりベDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。 ・可搬型代替注水中型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 <p>なお、西側淡水貯水設備に淡水を補給できない場合は、海水を補給するか、海を水源として利用する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水の補給が必要な場合は、西側淡水貯水設備を水源として、可搬型代替注水中型ポンプにより補給する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1070 861 1120 1401">対応手段等</td> <td data-bbox="1120 861 1176 1401">水源を利用した対応手段</td> <td data-bbox="1176 861 1800 1401"> <p>代替淡水貯槽を水源とした対応手段（可搬型）</p> <p>代替淡水貯槽（常設）、サブプレッション・チェンバ及び西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は、代替淡水貯槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・格納容器下部注水系（可搬型）によりベDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。 ・可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル）から使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 <p>なお、代替淡水貯槽に淡水を補給できない場合は、海水を補給するか、海を水源として利用する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水の補給が必要な場合は、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプにより補給する。</p> </td> </tr> </table>		西側淡水貯水設備を水源とした対応手段	<p>代替淡水貯槽（常設）及びサブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、西側淡水貯水設備を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・格納容器下部注水系（可搬型）によりベDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。 ・可搬型代替注水中型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 <p>なお、西側淡水貯水設備に淡水を補給できない場合は、海水を補給するか、海を水源として利用する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水の補給が必要な場合は、西側淡水貯水設備を水源として、可搬型代替注水中型ポンプにより補給する。</p>	対応手段等	水源を利用した対応手段	<p>代替淡水貯槽を水源とした対応手段（可搬型）</p> <p>代替淡水貯槽（常設）、サブプレッション・チェンバ及び西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は、代替淡水貯槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・格納容器下部注水系（可搬型）によりベDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。 ・可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル）から使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 <p>なお、代替淡水貯槽に淡水を補給できない場合は、海水を補給するか、海を水源として利用する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水の補給が必要な場合は、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプにより補給する。</p>	
	<p>イする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 <p>なお、防火水槽に淡水を補給できない場合は、海水を補給するか、海を水源として利用する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水の補給が必要な場合は、防火水槽を水源として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により補給する。</p>													
淡水貯水池を水源とした対応手段	<p>復水貯蔵槽、サブプレッション・チェンバ及び防火水槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水を補給する際に防火水槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により補給する。</p>													
海を水源とした対応手段	<p>復水貯蔵槽、サブプレッション・チェンバ、防火水槽及び淡水貯水池を水源として利用できない場合は、海を水源として、以下の手順により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水車（海水取水用）及び低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・大容量送水車（海水取水用）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・大容量送水車（海水取水用）及び格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・大容量送水車（海水取水用）及び燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 													
	西側淡水貯水設備を水源とした対応手段	<p>代替淡水貯槽（常設）及びサブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、西側淡水貯水設備を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・格納容器下部注水系（可搬型）によりベDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。 ・可搬型代替注水中型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）から使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 <p>なお、西側淡水貯水設備に淡水を補給できない場合は、海水を補給するか、海を水源として利用する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水の補給が必要な場合は、西側淡水貯水設備を水源として、可搬型代替注水中型ポンプにより補給する。</p>												
対応手段等	水源を利用した対応手段	<p>代替淡水貯槽を水源とした対応手段（可搬型）</p> <p>代替淡水貯槽（常設）、サブプレッション・チェンバ及び西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は、代替淡水貯槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・格納容器下部注水系（可搬型）によりベDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。 ・可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル）から使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 <p>なお、代替淡水貯槽に淡水を補給できない場合は、海水を補給するか、海を水源として利用する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水の補給が必要な場合は、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプにより補給する。</p>												

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考
対応手段等	海を水源とした対応手段	<p>原子炉補機冷却系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、代替原子炉補機冷却系を使用し、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。</p> <p>本対応手段は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の代替原子炉補機冷却系による除熱と同様である。</p> <p>炉心損傷を判断した場合においてあらゆる注水手段を講じても原子炉压力容器への注水が確認できない場合、使用済燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は大型航空機の衝突等、原子炉建屋で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲により放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大气への放射性物質の拡散抑制と同様である。</p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、海を水源として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置により泡消火を実施する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の航空機燃料火災への泡消火と同様である。</p>	
	ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段	<p>ATWSが発生した場合、又は重大事故等の進展抑制や溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止が必要となる場合は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源として、ほう酸水注入系により原子炉压力容器へほう酸水を注入する。</p>	
	水源へ水を補給するための対応手段	<p>復水貯蔵槽への補給</p> <p>水源として復水貯蔵槽を利用する場合は、防火水槽及び淡水貯水池の水を可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ補給する。</p> <p>また、海水を利用する場合は、防火水槽に補給した海水、大容量送水車（海水取水用）から送水された海水を可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ補給する。</p> <p>防火水槽への補給</p> <p>水源として防火水槽を利用する場合は、淡水貯水池の淡水を防火水槽へ補給する。</p> <p>また、枯渇等により淡水の補給が継続できない場合は、海水を大容量送水車（海水取水用）により防火水槽へ補給する。</p>	
対応手段等	1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等	<p>サブプレッション・チェンバ、代替淡水貯水槽及び西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は、海を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉压力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・格納容器下部注水系（可搬型）によりベデスタル（ドライウエル部）へ注水する。 ・可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ、可搬型スプレイノズル）から使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 ・残留熱除去系海水系により冷却水を確認する。 <p>残留熱除去系海水系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、緊急用海水系を使用し、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。</p> <p>本対応手段は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の緊急用海水系による除熱と同様である。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においてあらゆる注水手段を講じても原子炉压力容器への注水が確認できない場合、使用済燃料プールの水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は大型航空機の衝突等、原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大气への放射性物質の拡散抑制と同様である。</p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突等による航空機燃料火災が発生した場合は、海を水源として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡消火薬剤（大型ポンプ用）及び泡混合器により泡消火を実施する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の航空機燃料火災への泡消火と同様である。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考	
<p>配慮すべき事項</p> <p>送水ルート の選択</p>	<p>水源から接続口までの距離により可搬型代替注水ポンプの必要台数及び設置場所、ホースの必要本数を選定し、水源と接続口の距離が最短となる組み合わせを優先して選択する。</p>	<p>1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</p>		
	<p>切替 え性</p>			<p>可搬型代替注水ポンプ（A-1級及びA-2級）の水源は、防火水槽（淡水）を優先する。淡水の供給が継続できないおそれがある場合は、海水の供給に切り替えるが、防火水槽を経由することにより、供給を継続しながら淡水から海水への切替えが可能である。</p>
	<p>成 立 性</p>			<p>海水取水時には、ホース先端にストレーナを取り付け、海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより、ホースへの異物の混入を防止する。</p>
	<p>作 業 性</p>			<p>復水貯蔵槽への補給、可搬型代替注水ポンプによる送水で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>
<p>配慮すべき事項</p> <p>送水ルート の選択</p>	<p>水源へ水を補給するための対応手段</p>	<p>ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段</p>	<p>A TWSが発生した場合、又は重大事故等の進展抑制や溶融炉心のベデスタル（ドライウェル部）への落下遅延・防止が必要となる場合は、ほう酸水貯蔵タンクを水源として、ほう酸水注入系により原子炉压力容器へほう酸水を注入する。</p>	
		<p>補給するための対応手段</p>	<p>代替淡水貯蔵へ水を補給するための対応手段</p>	<p>水源として代替淡水貯蔵を使用する場合は、西側淡水貯水設備から可搬型代替注水中型ポンプにより代替淡水貯蔵へ補給する。 また、海水を利用する場合は、海水取水箇所（SA用海水ピット）から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯蔵へ補給する。</p>
		<p>補給するための対応手段</p>	<p>西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手段</p>	<p>水源として西側淡水貯水設備を使用する場合は、代替淡水貯蔵から可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備へ補給する。 また、海水を利用する場合は、海水取水箇所（SA用海水ピット）から可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備へ補給する。</p>
		<p>送水ルート の選択</p>	<p>接続口の選択は、各作業時間（出勤準備、移動、水源の蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、ホース接続及び送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる組合せを優先して選択する。</p>	
<p>配慮すべき事項</p> <p>切替 え性</p>	<p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの水源は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯蔵（淡水）を優先して使用する。 淡水の供給が継続できないおそれがある場合は、海水の供給に切り替えるが、代替淡水貯蔵又は西側淡水貯水設備から供給している場合は、供給を中断することなく淡水から海水への切替えが可能である。 サブプレッション・チェンバ（内部水源）を水源として使用できない場合、代替淡水貯蔵（外部水源）から注水するが、サブプレッション・チェンバ（内部水源）が使用可能となった場合は、外部水源から切り替える。</p>			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考								
	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3" data-bbox="1070 264 1789 300">1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1070 300 1122 576" rowspan="2">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1122 300 1178 443">成立性</td> <td data-bbox="1178 300 1789 443">海水取水時、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込み部には、ストレーナを設置しており、海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより、異物の混入を防止する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1122 443 1178 576">作業性</td> <td data-bbox="1178 443 1789 576">西側淡水貯水設備及び代替淡水貯水槽への補給で使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるような十分な作業スペースを確保する。</td> </tr> </tbody> </table>	1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等			配慮すべき事項	成立性	海水取水時、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込み部には、ストレーナを設置しており、海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより、異物の混入を防止する。	作業性	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯水槽への補給で使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるような十分な作業スペースを確保する。	
1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等										
配慮すべき事項	成立性	海水取水時、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込み部には、ストレーナを設置しており、海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより、異物の混入を防止する。								
	作業性	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯水槽への補給で使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるような十分な作業スペースを確保する。								

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																														
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（14/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="174 284 882 308">1.14 電源の確保に関する手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="174 308 232 518" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">方針目的</td> <td colspan="2" data-bbox="232 308 882 518"> <p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、代替交流電源設備、号炉間電力融通設備、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備により必要な電力を確保する手順等を整備する。</p> <p>また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により給油する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="174 518 232 1444" rowspan="5" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">対応手段等</td> <td data-bbox="232 518 291 678" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">(設計基準拡張) 重大事故等対処設備</td> <td data-bbox="291 518 882 678"> <p>設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備並びに非常用直流電源設備C系及びD系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け、重大事故等の対処に用いる。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="232 678 291 821" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">交流電源喪失時</td> <td data-bbox="291 678 882 821"> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備を用いて給電する。 ・常設代替交流電源設備等を用いて給電できず、号炉間電力融通により給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="232 821 291 1005" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">電力融通による給電</td> <td data-bbox="291 821 882 1005"> <p>全交流動力電源が喪失し、さらに常設代替交流電源設備等を用いて給電できない場合において、他号炉の非常用交流電源設備から給電できる場合は、以下の手段により自号炉の非常用高圧母線を受電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いて受電する。 ・号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いて受電できない場合は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いて受電する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="232 1005 291 1189" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">直流電源喪失時</td> <td data-bbox="291 1005 882 1189"> <p>全交流動力電源が喪失した場合において、充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は、以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間、所内蓄電池式直流電源設備を用いて給電する。 ・所内蓄電池式直流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型直流電源設備等を用いて給電する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="232 1189 291 1444" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">非常用所内電気設備機能喪失時</td> <td data-bbox="291 1189 882 1444"> <p>設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合は、代替所内電気設備を用いて電路を確保し、代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。</p> </td> </tr> </table>	1.14 電源の確保に関する手順等			方針目的	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、代替交流電源設備、号炉間電力融通設備、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備により必要な電力を確保する手順等を整備する。</p> <p>また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により給油する手順等を整備する。</p>		対応手段等	(設計基準拡張) 重大事故等対処設備	<p>設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備並びに非常用直流電源設備C系及びD系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け、重大事故等の対処に用いる。</p>	交流電源喪失時	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備を用いて給電する。 ・常設代替交流電源設備等を用いて給電できず、号炉間電力融通により給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。 	電力融通による給電	<p>全交流動力電源が喪失し、さらに常設代替交流電源設備等を用いて給電できない場合において、他号炉の非常用交流電源設備から給電できる場合は、以下の手段により自号炉の非常用高圧母線を受電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いて受電する。 ・号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いて受電できない場合は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いて受電する。 	直流電源喪失時	<p>全交流動力電源が喪失した場合において、充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は、以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間、所内蓄電池式直流電源設備を用いて給電する。 ・所内蓄電池式直流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型直流電源設備等を用いて給電する。 	非常用所内電気設備機能喪失時	<p>設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合は、代替所内電気設備を用いて電路を確保し、代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。</p>	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（14/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1079 300 1794 323">1.14 電源の確保に関する手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1079 323 1137 606" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">方針目的</td> <td colspan="2" data-bbox="1137 323 1794 606"> <p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中の発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、代替所内電気設備を確保する手順等を整備する。</p> <p>また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料給油設備により給油する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1079 606 1137 1444" rowspan="3" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">対応手段等</td> <td data-bbox="1137 606 1196 805" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">設計基準事故対処設備</td> <td data-bbox="1196 606 1794 805"> <p>設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備が健全であれば、重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1137 805 1196 1069" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">交流電源喪失時</td> <td data-bbox="1196 805 1794 1069"> <p>外部電源が喪失した場合、外部電源及び非常用高圧母線が喪失した場合、以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備を用いて給電する。 ・常設代替交流電源設備等を用いて給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1137 1069 1196 1444" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">直流電源喪失時</td> <td data-bbox="1196 1069 1794 1444"> <p>外部電源及び非常用高圧母線が喪失した場合において、充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は、以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間、所内常設直流電源設備を用いて給電する。 ・所内常設直流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型代替直流電源設備等を用いて給電する。 </td> </tr> </table>	1.14 電源の確保に関する手順等			方針目的	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中の発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、代替所内電気設備を確保する手順等を整備する。</p> <p>また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料給油設備により給油する手順等を整備する。</p>		対応手段等	設計基準事故対処設備	<p>設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備が健全であれば、重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>	交流電源喪失時	<p>外部電源が喪失した場合、外部電源及び非常用高圧母線が喪失した場合、以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備を用いて給電する。 ・常設代替交流電源設備等を用いて給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。 	直流電源喪失時	<p>外部電源及び非常用高圧母線が喪失した場合において、充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は、以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間、所内常設直流電源設備を用いて給電する。 ・所内常設直流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型代替直流電源設備等を用いて給電する。 	
