

まとめ資料比較表 [有効性評価 6. 必要な要員及び資源の評価]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>6. 必要な要員及び資源の評価</p> <p>6.1 必要な要員及び資源の評価条件</p> <p>(1) 要員の評価条件</p> <p>a. 各事故シーケンスにおける要員については、<u>保守的に6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において対応可能であるか評価を行う。</u></p> <p>b. <u>参集要員に期待しない事故シーケンスにおいては、中央制御室の当直長、当直副長、運転員及び発電所構内に常駐している緊急時対策要員により、必要な作業対応が可能であることを評価する。</u></p> <p><u>また、参集要員に期待する事故シーケンスにおいて、事象発生10時間までは、中央制御室の運転員及び発電所構内に常駐している緊急時対策要員のみにより必要な作業対応が可能であること、さらに事象発生10時間以降は発電所構外から招集される参集要員についても考慮して、必要な作業対応が可能であることを評価する。なお、発電所構外から招集される参集要員については、実際の運用では集まり次第、作業対応が可能であるが、評価上は事象発生10時間以前の参集要員による作業対応は見込まないものとする。</u></p> <p>c. <u>可搬型設備操作において、可搬型設備を事象発生から12時間までは機能に期待しないと仮定するため、その使用開始を12時間後として要員を評価する。ただし、要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備されている場合を除く。</u></p> <p>(2) 資源の評価条件</p> <p>a. 全般</p> <p>(a) 重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源、燃料及び電源に関する評価を実施する。また、前提として、有効性評価の条件（各重要事故シーケンス等特有の解析条件又は評価条</p>	<p>6. 必要な要員及び資源の評価</p> <p>6.1 必要な要員及び資源の評価条件</p> <p>(1) 要員の評価条件</p> <p>a. <u>参集要員に期待しない事故シーケンスにおいては、中央制御室の当直発電長、当直副発電長、当直運転員及び発電所構内に常駐している災害対策要員により、必要な作業対応が可能であることを評価する。</u></p> <p><u>また、参集要員に期待する事故シーケンスにおいては、事象発生2時間までは、中央制御室の運転員及び発電所構内に常駐している災害対策要員のみにより必要な作業対応が可能であること、さらに事象発生2時間以降は発電所構外から招集される参集要員についても考慮して、必要な作業対応が可能であることを評価する。なお、発電所構外から招集される参集要員については、実際の運用では集まり次第、作業対応が可能であるが、評価上は事象発生2時間以前の参集要員による作業対応は見込まないものとする。</u></p> <p>b. <u>可搬型設備操作において、災害対策要員が発電所構内に常駐していることを考慮し、2時間以内に活動を開始することとして要員を評価する。</u></p> <p>(2) 資源の評価条件</p> <p>a. 全般</p> <p>(a) 重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源、燃料及び電源に関する評価を実施する。また、前提として、有効性評価の条件（各重要事故シーケンス等特有の解析条件又</p>	<p>6. 必要な要員及び資源の評価</p> <p>6.1 必要な要員及び資源の評価条件</p> <p>(1) 要員の評価条件</p> <p>a. 各事故シーケンスにおける要員については、<u>2号炉の重大事故等対策時において対応可能であるか評価を行う。</u></p> <p>b. <u>各事故シーケンスにおいては、発電所構内に常駐している緊急時対策要員により、必要な作業対応が可能であることを評価する。</u></p> <p><u>なお、発電所構外からの参集要員については、実際の運用では、参集次第作業対応は可能であるが、評価上は見込まないものとする。</u></p> <p>c. <u>可搬型設備操作において、事象発生後から使用開始することとして要員を評価する。</u></p> <p>(2) 資源の評価条件</p> <p>a. 全般</p> <p>(a) 重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源、燃料及び電源に関する評価を実施する。また、前提として、有効性評価の条件（各重要事故シーケンス等特有の解析</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、単独申請のため、島根2号炉の重大事故等対応を評価する旨記載。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である。</p> <p>・評価条件の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉では、要員の参集に期待しない評価としている。</p> <p>・評価条件の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、事象発生後から必要な可搬型設備を準備し、使用することを想定。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>件)を考慮する。</p> <p>(b) 水源、燃料及び電源に関する評価において、<u>淡水貯水池、常設代替交流電源設備用燃料タンク及び常設代替交流電源設備は、6号及び7号炉で共用していることから、その合計の消費量を評価する。</u></p> <p>b. 水源</p> <p>(a) 原子炉及び原子炉格納容器への注水において、水源となる<u>復水貯蔵槽の保有水量(約1,700m³:有効水量)が、淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いた水の移送を開始するまでに枯渇しないことを評価する。</u></p> <p>(b) <u>復水貯蔵槽</u>については、<u>淡水貯水池からの水の移送について、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いて必要注水量以上が補給可能であることを評価する。</u></p> <p>(c) <u>使用済燃料プール</u>への注水において、水源となる<u>淡水貯水池</u>の保有水量(約18,000m³)が枯渇しないことを評価する。</p> <p>(d) 水源の評価については、<u>事象進展が早い重要事故シーケンス等が水源(必要水量)として、厳しい評価となることから、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認することで、他の事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。</u></p>	<p>は評価条件)を考慮する。</p> <p>b. 水源</p> <p>(a) 原子炉及び格納容器への注水において、水源となる<u>代替淡水貯槽の保有水量(約4,300m³:有効水量)又は西側淡水貯水設備の保有水量(約4,300m³:有効水量)が、他の淡水源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を用いた水の移送を開始するまでに枯渇しないことを評価する。</u></p> <p>(b) <u>代替淡水貯槽</u>については、<u>西側淡水貯水設備からの水の移送について、可搬型代替注水中型ポンプを用いて必要注水量以上が補給可能であることを評価する。</u></p> <p>(c) <u>使用済燃料プール</u>への注水において、水源となる<u>西側淡水貯水設備</u>の保有水量(約4,300m³)が枯渇しないことを評価する。</p> <p>(d) 水源の評価については、<u>必要注水量が多い重要事故シーケンス等が水源として厳しい評価となることから、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認することで、他の事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。</u></p>	<p>条件又は評価条件)を考慮する。</p> <p>(b) 水源、燃料及び電源については、<u>2号炉において重大事故等が発生した場合を想定して消費量を評価する。</u></p> <p>b. 水源</p> <p>(a) 原子炉への注水において、水源となる<u>低圧原子炉代替注水槽</u>の保有水量(約740m³:有効水量)が、<u>輪谷貯水槽(西1/西2)から大量送水車を用いた水の移送を開始するまでに枯渇しないことを評価する。</u></p> <p>(b) <u>低圧原子炉代替注水槽</u>については、<u>輪谷貯水槽(西1/西2)からの水の移送について、大量送水車を用いて必要注水量以上が補給可能であることを評価する。</u></p> <p>(c) <u>原子炉、原子炉格納容器及び燃料プール</u>への注水において、水源となる<u>輪谷貯水槽(西1/西2)</u>の保有水量(約7,000m³)が枯渇しないことを評価する。</p> <p>(d) 水源の評価については、<u>必要注水量が多い重要事故シーケンス等が水源(必要水量)として厳しい評価となることから、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認することで、他の事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、単独申請のため、島根2号炉の評価を評価する旨記載。 ・解析条件の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、低圧原子炉代替注水槽を使用した手段として原子炉注水のみを想定。 ・設備設計の相違 【柏崎6/7、東海第二】 設備設計の相違に伴う水量の相違。 ・解析条件の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、輪谷貯水槽(西1/西2)を使用した可搬型設備による注水先として、原子炉及び格納容器を想定。 ・設備設計の相違 【柏崎6/7、東海第二】 設備設計の相違に伴う水量の相違。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>c. 燃料</p> <p>(a) 常設代替交流電源設備、<u>代替原子炉補機冷却系専用の電源車</u>、<u>代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>、<u>復水貯蔵槽給水用可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</u>、<u>使用済燃料プール注水用可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</u>、<u>非常用ディーゼル発電機</u>、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機</u>のうち、事故シーケンスグループ等における事故収束に必要な設備を考慮して消費する燃料(軽油)が備蓄している軽油量にて7日間の運転継続が可能であることを評価する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスについては、非常用ディーゼル発電機からの給電による燃料消費量の評価を行う。また、外部電源喪失を想定しない場合においても、仮に外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機から給電することを想定し、燃料消費量の確認を行う。</p> <p>この場合、燃料(軽油)の備蓄量として、<u>軽油タンク(約1,020kL、2基(6号及び7号炉それぞれ1基))</u>の容量を考慮する。</p>	<p>c. 燃料</p> <p>(a) 常設代替交流電源設備、<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、<u>可搬型窒素供給装置</u>、非常用ディーゼル発電機等及び緊急時対策所用発電機のうち、事故シーケンスグループ等における事故収束に必要な設備を考慮し消費する燃料(軽油)が備蓄している軽油量にて7日間の運転継続が可能であることを評価する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスについては、非常用ディーゼル発電機等からの給電による燃料消費量の評価を行う。また、外部電源喪失を想定しない場合においても、仮に外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機等から給電することを想定し、燃料消費量の確認を行う。常設代替交流電源設備からの給電を想定する事故シーケンスグループ等においては、常設代替交流電源設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。</p> <p>この場合、燃料(軽油)の備蓄量として、<u>軽油貯蔵タンク(約800kL)</u>の容量を考慮する。</p>	<p>c. 燃料</p> <p>(a) 常設代替交流電源設備、<u>大型送水ポンプ車</u>、<u>大量送水車</u>、<u>可搬式窒素供給装置</u>、非常用ディーゼル発電機等及び緊急時対策所用発電機のうち、事故シーケンスグループ等における事故収束に必要な設備を考慮して消費する燃料(軽油)が備蓄している軽油量にて7日間の運転継続が可能であることを評価する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスについては、非常用ディーゼル発電機等からの給電による燃料消費量の評価を行う。また、外部電源喪失を想定しない場合においても、仮に外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機等から給電することを想定し、燃料消費量の確認を行う。<u>常設代替交流電源設備からの給電を想定する事故シーケンスグループ等においては、常設代替交流電源設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。</u></p> <p>この場合、燃料(軽油)の備蓄量として、<u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等(約730m³)</u>の容量を考慮する。</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、原子炉補機代替冷却系に電源車は使用しない。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、有効性評価上、可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施しているため、燃料評価を実施。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、モニタリングポストの電源は非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備の電源負荷に含まれる。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、外部電源喪失を想定する事故シーケンスにおいて、非常用ディーゼル発電機等に加え、常設代替交流電源</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(c) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シナリオについては、常設代替交流電源設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、<u>軽油タンク（約 1,020kL, 2基（6号及び7号炉それぞれ1基））と常設代替交流電源設備用燃料タンク（約 100kL）の合計容量約 2,140kL</u> を考慮する。</p> <p>(d) <u>常設代替交流電源設備は、2台で6号及び7号炉の事故収束に必要な負荷への給電が可能であるが、保守的に3台分の燃料消費量で評価を行う。</u></p> <p>(e) 燃料消費量の計算においては、電源設備等が保守的に事象発生直後から燃料を消費することを想定し算出する。</p>	<p>(c) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シナリオについては、常設代替交流電源設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、<u>軽油貯蔵タンク（約 800kL）</u>の容量を考慮する。</p> <p>(d) <u>可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型窒素供給装置の使用を想定する事故シナリオグループ等については、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型窒素供給装置の燃料消費量の評価を行う。</u> <u>この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、可搬型設備用軽油タンク（約 210kL）の容量を考慮する。</u></p> <p>(e) <u>緊急時対策所用発電機の使用を想定する事故シナリオグループ等については、緊急時対策所用発電機の燃料消費量の評価を行う。</u> <u>この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク（約 75kL）の容量を考慮する。</u></p> <p>(f) 燃料消費量の計算においては、電源設備等が保守的に事象発生直後から燃料を消費することを想定し算出する。</p>	<p>(c) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シナリオについては、常設代替交流電源設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、<u>ガスタービン発電機用軽油タンク（約 450m³）</u>の容量を考慮する。</p> <p>(d) <u>緊急時対策所用発電機の使用を想定する事故シナリオグループ等については、緊急時対策所用発電機の燃料消費量の評価を行う。</u> <u>この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、緊急時対策所用燃料地下タンク（約 45m³）の容量を考慮する。</u></p> <p>(e) 燃料消費量の計算においては、電源設備等が保守的に事象発生直後から燃料を消費することを想定し算出する。</p>	<p>設備により重大事故等対策に必要な負荷へ電源供給を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、単独申請のため。 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、常設代替交流電源設備が2台（予備1台）あるが、同時に運転を実施しないため、1台の燃料消費量を評価している。 ・設備設計の相違 【東海第二】 東海第二は、可搬型設備専用の燃料タンクを有していることから記載。 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、緊急時対策所用発電機用の燃料タンクを有している。 ・設備設計の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. 電源</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シナリオにおいては常設代替交流電源設備により、有効性評価において考慮する設備に電源供給を行い、その最大負荷が常設代替交流電源設備の連続定格容量 (約 2,950kW) 未満となることを評価する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シナリオにおいては、非常用ディーゼル発電機からの給電を考慮し、また、外部電源喪失を想定しない事故シナリオにおいても、保守的に外部電源が喪失するものとして、非常用ディーゼル発電機から給電するものとして評価する。</p> <p>(c) 各事故シナリオにおける対策に必要な設備は、重要事故シナリオ等の対策設備に包絡されるため、重要事故シナリオ等々を評価し成立性を確認することで、事故シナリオグループ等も包絡されることを確認する。</p> <p>6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果</p> <p>(1) 必要な要員の評価結果</p> <p>各事故シナリオグループにおいて、<u>6号及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な操作項目、必要な要員数及び移動時間を含めた各操作の所要時間について確認した。</u></p> <p><u>6号及び7号炉の両号炉において、原子炉運転中を想定する。原子炉運転中に必要な要員数が最も多い事故シナリオグループ等は、「2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗」であり、事象発生後10時間に必要な要員は32名である。</u></p>	<p>d. 電源</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シナリオにおいては、常設代替交流電源設備により、有効性評価で考慮する設備に電源供給を行い、その最大負荷が常設代替交流電源設備 5 台の連続定格容量 (約 5,520kW) 未満となることを評価する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シナリオにおいては、非常用ディーゼル発電機等からの給電を考慮し、また、外部電源喪失を想定しない事故シナリオにおいても、保守的に外部電源が喪失するものとして、非常用ディーゼル発電機等から給電するものとして評価する。</p> <p>外部電源が喪失するものとした場合、常設代替交流電源設備により、有効性評価で考慮する設備に電源供給を行う事故シナリオグループ等については、その最大負荷が、常設代替交流電源設備 2 台の連続定格容量 (約 2,208kW) 未満となることを評価する。</p> <p>(c) 各事故シナリオにおける対策に必要な設備は、重要事故シナリオ等の対策設備に包絡されるため、重要事故シナリオ等々を評価し成立性を確認することで、他の事故シナリオグループ等も包絡されることを確認する。</p> <p>(添付資料 6.3.2)</p> <p>6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果</p> <p>(1) 必要な要員の評価結果</p> <p>各事故シナリオグループ等において、重大事故等対策時に必要な操作項目、必要な要員数及び移動時間を含めた各操作の所要時間について確認した。