1.14 電源の確保に関する手順等																																
方針目的	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、代替交流電源設備、号炉間電力融通設備、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備により必要な電力を確保する手順等を整備する。</p> <p>また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により給油する手順等を整備する。</p>																															
対応手段等	(設計基準拡張) 重大事故等対処設備	<p>設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備並びに非常用直流電源設備C系及びD系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け、重大事故等の対処に用いる。</p>																														
	交流電源喪失時	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備を用いて給電する。 ・常設代替交流電源設備等を用いて給電できず、号炉間電力融通により給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。 																														
	電力融通による給電	<p>全交流動力電源が喪失し、さらに常設代替交流電源設備等を用いて給電できない場合において、他号炉の非常用交流電源設備から給電できる場合は、以下の手段により自号炉の非常用高圧母線を受電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いて受電する。 ・号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いて受電できない場合は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いて受電する。 																														
	直流電源喪失時	<p>全交流動力電源が喪失した場合において、充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は、以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間、所内蓄電池式直流電源設備を用いて給電する。 ・所内蓄電池式直流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型直流電源設備等を用いて給電する。 																														
	非常用所内電気設備機能喪失時	<p>設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合は、代替所内電気設備を用いて電路を確保し、代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。</p>																														
1.14 電源の確保に関する手順等																																
方針目的	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中の発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、代替所内電気設備を確保する手順等を整備する。</p> <p>また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料給油設備により給油する手順等を整備する。</p>																															
対応手段等	設計基準事故対処設備	<p>設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備が健全であれば、重大事故等対処設備と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>																														
	交流電源喪失時	<p>外部電源が喪失した場合、外部電源及び非常用高圧母線が喪失した場合、以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備を用いて給電する。 ・常設代替交流電源設備等を用いて給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。 																														
	直流電源喪失時	<p>外部電源及び非常用高圧母線が喪失した場合において、充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は、以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間、所内常設直流電源設備を用いて給電する。 ・所内常設直流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型代替直流電源設備等を用いて給電する。 																														

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考	
配慮すべき事項	負荷容量	有効性評価において最大負荷となる崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）を想定するシナリオにおいても、常設代替交流電源設備により必要最大負荷以上の電力を確保し、発電用原子炉を安定状態に収束するための設備へ給電する。 重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、常設代替交流電源設備等の負荷容量を確認し、代替手段が使用可能であることを確認する。	1.14 電源の確保に関する手順等	
	悪影響防止	代替交流電源設備等を用いて給電する場合は、受電前準備として非常用高圧母線及びAM用MCCの負荷の遮断器を「切」とし、動的機器の自動起動防止のため、コントロールスイッチを「切」又は「切保持」とする。 AM用MCCを受電する場合は、受電時の急激な負荷上昇防止のため、動的機器である復水移送ポンプのコントロールスイッチを「切保持」とする。		
	成守性	所内蓄電式直流電源設備から給電されている24時間以内に、代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ十分な余裕を持って直流電源設備へ給電する。		
	作業性	バッテリー内臓型LED照明を作業エリアに配備し、建屋内照明の消灯時における作業性を確保する。		
	燃料補給	重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、タンクローリ等の燃料補給設備を用いて各設備の燃料が枯渇するまでに給油する。 タンクローリの補給は、復旧が見込めない非常用ディーゼル発電機が接続されている軽油タンクの軽油を使用する。 多くの給油対象設備が必要となる事象を想定し、重大事故等発生後7日間、それらの設備の運転継続に必要な燃料（軽油）を確保するため、6号及び7号炉の軽油タンク1基あたり510kL以上を管理する。		
配慮すべき事項	対応手段等	非常用所内電気設備機能喪失時	代替所内電気設備による給電	設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合は、代替所内電気設備を用いて電路を確保し、代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。
	考慮すべき事項	負荷容量	重大事故等対策の有効性を確認する事故シークエンス等のうち必要な負荷が最大となる「全交流動力電源喪失」の対処のために必要な設備へ給電する。 重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、常設代替交流電源設備等の負荷容量を確認し、代替手段が使用可能であることを確認する。	
	悪影響防止	代替交流電源設備等を用いて給電する場合は、受電前準備として非常用高圧母線、パワーセンタ及びMCCの負荷の遮断器を「切」とし、動的機器の自動起動防止のため、操作スイッチを「切」又は「切保持」とする。		
	成立性	常設代替直流電源設備から給電されている24時間以内に、代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ十分な余裕を持って直流電源設備を給電する。		
作業性	ヘッドライト及びLEDライトの配備により、建屋内照明の消灯時における作業性を確保する。			
燃料給油	重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、タンクローリ等の燃料給油設備を用いて各設備の燃料が枯渇するまでに給油する。 タンクローリの給油は、可搬型設備用軽油タンクを使用する。 多くの給油対象設備が必要となる事象を想定し、重大事故等発生後7日間、それらの設備の運転継続に必要な燃料（軽油）を確保するため、可搬型設備用軽油タンク1基当たり30kL以上を7基とし、管理する。			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																		
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（15/19）</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center;">1.15</td> <td style="width: 15%;">事故時の計装に関する手順等</td> <td style="width: 80%;"></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">方針目的</td> <td> <p>重大事故等が発生し、計測機器の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p> </td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">パラメータの選定及び分類</td> <td> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1～1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> </td> <td></td> </tr> </table>	1.15	事故時の計装に関する手順等		方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>		パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1～1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> 		<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（15/19）</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 5%; text-align: center;">1.15</td> <td style="width: 15%;">事故時の計装に関する手順等</td> <td style="width: 80%;"></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">方針目的</td> <td> <p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p> </td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">パラメータの選定及び分類</td> <td> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1～1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・常用代替監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> </td> <td></td> </tr> </table>	1.15	事故時の計装に関する手順等		方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>		パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1～1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・常用代替監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> 		
1.15	事故時の計装に関する手順等																			
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>																			
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1～1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> 																			
1.15	事故時の計装に関する手順等																			
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>																			
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1～1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・常用代替監視パラメータ <p style="margin-left: 20px;">主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> 																			

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)				東海第二				備考			
対応手段等	監視機能喪失時	計器故障時	他チャンネルによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。	1.15 事故時の計装に関する手順等	他チャンネルによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。				
			代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・必要な pH が確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定 ・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定 ・原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・水素濃度を装置の作動状況により推定 ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定 ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度及び水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・原子炉压力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力 (S/C) の差圧により原子炉压力容器の満水状態を推定 			<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、流量、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・原子炉压力容器破損後にペDESTAL（ドライウェル部）に落下したデブリの冠水状態を温度により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定 ・注水量をポンプの注水特性の関係により推定 ・原子炉格納容器内の水位をドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・水素濃度を装置の作動状況により推定 ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定 ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・原子炉压力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力 (S/C) の差圧により原子炉压力容器の満水状態を推定 				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																								
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">監視機能喪失時</td> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合</td> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">代替パラメータによる推定</td> <td data-bbox="376 263 891 1157"> <p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超えた場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。 原子炉圧力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却水系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、復水補給水系流量（RHR A系代替注水流）、復水補給水系流量（RHR B系代替注水流）、残留熱除去水系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により監視可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量（RHR A系代替注水流）が計測範囲を超えた場合において、低圧代替注水系使用時は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。 <p>また、代替循環冷却系使用時は、注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量（格納容器下部注水流）が計測範囲を超えた場合は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉格納容器内の水位変化により注水量を推定する。 </td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td style="text-align: center; vertical-align: middle;">可搬型計測器による計測</td> <td></td> <td data-bbox="376 1157 891 1260"> <p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p> </td> </tr> </table>	対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超えた場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。 原子炉圧力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却水系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、復水補給水系流量（RHR A系代替注水流）、復水補給水系流量（RHR B系代替注水流）、残留熱除去水系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により監視可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量（RHR A系代替注水流）が計測範囲を超えた場合において、低圧代替注水系使用時は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。 <p>また、代替循環冷却系使用時は、注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量（格納容器下部注水流）が計測範囲を超えた場合は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉格納容器内の水位変化により注水量を推定する。 			可搬型計測器による計測		<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">1.15 事故時の計装に関する手順等</td> </tr> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">監視機能喪失時</td> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合</td> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">代替パラメータによる推定</td> <td data-bbox="1310 263 1787 941"> <p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。 原子炉圧力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流、代替循環冷却系原子炉注水流、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により推定可能である。</p> </td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td style="text-align: center; vertical-align: middle;">可搬型計測器による計測</td> <td></td> <td data-bbox="1310 941 1787 1220"> <p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p> </td> </tr> </table>	1.15 事故時の計装に関する手順等				対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。 原子炉圧力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流、代替循環冷却系原子炉注水流、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により推定可能である。</p>			可搬型計測器による計測		<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>	
対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超えた場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。 原子炉圧力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却水系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、復水補給水系流量（RHR A系代替注水流）、復水補給水系流量（RHR B系代替注水流）、残留熱除去水系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により監視可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量（RHR A系代替注水流）が計測範囲を超えた場合において、低圧代替注水系使用時は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。 <p>また、代替循環冷却系使用時は、注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量（格納容器下部注水流）が計測範囲を超えた場合は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉格納容器内の水位変化により注水量を推定する。 																						
		可搬型計測器による計測		<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>																						
1.15 事故時の計装に関する手順等																										
対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。 原子炉圧力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流、代替循環冷却系原子炉注水流、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により推定可能である。</p>																						
		可搬型計測器による計測		<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>																						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考	