</p> <p>原子炉運転中に必要な要員数が最も多い事故シナリオグループ等は、「2.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB)」、「2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)」、「2.3.3 全交流動力電源喪失(TBP)」及び「2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失」であり、<u>事象発生後2時間に必要な要員は24名</u></p>	<p>d. 電源</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シナリオにおいては、<u>常設代替交流電源設備により、有効性評価において考慮する設備に電源供給を行い、その最大負荷が常設代替交流電源設備の連続定格容量 (約 4,800kW) 未満となることを評価する。</u></p> <p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シナリオにおいては、非常用ディーゼル発電機等からの給電を考慮し、また、外部電源喪失を想定しない事故シナリオにおいても、保守的に外部電源が喪失するものとして、非常用ディーゼル発電機等から給電するものとして評価する。</p> <p><u>外部電源が喪失するものとした場合、常設代替交流電源設備により、有効性評価で考慮する設備に電源供給を行う事故シナリオグループ等については、その最大負荷が、常設代替交流電源設備の連続定格容量(約 4,800kW) 未満となることを評価する。</u></p> <p>(c) 各事故シナリオにおける対策に必要な設備は、重要事故シナリオ等の対策設備に包絡されるため、重要事故シナリオ等々を評価し成立性を確認することで、<u>他の</u>事故シナリオグループ等も包絡されることを確認する。</p> <p>6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果</p> <p>(1) 必要な要員の評価結果</p> <p>各事故シナリオグループにおいて、重大事故等対策時に必要な操作項目、必要な要員数及び移動時間を含めた各操作の所要時間について確認した。</p> <p><u>島根2号炉において、原子炉運転中を想定する。原子炉運転中に必要な要員数が最も多い事故シナリオグループ等は、「2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」、「2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗」、「2.3.3 全交流動力電</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違【柏崎 6/7, 東海第二】 ・設備設計の相違【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。 ・解析条件の相違【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、緊急用母線に低圧原子炉代替注水系(常設)が負荷としてあるため、非常用ディーゼル発電機等が起動している場合でも、常設代替交流電源設備を起動する可能性がある。 ・解析結果の相違【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>必要な作業対応は、<u>中央制御室の運転員 18 名</u>、<u>発電所構内に常駐している緊急時対策要員 44 名及び自衛消防隊 10 名</u>の初動体制の要員 <u>72 名</u>で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能である。<u>また、事象発生 10 時間以降に追加で必要な要員数は 46 名であり、参集要員 (106 名) により確保可能である。</u></p> <p>また、<u>6 号及び 7 号炉の両号炉において</u>、原子炉運転停止中を想定する。原子炉運転停止中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「5.2 全交流動力電源喪失」の事象であり、<u>事象発生後 10 時間に必要な要員は 16 名</u>である。必要な作業対応は、<u>中央制御室の運転員 10 名</u>、<u>発電所構内に常駐している緊急時対策要員 44 名及び自衛消防隊 10 名</u>の初動体制の要員 <u>64 名</u>で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能である。<u>なお、事象発生 10 時間以降に追加で必要な要員数は 26 名であり、参集要員 (106 名) により確保可能である。</u></p> <p>また、<u>使用済燃料プールに燃料が取り出されている期間において</u>、必要な要員が最も多い事故シーケンスグループ等は、「4.2 想定事故 2」であり、必要な要員は <u>22 名</u>である。必要な作業対応は、<u>中央制御室の運転員 10 名</u>、<u>発電所構内に常駐している緊急時対策要員 44 名及び自衛消防隊 10 名</u>の初動体制の要員 <u>64</u></p>	<p>である。</p> <p>必要な作業対応は、<u>中央制御室の運転員 7 名及び発電所構内に常駐している災害対策要員 32 名</u>の初動体制の要員 <u>39 名</u>で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能である。<u>また、事象発生 2 時間以降に追加で必要な要員数は 6 名であり、参集要員 (72 名) により確保可能である。</u></p> <p>また、原子炉運転停止中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「5.2 全交流動力電源喪失」の事象であり、必要な要員は <u>20 名</u>である。必要な作業対応は、<u>中央制御室の運転員 5 名</u>、<u>発電所構内に常駐している災害対策要員 32 名</u>の初動体制の要員 <u>37 名</u>で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能である。</p> <p>また、<u>使用済燃料プールに燃料が取り出されている期間において</u>、必要な要員が最も多い事故シーケンスグループ等は、「4.1 想定事故 1」及び「4.2 想定事故 2」であり、<u>事象発生 2 時間までに必要な要員は 17 名</u>である。必要な作業対応は、<u>中央制御室の運転員 5 名</u>、<u>発電所構内に常駐している災</u></p>	<p><u>源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失</u>」、「2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」、「2.4.1 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」、「3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用する場合)」、「3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用しない場合)」、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「3.4 水素燃焼」、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」であり、必要な要員は<u>31名</u>である。</p> <p>必要な作業対応は、<u>発電所構内に常駐している緊急時対策要員の初動体制の要員45名</u>で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能である。</p> <p>また、<u>島根 2 号炉において</u>、原子炉運転停止中を想定する。原子炉運転停止中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「5.2 全交流動力電源喪失」の事象であり、必要な要員は<u>29名</u>である。必要な作業対応は、<u>発電所構内に常駐している緊急時対策要員の初動体制の要員43名</u>で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能である。</p> <p>また、<u>燃料プールに燃料が取り出されている期間において</u>、必要な要員が最も多い事故シーケンスグループ等は、「4.2 想定事故 2」であり、必要な要員は<u>26名</u>である。必要な作業対応は、<u>発電所構内に常駐している緊急時対策要員の初動体制の要員43名</u>で対処可能である。これらの要員数を夜間及び</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、緊急時対策要員に、消防チームを含めている。 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、要員の参集に期待しない評価としている。 ・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、緊急時対策要員に、消防チームを含めている。 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、要員の参集に期待しない評価としている。 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 ・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>名で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能である。</p> <p><u>なお、各事故シーケンスグループにおいては6号及び7号炉が共に原子炉運転中、又は原子炉運転停止中を想定しているが、片号炉において原子炉運転中、もう片号炉において原子炉運転停止中の場合を想定した場合について示す。片号炉で原子炉運転中の必要な要員数が最も多い「2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗」を、もう他号炉で原子炉運転停止中の必要な要員数が最も多い「4.2 想定事故 2」を想定すると、事象発生後10時間に必要な要員は27名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員13名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員44名及び自衛消防隊10名の初動体制の要員67名で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能である。また、事象発生10時間以降に追加で必要な要員数は23名であり、参集要員(106名)により確保可能である。</u></p> <p>(添付資料6.1.1, 6.2.1, 6.2.2)</p> <p>6.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果 事象発生後7日間は、外部からの支援がない場合においても、必要量以上の水源、燃料及び電源の供給が可能である。</p> <p>(1) 水源の評価結果</p> <p>a. 原子炉及び原子炉格納容器への注水 原子炉及び原子炉格納容器への注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「<u>3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合</u>」である。</p> <p><u>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイにおいて、6号及び7号炉それぞれで約7,400m³の水が必要であり、6号及び7号炉の同時被災を考慮すると合計約14,800m³の水が必要となる。</u></p>	<p>害対策要員<u>32名</u>の初動体制の要員<u>37名</u>で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能である。また、<u>事象発生2時間以降に追加で必要な要員数は2名であり、参集要員(72名)により確保可能である。</u></p> <p>(添付資料6.1.1, 6.2.1, 6.2.2)</p> <p>6.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果 事象発生後7日間は、外部からの支援がない場合においても、必要量以上の水源、燃料及び電源の供給が可能である。</p> <p>(1) 水源の評価結果</p> <p>a. 原子炉及び格納容器への注水 原子炉及び格納容器への注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「<u>3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合</u>」である。</p> <p><u>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による代替格納容器スプレイにおいて、合計約5,490m³の水が必要となる。</u></p>	<p>休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能である。 (添付資料6.1.1, 6.2.1, 6.2.2)</p> <p>6.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果 事象発生後7日間は、外部からの支援がない場合においても、必要量以上の水源、燃料及び電源の供給が可能である。</p> <p>(1) 水源の評価結果</p> <p>a. 原子炉及び原子炉格納容器への注水 原子炉及び原子炉格納容器への注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「<u>2.1 高圧・低圧注水機能喪失</u>」及び「<u>2.4.2 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)</u>」である。</p> <p><u>低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイについては、約3,600m³の水が必要となる。</u></p>	<p>島根2号炉は、緊急時対策要員に、消防チームを含めている。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、要員の参集に期待しない評価としている。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、単独申請のため記載していない。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・水量評価結果の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>水源として、<u>各号炉の復水貯蔵槽に約 1,700m³ 及び淡水貯水池に約 18,000m³ の水を保有しており、事象発生 12 時間以降に淡水貯水池から復水貯蔵槽へ水の移送を行うことで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく、復水貯蔵槽を水源とした 7 日間の注水継続が可能である。</u></p> <p>b. <u>使用済燃料プールへの注水</u> 使用済燃料プールへの注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「4.2 想定事故 2」である。 <u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による使用済燃料プール注水において、6 号及び 7 号炉のそれぞれで約 3,300m³ の水が必要であり、6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮すると合計約 6,600m³ の水が必要となる。</u> 水源として、<u>淡水貯水池に約 18,000m³ の水を保有しており、水源を枯渇させることなく 7 日間の注水継続が可能である。</u> (添付資料 6.3.1)</p> <p>(2) 燃料の評価結果 a. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」である。 非常用ディーゼル発電機による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷で <u>6 台 (6 号及び 7 号炉それぞれ 3 台) の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 1,506kL (号炉あたり約 753kL) の軽油が必要となる。復水貯蔵槽給水用可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 又は使用済燃料プール注水用可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) については、保守的に事象発生直後から 8 台 (6 号及び 7 号炉それぞれ 4 台) の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 30kL (号炉あたり約 15kL) の軽</u></p>	<p>水源として、<u>代替淡水貯蔵槽に約 4,300m³ 及び西側淡水貯水設備に約 4,300m³ の水を保有しており、事象発生 43 時間以降に西側淡水貯水設備から代替淡水貯蔵槽へ水の移送を行うことで、代替淡水貯蔵槽を枯渇させることなく、代替淡水貯蔵槽を水源とした 7 日間の注水継続が可能である。</u></p> <p>b. <u>使用済燃料プールへの注水</u> 使用済燃料プールへの注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「4.1 想定事故 1」及び「4.2 想定事故 2」である。 <u>可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料プール注水において、約 2,120m³ の水が必要となる。</u> 水源として、<u>西側淡水貯水設備に約 4,300m³ の水を保有しており、水源を枯渇させることなく 7 日間の注水継続が可能である。</u> (添付資料 6.3.1)</p> <p>(2) 燃料の評価結果 a. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「4.1 想定事故 1」及び「4.2 想定事故 2」である。 非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備 (常設代替高圧電源装置 2 台) による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷で <u>これらの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 755.5kL の軽油が必要となる。可搬型代替注水中型ポンプ (2 台) による代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水中型ポンプ (2 台) の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 12.0kL の軽油が必要</u></p>	<p>水源として、<u>低圧原子炉代替注水槽に約 740m³ 及び輪谷貯水槽 (西 1/西 2) に約 7,000m³ の水を保有しており、低圧原子炉代替注水槽及び輪谷貯水槽 (西 1/西 2) を水源とした 7 日間の注水継続が可能である。</u></p> <p>b. <u>燃料プールへの注水</u> 燃料プールへの注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「4.1 想定事故 1」及び「4.2 想定事故 2」である。 <u>大量送水車による燃料プール注水において、約 2,100m³ の水が必要となる。</u> 水源として、<u>輪谷貯水槽 (西 1/西 2) に約 7,000m³ の水を保有しており、輪谷貯水槽 (西 1/西 2) を水源とした 7 日間の注水継続が可能である。</u> (添付資料 6.3.1)</p> <p>(2) 燃料の評価結果 a. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」、「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」、「2.6 LOCA 時注水機能喪失」である。 非常用ディーゼル発電機等による電源供給については、<u>保守的に事象発生直後からの運転を想定すると 7 日間の運転継続に約 700m³ の軽油が必要となる。常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7 日の運転継続に約 352m³ の軽油が必要となる。大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水については、保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 11m³ の軽油が必</u></p>	<p>・設備設計の相違 設備設計の相違に伴う水量の相違。 【柏崎 6/7, 東海第二】 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、事象発生後から必要な可搬型設備を準備し、使用することを想定。</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 ・水量評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備設計の相違に伴う水量の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。</p> <p>・燃料評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>油が必要となる。<u>代替原子炉補機冷却系専用の電源車</u>については、保守的に事象発生直後から4台(6号及び7号炉それぞれ2台)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約74kL(号炉あたり約37kL)の軽油が必要となる。<u>代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>については、保守的に事象発生直後からの大容量送水車(熱交換器ユニット用)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約22kL(号炉あたり約11kL)の軽油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して6号及び7号炉それぞれで約816kLとなり、同時被災を考慮すると合計約1,632kLの軽油が必要となる。