<p>対応手段等</p>	<p>計器電源喪失時</p> <p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内蓄電式直流電源設備から給電する。 ・代替交流電源設備等から給電する。 ・直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備等から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>	<p>1.15 事故時の計装に関する手順等</p> <p>計器電源喪失時</p> <p>全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電する。 ・常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電する。 ・直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型代替直流電源設備から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち、手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>		
	<p>パラメータ記録</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p>			<p>パラメータ記録</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む。）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p>
	<p>発電用原子炉施設の状態把握</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。</p>			<p>発電用原子炉施設の状態把握</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。</p>
	<p>配慮すべき事項</p> <p>確からしさの考慮</p> <p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>			<p>配慮すべき事項</p> <p>確からしさの考慮</p> <p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
<p>計測又は監視の留意事項</p> <p>可搬型計測器による</p> <p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</p>	<p>計測又は監視の留意事項</p> <p>可搬型計測器による</p> <p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</p>			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考												
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（16/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="165 292 889 320">1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="165 320 217 403" style="width: 5%;">方針目的</td> <td data-bbox="217 320 889 403">重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止に係る手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="165 403 217 1366" style="width: 5%;">対応手段等</td> <td data-bbox="217 403 889 1366"> <p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするため、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室換気空調系給排気隔離弁、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置等により中央制御室隣接区域からのインリークを防止し、環境に放出された放射性物質等による被ばくから運転員を防護するため中央制御室の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気空調系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等により通常運転モードから再循環運転モードに切り替わり、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護する。再循環運転モードが停止した場合や再循環運転モード運転中に中央制御室内放射線量が異常上昇した場合は、中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室の陽圧化を実施する。 ・炉心損傷時は、放射性物質等が環境に放出されるおそれがある格納容器圧力逃がし装置を使用する前に、中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室の陽圧化を実施し、中央制御室待避室陽圧化装置により中央制御室待避室の陽圧化を実施する。 ・全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室可搬型陽圧化空調機へ給電し、中央制御室の陽圧化を実施する。 ・中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転中等、中央制御室が隔離されている状態となった場合は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により許容濃度を満足できない場合は、外気を取り入れる。中央制御室待避室における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定も中央制御室同様に行い、許容濃度を満足できない場合は、中央制御室待避室給・排気弁により調整及び管理を行う。 ・全交流動力電源喪失時に中央制御室の照明が使用できない場合は、可搬型蓄電池内蔵型照明により中央制御室の照明を確保し、チェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は、乾電池内蔵型照明により照明を確保する。 </td> </tr> </table>	1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等		方針目的	重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止に係る手順等を整備する。	対応手段等	<p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするため、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室換気空調系給排気隔離弁、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置等により中央制御室隣接区域からのインリークを防止し、環境に放出された放射性物質等による被ばくから運転員を防護するため中央制御室の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気空調系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等により通常運転モードから再循環運転モードに切り替わり、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護する。再循環運転モードが停止した場合や再循環運転モード運転中に中央制御室内放射線量が異常上昇した場合は、中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室の陽圧化を実施する。 ・炉心損傷時は、放射性物質等が環境に放出されるおそれがある格納容器圧力逃がし装置を使用する前に、中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室の陽圧化を実施し、中央制御室待避室陽圧化装置により中央制御室待避室の陽圧化を実施する。 ・全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室可搬型陽圧化空調機へ給電し、中央制御室の陽圧化を実施する。 ・中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転中等、中央制御室が隔離されている状態となった場合は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により許容濃度を満足できない場合は、外気を取り入れる。中央制御室待避室における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定も中央制御室同様に行い、許容濃度を満足できない場合は、中央制御室待避室給・排気弁により調整及び管理を行う。 ・全交流動力電源喪失時に中央制御室の照明が使用できない場合は、可搬型蓄電池内蔵型照明により中央制御室の照明を確保し、チェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は、乾電池内蔵型照明により照明を確保する。 	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（16/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1070 292 1794 320">1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1070 320 1122 403" style="width: 5%;">方針目的</td> <td data-bbox="1122 320 1794 403">重大事故等が発生した場合において、運転員等が中央制御室にとどまるために必要な設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止に係る手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1070 403 1122 1406" style="width: 5%;">対応手段等</td> <td data-bbox="1122 403 1794 1406"> <p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>中央制御室にとどまる運転員等の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするため、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室換気系フィルタ系ファン及び中央制御室待避室空気ポンベユニット等により、中央制御室の空気を清浄に保ち、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため中央制御室の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等により通常運転から閉回路循環運転に切り替わり、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護する。 ・炉心損傷時は、放射性物質が環境に放出されるおそれがある格納容器圧力逃がし装置を使用する前に、中央制御室換気系による閉回路循環運転を実施し、中央制御室待避室空気ポンベユニットにより中央制御室待避室の加圧を実施する。 ・全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室換気系へ給電し、中央制御室換気系の閉回路循環運転を実施する。 ・中央制御室換気系が閉回路循環運転で運転中等、中央制御室が隔離されている状態となった場合は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により許容濃度を満足できない場合は、外気を取り入れる。中央制御室待避室における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定も中央制御室同様に行い、許容濃度を満足できない場合は、中央制御室待避室空気ポンベユニットの空気供給差圧調整弁により調整及び管理を行う。 ・全交流動力電源喪失時に中央制御室の照明が使用できない場合は、可搬型照明（SA）により中央制御室の照明を確保し、チェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合も、可搬型照明（SA）により照明を確保する。 </td> </tr> </table>	1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等		方針目的	重大事故等が発生した場合において、運転員等が中央制御室にとどまるために必要な設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止に係る手順等を整備する。	対応手段等	<p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>中央制御室にとどまる運転員等の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするため、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室換気系フィルタ系ファン及び中央制御室待避室空気ポンベユニット等により、中央制御室の空気を清浄に保ち、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため中央制御室の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等により通常運転から閉回路循環運転に切り替わり、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護する。 ・炉心損傷時は、放射性物質が環境に放出されるおそれがある格納容器圧力逃がし装置を使用する前に、中央制御室換気系による閉回路循環運転を実施し、中央制御室待避室空気ポンベユニットにより中央制御室待避室の加圧を実施する。 ・全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室換気系へ給電し、中央制御室換気系の閉回路循環運転を実施する。 ・中央制御室換気系が閉回路循環運転で運転中等、中央制御室が隔離されている状態となった場合は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により許容濃度を満足できない場合は、外気を取り入れる。中央制御室待避室における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定も中央制御室同様に行い、許容濃度を満足できない場合は、中央制御室待避室空気ポンベユニットの空気供給差圧調整弁により調整及び管理を行う。 ・全交流動力電源喪失時に中央制御室の照明が使用できない場合は、可搬型照明（SA）により中央制御室の照明を確保し、チェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合も、可搬型照明（SA）により照明を確保する。 	
1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等														
方針目的	重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止に係る手順等を整備する。													
対応手段等	<p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするため、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室換気空調系給排気隔離弁、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置等により中央制御室隣接区域からのインリークを防止し、環境に放出された放射性物質等による被ばくから運転員を防護するため中央制御室の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気空調系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等により通常運転モードから再循環運転モードに切り替わり、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護する。再循環運転モードが停止した場合や再循環運転モード運転中に中央制御室内放射線量が異常上昇した場合は、中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室の陽圧化を実施する。 ・炉心損傷時は、放射性物質等が環境に放出されるおそれがある格納容器圧力逃がし装置を使用する前に、中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室の陽圧化を実施し、中央制御室待避室陽圧化装置により中央制御室待避室の陽圧化を実施する。 ・全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室可搬型陽圧化空調機へ給電し、中央制御室の陽圧化を実施する。 ・中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転中等、中央制御室が隔離されている状態となった場合は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により許容濃度を満足できない場合は、外気を取り入れる。中央制御室待避室における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定も中央制御室同様に行い、許容濃度を満足できない場合は、中央制御室待避室給・排気弁により調整及び管理を行う。 ・全交流動力電源喪失時に中央制御室の照明が使用できない場合は、可搬型蓄電池内蔵型照明により中央制御室の照明を確保し、チェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は、乾電池内蔵型照明により照明を確保する。 													
1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等														
方針目的	重大事故等が発生した場合において、運転員等が中央制御室にとどまるために必要な設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止に係る手順等を整備する。													
対応手段等	<p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>中央制御室にとどまる運転員等の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするため、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室換気系フィルタ系ファン及び中央制御室待避室空気ポンベユニット等により、中央制御室の空気を清浄に保ち、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため中央制御室の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等により通常運転から閉回路循環運転に切り替わり、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護する。 ・炉心損傷時は、放射性物質が環境に放出されるおそれがある格納容器圧力逃がし装置を使用する前に、中央制御室換気系による閉回路循環運転を実施し、中央制御室待避室空気ポンベユニットにより中央制御室待避室の加圧を実施する。 ・全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室換気系へ給電し、中央制御室換気系の閉回路循環運転を実施する。 ・中央制御室換気系が閉回路循環運転で運転中等、中央制御室が隔離されている状態となった場合は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により許容濃度を満足できない場合は、外気を取り入れる。中央制御室待避室における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定も中央制御室同様に行い、許容濃度を満足できない場合は、中央制御室待避室空気ポンベユニットの空気供給差圧調整弁により調整及び管理を行う。 ・全交流動力電源喪失時に中央制御室の照明が使用できない場合は、可搬型照明（SA）により中央制御室の照明を確保し、チェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合も、可搬型照明（SA）により照明を確保する。 													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																							
<table border="1"> <tr> <td data-bbox="165 256 219 437" rowspan="2">対応手段等</td> <td data-bbox="219 256 264 437">汚染の持ち込み防止</td> <td data-bbox="264 256 891 437">中央制御室へ汚染の持ち込みを防止するため、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング及び作業服への着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="219 437 264 683">運転員等の被ばく低減</td> <td data-bbox="264 437 891 683">非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持することにより、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域内に漏えいしてくる放射性物質が、原子炉建屋原子炉区域から直接環境へ放出されることを防止し、被ばくから運転員等を防護する。 全交流動力電源の喪失により非常用ガス処理系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用ガス処理系へ給電する。 原子炉建屋ブローアウトパネルが非常用ガス処理系起動時に開放状態となっている場合は、内部の負圧を確保するために閉止する。全交流動力電源が喪失し、炉心が健全であることを確認した場合は、現場で閉止操作を行う。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="165 683 219 858" rowspan="2">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="219 683 264 858">放射線管理</td> <td data-bbox="264 683 891 858">チェンジングエリア内では運転員等がモニタリングを行い、汚染が確認された場合は、チェンジングエリア内に設ける除染エリアにおいてウェットティッシュ等により除染を行う。除染による汚染水は、ウエスに染み込ませることで固体廃棄物として廃棄する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="219 858 264 863">電源確保</td> <td data-bbox="264 858 891 863">全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室換気空調系給排気隔離弁等へ給電する。</td> </tr> </table>	対応手段等	汚染の持ち込み防止	中央制御室へ汚染の持ち込みを防止するため、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング及び作業服への着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。	運転員等の被ばく低減	非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持することにより、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域内に漏えいしてくる放射性物質が、原子炉建屋原子炉区域から直接環境へ放出されることを防止し、被ばくから運転員等を防護する。 全交流動力電源の喪失により非常用ガス処理系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用ガス処理系へ給電する。 原子炉建屋ブローアウトパネルが非常用ガス処理系起動時に開放状態となっている場合は、内部の負圧を確保するために閉止する。全交流動力電源が喪失し、炉心が健全であることを確認した場合は、現場で閉止操作を行う。	配慮すべき事項	放射線管理	チェンジングエリア内では運転員等がモニタリングを行い、汚染が確認された場合は、チェンジングエリア内に設ける除染エリアにおいてウェットティッシュ等により除染を行う。除染による汚染水は、ウエスに染み込ませることで固体廃棄物として廃棄する。	電源確保	全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室換気空調系給排気隔離弁等へ給電する。	<table border="1"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1077 256 1789 293">1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1077 293 1128 480" rowspan="2">対応手段等</td> <td data-bbox="1128 293 1173 480">汚染の持ち込み防止</td> <td data-bbox="1173 293 1789 480">中央制御室へ汚染の持ち込みを防止するため、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング及び作業服への着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1128 480 1173 772">運転員等の被ばく低減</td> <td data-bbox="1173 480 1789 772">原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することにより、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が、原子炉建屋原子炉棟から直接環境へ放出されることを防止し、被ばくから運転員等を防護する。 全交流動力電源の喪失により原子炉建屋ガス処理系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて原子炉建屋ガス処理系へ給電する。 原子炉建屋外側ブローアウトパネルが原子炉建屋ガス処理系起動時に開放状態となっている場合は、内部の負圧を確保するために閉止する。全交流動力電源が喪失し、炉心が健全であることを確認した場合は、現場で閉止操作を行う。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1077 772 1128 995" rowspan="2">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1128 772 1173 995">放射線管理</td> <td data-bbox="1173 772 1789 995">チェンジングエリア内では運転員等がモニタリングを行い、汚染が確認された場合は、チェンジングエリア内に設ける除染エリアにおいてウェットティッシュ等により除染を行う。除染による汚染水は、ウエスに染み込ませることで固体廃棄物として廃棄する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1128 995 1173 1000">電源確保</td> <td data-bbox="1173 995 1789 1000">全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室換気系給気隔離弁、排気隔離弁及び排煙装置隔離弁等へ給電する。</td> </tr> </table>	1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等			対応手段等	汚染の持ち込み防止	中央制御室へ汚染の持ち込みを防止するため、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング及び作業服への着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。	運転員等の被ばく低減	原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することにより、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が、原子炉建屋原子炉棟から直接環境へ放出されることを防止し、被ばくから運転員等を防護する。 全交流動力電源の喪失により原子炉建屋ガス処理系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて原子炉建屋ガス処理系へ給電する。 原子炉建屋外側ブローアウトパネルが原子炉建屋ガス処理系起動時に開放状態となっている場合は、内部の負圧を確保するために閉止する。全交流動力電源が喪失し、炉心が健全であることを確認した場合は、現場で閉止操作を行う。	配慮すべき事項	放射線管理	チェンジングエリア内では運転員等がモニタリングを行い、汚染が確認された場合は、チェンジングエリア内に設ける除染エリアにおいてウェットティッシュ等により除染を行う。除染による汚染水は、ウエスに染み込ませることで固体廃棄物として廃棄する。	電源確保	全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室換気系給気隔離弁、排気隔離弁及び排煙装置隔離弁等へ給電する。	
対応手段等		汚染の持ち込み防止	中央制御室へ汚染の持ち込みを防止するため、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング及び作業服への着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。																						