</p> <p>さらに、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機</u>による電源供給については、事象発生直後から7日間の運転継続に約13kLの軽油が必要となる。</p> <p>よって、<u>6号及び7号炉の事故対応に必要な軽油は、合計約1,645kLとなる。</u></p> <p><u>6号及び7号炉のそれぞれの軽油タンクにて備蓄している軽油量の合計は約2,040kL(号炉あたり約1,020kL)であり、必要量の軽油を供給可能である。</u></p> <p>b. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「<u>2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗</u>」である。</p> <p>常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に</p>	<p>となる。</p> <p>さらに、緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後から7日間の運転継続に約70.0kLの軽油が必要となる。</p> <p>よって、事故対応に必要な軽油は、<u>軽油貯蔵タンクにて約800kL、可搬型設備用軽油タンクにて約210kL、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約75kL</u>を備蓄しているため、必要量の軽油を供給可能である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「3.4 水素燃焼」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」である。</p> <p>常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置5台)によ</p>	<p>要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約1,063m³の軽油が必要となる。</p> <p>さらに、<u>緊急時対策所用発電機</u>による電源供給については、事象発生直後からの<u>運転を想定すると</u>、7日間の運転継続に約8m³の軽油が必要となる。</p> <p>よって、事故対応に必要な軽油は、<u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等にて約730m³、ガスタービン発電機用軽油タンクにて約450m³、緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m³</u>を備蓄しているため、必要量の軽油を供給可能である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「<u>3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用する場合)</u>」、「<u>3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</u>」、「<u>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</u>」、「<u>3.4 水素燃焼</u>」、「<u>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</u>」である。</p> <p>常設代替交流電源設備による電源供給については、保守</p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、緊急時対策所用発電機は専用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7、東海第二】 設備設計の相違に伴う備蓄量の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>事象発生直後から3台の運転を想定すると、7日間の運転継続に6号及び7号炉において合計約504kLの軽油が必要となる。<u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉注水及び格納容器スプレイについては、保守的に事象発生直後から8台(6号及び7号炉それぞれ4台)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約42kL(号炉あたり約21kL)の軽油が必要となる。また、代替原子炉補機冷却系専用の電源車については、保守的に事象発生直後から4台(6号及び7号炉それぞれ2台)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約74kL(号炉あたり約37kL)の軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車(熱交換器ユニット用)については、保守的に事象発生直後からの大容量送水車(熱交換器ユニット用)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約22kL(号炉あたり約11kL)の軽油が必要となる。</u></p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して6号及び7号炉において約642kLとなる。</p> <p>さらに、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電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機については、事象発生直後から7日間の運転継続に約13kLの軽油が必要となる。</p> <p>よって、6号及び7号炉の事故対応に必要な軽油は、合計約655kLとなる。</p> <p>6号及び7号炉それぞれの軽油タンク並びに常設代替交流電源設備用燃料タンクにて備蓄している軽油量の合計は約2,140kLであり、必要量の軽油を供給可能である。</p> <p>(添付資料6.3.1)</p> <p>(3) 電源の評価結果</p> <p>全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上、最も負荷が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.4.1 取水機能が喪失した場合」である。常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として、6号</p>	<p>る電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約352.8kLの軽油が必要となる。可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入については、保守的に事象発生直後からの可搬型窒素供給装置の運転を想定すると、7日間の運転継続に約18.5kLの軽油が必要となる。</p> <p>さらに、緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後から7日間の運転継続に約70.0kLの軽油が必要となる。</p> <p>よって、事故対応に必要な軽油は、軽油貯蔵タンクにて約800kL、可搬型設備用軽油タンクにて約210kL、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約75kLを備蓄しているため、必要量の軽油を供給可能である。</p> <p>(添付資料6.3.1)</p> <p>(3) 電源の評価結果</p> <p>全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上、最も負荷が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB)」、「2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)」及び「2.3.3 全交流動力電源喪失(TBP)」</p>	<p>的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約352m³の軽油が必要となる。<u>大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給又はペDESTAL代替注水系(可搬型)によるペDESTAL注水については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約11m³の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については、保守的に事象発生直後からの大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約53m³の軽油が必要となる。可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素供給については、保守的に事象発生直後からの可搬式窒素供給装置の運転を想定すると、7日間の運転継続に約7m³の軽油が必要となる。</u></p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約423m³の軽油が必要となる。</p> <p>さらに、緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約8m³の軽油が必要となる。</p> <p>よって、事故対応に必要な軽油は、<u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等</u>にて約730m³、<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>にて約450m³、<u>緊急時対策所用燃料地下タンク</u>にて約45m³を備蓄しているため、必要量の軽油を供給可能である。</p> <p>(添付資料6.3.1)</p> <p>(3) 電源の評価結果</p> <p>全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上、最も負荷が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」、「2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失</p>	<p>・燃料評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 評価結果の相違に伴う必要量の相違。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、緊急時対策所用発電機は専用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 設備設計の相違に伴う備蓄量の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>炉で約 1,649kW, 7号炉で約 1,615kW が必要となるが, 常設代替交流電源設備の 1台あたりの連続定格容量である 2,950kW 未 満であることから, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>なお, 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合は, 非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定しているが, 6号及び7号炉において重大事故等対策に必要な負荷は, 各号 炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれていることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また, 直流電源については外部電源喪失時においても, 非常用ディーゼル発電機又は常設代替交流電源設備により交流電源を充電器盤に供給することで継続的な直流電源の供給が可能である。なお, 事故シーケンスグループ「2.3 全交流動力電源喪失」においては, 交流電源が事象発生後 24 時間復旧しない場合を想定しており, この場合でも直流電源負荷の制限及び常設代替直流電源設備への切替えの実施により, 事象発生後 24 時間の連続した直流電源の供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 6.3.1)</p>	<p>である。常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置 5 台)の電源負荷については, 重大事故等対策時に必要な負荷として, 約 4,510kW が必要となるが, 常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置 5 台)の連続定格容量である 5,520kW 未 満であることから, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>なお, 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合は, 非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定しているが, 重大事故等対策に必要な負荷は, 非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれていることから, 非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。</p> <p>また, 直流電源については外部電源喪失時においても, 非常用ディーゼル発電機等又は常設代替交流電源設備により交流電源を充電器盤に供給することで継続的な直流電源の供給が可能である。なお, 事故シーケンスグループ「2.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB)」、「2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)」、「2.3.3 全交流動力電源喪失(TBP)」及び「2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失」においては, 交流電源が 24 時間復旧しない場合を想定しており, この場合でも直流電源負荷の制限により, 事象発生後 24 時間の連続した直流電源の供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 6.3.1)</p>	<p>失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗」,「2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」,「2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」である。常設代替交流電源設備の電源負荷については, 重大事故等対策時に必要な負荷として, 約4,268kWが必要となるが, 常設代替交流電源設備の連続定格容量である4,800kW未満であることから, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>なお, 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合は, 非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定しているが, 重大事故等対策に必要な負荷は, 非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから, 非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。</p> <p>また, 直流電源については外部電源喪失時においても, 非常用ディーゼル発電機等又は常設代替交流電源設備により交流電源を充電器盤に供給することで継続的な直流電源の供給が可能である。なお, 事故シーケンスグループ「2.3 全交流動力電源喪失」においては, 交流電源が事象発生後24時間復旧しない場合を想定しており, この場合でも直流電源負荷の切り離し及び所内常設蓄電式直流電源設備への切替えの実施により, 事象発生後24時間の連続した直流電源の供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 6.3.1)</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源設備容量の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備設計の相違に伴う定格容量の相違。 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。 ・PRA結果の相違 【東海第二】 島根 2号炉は, 津波特有の事故シーケンス「直接炉心損傷に至る事象」を有効性評価の対象となる事故シーケンスグループとして選定していない。 ・設備設計の相違 【東海第二】 島根 2号炉は, 所内常設蓄電式直流電源設備への切替えにより, 事象発生後 24 時間の連続供給が可能で設計としている。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 6.1.1</p> <p>他号炉との同時被災時における必要な要員及び資源について</p> <p><u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉運転中に重大事故等が発生した場合、他号炉、6号及び7号炉の使用済燃料プールについても重大事故等が発生すると想定し、それらの対応を含めた同時被災時に必要な要員及び資源について整理する。</u></p> <p><u>現在、1～5号炉は停止状態にあり、各号炉に保有する燃料からの崩壊熱の継続的な除去が必要である。</u>そのため、他号炉を含めた同時被災が発生すると、他号炉への対応が必要となり、<u>6号及び7号炉への対応に必要な要員及び資源の十分性に影響を与えるおそれがある。</u>また、必要な要員及び資源が十分であっても、同時被災による他号炉の状態により、<u>6号及び7号炉への対応が阻害されるおそれもある。</u></p> <p>以上を踏まえ、他号炉を含めた同時被災時に必要な要員及び資源の十分性を確認するとともに、<u>6号及び7号炉の重大事故等時対応への影響の成立性を確認する。</u></p> <p>また、<u>6号及び7号炉の使用済燃料プールを含めた事故対応においても当該号炉の資源が十分であることを併せて確認する。</u></p> <p>1. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性 (1) 想定する重大事故等</p> <p><u>福島第一原子力発電所の事故及び共通要因による複数炉の重大事故等の発生の可能性を考慮し、柏崎刈羽原子力発電所1～7号炉について、全交流動力電源喪失及び使用済燃料プールでのスロッシ</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.1.1</p> <p>同時被災時における必要な要員及び資源について</p> <p><u>東海第二発電所の原子炉運転中に重大事故等が発生した場合、使用済燃料プールについても重大事故等が発生すると想定し、それらの対応を含めて必要な要員、資源について整理する。</u></p> <p><u>なお、使用済燃料乾式貯蔵設備の原子炉等との重大事故等同時被災を想定しても、使用済燃料乾式貯蔵容器への対応を要する状態にはならないため、原子炉及び使用済燃料プールの重大事故等の対応に必要な要員及び資源を使用することはない。</u></p> <p><u>また、東海第二発電所と同一敷地内に設置している東海発電所(廃止措置中、核燃料搬出済み。)等の他事業所の同時被災を想定しても、東海第二発電所の重大事故等の対応に必要な要員及び資源を使用することはない。</u></p> <p>1. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性 (1) 想定する重大事故等</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.1.1</p> <p>他号炉との同時被災時における必要な要員及び資源について</p> <p><u>島根原子力発電所2号炉(以下「2号炉」という。)運転中に重大事故等が発生した場合、他号炉及び2号炉の燃料プールについても重大事故等が発生すると想定し、それらの対応を含めた同時被災時に必要な要員及び資源について整理する。</u></p> <p><u>なお、島根原子力発電所1号炉(以下「1号炉」という。)は、廃止措置中であり、保有する燃料からの崩壊熱の継続的な除去が必要となる。</u></p> <p><u>また、島根原子力発電所3号炉(以下「3号炉」という。)については、初装荷燃料装荷前のため、燃料からの崩壊熱除去が不要である。</u>そのため、他号炉を含めた同時被災が発生すると、<u>他号炉への対応が必要となり、2号炉への対応に必要な要員及び資源の十分性に影響を与えるおそれがある。</u>また、必要な要員及び資源が十分であっても、同時被災による他号炉の状態により、<u>2号炉への対応が阻害されるおそれもある。</u></p> <p>以上を踏まえ、他号炉を含めた同時被災時に必要な要員及び資源の十分性を確認するとともに、<u>他号炉における高線量場の発生を前提として2号炉重大事故等対応の成立性を確認する。</u></p> <p>また、<u>2号炉の燃料プールを含めた事故対応においても当該号炉の要員及び資源が十分であることを併せて確認する。</u></p> <p>1. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性 (1) 想定する重大事故等</p> <p><u>東京電力福島第一原子力発電所の事故及び共通要因による複数炉の重大事故等の発生の可能性を考慮し、1、2号炉について、全交流動力電源喪失及び燃料プールでのスロッシ</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根1号炉は、平成29年4月19日に廃止措置計画認可。 ・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根3号炉は、初装荷燃料装荷前。 ・設備の相違 【東海第二】 島根1、2号炉は、当該設備はなく燃料プールへ燃料を貯蔵。 ・評価条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、1号