	運転員等の被ばく低減	非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持することにより、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域内に漏えいしてくる放射性物質が、原子炉建屋原子炉区域から直接環境へ放出されることを防止し、被ばくから運転員等を防護する。 全交流動力電源の喪失により非常用ガス処理系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用ガス処理系へ給電する。 原子炉建屋ブローアウトパネルが非常用ガス処理系起動時に開放状態となっている場合は、内部の負圧を確保するために閉止する。全交流動力電源が喪失し、炉心が健全であることを確認した場合は、現場で閉止操作を行う。																							
配慮すべき事項	放射線管理	チェンジングエリア内では運転員等がモニタリングを行い、汚染が確認された場合は、チェンジングエリア内に設ける除染エリアにおいてウェットティッシュ等により除染を行う。除染による汚染水は、ウエスに染み込ませることで固体廃棄物として廃棄する。																							
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室換気空調系給排気隔離弁等へ給電する。																							
1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等																									
対応手段等	汚染の持ち込み防止	中央制御室へ汚染の持ち込みを防止するため、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング及び作業服への着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。																							
	運転員等の被ばく低減	原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することにより、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が、原子炉建屋原子炉棟から直接環境へ放出されることを防止し、被ばくから運転員等を防護する。 全交流動力電源の喪失により原子炉建屋ガス処理系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて原子炉建屋ガス処理系へ給電する。 原子炉建屋外側ブローアウトパネルが原子炉建屋ガス処理系起動時に開放状態となっている場合は、内部の負圧を確保するために閉止する。全交流動力電源が喪失し、炉心が健全であることを確認した場合は、現場で閉止操作を行う。																							
配慮すべき事項	放射線管理	チェンジングエリア内では運転員等がモニタリングを行い、汚染が確認された場合は、チェンジングエリア内に設ける除染エリアにおいてウェットティッシュ等により除染を行う。除染による汚染水は、ウエスに染み込ませることで固体廃棄物として廃棄する。																							
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室換気系給気隔離弁、排気隔離弁及び排煙装置隔離弁等へ給電する。																							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考												
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（17/19）</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="168 288 884 316">1.17 監視測定等に関する手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="168 316 212 475">方針目的</td> <td data-bbox="212 316 884 475"> <p>重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="168 475 212 1305">対応手段等</td> <td data-bbox="212 475 884 1305"> <p>発電所及びその周辺における放射線量は、通常時からモニタリング・ポストを用いて連続測定しているが、放射線量の測定機能が喪失した場合は、可搬型モニタリングポストを用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング・ポストが設置されていない海側等に可搬型モニタリングポストを配置し、放射線量を測定する。さらに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化の判断のため、5号炉原子炉建屋付近に可搬型モニタリングポストを配置し、放射線量を測定する。</p> <p>発電所及びその周辺における空気中の放射性物質の濃度は、放射能観測車を用いて測定するが、空気中の放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合は、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）等を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量は、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所の周辺海域は、小型船舶（海上モニタリング用）を用いて海上モニタリングを行う。</p> <p>風向、風速その他</p> <p>発電所における風向、風速その他の気象条件は、通常時から気象観測設備を用いて連続測定しているが、それらの測定機能が喪失した場合は、可搬型気象観測装置を用いて測定し、及びその結果を記録する。</p> <p>測定頻度</p> <p>可搬型モニタリングポストを用いた放射線量の測定は、連続測定とする。</p> <p>放射性物質の濃度の測定（空気中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1回/日以上とするが、発電用原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。</p> <p>風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。</p> </td> </tr> </table>	1.17 監視測定等に関する手順等		方針目的	<p>重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。</p>	対応手段等	<p>発電所及びその周辺における放射線量は、通常時からモニタリング・ポストを用いて連続測定しているが、放射線量の測定機能が喪失した場合は、可搬型モニタリングポストを用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング・ポストが設置されていない海側等に可搬型モニタリングポストを配置し、放射線量を測定する。さらに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化の判断のため、5号炉原子炉建屋付近に可搬型モニタリングポストを配置し、放射線量を測定する。</p> <p>発電所及びその周辺における空気中の放射性物質の濃度は、放射能観測車を用いて測定するが、空気中の放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合は、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）等を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量は、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所の周辺海域は、小型船舶（海上モニタリング用）を用いて海上モニタリングを行う。</p> <p>風向、風速その他</p> <p>発電所における風向、風速その他の気象条件は、通常時から気象観測設備を用いて連続測定しているが、それらの測定機能が喪失した場合は、可搬型気象観測装置を用いて測定し、及びその結果を記録する。</p> <p>測定頻度</p> <p>可搬型モニタリングポストを用いた放射線量の測定は、連続測定とする。</p> <p>放射性物質の濃度の測定（空気中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1回/日以上とするが、発電用原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。</p> <p>風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。</p>	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（17/19）</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1072 288 1798 316">1.17 監視測定等に関する手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1072 316 1117 475">方針目的</td> <td data-bbox="1117 316 1798 475"> <p>重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1072 475 1117 1305">対応手段等</td> <td data-bbox="1117 475 1798 1305"> <p>発電所及びその周辺における放射線量は、通常時からモニタリング・ポストを用いて連続測定しているが、放射線量の測定機能が喪失した場合は、可搬型モニタリング・ポストを用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング・ポストが設置されていない海側等に可搬型モニタリング・ポストを設置し、放射線量を測定する。さらに、緊急時対策所の正圧化の判断のため、緊急時対策所付近に可搬型モニタリング・ポストを設置し、放射線量を測定する。</p> <p>発電所及びその周辺における空気中の放射性物質の濃度は、放射能観測車を用いて測定するが、空気中の放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合は、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ及びZnSシンチレーションサーベイメータ）等を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>重大事故等時に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量は、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ及びZnSシンチレーションサーベイメータ）及び電離箱サーベイメータを用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所の周辺海域は、小型船舶を用いて海上モニタリングを行う。</p> <p>風向、風速その他</p> <p>発電所における風向、風速その他の気象条件は、通常時から気象観測設備を用いて連続測定しているが、それらの測定機能が喪失した場合は、可搬型気象観測設備を用いて測定し、及びその結果を記録する。</p> <p>測定頻度</p> <p>可搬型モニタリング・ポストを用いた放射線量の測定は、連続測定とする。</p> <p>放射性物質濃度の測定（空気中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1回/日以上とするが、発電用原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。</p> <p>風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。</p> </td> </tr> </table>	1.17 監視測定等に関する手順等		方針目的	<p>重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。</p>	対応手段等	<p>発電所及びその周辺における放射線量は、通常時からモニタリング・ポストを用いて連続測定しているが、放射線量の測定機能が喪失した場合は、可搬型モニタリング・ポストを用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング・ポストが設置されていない海側等に可搬型モニタリング・ポストを設置し、放射線量を測定する。さらに、緊急時対策所の正圧化の判断のため、緊急時対策所付近に可搬型モニタリング・ポストを設置し、放射線量を測定する。</p> <p>発電所及びその周辺における空気中の放射性物質の濃度は、放射能観測車を用いて測定するが、空気中の放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合は、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ及びZnSシンチレーションサーベイメータ）等を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>重大事故等時に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量は、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ及びZnSシンチレーションサーベイメータ）及び電離箱サーベイメータを用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所の周辺海域は、小型船舶を用いて海上モニタリングを行う。</p> <p>風向、風速その他</p> <p>発電所における風向、風速その他の気象条件は、通常時から気象観測設備を用いて連続測定しているが、それらの測定機能が喪失した場合は、可搬型気象観測設備を用いて測定し、及びその結果を記録する。</p> <p>測定頻度</p> <p>可搬型モニタリング・ポストを用いた放射線量の測定は、連続測定とする。</p> <p>放射性物質濃度の測定（空気中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1回/日以上とするが、発電用原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。</p> <p>風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。</p>	
1.17 監視測定等に関する手順等														
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。</p>													
対応手段等	<p>発電所及びその周辺における放射線量は、通常時からモニタリング・ポストを用いて連続測定しているが、放射線量の測定機能が喪失した場合は、可搬型モニタリングポストを用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング・ポストが設置されていない海側等に可搬型モニタリングポストを配置し、放射線量を測定する。さらに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化の判断のため、5号炉原子炉建屋付近に可搬型モニタリングポストを配置し、放射線量を測定する。</p> <p>発電所及びその周辺における空気中の放射性物質の濃度は、放射能観測車を用いて測定するが、空気中の放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合は、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）等を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量は、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所の周辺海域は、小型船舶（海上モニタリング用）を用いて海上モニタリングを行う。</p> <p>風向、風速その他</p> <p>発電所における風向、風速その他の気象条件は、通常時から気象観測設備を用いて連続測定しているが、それらの測定機能が喪失した場合は、可搬型気象観測装置を用いて測定し、及びその結果を記録する。</p> <p>測定頻度</p> <p>可搬型モニタリングポストを用いた放射線量の測定は、連続測定とする。</p> <p>放射性物質の濃度の測定（空気中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1回/日以上とするが、発電用原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。</p> <p>風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。</p>													
1.17 監視測定等に関する手順等														
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。</p>													
対応手段等	<p>発電所及びその周辺における放射線量は、通常時からモニタリング・ポストを用いて連続測定しているが、放射線量の測定機能が喪失した場合は、可搬型モニタリング・ポストを用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング・ポストが設置されていない海側等に可搬型モニタリング・ポストを設置し、放射線量を測定する。さらに、緊急時対策所の正圧化の判断のため、緊急時対策所付近に可搬型モニタリング・ポストを設置し、放射線量を測定する。</p> <p>発電所及びその周辺における空気中の放射性物質の濃度は、放射能観測車を用いて測定するが、空気中の放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合は、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ及びZnSシンチレーションサーベイメータ）等を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>重大事故等時に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量は、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ及びZnSシンチレーションサーベイメータ）及び電離箱サーベイメータを用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所の周辺海域は、小型船舶を用いて海上モニタリングを行う。</p> <p>風向、風速その他</p> <p>発電所における風向、風速その他の気象条件は、通常時から気象観測設備を用いて連続測定しているが、それらの測定機能が喪失した場合は、可搬型気象観測設備を用いて測定し、及びその結果を記録する。</p> <p>測定頻度</p> <p>可搬型モニタリング・ポストを用いた放射線量の測定は、連続測定とする。</p> <p>放射性物質濃度の測定（空気中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1回/日以上とするが、発電用原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。</p> <p>風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。</p>													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考															
<table border="1" data-bbox="165 260 891 887"> <tr> <td data-bbox="165 260 215 887" rowspan="3">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="215 260 271 596">バックグラウンド低減対策</td> <td data-bbox="271 260 891 596"> <p>周辺汚染によりモニタリング・ポストを用いて測定できなくなることを避けるため、モニタリング・ポストの検出器保護カバーを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。同様に可搬型モニタリングポストを用いて測定できなくなることを避けるため、可搬型モニタリングポストの養生シートを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。また、必要に応じて除草、周辺の土壌撤去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。</p> <p>周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドレベルが上昇し、可搬型放射線計測器が測定不能となるおそれがある場合は、可搬型放射線計測器の検出器を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。ただし、可搬型放射線計測器の検出器を遮蔽材で囲んだ場合においても可搬型放射線計測器が測定不能となるおそれがある場合は、バックグラウンドレベルが低い場所へ移動して、放射性物質の濃度を測定する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="215 596 271 735">他の機関との連携</td> <td data-bbox="271 596 891 735"> <p>敷地外でのモニタリングは、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="215 735 271 887">電源確保</td> <td data-bbox="271 735 891 887"> <p>常用所内電源喪失によりモニタリング・ポストの機能が喪失した場合は、自主対策設備である無停電電源装置が自動でモニタリング・ポストへ給電し、その間にモニタリング・ポスト用発電機による給電の操作を実施する。モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態でモニタリング・ポスト用発電機から給電した場合、切替え操作を行うことで放射線量の連続測定を開始する。</p> </td> </tr> </table>	配慮すべき事項	バックグラウンド低減対策	<p>周辺汚染によりモニタリング・ポストを用いて測定できなくなることを避けるため、モニタリング・ポストの検出器保護カバーを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。同様に可搬型モニタリングポストを用いて測定できなくなることを避けるため、可搬型モニタリングポストの養生シートを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。また、必要に応じて除草、周辺の土壌撤去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。</p> <p>周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドレベルが上昇し、可搬型放射線計測器が測定不能となるおそれがある場合は、可搬型放射線計測器の検出器を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。ただし、可搬型放射線計測器の検出器を遮蔽材で囲んだ場合においても可搬型放射線計測器が測定不能となるおそれがある場合は、バックグラウンドレベルが低い場所へ移動して、放射性物質の濃度を測定する。</p>	他の機関との連携	<p>敷地外でのモニタリングは、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。</p>	電源確保	<p>常用所内電源喪失によりモニタリング・ポストの機能が喪失した場合は、自主対策設備である無停電電源装置が自動でモニタリング・ポストへ給電し、その間にモニタリング・ポスト用発電機による給電の操作を実施する。モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態でモニタリング・ポスト用発電機から給電した場合、切替え操作を行うことで放射線量の連続測定を開始する。</p>	<p>1.17 監視測定等に関する手順等</p> <table border="1" data-bbox="1070 260 1800 1029"> <tr> <td data-bbox="1070 260 1122 699" rowspan="2">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1122 260 1178 699">バックグラウンド低減対策</td> <td data-bbox="1178 260 1800 699"> <p>周辺汚染によりモニタリング・ポストを用いて測定できなくなることを避けるため、モニタリング・ポストの検出器保護カバーを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。同様に可搬型モニタリング・ポストを用いて測定できなくなることを避けるため、可搬型モニタリング・ポストの養生シートを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。また、必要に応じて除草、周辺の土壌撤去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。</p> <p>周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドレベルが上昇し、可搬型放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合は、可搬型放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。ただし、可搬型放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲んだ場合においても可搬型放射能測定装置が測定不能となる場合は、バックグラウンドレベルが低い場所へ移動して、放射性物質の濃度を測定する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1122 699 1178 863">他の機関との連携</td> <td data-bbox="1178 699 1800 863"> <p>敷地外でのモニタリングは、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1070 863 1122 1029">電源確保</td> <td data-bbox="1122 863 1178 1029"></td> <td data-bbox="1178 863 1800 1029"> <p>非常用交流電源設備からの給電の喪失によりモニタリング・ポストの機能が喪失した場合は、自主対策設備である無停電電源装置が自動でモニタリング・ポストへ給電し、その間に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による給電の操作を実施する。モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態で代替電源設備から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。</p> </td> </tr> </table>	配慮すべき事項	バックグラウンド低減対策	<p>周辺汚染によりモニタリング・ポストを用いて測定できなくなることを避けるため、モニタリング・ポストの検出器保護カバーを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。同様に可搬型モニタリング・ポストを用いて測定できなくなることを避けるため、可搬型モニタリング・ポストの養生シートを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。また、必要に応じて除草、周辺の土壌撤去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。</p> <p>周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドレベルが上昇し、可搬型放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合は、可搬型放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。ただし、可搬型放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲んだ場合においても可搬型放射能測定装置が測定不能となる場合は、バックグラウンドレベルが低い場所へ移動して、放射性物質の濃度を測定する。</p>	他の機関との連携	<p>敷地外でのモニタリングは、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。</p>	電源確保		<p>非常用交流電源設備からの給電の喪失によりモニタリング・ポストの機能が喪失した場合は、自主対策設備である無停電電源装置が自動でモニタリング・ポストへ給電し、その間に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による給電の操作を実施する。モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態で代替電源設備から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。</p>	
配慮すべき事項		バックグラウンド低減対策	<p>周辺汚染によりモニタリング・ポストを用いて測定できなくなることを避けるため、モニタリング・ポストの検出器保護カバーを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。同様に可搬型モニタリングポストを用いて測定できなくなることを避けるため、可搬型モニタリングポストの養生シートを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。また、必要に応じて除草、周辺の土壌撤去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。</p> <p>周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドレベルが上昇し、可搬型放射線計測器が測定不能となるおそれがある場合は、可搬型放射線計測器の検出器を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。ただし、可搬型放射線計測器の検出器を遮蔽材で囲んだ場合においても可搬型放射線計測器が測定不能となるおそれがある場合は、バックグラウンドレベルが低い場所へ移動して、放射性物質の濃度を測定する。</p>														
		他の機関との連携	<p>敷地外でのモニタリングは、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。</p>														
	電源確保	<p>常用所内電源喪失によりモニタリング・ポストの機能が喪失した場合は、自主対策設備である無停電電源装置が自動でモニタリング・ポストへ給電し、その間にモニタリング・ポスト用発電機による給電の操作を実施する。モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態でモニタリング・ポスト用発電機から給電した場合、切替え操作を行うことで放射線量の連続測定を開始する。</p>															
配慮すべき事項	バックグラウンド低減対策	<p>周辺汚染によりモニタリング・ポストを用いて測定できなくなることを避けるため、モニタリング・ポストの検出器保護カバーを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。同様に可搬型モニタリング・ポストを用いて測定できなくなることを避けるため、可搬型モニタリング・ポストの養生シートを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。また、必要に応じて除草、周辺の土壌撤去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。</p> <p>周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドレベルが上昇し、可搬型放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合は、可搬型放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。ただし、可搬型放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲んだ場合においても可搬型放射能測定装置が測定不能となる場合は、バックグラウンドレベルが低い場所へ移動して、放射性物質の濃度を測定する。</p>															
	他の機関との連携	<p>敷地外でのモニタリングは、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。</p>															
電源確保		<p>非常用交流電源設備からの給電の喪失によりモニタリング・ポストの機能が喪失した場合は、自主対策設備である無停電電源装置が自動でモニタリング・ポストへ給電し、その間に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による給電の操作を実施する。モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態で代替電源設備から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。</p>															

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（18/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="168 311 884 343">1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順書等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="168 343 212 518" style="text-align: center; vertical-align: middle;">方針目的</td> <td data-bbox="212 343 884 518"> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替交流電源設備からの給電に関する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="168 518 212 1125" style="text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td data-bbox="212 518 884 1125"> <p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所を立ち上げる場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所の可搬型陽圧化空調機を起動するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を用いて給電し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型陽圧化空調機を起動する。 ・原子力災害特別措置法第10条事象が発生した場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。 ・格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）を用いて加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する。その後、発電所敷地内に設置する可搬型モニタリングポスト等の指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減少したと判断した場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型陽圧化空調機へ切り替える。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="168 1125 212 1380" style="text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td data-bbox="212 1125 884 1380"> <p style="text-align: center;">必要な指示及び通信連絡</p> <p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等は、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を用いて必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに重大事故等に対処するための対策の検討を行う。</p> <p>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に整備する。当該資料は、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。</p> </td> </tr> </table>	1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順書等		方針目的	<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替交流電源設備からの給電に関する手順等を整備する。</p>	対応手段等	<p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所を立ち上げる場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所の可搬型陽圧化空調機を起動するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を用いて給電し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型陽圧化空調機を起動する。 ・原子力災害特別措置法第10条事象が発生した場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。 ・格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）を用いて加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する。その後、発電所敷地内に設置する可搬型モニタリングポスト等の指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減少したと判断した場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型陽圧化空調機へ切り替える。 	対応手段等	<p style="text-align: center;">必要な指示及び通信連絡</p> <p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等は、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を用いて必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに重大事故等に対処するための対策の検討を行う。</p> <p>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に整備する。当該資料は、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。</p>	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（18/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1075 303 1792 335">1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順書等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1075 335 1120 526" style="text-align: center; vertical-align: middle;">方針目的</td> <td data-bbox="1120 335 1792 526"> <p>緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡を行う必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替交流電源設備からの給電に関する手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1075 526 1120 1093" style="text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td data-bbox="1120 526 1792 1093"> <p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等時に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所を立ち上げる場合は、緊急時対策所の非常用換気設備を起動するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。 常用電源設備喪失時は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を用いて給電し、緊急時対策所用非常用換気設備を起動する。 ・原子力災害特別措置法第10条事象が発生した場合、緊急時対策所に緊急時対策所エリアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。 ・格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は、緊急時対策所において、緊急時対策所加圧設備を用いて加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する。その後、発電所敷地内に設置する可搬型モニタリング・ポスト等の指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減少したと判断した場合は、緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備へ切り替える。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1075 1093 1120 1388" style="text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td data-bbox="1120 1093 1792 1388"> <p style="text-align: center;">必要な情報の把握及び通信連絡</p> <p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等は、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を用いて必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに重大事故等に対処するための対策の検討を行う。</p> <p>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に整備する。当該資料は、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。</p> <p>緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。</p> </td> </tr> </table>	1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順書等		方針目的	<p>緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡を行う必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替交流電源設備からの給電に関する手順等を整備する。</p>	対応手段等	<p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等時に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所を立ち上げる場合は、緊急時対策所の非常用換気設備を起動するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。 常用電源設備喪失時は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を用いて給電し、緊急時対策所用非常用換気設備を起動する。 ・原子力災害特別措置法第10条事象が発生した場合、緊急時対策所に緊急時対策所エリアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。 ・格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は、緊急時対策所において、緊急時対策所加圧設備を用いて加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する。その後、発電所敷地内に設置する可搬型モニタリング・ポスト等の指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減少したと判断した場合は、緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備へ切り替える。 	対応手段等	<p style="text-align: center;">必要な情報の把握及び通信連絡</p> <p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等は、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を用いて必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに重大事故等に対処するための対策の検討を行う。</p> <p>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に整備する。当該資料は、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。</p> <p>緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。</p>	
1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順書等																		
方針目的	<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替交流電源設備からの給電に関する手順等を整備する。</p>																	
対応手段等	<p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所を立ち上げる場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所の可搬型陽圧化空調機を起動するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を用いて給電し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型陽圧化空調機を起動する。 ・原子力災害特別措置法第10条事象が発生した場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。 ・格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）を用いて加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する。その後、発電所敷地内に設置する可搬型モニタリングポスト等の指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減少したと判断した場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型陽圧化空調機へ切り替える。 																	
対応手段等	<p style="text-align: center;">必要な指示及び通信連絡</p> <p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等は、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を用いて必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに重大事故等に対処するための対策の検討を行う。</p> <p>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に整備する。当該資料は、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。</p>																	
1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順書等																		
方針目的	<p>緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡を行う必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替交流電源設備からの給電に関する手順等を整備する。</p>																	
対応手段等	<p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等時に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所を立ち上げる場合は、緊急時対策所の非常用換気設備を起動するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。 常用電源設備喪失時は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を用いて給電し、緊急時対策所用非常用換気設備を起動する。 ・原子力災害特別措置法第10条事象が発生した場合、緊急時対策所に緊急時対策所エリアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。 ・格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は、緊急時対策所において、緊急時対策所加圧設備を用いて加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する。その後、発電所敷地内に設置する可搬型モニタリング・ポスト等の指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減少したと判断した場合は、緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備へ切り替える。 																	
対応手段等	<p style="text-align: center;">必要な情報の把握及び通信連絡</p> <p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等は、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を用いて必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに重大事故等に対処するための対策の検討を行う。</p> <p>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に整備する。当該資料は、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。</p> <p>緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。</p>																	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二	備考
対応手段等	必要な数の要員の収容	<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な放射線管理を行うための資機材、飲料水、食料等を整備し、維持、管理するとともに、放射線管理等の運用を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> 7日間外部からの支援がなくとも緊急時対策要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服、個人線量計、全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等時には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行う。 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生したと判断した後、事象進展の状況、参集済みの要員数及び作業の優先順位を考慮して、上記資機材を用いて、モニタリング及び汚染防護服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。 少なくとも外部からの支援なしに7日間活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。 	
	代替電源設備からの給電	<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な負荷は、5号炉の共通用高圧母線、及び6号炉若しくは7号炉の非常用高圧母線より受電されるが、当該母線より受電できない場合は、可搬型代替交流電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を用いて給電する。</p>	
	配置	<p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。</p>	
配慮すべき事項	放射線管理	<p>除染は、ウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが、拭き取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。</p> <p>運転中の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機が故障する等、切替えが必要となった場合は、待機側への切替えを行う。</p> <p>使用済の可搬型陽圧化空調機のフィルタ部分は非常に高線量になるため、フィルタ交換や使用済空調機を移動することによる被ばくを避けるため、放射線量が減衰して下がるまで、適切な遮蔽が設置されているその場所で一時保管する。</p>	
	配置	<p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。</p>	
		<p>1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等</p> <p>緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な放射線管理を行うための資機材、飲料水、食料等を整備し、維持、管理するとともに、放射線管理等の運用を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> 7日間外部からの支援がなくとも災害対策要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服、個人線量計、全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等時には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行う。 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生したと判断した後、事象進展の状況、参集済みの要員数及び作業の優先順位を考慮して、上記資機材を用いて、モニタリング及び汚染防護服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。 少なくとも外部からの支援なしに7日間活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。 <p>緊急時対策所の必要な負荷は、常用電源設備より受電されるが、当該電源より受電できない場合は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を用いて給電する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考													
<table border="1" data-bbox="170 256 891 515"> <tr> <td data-bbox="170 256 219 363" rowspan="2">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="219 256 264 363">電源確保</td> <td data-bbox="264 256 891 363">全交流動力電源喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備へ給電する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="219 363 264 515">燃料補給</td> <td data-bbox="264 363 891 515">5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の運転開始後、負荷運転時における燃料給油手順着手時間に達した場合は、軽油タンクからタンクローリ（4kL）へ補給した燃料を当該設備に給油する。 なお、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として、6号炉軽油タンク及び7号炉軽油タンク（合計2,040kL）を管理する。</td> </tr> </table>	配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備へ給電する。	燃料補給	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の運転開始後、負荷運転時における燃料給油手順着手時間に達した場合は、軽油タンクからタンクローリ（4kL）へ補給した燃料を当該設備に給油する。 なお、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として、6号炉軽油タンク及び7号炉軽油タンク（合計2,040kL）を管理する。	<table border="1" data-bbox="1075 256 1796 719"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1075 256 1796 292">1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1075 292 1126 592" rowspan="2">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1126 292 1178 592">放射線管理</td> <td data-bbox="1178 292 1796 592"> <p>除染は、ウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが、拭き取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。</p> <p>運転中の緊急時対策所非常用換気設備が故障する等、切替えが必要となった場合は、待機側への切替えを行う。</p> <p>緊急時対策所非常用換気設備の緊急時対策所用フィルタ装置は使用することにより非常に高線量になるため、適切な遮蔽が設置されている緊急時対策所建屋内に設置する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1126 592 1178 719">電源確保</td> <td data-bbox="1178 592 1796 719"> <p>常用電源設備喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備へ給電する。</p> </td> </tr> </table>	1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等			配慮すべき事項	放射線管理	<p>除染は、ウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが、拭き取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。</p> <p>運転中の緊急時対策所非常用換気設備が故障する等、切替えが必要となった場合は、待機側への切替えを行う。</p> <p>緊急時対策所非常用換気設備の緊急時対策所用フィルタ装置は使用することにより非常に高線量になるため、適切な遮蔽が設置されている緊急時対策所建屋内に設置する。</p>	電源確保	<p>常用電源設備喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備へ給電する。</p>	