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>シングの発生を想定する。なお、<u>1～5号炉の使用済燃料プール</u>において、全保有水喪失を想定した場合は自然対流による空気冷却での使用済燃料の冷却維持が可能と考えられるため^{※1}、必要な要員及び資源を検討する本事象では、使用済燃料プールへの注水実施が必要となるスロッシングの発生を想定した。</p> <p>また、不測の事態を想定し、<u>1～5号炉のうち、いずれか1つの号炉</u>において事象発生直後に内部火災が発生していることを想定する。なお、水源評価に際しては<u>1～5号炉</u>における消火活動による水の消費を考慮する。</p> <p><u>6号及び7号炉</u>について、有効性評価の各シナリオのうち、必要な要員及び資源（水源、燃料及び電源）ごとに最も厳しいシナリオを想定する。</p> <p>表1に想定する各号炉の状態を示す。上記に対して、7日間の対応に必要な要員、必要な資源、<u>6号及び7号炉</u>の対応への影響を確認する。</p> <p>※1 技術的能力 添付資料 1.0.16 「重大事故等時における停止号炉の影響について」参照</p> <p>(2) 必要となる対応操作、必要な要員及び資源の整理 「(1) 想定する重大事故等」にて必要となる対応操作、必要な要員及び7日間の対応に必要な資源について、<u>表2及び図1</u>のとおり整理する。</p> <p>(3) 評価結果 <u>1～5号炉</u>にて「(1) 想定する重大事故等」が発生した場合の必要な要員及び必要な資源についての評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 必要な要員の評価 重大事故等発生時に必要な <u>1～5号炉</u>の対応操作、<u>6号及</u></p>	<p><u>使用済燃料プールに係る重大事故等を除く有効性評価の各シナリオのうち、必要な要員及び資源（水源、燃料及び電源）毎に最も厳しいシナリオを想定する。</u></p> <p><u>使用済燃料プールについてはスロッシングの発生を想定する。</u></p> <p>第1表に想定する状態を示す。上記に対して、7日間の対応に必要な要員、必要な資源への影響を確認する。</p> <p>なお、<u>火災対応に係る要員及び資源は重大事故等対応に必要な要員及び資源と重複利用することがないため、ここでは、火災対応に係る要員及び資源の評価は行わない。</u></p> <p>(2) 評価結果</p> <p>a. 必要な要員の評価</p>	<p>シングの発生を想定する。なお、<u>1号炉の燃料プール</u>において、全保有水喪失を想定した場合は自然対流による空気冷却での使用済燃料の冷却維持が可能と考えられるため^{※1}、必要な要員及び資源を検討する本事象では、燃料プールへの注水実施が必要となるスロッシングの発生を想定した。</p> <p>また、不測の事態を想定し、<u>1号炉</u>において事象発生直後に内部火災が発生していることを想定する。なお、水源評価に際しては<u>1号炉</u>における消火活動による水の消費を考慮する。</p> <p><u>2号炉</u>について、有効性評価の各シナリオのうち、必要な要員及び資源（水源、燃料及び電源）ごとに最も厳しいシナリオを想定する。</p> <p>第1表に想定する各号炉の状態を示す。上記に対して、7日間の対応に必要な要員、必要な資源、<u>2号炉の対応</u>への影響を確認する。</p> <p>※1 技術的能力 添付資料1.0.16 「重大事故等時における停止号炉の影響について」参照</p> <p>(2) 必要となる対応操作、必要な要員及び資源の整理 「(1) 想定する重大事故等」にて必要となる対応操作、必要な要員及び7日間の対応に必要な資源について、<u>第2表及び第1図</u>のとおり整理する。</p> <p>(3) 評価結果 <u>1号炉</u>にて「(1) 想定する重大事故等」が発生した場合の必要な要員及び必要な資源についての評価結果を以下に示す。</p> <p>a. 必要な要員の評価 重大事故等発生時に必要な <u>1号炉</u>の対応操作及び<u>2号</u></p>	<p>炉の燃料プールで全保有水が喪失した場合の評価を実施。</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 プラント基数の相違。</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、1、2号炉の同時被災を想定。</p> <p>・評価条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、1号炉において事象発生直後に内部火災が発生していることを想定。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>び7号炉の使用済燃料プールの対応操作については、各号炉の中央制御室に常駐している運転員、自衛消防隊、緊急時対策要員、<u>10時間以降</u>の発電所外からの参集要員にて対応可能である。</p> <p>(b) 必要な資源の評価 a. 水源 6号及び7号炉において、水源の使用量が最も多い「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u></p>	<p>使用済燃料プールにおける重大事故等発生時は、注水及び除熱が必要である。注水については、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ等の操作が必要となる。除熱については、使用済燃料プールから発生する水蒸気が原子炉建屋原子炉棟内の他の重大事故等対処設備に悪影響を及ぼすことを防止するため、重大事故等対処設備として整備する代替燃料プール冷却系の操作が必要となるが、除熱開始までの時間余裕は第4表及び第7表のとおり1日以上であり、有効性評価の各シナリオで使用済燃料プール同時被災時においても対応可能な要員数を確保していることを確認している。また、評価条件を第2表、第3表、第5表及び第6表に示す。</p> <p>なお、代替燃料プール冷却系による除熱開始までの時間余裕[*]は、以下の式により算出した。</p> $80^{\circ}\text{C到達までの時間}t = \frac{(80^{\circ}\text{C}-\text{初期水温}^{\circ}\text{C}) \times \text{水の比熱}[\text{kJ}/\text{kg}/^{\circ}\text{C}] \times \text{使用済燃料プールの水量}[\text{m}^3] \times \text{水の密度}[\text{kg}/\text{m}^3]}{\text{燃料の崩壊熱}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600}$ <p>※ 代替燃料プール冷却系の最高使用温度が80℃であるため、時間余裕は使用済燃料プール水温が80℃に到達するまでの時間となる</p> <p>b. 必要な資源の評価 (a) 水源 水源の使用量が最も多い「<u>3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合</u>」を想定すると、原子炉注水、格納容</p>	<p>炉の燃料プールの対応操作については、緊急時対策要員及び<u>8時間以降を目安に</u>発電所外から参集する要員にて対応可能である。</p> <p>b. 必要な資源の評価 (a) 水源 2号炉においては、水源の使用量が最も多い「<u>2.1 高圧・低圧注水機能喪失</u>」及び「<u>2.4.2 崩壊熱除去機能</u></p>	<p>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、スロッシング後の蒸発による水位低下開始は7日以降であるため、緊急時対策要員(消防チーム含む)、8時間以降を目安に発電所外から参集する要員にて対応可能。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、1, 2号炉の必要な要員の評価について記載。</p> <p>・水量評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>代替循環冷却を使用しない場合」を想定すると、原子炉注水及び格納容器スプレイの実施のため、7日間で号炉あたり約7,400m³の水が必要となる(6号及び7号炉で約14,800m³)。また、表3に示すとおり、6号及び7号炉における使用済燃料プールへの注水量(通常水位までの回復、水位維持)は、7日間の対応を考慮すると、約2,529m³の水が必要となる(6号及び7号炉で合計約17,329m³)。</p> <p>6号及び7号炉における水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m³及び淡水貯水池に約18,000m³の水を保有しているため、原子炉及び使用済燃料プールの対応に必要な水源は確保可能である(6号及び7号炉で合計約21,400m³)。</p> <p>1～5号炉において、スロッシングによる水位低下の発生後に、遮蔽に必要な高さまで水位を回復させ、蒸発による水位低下を防止するための必要な水量は7日間の対応を考慮すると、約5,896m³となる。</p> <p>1～5号炉における水源として、表3に示す各号炉に必要な水量を各号炉の復水貯蔵槽、ろ過水タンク、純水タンク及びサプレッション・チェンバのプールにて確保する運用であることから、6号及び7号炉における水源を用いなくても1～5号炉の7日間の対応が可能である※2。</p> <p>内部火災に対する消火活動に必要な水源は約180m³であり、各防火水槽及びろ過水タンクに各必要な水量が確保されるため、6号及び7号炉における水源を用いなくても7日間の対応が可能である。</p> <p>なお、1～5号炉においても、使用済燃料プール水がサイフォン現象により流出する場合に備え、6号及び7号炉と同様のサイフォンブレイク孔を設け、サイフォン現象によ</p>	<p>器スプレイによる7日間の対応に、約5,490m³の水が必要となる。また、水源評価の観点から、保守的に代替燃料プール冷却系による除熱に期待せず使用済燃料プールへの注水が継続することを想定した場合、7日間の対応に必要な使用済燃料プールへの注水量(通常水位までの水位回復及びその後の水位維持)は、第9表に示すとおり約490m³となる。したがって、7日間の対応に合計約5,980m³の水が必要となる。これに対して、代替淡水貯槽に約4,300m³、西側淡水貯水設備に約4,300m³の合計約8,600m³の水を保有しているため、同時被災時においても7日間の対応は可能である。また、評価条件を第8表に示す。</p> <p>なお、事象発生から7日間で必要となる使用済燃料プールへの注水量は、以下の式により算出した。</p> $\text{沸騰までの時間}[h] = \frac{(100[\text{C}] - \text{初期水温}[\text{C}]) \times \text{水の比熱}[kJ/kg/\text{C}] \times \text{使用済燃料プールの水量}[m^3] \times \text{水の密度}[kg/m^3]}{\text{燃料の崩壊熱}[MW] \times 10^3 \times 3600}$ $1 \text{ 時間当たりの注水必要量}[m^3/h] = \frac{\text{燃料の崩壊熱}[MW] \times 10^3 \times 3600}{\text{水の密度}[kg/m^3] \times \text{蒸発潜熱}[kJ/kg]}$ <p>7日間で必要となる注水量[m³] = (168時間[h] - 沸騰までの時間[h]) × 1時間当たりの注水必要量[m³/h]</p>	<p>喪失(残留熱除去系が故障した場合)」を想定すると、原子炉注水及び格納容器スプレイの実施のため、7日間で約3,600m³の水が必要となる。また、第3表に示すとおり、2号炉における燃料プールへの注水量(通常水位までの回復、水位維持)は、7日間の対応を考慮すると、約574m³の水が必要となる(合計約4,174m³)。</p> <p>2号炉における水源として、低圧原子炉代替注水槽に約740m³及び輪谷貯水槽(西1/西2)に約7,000m³の水を保有しているため、原子炉及び燃料プールの対応に必要な水源は確保可能である(合計約7,740m³)。</p> <p>1号炉において、スロッシングによる水位低下を想定しても、遮蔽に必要な水位を維持しており、燃料プール水温が100℃に到達するのは約11日後であり、7日間で燃料プールへの注水は必要ない。なお、スロッシングによる水位低下を回復させるために必要な水量を考慮すると、約180m³となる。</p> <p>1号炉における水源として、第3表に示す必要な水量を純水タンク、ろ過水タンク等にて確保する運用であることから、2号炉における水源を用いなくても1号炉の7日間の対応が可能である※2。</p> <p>内部火災に対する消火活動に必要な水源は約32m³であり、ろ過水タンクに必要な水量が確保されるため、2号炉における水源を用いなくても7日間の対応が可能である。</p> <p>なお、1号炉においても、燃料プール水がサイフォン現象により流出する場合に備え、2号炉と同様のサイフォンブレイク配管を設け、サイフォン現象による燃料プ</p>	<p>・水量評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、1号炉の水源の評価について記載。</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、スロッシング後の蒸発による水位低下開始は7日以降。</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>る使用済燃料プール水の流出を停止することが可能な設計としている。</p> <p>また、スロッシングによる水位低下により、<u>線量率が上昇し原子炉建屋オペレーティングフロアでの使用済燃料プールへの注水操作が困難になる場合に備え、消火系、常設代替交流電源設備又は電源車により給電した残留熱除去系、復水補給水系、燃料プール補給水系等</u>、当該現場作業を必要としない注水手段を確保している。<u>さらに、あらかじめ注水用ホースを設置することで、原子炉建屋オペレーティングフロアでの注水操作が可能な設計としている。</u></p> <p>注水及び給電に用いる設備の台数と共用の関係は表4に示すとおりである。<u>常設代替交流電源設備は発電所全体で4台保有しており、6号及び7号炉での重大事故等の対応に必要な台数は2台であるため、予備機を1～5号炉での対応で使用することも可能である。また、電源車を用いることで復水補給水系、燃料プール補給水系等への給電も実施可能である。</u></p> <p>※2 <u>使用済燃料プール（原子炉ウェル及びD/Sピットを含む）の通常水位までの回復を想定した場合、1～5号炉においては、内部火災に対する消火活動に必要な水量と合わせ、合計約10,792m³の水が必要となる（1～7号炉で合計約13,321m³）。</u></p> <p>したがって、<u>使用済燃料プールの通常水位までの回復及び運転中の原子炉での事故対応を想定すると、1～7号炉にて合計約28,121m³の水が必要である。しかし、6号及び7号炉の復水貯蔵槽及び淡水貯水池における保有水は約21,400m³であり、1～5号炉の復水貯蔵槽、ろ過水タンク、純水タンク、サプレッション・チェンバ・プール等の確保される保有水量は約5,800m³以上である（合計約27,200m³以上）。</u>これらの合計量は、<u>6号及び7号炉の重大事故等対応及び1～5号炉の内部火災（7日間で5箇所）への対応を実施したうえで、1～5号炉の使用済燃料プール（原子炉ウェル及びD/Sピットを含む）の水位を通常水位から約0.5m下の水位まで回復させ、その後7日間の水位維持が可能となる</u></p>		<p>ール水の流出を停止することが可能な設計としている。</p> <p>また、スロッシングによる水位低下に伴う原子炉建物5階（燃料取替階）の線量率の上昇はないが、<u>線量率上昇により、原子炉建物5階（燃料取替階）での燃料プールへの注水操作が困難になる場合に備え、高圧発電機車により給電した消火系、復水輸送系、補給水系による当該現場作業を必要としない注水手段を確保している。</u></p> <p><u>1号炉の注水及び給電に用いる設備の台数と共用の関係は第4表に示すとおりである。高圧発電機車は1号炉用として、1台確保している。また、高圧発電機車を用いることで復水輸送系、補給水系、消火系等への給電も実施可能である。</u></p> <p>※2 <u>燃料プールの通常水位までの回復を想定した場合、1号炉においては、内部火災に対する消火活動に必要な水源と合わせ、合計約212m³の水が必要となる。（1、2号炉で合計約786m³）</u></p> <p>したがって、<u>燃料プールの通常水位までの回復及び運転中の原子炉での事故対応を想定すると、1、2号炉にて合計4,386m³の水が必要である。2号炉の低圧原子炉代替注水槽及び輪谷貯水槽（西1/西2）における保有水は約7,740m³であり、ろ過水タンク、純水タンク等の確保される保有水量は約2,800m³以上である（合計約10,540m³以上）。</u></p> <p>これらの合計量は、<u>2号炉の重大事故等対応及び1号炉の内部火災への対応を実施したうえで、1号炉の燃料プールの水位を通常水位まで回復させ、その後7日間の水位維持を可能となる水量である。7日以降については十分時間余裕があるた</u></p>	<p>【柏崎6/7】 サイフォンブレイクにおける構造の相違。 ・評価結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根1号炉は、スロッシング後の蒸発による水位低下開始は7日以降。 ・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 注水手段の相違。</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 電源供給設備の相違。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根1号炉は、廃止措置段階のため原子炉ウェル及びD/Sピットは水抜きしている。</p> <p>・水量評価結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根1号炉は、廃止措置段階のため原子炉</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>水量である。7日間に降については十分時間余裕があるため、外部からの水源供給や支援等にも期待できることから、<u>1～5号炉の使用済燃料プールの水位を通常水位まで回復させることが可能である。</u></p> <p>b. 燃料（軽油）</p> <p><u>6号及び7号炉において、軽油の使用量が最も多い「<u>高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</u>」を想定すると、非常用ディーゼル発電機（3台/号炉）の7日間の運転継続に号炉あたり約753kL^{**3}、復水貯蔵槽補給用可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（4台/号炉）の7日間の運転継続に号炉あたり約15kL、代替原子炉補機冷却系専用の電源車（2台/号炉）の7日間の運転継続に号炉あたり約37kL^{**3}、代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車（熱交換器ユニット用）の7日間の運転継続に号炉あたり約11kLの軽油が必要となる。また、6号及び7号炉の使用済燃料プールへの注水には、<u>使用済燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（6号及び7号炉で8台）の7日間の運転継続に約30kLが必要となる^{**4}。加えて、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機の7日間運転継続は約13kL^{**3}の軽油が必要となる（6号及び7号炉での事故対応、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機にて使用する軽油：合計約1,675kL）。</u></u></p> <p><u>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL（6号及び7号炉合計約2,040kL）の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールの事故対応、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機への電源供給について、7日間の対応は可能である。</u></p> <p><u>1～5号炉の使用済燃料プールの注水設備への電源供給に使用する軽油の使用量として、保守的に最大負荷で非常用ディーゼル発電機（2台/号炉）が起動した場合を想定しており（「(1)想定する重大事故等」では常設代替交流電源設</u></p>	<p>(b) 燃料（軽油）</p> <p><u>軽油貯蔵タンクの軽油消費量が最も多い「2.1 高压・低压注水機能喪失」等を想定すると、非常用ディーゼル発電機（2台）及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機並びに常設代替交流電源設備（常設代替高压電源装置2台）の7日間の運転継続に約755.5kL^{**}が必要となる。この中に使用済燃料プールへの対応に必要な負荷も考慮されていること、軽油貯蔵タンクに約800kLの軽油を保有していることから、原子炉及び使用済燃料プールの対応について、7日間の対応は可能である。</u></p> <p><u>可搬型設備用軽油タンクの軽油消費量が最も多い「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」等を想定すると、可搬型窒素供給装置の7日間の運転継続に約18.5kL^{**}が必要となる。これに可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料プールへの注水を考慮すると、更に約12.0kL必要となるが、可搬型設備用軽油タンクに約210kLの軽油を保有していることから、原子炉及び使用済燃料プールの7日間の対応は可能である。</u></p>	<p>め、外部からの水源供給や支援等にも期待できることから、<u>1号炉の燃料プールの水位維持は可能である。</u></p> <p>(b) 燃料（軽油）</p> <p><u>2号炉において、軽油の使用量が最も多い「2.1 高压・低压注水機能喪失」、「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「2.6 LOCA時注水機能喪失」を想定すると、非常用ディーゼル発電機（2台）の7日間の運転継続に約544m^{3**3}、高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機の7日間の運転継続に約156m^{3**3}、ガスタービン発電機の7日間の運転継続に約352m^{3**3}、低压原子炉代替注水槽への補給及び燃料プールスプレイ系に使用する大量送水車の7日間の運転継続に約11m^{3**3}の軽油が必要となる。（合計約1,063m³）</u></p> <p><u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等及びガスタービン発電機用軽油タンクにて合計約1,180m³の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、2号炉の原子炉及び燃料プールの事故対応について、7日間の対応は可能である。</u></p> <p><u>1号炉の燃料プールの注水設備への電源供給に使用する軽油の使用量として、保守的に最大負荷で高压発電機車を起動した場合を想定しており、事象発生から7日間使用した場合に必要な燃料消費量は、約19m³である。</u></p>	<p>ウェル及びD/Sピットは水抜きしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 運用の相違 【柏崎6/7】 島根1号炉は、蒸発開始が7日以降であるため、スロッシング後に通常水位まで補給を実施。 解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 解析結果による評価対象シナリオの相違。 燃料評価結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、緊急時対策所用発電機は専用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能。 記載方針の相違 【東海第二】 島根1号炉の燃料の評価について記載。 燃料評価結果の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>備及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の軽油を上回る保守的な想定</u>), 7日間で号炉あたりの必要な軽油は約632kLとなる(1~5号炉で合計約3,160kL)。なお, 1~5号炉における使用済燃料プールへの注水と, 内部火災が発生した号炉における消火活動に対して, <u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)(注水と消火でそれぞれ1台)の7日間の運転継続を想定すると約22kLが必要となる。</u></p> <p><u>1~5号炉の各軽油タンクにて約632kL(1~5号炉合計約3,160kL)の軽油を保有しており, これらの使用が可能であることから, 1~5号炉の使用済燃料プールの注水及び火災が発生した号炉での消火活動について, 6号及び7号炉における軽油を使用しなくても7日間の対応は可能である。</u></p> <p>※3 保守的に事象発生直後から運転を想定し, 燃費は最大負荷時を想定。</p> <p>※4 <u>使用済燃料プールへの必要な補給量は小さく時間余裕も長いことから, 復水貯蔵槽の補給に使用している可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いて注水を実施することも可能であるが, 軽油の消費量の計算においては保守的に復水貯蔵槽の補給に使用している可搬型代替注水ポンプ(A-2級)とは別の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いて使用済燃料プールへの補給を行うことを想定する。</u></p> <p>c. 電源 <u>常設代替交流電源設備, 電源車等による電源供給により, 重大事故等の対応に必要な負荷(計器類)に電源供給が可能である。なお, 常設代替交流電源設備, 電源車等による給電ができない場合に備え, デジタルレコーダ接続等の手</u></p>	<p>緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは全ての事故シナシナグループ等で使用を想定するが, 同時被災の有無に関わらず緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に約70.0kL[*]の軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約75kLの軽油を保有していることから, 原子炉及び使用済燃料プールの7日間の対応は可能である。</p> <p>※ 保守的に事象発生直後から運転を想定し, 燃費は最大負荷時を想定。</p> <p>(c) 電源</p>	<p><u>1号炉の燃料プールの注水設備に使用する軽油の使用量として, 大量送水車を想定しており, 7日間で必要な燃料消費量は, 11m³となる。</u></p> <p>なお, <u>1号炉における内部火災が発生した場合の消火活動に対しても, 化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車の7日間の運転継続を仮定すると約10m³[*]必要となる。(合計約40m³)</u></p> <p><u>1号炉のディーゼル発電機燃料地下タンクにて約78m³の軽油を保有しており, これらの使用が可能であることから, 1号炉の燃料プールの事故対応及び内部火災の消火活動について, 7日間の対応は可能である。</u></p> <p>緊急時対策所用燃料地下タンクはすべての事故シナシナグループ等で使用を想定するが, 同時被災の有無に関わらず緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に約8m³[*]の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³の軽油を保有していることから, 原子炉及び燃料プールの7日間の対応は可能である。</p> <p>※3 保守的に事象発生直後から運転を想定し, 燃費は最大負荷時を想定する。</p> <p>(c) 電源 <u>高圧発電機車による電源供給により, 重大事故等の対応に必要な負荷(計器類)に電源供給が可能である。なお, 高圧発電機車による給電ができない場合に備え, 可搬型計測器接続の手順を用意している。</u></p>	<p>【柏崎6/7】 ・設備の相違 【柏崎6/7】 火災消火に使用する設備の相違。</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は, 緊急時対策所用発電機は専用の燃料タンクを有している。</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は, 大量送水車1台にて複数の注水手段を兼用。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>順を用意している。</p> <p>(4) <u>6号及び7号炉の重大事故等時対応への影響について</u> (3) 評価結果に示すとおり、重大事故等発生時に必要となる対応操作は、<u>各号炉の中央制御室に常駐している運転員、自衛消防隊、緊急時対策要員及び10時間以降の発電所外からの参集要員にて対応可能であることから、6号及び7号炉の重大事故等に対応する要員に影響を与えない。</u></p> <p><u>6号及び7号炉の各資源にて当該号炉の原子炉及び使用済燃料プールにおける7日間の対応が可能であり、また、1～5号炉の各資源にて1～5号炉の使用済燃料プール及び内部火災における7日間の対応が可能である。</u> 以上のことから、<u>1～5号炉に重大事故等が発生した場合にも、6号及び7号炉の重大事故等時の対応への影響はない。</u></p> <p>2. <u>他号炉における高線量場発生による6号及び7号炉対応への影響</u> 1. <u>同時被災時に必要な要員及び資源の十分性で想定する事故時の1～5号炉の使用済燃料プールにおいて、スロッシング等の水位低下による現場線量率上昇は、以下の資料で示すとおり、6号及び7号炉の重大事故等時の対応に影響するものではない。</u> 技術的能力 「添付資料 1.0.16 重大事故等発生時における停止号炉の影響について」 「添付資料 1.0.2 補足資料 10 1～7号炉同時発災時におけるアクセスルートへの影響」</p>	<p><u>使用済燃料プールへの注水、代替燃料プール冷却系による除熱に係る電源負荷容量は、常設代替交流電源設備の設計において考慮している。このため、常設代替交流電源設備からの電源供給により、重大事故等の対応に必要な負荷に電源供給が可能である。</u></p> <p>(3) <u>重大事故等時対応への影響について</u> 「(2) 評価結果」に示すとおり、重大事故等時に必要となる対応操作は、<u>当直(運転員)、発電所構内に常駐している災害対策要員及び2時間以降の発電所構外からの参集要員にて対応可能であることから、重大事故等に対応する要員に影響を与えない。</u></p> <p><u>確保する各資源にて原子炉及び使用済燃料プールにおける7日間の対応が可能である。</u></p> <p>以上のことから、<u>原子炉及び使用済燃料プールで同時に重大事故等が発生した場合にも、その対応への影響はない。</u></p>	<p>(4) <u>2号炉の重大事故等時の対応への影響について</u> 「(3) 評価結果」に示すとおり、重大事故等時に必要となる対応操作は、<u>緊急時対策要員及び8時間以降を目安に発電所外から参集する要員にて対応可能であることから、2号炉の重大事故等に対応する要員に影響を与えない。</u></p> <p><u>2号炉の各資源にて原子炉及び燃料プールにおける7日間の対応が可能であり、また、1号炉の各資源にて1号炉の燃料プール及び内部火災における7日間の対応が可能である。</u> 以上のことから、<u>1号炉に重大事故等が発生した場合にも、2号炉の重大事故等時対応への影響はない。</u></p> <p>2. <u>1号炉における高線量場発生による2号炉対応への影響</u> 「1. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性」で想定する事故時の1号炉の燃料プールにおいて、<u>スロッシング等の水位低下による現場線量率上昇は、以下の資料で示すとおり、2号炉の重大事故時対応に影響するものではない。</u> 技術的能力 「添付資料 1.0.16 重大事故等発生時における停止号炉の影響について」 「添付資料 1.0.2 補足資料 6 1～3号炉同時発災時におけるアクセスルートへの影響」</p>	<p>・設備の相違 島根2号炉は、1号炉の電源の評価について記載。</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、緊急時対策要員に消防チームを含む。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、参集要員の参集目安を8時間以降としている。</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、1号炉の対策を記載。</p> <p>・評価条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、1号炉の燃料プールで全保有水が喪失した場合の評価を実施。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. まとめ</p> <p>1. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性及び2. 他号炉における高線量場発生による6号及び7号炉対応への影響に示すとおり、高線量場の発生を含め、<u>1～5号炉</u>に重大事故等が発生した場合にも、<u>6号及び7号炉</u>の重大事故等の対応は可能である。</p>	<p>2. まとめ</p> <p><u>原子炉及び使用済燃料プールにおいて同時に重大事故等が発生した場合に必要な要員、資源について評価した。その結果、有効性評価の各シナリオで対応可能な要員を確保していること、7日間の対応に必要な水源、燃料及び電源を確保していることを確認した。</u></p>	<p>3. まとめ</p> <p><u>「1. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性」及び「2. 他号炉における高線量場発生による2号炉対応への影響」</u>に示すとおり、高線量場の発生を含め、<u>1号炉</u>に重大事故等が発生した場合にも、<u>2号炉</u>の重大事故等の対応は可能である。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																								
<p align="center">表 1 想定する各号炉の状態</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>6号及び7号炉</th> <th>1～5号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>要員</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 使用済燃料プールでのスロッシング発生 「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」^{※1} 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV 再閉失敗」 </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失^{※2} 使用済燃料プールでのスロッシング発生^{※3} 内部火災^{※4} </td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 使用済燃料プールでのスロッシング発生 「霰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用しない場合」 「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」^{※1} </td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失^{※2} 使用済燃料プールでのスロッシング発生 「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」^{※1} 「高圧溶融物放出/格納容器秀開気直接加熱」 </td> <td></td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 使用済燃料プールでのスロッシング発生 「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」^{※1} 「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」 </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 サイフォン現象による漏えいは、各号炉 (1～7号炉) のサイフォン発生防止用の逆止弁及びサイフォンブレイク孔により停止される。したがって、この漏えいによる影響はスロッシングによる溢水に包絡されるため、スロッシングによる漏えいを想定する。</p> <p>※2 燃料については消費量の観点から非常用ディーゼル発電機の運転継続を想定する。</p> <p>※3 使用済燃料プールへの注水が必要となるスロッシングの発生を想定する。</p> <p>※4 6号及び7号炉は火災防護措置が強化されることから、1～5号炉での内部火災の発生を想定する。また、1～5号炉で複数の内部火災を想定することが考えられるが、時間差で発生することを想定し、全交流動力電源喪失及び使用済燃料プールでのスロッシングと同時に発生する内部火災としては1つの号炉とする。ただし、消火活動に必要な水源は、5号炉 (1～5号炉) 分の消費を想定する。</p>	項目	6号及び7号炉	1～5号炉	要員	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 使用済燃料プールでのスロッシング発生 「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」^{※1} 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV 再閉失敗」 	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失^{※2} 使用済燃料プールでのスロッシング発生^{※3} 内部火災^{※4} 	水源	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 使用済燃料プールでのスロッシング発生 「霰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用しない場合」 「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」^{※1} 		燃料	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失^{※2} 使用済燃料プールでのスロッシング発生 「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」^{※1} 「高圧溶融物放出/格納容器秀開気直接加熱」 		電源	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 使用済燃料プールでのスロッシング発生 「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」^{※1} 「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」 		<p align="center">第1表 想定する状態</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>要員</td> <td>(有効性評価の各事故シーケンスグループ等で使用済燃料プール同時被災時に対応可能な要員数を確保していることを確認)</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」 「4.2 想定事故2」 (使用済燃料プール漏えい) ^{※1} </td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」等^{※2} (軽油貯蔵タンクの評価) 「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」 (可搬型設備用軽油タンクの評価) 各事故シーケンスグループ等^{※3} (緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクの評価) </td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 「4.2 想定事故2」 (使用済燃料プール漏えい) </td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 同時被災時の使用済燃料プール状態を想定する。また、サイフォン現象による漏えい量より、スロッシングによる溢水量の方が多いため、スロッシングによる漏えいを想定する。</p> <p>※2 燃料については、消費量を保守的に評価する観点から、外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備の運転を継続させる状態を想定する。</p> <p>※3 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは緊急時対策所用発電機専用の燃料タンクであるため、燃料消費量は事故シーケンスグループ等に依存しない。</p>	項目	状態	要員	(有効性評価の各事故シーケンスグループ等で使用済燃料プール同時被災時に対応可能な要員数を確保していることを確認)	水源	<ul style="list-style-type: none"> 「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」 「4.2 想定事故2」 (使用済燃料プール漏えい) ^{※1} 	燃料	<ul style="list-style-type: none"> 「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」等^{※2} (軽油貯蔵タンクの評価) 「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」 (可搬型設備用軽油タンクの評価) 各事故シーケンスグループ等^{※3} (緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクの評価) 	電源	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 「4.2 想定事故2」 (使用済燃料プール漏えい) 	<p align="center">第1表 想定する各号炉の状態</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>2号炉</th> <th>1号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>要員</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 燃料プールでのスロッシング発生 「3.1.3 霰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用しない場合」 「4.2 想定事故2」^{※1} </td> <td></td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 燃料プールでのスロッシング発生 「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」^{※1} 「4.2 想定事故2」^{※1} </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失^{※2} 燃料プールでのスロッシング発生^{※3} 内部火災^{※3} </td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 燃料プールでのスロッシング発生 「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」^{※1} 「4.2 想定事故2」^{※1} </td> <td></td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 燃料プールでのスロッシング発生 「2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +HPCS失敗」 「4.2 想定事故2」^{※1} </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 サイフォン現象による漏えいは、サイフォンブレイク配管により停止される。したがって、この漏えいによる影響はスロッシングによる溢水に包絡されるため、燃料プールからの漏えいを想定する。</p> <p>※2 燃料については高圧常置発電機の運転継続を想定する。</p> <p>※3 2号炉は火災防護措置が強化されることから、1号炉での内部火災を想定する。</p>	項目	2号炉	1号炉	要員	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 燃料プールでのスロッシング発生 「3.1.3 霰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用しない場合」 「4.2 想定事故2」^{※1} 		水源	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 燃料プールでのスロッシング発生 「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」^{※1} 「4.2 想定事故2」^{※1} 	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失^{※2} 燃料プールでのスロッシング発生^{※3} 内部火災^{※3} 	燃料	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 燃料プールでのスロッシング発生 「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」^{※1} 「4.2 想定事故2」^{※1} 		電源	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 燃料プールでのスロッシング発生 「2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +HPCS失敗」 「4.2 想定事故2」^{※1} 		<ul style="list-style-type: none"> 解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 解析結果による評価対象シナリオの相違。 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】
項目	6号及び7号炉	1～5号炉																																									
要員	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 使用済燃料プールでのスロッシング発生 「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」^{※1} 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV 再閉失敗」 	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失^{※2} 使用済燃料プールでのスロッシング発生^{※3} 内部火災^{※4} 																																									
水源	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 使用済燃料プールでのスロッシング発生 「霰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用しない場合」 「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」^{※1} 																																										
燃料	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失^{※2} 使用済燃料プールでのスロッシング発生 「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」^{※1} 「高圧溶融物放出/格納容器秀開気直接加熱」 																																										
電源	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 使用済燃料プールでのスロッシング発生 「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」^{※1} 「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」 																																										
項目	状態																																										
要員	(有効性評価の各事故シーケンスグループ等で使用済燃料プール同時被災時に対応可能な要員数を確保していることを確認)																																										
水源	<ul style="list-style-type: none"> 「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」 「4.2 想定事故2」 (使用済燃料プール漏えい) ^{※1} 																																										
燃料	<ul style="list-style-type: none"> 「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」等^{※2} (軽油貯蔵タンクの評価) 「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」 (可搬型設備用軽油タンクの評価) 各事故シーケンスグループ等^{※3} (緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクの評価) 																																										
電源	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 「4.2 想定事故2」 (使用済燃料プール漏えい) 																																										
項目	2号炉	1号炉																																									
要員	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 燃料プールでのスロッシング発生 「3.1.3 霰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用しない場合」 「4.2 想定事故2」^{※1} 																																										
水源	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 燃料プールでのスロッシング発生 「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」^{※1} 「4.2 想定事故2」^{※1} 	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失^{※2} 燃料プールでのスロッシング発生^{※3} 内部火災^{※3} 																																									
燃料	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 燃料プールでのスロッシング発生 「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」^{※1} 「4.2 想定事故2」^{※1} 																																										
電源	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 燃料プールでのスロッシング発生 「2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +HPCS失敗」 「4.2 想定事故2」^{※1} 																																										