配慮すべき事項		電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備へ給電する。												
	燃料補給	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の運転開始後、負荷運転時における燃料給油手順着手時間に達した場合は、軽油タンクからタンクローリ（4kL）へ補給した燃料を当該設備に給油する。 なお、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として、6号炉軽油タンク及び7号炉軽油タンク（合計2,040kL）を管理する。													
1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等															
配慮すべき事項	放射線管理	<p>除染は、ウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが、拭き取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。</p> <p>運転中の緊急時対策所非常用換気設備が故障する等、切替えが必要となった場合は、待機側への切替えを行う。</p> <p>緊急時対策所非常用換気設備の緊急時対策所用フィルタ装置は使用することにより非常に高線量になるため、適切な遮蔽が設置されている緊急時対策所建屋内に設置する。</p>													
	電源確保	<p>常用電源設備喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備へ給電する。</p>													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考												
<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（19/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">1.19 通信連絡に関する手順等</td> </tr> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">方針目的</td> <td>重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備（発電所内）、発電所外（社内外）との通信連絡設備（発電所外）により通信連絡を行う手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td> <p>運転員及び緊急時対策要員が、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との間で相互に通信連絡を行う場合は、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン等を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</p> <p>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等は、可搬型の計測器を用いて炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合は、以下の手段により実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場（屋内）と中央制御室との連絡には、携帯型音声呼出電話設備等を使用する。 ・現場（屋外）と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、無線連絡設備等を使用する。 ・中央制御室と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備、無線連絡設備等を使用する。 ・中央制御室待避室と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備及び無線連絡設備を使用する。 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との連絡には、携帯型音声呼出電話設備等を使用する。 ・放射能観測車と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備を使用する。 </td> </tr> </table>	1.19 通信連絡に関する手順等		方針目的	重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備（発電所内）、発電所外（社内外）との通信連絡設備（発電所外）により通信連絡を行う手順等を整備する。	対応手段等	<p>運転員及び緊急時対策要員が、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との間で相互に通信連絡を行う場合は、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン等を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</p> <p>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等は、可搬型の計測器を用いて炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合は、以下の手段により実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場（屋内）と中央制御室との連絡には、携帯型音声呼出電話設備等を使用する。 ・現場（屋外）と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、無線連絡設備等を使用する。 ・中央制御室と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備、無線連絡設備等を使用する。 ・中央制御室待避室と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備及び無線連絡設備を使用する。 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との連絡には、携帯型音声呼出電話設備等を使用する。 ・放射能観測車と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備を使用する。 	<p style="text-align: center;">第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（19/19）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">1.19 通信連絡に関する手順等</td> </tr> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">方針目的</td> <td>重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備（発電所内）、発電所外（社内外）との通信連絡設備（発電所外）により通信連絡を行う手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center; vertical-align: middle;">対応手段等</td> <td> <p>災害対策要員が、中央制御室、屋内外の現場及び緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行う場合は、衛星電話設備、無線連絡設備及び携行型有線通話装置等を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</p> <p>また、緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等は、可搬型の計測器を用いて炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合は、以下の手順により実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場（屋内）と中央制御室との連絡には、携行型有線通話装置等を使用する。 ・現場（屋外）と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備等を使用する。 ・中央制御室と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備等を使用する。 ・現場（屋外）間の連絡には、無線連絡設備等を使用する。 ・緊急時対策所内での連絡には、携行型有線通話装置等を使用する。 ・放射能観測車と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備等を使用する。 </td> </tr> </table>	1.19 通信連絡に関する手順等		方針目的	重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備（発電所内）、発電所外（社内外）との通信連絡設備（発電所外）により通信連絡を行う手順等を整備する。	対応手段等	<p>災害対策要員が、中央制御室、屋内外の現場及び緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行う場合は、衛星電話設備、無線連絡設備及び携行型有線通話装置等を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</p> <p>また、緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等は、可搬型の計測器を用いて炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合は、以下の手順により実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場（屋内）と中央制御室との連絡には、携行型有線通話装置等を使用する。 ・現場（屋外）と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備等を使用する。 ・中央制御室と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備等を使用する。 ・現場（屋外）間の連絡には、無線連絡設備等を使用する。 ・緊急時対策所内での連絡には、携行型有線通話装置等を使用する。 ・放射能観測車と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備等を使用する。 	
1.19 通信連絡に関する手順等														
方針目的	重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備（発電所内）、発電所外（社内外）との通信連絡設備（発電所外）により通信連絡を行う手順等を整備する。													
対応手段等	<p>運転員及び緊急時対策要員が、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との間で相互に通信連絡を行う場合は、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン等を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</p> <p>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等は、可搬型の計測器を用いて炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合は、以下の手段により実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場（屋内）と中央制御室との連絡には、携帯型音声呼出電話設備等を使用する。 ・現場（屋外）と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、無線連絡設備等を使用する。 ・中央制御室と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備、無線連絡設備等を使用する。 ・中央制御室待避室と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備及び無線連絡設備を使用する。 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との連絡には、携帯型音声呼出電話設備等を使用する。 ・放射能観測車と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備を使用する。 													
1.19 通信連絡に関する手順等														
方針目的	重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備（発電所内）、発電所外（社内外）との通信連絡設備（発電所外）により通信連絡を行う手順等を整備する。													
対応手段等	<p>災害対策要員が、中央制御室、屋内外の現場及び緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行う場合は、衛星電話設備、無線連絡設備及び携行型有線通話装置等を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</p> <p>また、緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等は、可搬型の計測器を用いて炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合は、以下の手順により実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場（屋内）と中央制御室との連絡には、携行型有線通話装置等を使用する。 ・現場（屋外）と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備等を使用する。 ・中央制御室と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備等を使用する。 ・現場（屋外）間の連絡には、無線連絡設備等を使用する。 ・緊急時対策所内での連絡には、携行型有線通話装置等を使用する。 ・放射能観測車と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備等を使用する。 													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）			東海第二	備考	
対応手段等	発電所外（社内外）との通信連絡	<p>緊急時対策要員が、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と本社、国、自治体、その他関係機関等及び所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</p> <p>国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、データ伝送設備を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等、可搬型の計測器を用いて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合は、以下の手段により実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と本社、自治体、その他関係機関等との連絡には、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を使用する。 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と国との連絡には、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する。 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と所外関係箇所（社内向）との連絡には、衛星電話設備を使用する。 	1.19 通信連絡に関する手順等		
	配慮すべき事項	<p>重事故時の対応手段の選択</p> <p>発電所内の通信連絡</p> <p>運転員及び緊急時対策要員が、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との間で操作・作業等の通信連絡を行う場合は、通常、屋内外で使用が可能である送受話器（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び5号炉屋外緊急連絡用インターフォンを使用する。</p> <p>なお、特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合も同様である。</p>			<p>発電所外（社内外）との通信連絡</p> <p>災害対策要員が、中央制御室及び緊急時対策所と本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</p> <p>国の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、データ伝送設備を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等は、可搬型の計測器を用いて炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合は、以下の手順により実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室と本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等との連絡には、衛星電話設備等を使用する。 緊急時対策所と本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等との連絡には、衛星電話設備等及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を使用する。
	配慮すべき事項	<p>重事故時の対応手段の選択</p> <p>発電所外（社内外）との通信連絡</p> <p>緊急時対策要員が、本社との間で通信連絡を行う場合は、通常、テレビ会議システム及び衛星電話設備（社内向）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する。</p> <p>緊急時対策要員が、国との間で通信連絡を行う場合は、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備又は衛星電話設備を使用する。</p> <p>緊急時対策要員が、自治体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、通常、専用電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備又は衛星電話設備を使用する。</p> <p>緊急時対策要員が、所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は、衛星電話設備を使用する。</p> <p>なお、特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外の必要な場所で共有する場合も同様である。</p>			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考										
<table border="1" data-bbox="163 268 884 430"> <tr> <td data-bbox="163 268 212 430">電源確保</td> <td data-bbox="212 268 884 430">全交流動力電源喪失時は、代替電源設備を用いて、衛星電話設備（常設）、無線連絡設備（常設）、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電する。</td> </tr> </table>	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備を用いて、衛星電話設備（常設）、無線連絡設備（常設）、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電する。	<table border="1" data-bbox="1077 261 1798 1326"> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1077 261 1798 296">1.19 通信連絡に関する手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1077 296 1128 1326" rowspan="2">配慮すべき事項</td> <td data-bbox="1128 296 1180 1185">重大事故等時の対応手段の選択</td> <td data-bbox="1180 296 1798 1185"> <p>発電所外（社内外）との通信連絡</p> <p>中央制御室の災害対策要員が、本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の災害対策要員が、本店（東京）との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）及びテレビ会議システム（社内）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の災害対策要員が、国との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の災害対策要員が、地方公共団体との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の災害対策要員が、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。</p> <p>なお、特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合も同様である。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1128 1185 1180 1326">電源確保</td> <td data-bbox="1180 1185 1798 1326">全交流動力電源喪失時は、代替電源設備を用いて、衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電する。</td> </tr> </table>	1.19 通信連絡に関する手順等			配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>発電所外（社内外）との通信連絡</p> <p>中央制御室の災害対策要員が、本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の災害対策要員が、本店（東京）との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）及びテレビ会議システム（社内）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の災害対策要員が、国との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の災害対策要員が、地方公共団体との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の災害対策要員が、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。</p> <p>なお、特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合も同様である。</p>	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備を用いて、衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電する。	
電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備を用いて、衛星電話設備（常設）、無線連絡設備（常設）、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電する。											
1.19 通信連絡に関する手順等												
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>発電所外（社内外）との通信連絡</p> <p>中央制御室の災害対策要員が、本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の災害対策要員が、本店（東京）との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）及びテレビ会議システム（社内）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の災害対策要員が、国との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の災害対策要員が、地方公共団体との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の災害対策要員が、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、通常、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。</p> <p>なお、特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合も同様である。</p>										
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備を用いて、衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電する。										

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.1	—	—	—	—	1.1	—	—	—	—	
1.2	高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	運転員 (中央制御室, 現場)	5	約40分	1.2	現場での手動操作による高圧代替注水系起動	運転員等 (中央制御室, 現場)	5	58分以内	
	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(運転員操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	5	約90分		現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	運転員等 (中央制御室, 現場)	5	125分以内	
1.2	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14と同様			1.2	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14に記載の[常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電]及び[可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電]と同様			
	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	1.14と同様				代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14に記載の[可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電]と同様			
1.3	ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約20分	1.3	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放	1.14に記載の[可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電]と同様			
	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約35分		非常用室素供給系による駆動源確保(非常用室素供給系高圧室素ボンベ切替え)	運転員等 (中央制御室, 現場)	3	282分以内	
1.3	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	1.14と同様			1.3	非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし弁開放(非常用逃がし安全弁駆動系高圧室素ボンベ切替え)	運転員等(現場)	2	120分以内	
	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	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約55分		代替直流電源設備による復旧	1.14に記載の[可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電]と同様			
1.3	高圧室素ガス供給系による室素ガス確保(不活性ガス系から高圧室素ガス供給系への切替え)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約20分	1.3	代替交流電源設備による復旧	1.14に記載の[常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電]と同様			
	代替直流電源設備による復旧	1.14と同様				インターフェイスシステムLOCA発生時の対応(中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合)	運転員等 (中央制御室, 現場)	6	300分以内	
1.3	代替交流電源設備による復旧	1.14と同様			1.3	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応(中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合)	運転員等 (中央制御室, 現場)	6	300分以内	
	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応(現場での隔離操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約240分						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考	
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間		
1.4	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（交流電源が確保されていて防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約125分	1.4	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）（現場操作） （代替淡水貯槽から残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	6	215分以内		
		緊急時対策要員	3			重大事故等対応要員	8				
	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約330分		低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）（現場操作） （西側淡水貯水設備から残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	6	165分以内		
		緊急時対策要員	6			重大事故等対応要員	8				
	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（全交流動力電源が喪失していて防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約150分		1.4	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）（現場操作） （代替淡水貯槽から低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	6		535分以内
		緊急時対策要員	3			重大事故等対応要員	8				
	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約330分		残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	運転員等 （中央制御室，現場）	6	147分以内		
	緊急時対策要員	6	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱		運転員等 （中央制御室，現場）	6	147分以内				
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	運転員 （中央制御室，現場）	6	20分以内								
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（設計基準拡張）	運転員 （中央制御室，現場）	6	20分以内								

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
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	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分	1.5	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント準備：S/C側ベントの場合）	1.7と同様			
	原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンプ）	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約45分		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント開始操作）	1.7と同様			
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	緊急時対策要員	2	45分以内		フィルタ装置スクラビング水補給 (代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給の場合)	1.7と同様			
	フィルタ装置水位調整（水張り）（水源が防火水槽の場合）	緊急時対策要員	2	約125分		原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 (格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場合)	1.7と同様			
	フィルタ装置水位調整（水張り）（水源が淡水貯水池であらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	緊急時対策要員	6	約155分		フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換	1.7と同様			
	フィルタ装置水位調整（水抜き）	緊急時対策要員	2	約150分		フィルタ装置スクラビング水移送	1.7と同様			
	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスバージ	運転員（中央制御室） 緊急時対策要員	2 6	約270分		フィルタ装置スクラビング水移送 (代替淡水貯槽からのフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張りの場合)	1.7と同様			
	フィルタ装置スクラバ水 pH 調整	運転員（中央制御室） 緊急時対策要員	1 6			約85分	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント準備：S/C側ベントの場合）	運転員等（現場）	3	125分以内
	ドレン移送ライン窒素ガスバージ	緊急時対策要員	2	約135分		耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	運転員等（現場）	3	12分以内	
	ドレンタンク水抜き	緊急時対策要員	2	約80分		代替原子炉補機冷却系による除熱	1.4と同様			
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約55分		残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱（設計基準拡張）	1.4と同様			
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約70分						
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約135分						
	代替原子炉補機冷却系による除熱	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 13	約540分						
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱（設計基準拡張）	1.4と同様								

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.6	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（交流電源が確保されていて防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約125分	1.6	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（現場操作）（代替淡水貯槽から残留熱除去系B系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	6	215分以内	
		緊急時対策要員	3				重大事故等対応要員	8		
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約330分		代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（現場操作）（西側淡水貯水設備から残留熱除去系B系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	6	215分以内	
		緊急時対策要員	6			重大事故等対応要員	8			
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（全交流動力電源が喪失していて防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約125分		代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（現場操作）（代替淡水貯槽から残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）	運転員等（現場）	6	535分以内	
緊急時対策要員		3	重大事故等対応要員		8					
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約330分							
	緊急時対策要員	6								

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.7	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約45分	1.7	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント準備：S/C側ベントの場合）	運転員等（現場）	3	125分以内	
	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（一次隔離弁を全開状態で保持）	運転員（現場）	2	約40分		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（格納容器ベント開始操作）	重大事故等対応要員	3	30分以内	
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	緊急時対策要員	2	45分以内		フィルタ装置スクラビング水補給 （代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給の場合）	重大事故等対応要員	8	180分以内	
	フィルタ装置水位調整（水張り）（水源が防火水槽の場合）	運転員（中央制御室） 緊急時対策要員	1 6	約125分		原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 （格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場合）	重大事故等対応要員	6	135分以内	
	フィルタ装置水位調整（水張り）（水源が淡水貯水池であらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	運転員（中央制御室） 緊急時対策要員	1 10	約155分		フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換	重大事故等対応要員	6	135分以内	
	フィルタ装置水位調整（水抜き）	運転員（中央制御室） 緊急時対策要員	1 10	約130分		フィルタ装置スクラビング水移送	運転員等 （中央制御室, 現場）	3	54分以内	
	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	運転員（中央制御室） 緊急時対策要員	2 6	約270分		フィルタ装置スクラビング水移送 （代替淡水貯槽からのフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張りの場合）	重大事故等対応要員	8	180分以内	
	フィルタ装置スクラバ水pH調整	運転員（中央制御室） 緊急時対策要員	1 10	約85分						
	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	緊急時対策要員	8	約130分						
	ドレンタンク水抜き	運転員（中央制御室） 緊急時対策要員	1 4	約80分						
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約75分						
	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	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約90分						
	代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 13	約540分						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.8	格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	運転員 (中央制御室, 現場)	4	35分以内	1.8	格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水） （代替淡水貯槽から高所東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合）	運転員等 (中央制御室)	1	215分以内	
	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（防火水槽を水源とした送水）	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約125分		重大事故等対応要員	8			
	格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	緊急時対策要員	6			約330分	格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水） （西側淡水貯水設備から高所西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合）	運転員等 (中央制御室)	1	
		運転員 (中央制御室, 現場)	4	重大事故等対応要員			8			
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（防火水槽を水源とした送水）	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約125分		格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水） （代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合）	運転員等 (中央制御室)	1	535分以内	
	緊急時対策要員	6	重大事故等対応要員			8				
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約330分		低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） （代替淡水貯槽から残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）	運転員等 (中央制御室)	1	215分以内	
緊急時対策要員	6	重大事故等対応要員	8							
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	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約20分	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） （西側淡水貯水設備から残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）	運転員等 (中央制御室)	1	140分以内			
				重大事故等対応要員	8					
				低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） （代替淡水貯槽から低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）	運転員等 (中央制御室)	1	535分以内			
				重大事故等対応要員	8					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考	
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間		
1.9	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ガス及び酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約45分	1.9	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素供給（格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器（S/C側）内へ窒素供給の場合）	重大事故等対応要員	6	135分以内		
	原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンペ）	1.5と同様				代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電	1.14に記載の〔可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電〕及び〔可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電〕と同様。				
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	1.7と同様				代替電源による必要な設備への給電	1.14に記載の〔可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電〕及び〔可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電〕と同様。				
	フィルタ装置水位調整（水張り）	1.7と同様			1.10	代替電源による必要な設備への給電	1.14に記載の〔可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電〕及び〔可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電〕と同様。				
	フィルタ装置水位調整（水抜き）	1.7と同様									
	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	1.7と同様			1.9	耐圧強化ベント系（W/W）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	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約60分		
	フィルタ装置スクラバ水 pH 調整	1.7と同様					耐圧強化ラインの窒素ガスパージ	緊急時対策要員	4		約360分
	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	1.7と同様					水素濃度及び酸素濃度の監視（格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の監視）	運転員 (中央制御室, 現場)	4		約25分
	ドレンタンク水抜き	1.7と同様					代替電源による必要な設備への給電	1.14と同様			
	1.10	代替原子炉補機冷却系による冷却水確保	1.5と同様			1.10	代替電源による必要な設備への給電	1.14と同様			
代替電源による必要な設備への給電		1.14と同様									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.11	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（防火水槽を水源とした送水）	運転員（中央制御室）	1	110分以内	1.11	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）（現場操作）（代替淡水貯槽から高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）	運転員等（中央制御室，現場）	3	215分以内	
		緊急時対策要員	2				重大事故等対応要員	8		
	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員（中央制御室）	1	330分以内		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）（現場操作）（西側淡水貯水設備から高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）	運転員等（中央制御室，現場）	3	140分以内	
		緊急時対策要員	6				重大事故等対応要員	8		
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（防火水槽を水源とした送水（SFP可搬式接続口を使用した場合））	運転員（中央制御室，現場）	3	約110分		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）（現場操作）（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）	運転員等（中央制御室，現場）	3	535分以内	
		緊急時対策要員	2				重大事故等対応要員	8		
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（防火水槽を水源とした送水（原子炉建屋大物搬入口から接続した場合））	運転員（中央制御室，現場）	3	約120分		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）（代替淡水貯槽から高所東側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）	運転員等（中央制御室）	1	215分以内	
		緊急時対策要員	2				重大事故等対応要員	8		
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）でSFP可搬式接続口を使用した場合）	運転員（中央制御室，現場）	3	約330分		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）（西側淡水貯水設備から高所西側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）	運転員等（中央制御室）	1	140分以内	
		緊急時対策要員	6				重大事故等対応要員	8		
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で原子炉建屋大物搬入口から接続した場合）	運転員（中央制御室，現場）	3	約340分	漏えい抑制	運転員（中央制御室，現場）	4	90分以内			
	緊急時対策要員	6								
燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（防火水槽を水源とした送水）	運転員（中央制御室）	1	125分以内							
	緊急時対策要員	3								

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考		
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間			
1.11	燃料プール代替注水系による常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員（中央制御室）	1	330分以内	1.11	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレィヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレィ（淡水／海水）（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールのスプレィの場合）	運転員等（中央制御室）	1	535分以内			
		緊急時対策要員	6			重大事故等対応要員	8					
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（防火水槽を水源とした送水（SFP可搬式接続口を使用した場合））	運転員（中央制御室、現場）	3	約125分		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（可搬型スプレィノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレィ（淡水／海水）（代替淡水貯槽から原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した使用済燃料プールのスプレィの場合）	運転員等（中央制御室）	1	435分以内			
		緊急時対策要員	2			重大事故等対応要員	8					
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（防火水槽を水源とした送水（原子炉建屋大物搬入口から接続した場合））	運転員（中央制御室、現場）	3	約135分		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（可搬型スプレィノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレィ（淡水／海水）（代替淡水貯槽から原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した使用済燃料プールのスプレィの場合）	運転員等（中央制御室）	1	370分以内			
		緊急時対策要員	2			重大事故等対応要員	8					
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）でSFP可搬式接続口を使用した場合）	運転員（中央制御室、現場）	3	約330分		大気への放射性物質の拡散抑制	1.12と同様					
		緊急時対策要員	6			代替電源による給電	1.14と同様					
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で原子炉建屋大物搬入口から接続した場合）	運転員（中央制御室、現場）	3	約340分								
		緊急時対策要員	6									
大気への放射性物質の拡散抑制	1.12と同様											
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員（中央制御室、現場）	3	約20分									
代替電源による給電	1.14と同様											
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	運転員（中央制御室、現場）	6	約45分									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.12	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	緊急時対策要員	8	約160分	1.12	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	8	145分以内	
	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	緊急時対策要員	4	約180分		汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	9	360分以内	
	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制（北放水口への設置）	緊急時対策要員	6	約190分		可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火	重大事故等対応要員	8	145分以内	