表2 同時被災時の1～5号炉の対応操作, 6号炉及び7号炉の使用済燃料プールの対応操作, 必要な要員及び資源

必要となる対応操作	対応操作概要	対応要員	必要な資源
非常用ディーゼル発電機等の現場確認, 直流電源の負荷制限	非常用ディーゼル発電機等の現場の状態確認及び直流電源の長時間供給のための負荷制限を実施する	運転員	-
内部火災に対する消火活動	建屋内での火災を想定し, 当該火災に対する現場確認・消火活動を実施する	自衛消防隊 (運転員を含む)	○水源 (36m ³ /号炉×5 (1~5号炉)) ○燃料 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) : 約4KL (21L/h×24h×7日×1台) 又は ディーゼル駆動消火ポンプ: 約6KL (32L/h×24h×7日×1台)
各注水系 (復水補給水系, 燃料プール補給水系, 消火系, 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)) による使用済燃料プールへの注水	各注水系による使用済燃料プールへの給水を行い, 使用済燃料からの前藏熱の継続的な除去を行う	運転員及び10時間以降の発電所外からの参事要員	○水源 (詳細は表3参照) 1号炉: 約280m ³ 2号炉: 約1,401m ³ 3号炉: 約1,425m ³ 4号炉: 約1,366m ³ 5号炉: 約1,424m ³ 6号炉: 約8,654m ³ 7号炉: 約8,675m ³ ※6号炉及び7号炉については有効性評価「常期圧力・速度による動的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用しない場合」で想定している水源も含む ○燃料 1~5号炉 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) : 約18KL (21L/h×24h×7日×5台) 6号及び7号炉 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) : 約30KL (21L/h×24h×7日×4台/号炉)
常設代替交流電源設備等による給電	常設代替交流電源設備等による給電・受電操作を実施する	緊急時対策要員及び運転員	○燃料 非常用ディーゼル発電機: 約3,160KL (1,879L/h×24h×7日×10台) ※全交流動力電源喪失のため, 実際は常設代替交流電源設備で給電することになるが, 燃料消費量を保守的に見積もる観点から, 非常用ディーゼル発電機 (2台/号炉) の運転を想定
燃料給油作業	常設代替交流電源設備及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級) に給油を行う	緊急時対策要員	-

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

- ・評価条件の相違
- 【東海第二】
島根2号炉は, 1号炉の燃料プールで全保有水が喪失した場合の評価を実施。
- ・設備及び運用の相違
- 【柏崎6/7】
設備及び運用の相違に伴う対応操作及び必要な資源の相違。
- ・設備の相違
- 【柏崎6/7】
火災消火に使用する設備の相違。
- ・解析結果の相違
- 【柏崎6/7】
解析結果による評価対象シナリオの相違。
- ・水量評価結果の相違
- 【柏崎6/7】
- ・燃料評価結果の相違
- 【柏崎6/7】

第2表 同時被災時の1, 2号炉の燃料プールの対応操作, 必要な要員及び資源

必要となる対応操作	対応操作概要	対応要員	必要な資源
内部火災に対する消火活動	建物内の火災を想定し, 当該火災に対する現場確認・消火活動を実施する。	消防チーム (運転員を含む)	○水源 32m ³ ○燃料 化学消防自動車: 約5m ³ (0.0275 m ³ /h×24h×7日×1台) 小型動力ポンプ付水槽車: 約5m ³ (0.025 m ³ /h×24h×7日×1台)
各注水系による燃料プールへの注水 (復水輸送系, 燃料プール補給水系, 消火系, 大量送水車による燃料プールへの給水, 2号炉は有効性評価のシナリオを想定)	各注水系による燃料プール及び格納容器への給水を行い, 燃料プールからの前藏熱の継続的な除去を行う。	運転員, 復旧班要員, 8時間以降を目安に発電所外から参集する要員	○水源 (詳細は表3参照) ・1号炉: 180m ³ ・2号炉: 4,174m ³ ※2号炉については有効性評価「2.1 高圧・低圧注水機能喪失, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」で想定している水源 (3,600m ³) も含む ○燃料 ・1号炉 大量送水車: 11m ³ (0.0652m ³ /h×24h×7日×1台) ・2号炉 大量送水車: 11m ³ (0.0652m ³ /h×24h×7日×1台)
高圧発電機車による給電, 受電	高圧発電機車による給電, 受電操作を実施する。	運転員, 復旧班要員, 8時間以降を目安に発電所外から参集する要員	○燃料 高圧発電機車: 19m ³ (0.11m ³ /h×24h×7日×1台)
燃料給油作業	大量送水車及び高圧発電機車に給油を行う	復旧班要員	-

表3 各号炉の必要な水量(平成26年10月時点での崩壊熱により計算)

炉心燃料	KK1		KK2		KK3		KK4		KK5		KK6		KK7	
	停止中	SFP	停止中	SFP	停止中	SFP	停止中	SFP	停止中	SFP	停止中	SFP	停止中	SFP
原子炉開放状態	全燃料取り出し	開放(プールゲート閉)	全燃料取り出し	開放(プールゲート閉)	全燃料取り出し	開放(プールゲート閉)	全燃料取り出し	開放(プールゲート閉)	全燃料取り出し	開放(プールゲート閉)	全燃料取り出し	開放(プールゲート閉)	全燃料取り出し	開放(プールゲート閉)
水位	710	710	710	710	710	710	710	710	710	710	690	690	710	710
想定するプラントの状態	スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失	スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失	スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失	スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失	スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失	スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失	スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失	スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失	スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失	スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失	スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失	スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失	スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失	スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失
スロッシング量[m ³]	710	710	710	710	710	710	710	710	710	710	690	690	710	710
65℃到達までの時間[hour]	38	42	35	33	35	33	45	33	33	33	15	15	15	15
100℃到達までの時間[hour]	91	100	85	80	85	80	107	80	80	80	36	36	36	36
必要な注水量①[m ³]	84	52	76	103	76	103	43	103	103	103	564	564	565	565
事故発生からTAP到達までの時間[hour]	336	471	396	398	396	398	492	398	398	398	248	248	245	245
通常運転水位(オーバーフロー水位)から必要な水位差②[m]	4.0	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	2.1	2.1	2.1	2.1
必要な注水量②[m ³]	280	1,401	1,425	1,366	1,425	1,366	1,366	1,424	1,424	1,424	767	767	786	786
必要な注水量③[m ³]	1,956	2,172	2,196	2,115	2,196	2,115	2,115	2,173	2,173	2,173	1,254	1,254	1,275	1,275

※1 1~5号炉の注水量は、6号及び7号炉の評価結果に基づきスロッシングによる注水量を設定(1~5号炉の使用燃料プールは6号及び7号炉に比べて保有水量やプール表面積が小さいため注水量は少なく考えられる)。また、必要な注水量は原子炉開放状態(プールゲート閉)を考慮して評価。
 ※2 「必要な注水量①」: 蒸発による水位低下防止に必要な注水量。「必要な注水量②」: 必要な遮蔽水位(原子炉建屋オペレーティングフロアの現場の線量率が10mSv/h以下となる水位(遮蔽水位の計算に用いた各号炉の線源の強度は保守的な6号及び7号炉の線源強度を参照))まで回復させ、その後の水位維持に必要な注水量(使用済燃料プール、原子炉ウエル及びD/Sピットを考慮)。「必要な注水量③」: 通常水位までの回復及びその後7日間通常水位を維持するために必要な注水量。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

第3表 1, 2号炉の必要な水量

	1号炉		2号炉	
	廃止措置中 ^{※1}		運転中 ^{※1}	
炉心燃料	炉	燃料プール	炉	燃料プール
原子炉開放状態	全燃料取り出し		装荷済	
水位	開放(プールゲート閉)		未開放(プールゲート閉)	
想定するプラントの状態	スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失		スロッシングによる漏れ+全流動力電源喪失	
スロッシング溢水量 ^{※2} (m ³)	180		180	
65℃到達までの時間(hr)	111		17.94	
100℃到達までの時間(hr)	266.4		43.07	
必要な注水量① ^{※3} (m ³)	-		394	
事象発生からTAP到達までの時間(hr)	1,579		306.03	
通常水位(オーバーフロー水位)から必要な遮蔽水位 ^{※4} までの水位差(m)	5.6		2.6	
必要な注水量② ^{※3} (m ³)	180		574	

- ※1 廃止措置中の1号炉は平成27年4月時点での崩壊熱により算出。2号炉はプラント停止50日後の崩壊熱により算出。
- ※2 1号炉の溢水量は、2号炉の評価結果に基づきスロッシングによる溢水量を設定(1号炉の燃料プールは2号炉に比べて保有水量や表面積が小さいため溢水量は少なくなると考えられる)。
- ※3 「必要な注水量①」: 蒸発による水位低下防止に必要な注水量。「必要な注水量②」: 通常水位までの回復及びその後7日間通常水位を維持するために必要な注水量。
- ※4 2号炉原子炉建物原子炉棟4階(燃料取替階)での現場の線量率が10mSv/h以下となる水位(遮蔽水位の計算に用いた1号炉の線源の強度は保守的に設定(実際の保管体数798体に対して1539体保管している前提で評価))

・評価条件の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、1号炉の燃料プールで全保有水が喪失した場合の評価を実施。
 ・評価結果の相違
【柏崎6/7】
 崩壊熱及び、スロッシングによる水位低下量の相違。
 ・設備の相違
【柏崎6/7】
 プラント基数の相違。

表4 1～5号炉の注水及び給電に用いる設備の台数

	記載は設置台数であり、()内はその系統のみで注水するのに必要な台数					備考	
	1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉		
注水設備	残留熱除去系	3 (1)	3 (1)	3 (1)	3 (1)	-	全交流動力電源喪失時は常設代替交流電源設備による給電を実施することで使用可能電源負荷を考慮して、複数の同時運転は実施せず、順次注水操作を実施する
	復水補給水系	3 (1)	3 (1)	3 (1)	3 (1)	3 (1)	全交流動力電源喪失時は常設代替交流電源設備又は電源車による給電を実施すること で使用可能
	燃料プールの補給水系	2 (1)	1 (1)	1 (1)	1 (1)	1 (1)	全交流動力電源喪失時は常設代替交流電源設備又は電源車による給電を実施すること で使用可能
	消火系 (ディーゼル駆動ポンプ)	1	1号炉と 共通	1号炉と 共通	1号炉と 共通	1	1～4号炉は共通の消火ポンプを使用 5～7号炉は共通の消火ポンプを使用 十分時間余裕があるため、1台を用いて、必 要な箇所に順次注水を実施していくことが 可能
給電設備	可搬型代替 注水ポンプ (A-2機)	-	-	-	-	-	十分な時間余裕があるため、1台を用いて、必 要な箇所に順次注水を実施していくことが 可能 (1)
	常設代替交 流電源設備	-	-	-	-	-	4号のうち、6号及び7号 炉で用いなくなったものを 使用することも可能 十分な時間余裕があるため、1台を用いて、必 要な箇所に順次注水を実施していくことが 可能 (1)
	電源車	-	-	-	-	-	6号及び7号炉の対応には第一ガスタービン 発電機2台のみで対応可能であるため、残り の第二ガスタービン発電機2台を使用可能 十分な時間余裕があるため、1台を用いて、必 要な箇所に順次注水を実施していくことが 可能 (1)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

- ・設備の相違
【柏崎6/7】
電源供給設備の相違。
- ・設備の相違
【柏崎6/7】
注水手段の相違。

第4表 1号炉の注水及び給電に用いる設備の台数

	記載は設置台数であり、()内はその系統のみで注水するのに必要な台数	
	1号炉	備考
注水設備	復水輸送系	3 (1) 全交流動力電源喪失時は高圧発電機車による給電を実施すること で使用可能
	補給水系	3 (1) 全交流動力電源喪失時は高圧発電機車による給電を実施すること で使用可能
	消火系	2 (1) 全交流動力電源喪失時は高圧発電機車による給電を実施すること で使用可能
	大量送水車	1 (1) 十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次注水 を実施していくことが可能
	給電設備	1 (1) 十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次給電 を実施していくことが可能

炉号	実施要項・必要人員数		作業項目	経過時間 (時間)														備考	
	作業員 (人数)	作業員 (人数)		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14		15
1号炉	1	1	燃料プール水位確認																
	2	2	燃料プール水位確認																
	3	3	燃料プール水位確認																
	4	4	燃料プール水位確認																
	5	5	燃料プール水位確認																
	6	6	燃料プール水位確認																
	7	7	燃料プール水位確認																
	8	8	燃料プール水位確認																
	9	9	燃料プール水位確認																
	10	10	燃料プール水位確認																

0. 炉内の燃料は他の作業終了後、移動して対応する人員数
当直長を含む人数
原因は参集要員のみに対応した場合は、なお1～5号炉における燃料の燃焼時間(燃焼時間)において、高圧要員の名が記載されている。
なお、炉内作業発生時の燃料の燃焼時間については平成25年1月現在のものである。
なお、炉内作業発生時の燃料の燃焼時間については、燃料の燃焼時間(燃焼時間)において、高圧要員の名が記載されている。
なお、炉内作業発生時の燃料の燃焼時間については、燃料の燃焼時間(燃焼時間)において、高圧要員の名が記載されている。

図1 1～5号炉における各作業と所要時間

炉号	実施要項・必要人員数		作業項目	経過時間 (時間)														備考	
	作業員 (人数)	作業員 (人数)		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14		15
2号炉	1	1	燃料プール水位確認																
	2	2	燃料プール水位確認																
	3	3	燃料プール水位確認																
	4	4	燃料プール水位確認																
	5	5	燃料プール水位確認																
	6	6	燃料プール水位確認																
	7	7	燃料プール水位確認																
	8	8	燃料プール水位確認																
	9	9	燃料プール水位確認																
	10	10	燃料プール水位確認																

0. 炉内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数
※：当直長含む人数

なお、2号炉において原子炉運転中を想定した場合、原子炉側と燃料プール側との重大事故等対応の重畳も考えられるが、運転中に燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いことから(第3表参照)、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となり、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。またプラント状態の監視においても、原子炉側で期待している運転員が併せて燃料プール側を監視できるため、現在の要員での対応が可能である。