	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制（取水口への設置）	緊急時対策要員	13	約24時間						
	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火	緊急時対策要員	8	約160分						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考	
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間		
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（高圧代替注水系による注水（現場手動操作））	1.2と同様			1.13	代替淡水貯蔵槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯蔵槽から原子炉建屋東側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	535分以内		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（原子炉隔離時冷却系による注水（現場手動操作））	1.2と同様				西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	320分以内		
	復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（常設）による注水）	1.8と同様				海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（S/A用海水ピット）から原子炉建屋東側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	370分以内		
	サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱（代替循環冷却系による減圧及び除熱）	1.7と同様				海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（S/A用海水ピット）から原子炉建屋西側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	310分以内		
	サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱（代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱）	1.7と同様				海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（S/A用海水ピット）から高所東側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	220分以内		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水）	1.4及び1.8と同様				海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（S/A用海水ピット）から高所西側接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	225分以内		
	防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による冷却）	1.6と同様				代替淡水貯蔵槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯蔵槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	180分以内		
	防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給（可搬型代替注水ポンプによる水位調整（水張り））	1.5及び1.7と同様				西側淡水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水）	重大事故等対応要員	8	175分以内		
	防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（可搬型）による注水）	1.8と同様									
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した注水）	1.11と同様									
防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した注水）	1.11と同様										

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考		
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間			
1.13	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用したスプレイ）	1.11と同様			1.13	西側淡水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 （可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給）	運転員等 （中央制御室）	1	160分以内			
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイ）	1.11と同様					重大事故等対応要員	8				
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水）	1.4及び1.8と同様				海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 （可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（SA用海水ピット）から代替淡水貯槽への補給）	運転員等 （中央制御室）	1	160分以内			
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による冷却）	1.6と同様					重大事故等対応要員	8				
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源としたフィルタ装置への補給（可搬型代替注水ポンプによる水位調整（水張り））	1.5及び1.7と同様				代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 （可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給）	運転員等 （中央制御室）	1	165分以内			
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（可搬型）による注水）	1.8と同様					重大事故等対応要員	8				
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水）	1.11と同様				海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 （可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（SA用海水ピット）から西側淡水貯水設備への送水）	運転員等 （中央制御室）	1	220分以内			
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した注水）	1.11と同様					重大事故等対応要員	8				
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用したスプレイ）	1.11と同様										

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二	備考
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間		
1.13	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用したスプレー）	1.11と同様				
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水（交流電源が確保されている場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約315分		
		緊急時対策要員	10			
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水（全交流動力電源が喪失している場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約315分		
		緊急時対策要員	10			
	海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による冷却（交流電源が確保されている場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約315分		
		緊急時対策要員	10			
	海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による冷却（全交流動力電源が喪失している場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約315分		
緊急時対策要員		10				
海を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（可搬型）による注水）	運転員 （中央制御室，現場）	6	約315分			
	緊急時対策要員	10				
海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー（燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した注水）	運転員 （中央制御室）	1	約305分			
	緊急時対策要員	10				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二	備考
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間		
1.13	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー (燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した注水)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約305分		
		緊急時対策要員	10			
	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー (燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用したスプレー)	運転員 (中央制御室)	1	約315分		
		緊急時対策要員	10			
	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー (燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用したスプレー)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約315分		
		緊急時対策要員	10			
	海を水源とした最終ヒートシンク(海)への代替熱輸送(代替原子炉補機冷却系による除熱)	1.5と同様				
	海を水源とした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)及び放水砲による拡散抑制)	1.12と同様				
	海を水源とした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), 放水砲, 泡原液搬送車及び泡原液混合装置による泡消火)	1.12と同様				
	ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入(ほう酸水注入系による注水)	1.2と同様				
	ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入(ほう酸水注入系によるほう酸水注入)	1.8と同様				
	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	運転員(中央制御室)	1	145分以内		
緊急時対策要員		3				
淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)	運転員(中央制御室)	1	340分以内			
	緊急時対策要員	6				
海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	運転員(中央制御室)	1	約325分			
	緊急時対策要員	10				
海から防火水槽への補給(大容量送水車(海水取水用)による補給)	緊急時対策要員	8	約300分			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.14	常設代替交流電源設備による給電（M/C D系受電）	運転員 （中央制御室，現場）	6	20分以内	1.14	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等 （中央制御室，現場）	3	92分以内	
	常設代替交流電源設備による給電（M/C C系受電）	運転員 （中央制御室，現場）	6	50分以内		可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等 （中央制御室，現場）	2	250分以内	
	可搬型代替交流電源設備による給電（P/C C系動力変圧器の一次側に接続し，P/C C系及びP/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約340分			重大事故等対応要員	6		
		緊急時対策要員	6							
	可搬型代替交流電源設備による給電（緊急用電源切替箱接続装置に接続し，P/C C系及びP/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約285分		可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	運転員等 （中央制御室，現場）	3	180分以内	
		緊急時対策要員	6				重大事故等対応要員	6		
	電力融通による給電（号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用し，M/C C系又はM/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	10	約115分		可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	運転員等 （中央制御室，現場）	2	250分以内	
		緊急時対策要員	6				重大事故等対応要員	6		
	電力融通による給電（号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用し，M/C C系又はM/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	10	約245分		可搬型設備用軽油タンクからのタンクローリへの給油（初回）	重大事故等対応要員	2	90分以内	
		緊急時対策要員	6				可搬型設備用軽油タンクからのタンクローリへの給油（2回目以降）	重大事故等対応要員	2	
	所内蓄電式直流電源設備による給電（直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2への受電切替え）	運転員 （中央制御室，現場）	4	20分以内		タンクローリから各機器への給油		重大事故等対応要員	2	
	所内蓄電式直流電源設備による給電（直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への受電切替え）	運転員 （中央制御室，現場）	4	25分以内						
	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電（直流125V充電器盤Aの受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分						
	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電（直流125V充電器盤Bの受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分						
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電（直流125V充電器盤A-2の受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分							
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電（AM用直流125V充電器盤の受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約35分							
中央制御室監視計器C系及びD系の復旧	運転員 （中央制御室，現場）	4	約50分							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二	備考
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間		
1.14	可搬型直流電源設備による給電（AM用動力変圧器への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約455分		
		緊急時対策要員	6			
	可搬型直流電源設備による給電（緊急用電源切替箱接続装置への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約410分		
		緊急時対策要員	6			
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	25分以内		
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（常設代替交流電源設備による直流125V主母線盤B受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分		
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（可搬型代替交流電源設備（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による直流125V主母線盤B受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約40分		
		緊急時対策要員	6			
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（号炉間電力融通ケーブルによる直流125V主母線盤B受電）	運転員 （中央制御室，現場）	5	約40分		
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（可搬型代替交流電源設備（P/C系動力変圧器の一次側に接続）による直流125V主母線盤B受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約80分		
		緊急時対策要員	6			
	常設代替交流電源設備によるAM用MCCへの給電	運転員 （中央制御室，現場）	4	約25分		
	号炉間電力融通ケーブル（常設）によるAM用MCCへの給電	運転員 （中央制御室，現場）	8	約110分		
		緊急時対策要員	6			
号炉間電力融通ケーブル（可搬型）によるAM用MCCへの給電	運転員 （中央制御室，現場）	8	約240分			
	緊急時対策要員	6				
可搬型代替交流電源設備（AM用動力変圧器に接続）によるAM用MCCへの給電	運転員 （中央制御室，現場）	4	約315分			
	緊急時対策要員	6				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二	備考
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間		
1.14	可搬型代替交流電源設備（緊急用電源切替箱接続装置に接続）によるAM用MCCへの給電	運転員 （中央制御室、現場）	4	約270分		
		緊急時対策要員	6			
	燃料補給設備による給油（軽油タンクからタンクローリ（4kL）への補給）	緊急時対策要員	2	105分以内		
	燃料補給設備による給油（軽油タンクからタンクローリ（16kL）への補給）	緊急時対策要員	2	120分以内		
	燃料補給設備による給油（タンクローリ（4kL）による給油対象設備への給油）	緊急時対策要員	2	約15分		
	燃料補給設備による給油（タンクローリ（16kL）による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油）	緊急時対策要員	2	約90分		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.15	計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段（可搬型計測器（現場）による計測）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約18分	1.15	可搬型計測器による計測	重大事故等対応要員	2	63分以内	
	計器電源が喪失した場合の手段	1.14と同様								
1.16	中央制御室換気空調系設備の運転手順等（中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順）	運転員 （中央制御室，現場）	8	約30分	1.16	チェンジングエリアの設置及び運用手順	重大事故等対応要員	2	170分以内	
	中央制御室換気空調系設備の運転手順等（全交流動力電源が喪失した場合の隔離弁現場閉操作）	運転員（現場）	4	約30分		原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順（現場での原子炉建屋外側ブローアウトパネル部閉止手順）	重大事故等対応要員	2	40分以内 （1枚）	
	中央制御室待避室の準備手順（中央制御室待避室陽圧化装置による加圧準備操作）	運転員（現場）	2	約30分						
	チェンジングエリアの設置及び運用手順	緊急時対策要員	2	約60分						
	非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順（現場での原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止手順）	運転員（現場），緊急時対策要員	4	1枚あたり約10時間						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.17	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定	緊急時対策要員	2	約435分	1.17	可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	重大事故等対応要員	2	475分以内	
	可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	緊急時対策要員	2	約95分		可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	重大事故等対応要員	2	110分以内	
	可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約95分		可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	110分以内	
	可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約65分		可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	90分以内	
	可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約65分		可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	100分以内	
	海上モニタリング	緊急時対策要員	4	約260分		海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内	
	可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	約335分		モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185分以内	
	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	約25分		可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	300分以内	
	可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策要員	2	約90分		放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	30分以内	
	モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等	緊急時対策要員	2	約110分		可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	重大事故等対応要員	2	80分以内	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：本文十号 第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.18	緊急時対策所立ち上げの手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の手順）	緊急時対策要員	2	約60分	1.18	緊急時対策所立ち上げの手順 （緊急時対策所非常用換気設備の運転）	災害対策要員	1	5分以内	
	緊急時対策所立ち上げの手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エアモニタの設置手順）	緊急時対策要員	2	約20分		緊急時対策所立ち上げの手順 （緊急時対策所エアモニタの設置）	重大事故等対応要員	1	10分以内	
	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定手順	1.17と同様				可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定	1.17と同様			
	放射線防護等に関する手順等（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機から陽圧化装置（空気ポンプ）への切替え手順）	緊急時対策要員	3	約5分		重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等（緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順）	災害対策要員	2	65分以内	
	放射線防護等に関する手順等（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンプ）から可搬型陽圧化空調機への切替え手順）	緊急時対策要員	2	約30分		重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等（緊急時対策所加圧設備への切り替え準備手順）	災害対策要員 重大事故等対応要員	1 1	5分以内	
	放射線防護等に関する手順等（5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のパージ手順）	緊急時対策要員	2	約30分		放射線防護に関する手順等（緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替え手順）	災害対策要員	1	5分以内	
	要員の収容に係る手順等（チェンジングエリアの設置及び運用手順）	緊急時対策要員	2	約90分		放射線防護に関する手順等（緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替え手順）	災害対策要員	1	67分以内	
	代替電源設備からの給電手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電）	緊急時対策要員	2	約25分		必要な数の要員の収容に係る手順等 （チェンジングエリアの設置及び運用手順）	重大事故等対応要員	2	20分以内	
	代替電源設備からの給電手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順）	緊急時対策要員	2	約130分		必要な数の要員の収容に係る手順等 （緊急時対策所非常用換気設備の切替え手順）	災害対策要員	1	5分以内	
	代替電源設備からの給電手順等	1.14及び1.18と同様				代替電源設備からの給電手順（緊急時対策所用発電機による給電【常用電源設備又は自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順の判断基準】）	災害対策要員	1	3分以内	
1.19	代替電源設備から給電する手順等	1.14及び1.18と同様			代替電源設備からの給電手順（緊急時対策所用発電機による給電【緊急時対策所用発電機の手動起動手順の判断基準】）	災害対策要員	1	10分以内		
1.19	代替電源設備から給電する手順等	1.14に記載の「常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」及び「可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」と同様。 1.18に記載の「緊急時対策所用発電機による給電」と同様。								