第1図 1号炉における各作業と所要時間

- ・評価条件の相違
【東海第二】
島根2号炉は、1号炉の燃料プールで全保有水が喪失した場合の評価を実施。
- ・体制及び運用の相違
【柏崎6/7】
設備構成、対応する要員及び所要時間の相違。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
	<p align="center">第2表 代替燃料プール冷却系による除熱開始までの 時間余裕の評価条件 (原子炉運転時)</p> <table border="1" data-bbox="961 296 1709 804"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心への燃料装荷状態</td> <td>装荷済</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの燃料貯蔵体数</td> <td>1,486体^{※1}</td> </tr> <tr> <td>原子炉からの取出燃料の冷却日数</td> <td>30日^{※2}</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの崩壊熱</td> <td>約2.1MW</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの初期水位</td> <td>通常水位</td> </tr> <tr> <td>プールゲートの状態</td> <td>プールゲート閉</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの初期水量^{※3}</td> <td>1,189.9m³</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの初期水温^{※4}</td> <td>40℃</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの水の比熱^{※5}</td> <td>4.179kJ/kg/℃</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの水の密度^{※6}</td> <td>972kg/m³</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 燃料取出スキームは第3表のとおり。 ※2 過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績(65日)よりも短い日数を設定。 ※3 使用済燃料プールの水量はスロッシングにより一時的に減少する場合があるものの、使用済燃料プールの水温が80℃に到達するまでに注水を実施し、通常水位へ回復することが可能。 ※4 使用済燃料プールの水温の実績値を包含する高めの水温を設定 ※5 40℃から80℃までの飽和水の比熱のうち、最小となる40℃の値を使用(1999年蒸気表より)。 ※6 40℃から80℃までの飽和水の密度のうち、最小となる80℃の値を使用(1999年蒸気表より)。</p>	項目	評価条件	炉心への燃料装荷状態	装荷済	使用済燃料プールの燃料貯蔵体数	1,486体 ^{※1}	原子炉からの取出燃料の冷却日数	30日 ^{※2}	使用済燃料プールの崩壊熱	約2.1MW	使用済燃料プールの初期水位	通常水位	プールゲートの状態	プールゲート閉	使用済燃料プールの初期水量 ^{※3}	1,189.9m ³	使用済燃料プールの初期水温 ^{※4}	40℃	使用済燃料プールの水の比熱 ^{※5}	4.179kJ/kg/℃	使用済燃料プールの水の密度 ^{※6}	972kg/m ³		<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>
項目	評価条件																								
炉心への燃料装荷状態	装荷済																								
使用済燃料プールの燃料貯蔵体数	1,486体 ^{※1}																								
原子炉からの取出燃料の冷却日数	30日 ^{※2}																								
使用済燃料プールの崩壊熱	約2.1MW																								
使用済燃料プールの初期水位	通常水位																								
プールゲートの状態	プールゲート閉																								
使用済燃料プールの初期水量 ^{※3}	1,189.9m ³																								
使用済燃料プールの初期水温 ^{※4}	40℃																								
使用済燃料プールの水の比熱 ^{※5}	4.179kJ/kg/℃																								
使用済燃料プールの水の密度 ^{※6}	972kg/m ³																								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																											
	<p>第3表 使用済燃料プールの燃料取出スキーム (原子炉運転時)</p> <table border="1" data-bbox="961 247 1709 1031"> <thead> <tr> <th>使用済燃料プール 貯蔵燃料</th> <th>冷却期間</th> <th>燃料体数^{※1}</th> <th>取出平均燃 焼度 [GWd/t]</th> <th>崩壊熱 [MW]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>8サイクル冷却燃料</td> <td>8×(13ヶ月+30日)+30日</td> <td>142体</td> <td>45</td> <td>約 0.047</td> </tr> <tr> <td>7サイクル冷却燃料</td> <td>7×(13ヶ月+30日)+30日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 0.059</td> </tr> <tr> <td>6サイクル冷却燃料</td> <td>6×(13ヶ月+30日)+30日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 0.064</td> </tr> <tr> <td>5サイクル冷却燃料</td> <td>5×(13ヶ月+30日)+30日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 0.072</td> </tr> <tr> <td>4サイクル冷却燃料</td> <td>4×(13ヶ月+30日)+30日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 0.085</td> </tr> <tr> <td>3サイクル冷却燃料</td> <td>3×(13ヶ月+30日)+30日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 0.110</td> </tr> <tr> <td>2サイクル冷却燃料</td> <td>2×(13ヶ月+30日)+30日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 0.161</td> </tr> <tr> <td>1サイクル冷却燃料</td> <td>1×(13ヶ月+30日)+30日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 0.283</td> </tr> <tr> <td>施設定期検査時取出 燃料</td> <td>30日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 1.214</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>—</td> <td>1,486体</td> <td>—</td> <td>約 2.095</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 崩壊熱を保守的に評価するに当たり、使用済燃料プールの貯蔵容量(2,250体)から1炉心(764体)分を除いた1,486体分が使用済燃料プールに保管されているとし、そのうち施設定期検査時取出燃料は燃料取替体数分(168体)が使用済燃料プールに保管され、それ以前の施設定期検査時に取り出された燃料は9×9燃料(A型)の平衡炉心における燃料取替体数(168体)ずつ取り出されたものと仮定した。</p> <p>第4表 代替燃料プール冷却系による除熱開始までの 時間余裕の評価結果 (原子炉運転時)</p> <table border="1" data-bbox="961 1493 1709 1608"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替燃料プール冷却系による除熱開始までの時間余裕^{※1}</td> <td>約25時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 代替燃料プール冷却系の最高使用温度が80℃であるため、時間余裕は、使用済燃料プール水温が80℃に到達するまでの時間となる。</p>	使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数 ^{※1}	取出平均燃 焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]	8サイクル冷却燃料	8×(13ヶ月+30日)+30日	142体	45	約 0.047	7サイクル冷却燃料	7×(13ヶ月+30日)+30日	168体	45	約 0.059	6サイクル冷却燃料	6×(13ヶ月+30日)+30日	168体	45	約 0.064	5サイクル冷却燃料	5×(13ヶ月+30日)+30日	168体	45	約 0.072	4サイクル冷却燃料	4×(13ヶ月+30日)+30日	168体	45	約 0.085	3サイクル冷却燃料	3×(13ヶ月+30日)+30日	168体	45	約 0.110	2サイクル冷却燃料	2×(13ヶ月+30日)+30日	168体	45	約 0.161	1サイクル冷却燃料	1×(13ヶ月+30日)+30日	168体	45	約 0.283	施設定期検査時取出 燃料	30日	168体	45	約 1.214	合計	—	1,486体	—	約 2.095	項目	評価結果	代替燃料プール冷却系による除熱開始までの時間余裕 ^{※1}	約25時間		<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>
使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数 ^{※1}	取出平均燃 焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]																																																										
8サイクル冷却燃料	8×(13ヶ月+30日)+30日	142体	45	約 0.047																																																										
7サイクル冷却燃料	7×(13ヶ月+30日)+30日	168体	45	約 0.059																																																										
6サイクル冷却燃料	6×(13ヶ月+30日)+30日	168体	45	約 0.064																																																										
5サイクル冷却燃料	5×(13ヶ月+30日)+30日	168体	45	約 0.072																																																										
4サイクル冷却燃料	4×(13ヶ月+30日)+30日	168体	45	約 0.085																																																										
3サイクル冷却燃料	3×(13ヶ月+30日)+30日	168体	45	約 0.110																																																										
2サイクル冷却燃料	2×(13ヶ月+30日)+30日	168体	45	約 0.161																																																										
1サイクル冷却燃料	1×(13ヶ月+30日)+30日	168体	45	約 0.283																																																										
施設定期検査時取出 燃料	30日	168体	45	約 1.214																																																										
合計	—	1,486体	—	約 2.095																																																										
項目	評価結果																																																													
代替燃料プール冷却系による除熱開始までの時間余裕 ^{※1}	約25時間																																																													

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
	<p align="center">第5表 代替燃料プール冷却系による除熱開始までの 時間余裕の評価条件 (原子炉運転停止時)</p> <table border="1" data-bbox="961 296 1715 804"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心への燃料装荷状態</td> <td>取出前</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの燃料貯蔵体数</td> <td>1,486体^{※1}</td> </tr> <tr> <td>発電機解列からの日数</td> <td>1日^{※2}</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの崩壊熱</td> <td>約1.0MW</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの初期水位</td> <td>通常水位</td> </tr> <tr> <td>プールゲートの状態</td> <td>プールゲート閉</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの初期水量^{※3}</td> <td>1,189.9m³</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの初期水温^{※4}</td> <td>40℃</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの水の比熱^{※5}</td> <td>4.179kJ/kg/℃</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの水の密度^{※6}</td> <td>972kg/m³</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 燃料取出スキームは第6表のとおり。 ※2 運転停止時の有効性評価における評価日を設定。 ※3 使用済燃料プールの水量はスロッシングにより一時的に減少する場合があるものの、使用済燃料プールの水温が80℃に到達するまでに注水を実施し、通常水位へ回復することが可能。 ※4 使用済燃料プールの水温の実績値を包含する高めの水温を設定。 ※5 40℃から80℃までの飽和水の比熱のうち、最小となる40℃の値を使用 (1999年蒸気表より)。 ※6 40℃から80℃までの飽和水の密度のうち、最小となる80℃の値を使用 (1999年蒸気表より)。</p>	項目	評価条件	炉心への燃料装荷状態	取出前	使用済燃料プールの燃料貯蔵体数	1,486体 ^{※1}	発電機解列からの日数	1日 ^{※2}	使用済燃料プールの崩壊熱	約1.0MW	使用済燃料プールの初期水位	通常水位	プールゲートの状態	プールゲート閉	使用済燃料プールの初期水量 ^{※3}	1,189.9m ³	使用済燃料プールの初期水温 ^{※4}	40℃	使用済燃料プールの水の比熱 ^{※5}	4.179kJ/kg/℃	使用済燃料プールの水の密度 ^{※6}	972kg/m ³		<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>
項目	評価条件																								
炉心への燃料装荷状態	取出前																								
使用済燃料プールの燃料貯蔵体数	1,486体 ^{※1}																								
発電機解列からの日数	1日 ^{※2}																								
使用済燃料プールの崩壊熱	約1.0MW																								
使用済燃料プールの初期水位	通常水位																								
プールゲートの状態	プールゲート閉																								
使用済燃料プールの初期水量 ^{※3}	1,189.9m ³																								
使用済燃料プールの初期水温 ^{※4}	40℃																								
使用済燃料プールの水の比熱 ^{※5}	4.179kJ/kg/℃																								
使用済燃料プールの水の密度 ^{※6}	972kg/m ³																								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																						
第6表 使用済燃料プールの燃料取出スキーム (原子炉運転停止時)			・記載方針の相違 【東海第二】																																																						
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">使用済燃料プール 貯蔵燃料</th> <th style="width: 20%;">冷却期間</th> <th style="width: 10%;">燃料体数^{※1}</th> <th style="width: 10%;">取出平均燃焼 度 [Gwd/t]</th> <th style="width: 10%;">崩壊熱 [MW]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>9サイクル冷却燃 料</td> <td>9×(13ヶ月+30 日)+1日</td> <td>142体</td> <td>45</td> <td>約 0.045</td> </tr> <tr> <td>8サイクル冷却燃 料</td> <td>8×(13ヶ月+30 日)+1日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 0.056</td> </tr> <tr> <td>7サイクル冷却燃 料</td> <td>7×(13ヶ月+30 日)+1日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 0.059</td> </tr> <tr> <td>6サイクル冷却燃 料</td> <td>6×(13ヶ月+30 日)+1日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 0.065</td> </tr> <tr> <td>5サイクル冷却燃 料</td> <td>5×(13ヶ月+30 日)+1日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 0.073</td> </tr> <tr> <td>4サイクル冷却燃 料</td> <td>4×(13ヶ月+30 日)+1日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 0.087</td> </tr> <tr> <td>3サイクル冷却燃 料</td> <td>3×(13ヶ月+30 日)+1日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 0.113</td> </tr> <tr> <td>2サイクル冷却燃 料</td> <td>2×(13ヶ月+30 日)+1日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 0.166</td> </tr> <tr> <td>1サイクル冷却燃 料</td> <td>1×(13ヶ月+30 日)+1日</td> <td>168体</td> <td>45</td> <td>約 0.298</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>—</td> <td>1,486体</td> <td>—</td> <td>約 0.962</td> </tr> </tbody> </table>	使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間		燃料体数 ^{※1}	取出平均燃焼 度 [Gwd/t]	崩壊熱 [MW]	9サイクル冷却燃 料	9×(13ヶ月+30 日)+1日	142体	45	約 0.045	8サイクル冷却燃 料	8×(13ヶ月+30 日)+1日	168体	45	約 0.056	7サイクル冷却燃 料	7×(13ヶ月+30 日)+1日	168体	45	約 0.059	6サイクル冷却燃 料	6×(13ヶ月+30 日)+1日	168体	45	約 0.065	5サイクル冷却燃 料	5×(13ヶ月+30 日)+1日	168体	45	約 0.073	4サイクル冷却燃 料	4×(13ヶ月+30 日)+1日	168体	45	約 0.087	3サイクル冷却燃 料	3×(13ヶ月+30 日)+1日	168体	45	約 0.113	2サイクル冷却燃 料	2×(13ヶ月+30 日)+1日	168体	45	約 0.166	1サイクル冷却燃 料	1×(13ヶ月+30 日)+1日	168体	45	約 0.298	合計	—	1,486体	—	約 0.962	<p>※1 崩壊熱を保守的に評価するに当たり、使用済燃料プールの貯蔵容量(2,250体)から1炉心(764体)分を除いた1,486体分が使用済燃料プールに保管されているとし、その構成は、過去の施設定期検査時において、燃料が9×9燃料(A型)の平衡炉心における燃料取替体数(168体)ずつ取り出されたものと仮定した。</p>
使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数 ^{※1}		取出平均燃焼 度 [Gwd/t]	崩壊熱 [MW]																																																				
9サイクル冷却燃 料	9×(13ヶ月+30 日)+1日	142体		45	約 0.045																																																				
8サイクル冷却燃 料	8×(13ヶ月+30 日)+1日	168体		45	約 0.056																																																				
7サイクル冷却燃 料	7×(13ヶ月+30 日)+1日	168体		45	約 0.059																																																				
6サイクル冷却燃 料	6×(13ヶ月+30 日)+1日	168体		45	約 0.065																																																				
5サイクル冷却燃 料	5×(13ヶ月+30 日)+1日	168体		45	約 0.073																																																				
4サイクル冷却燃 料	4×(13ヶ月+30 日)+1日	168体		45	約 0.087																																																				
3サイクル冷却燃 料	3×(13ヶ月+30 日)+1日	168体		45	約 0.113																																																				
2サイクル冷却燃 料	2×(13ヶ月+30 日)+1日	168体		45	約 0.166																																																				
1サイクル冷却燃 料	1×(13ヶ月+30 日)+1日	168体	45	約 0.298																																																					
合計	—	1,486体	—	約 0.962																																																					
第7表 代替燃料プール冷却系による除熱開始までの時間余裕の 評価結果(原子炉運転停止時)																																																									
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">項目</th> <th style="width: 50%;">評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替燃料プール冷却系による除熱開始までの時間余裕^{※1}</td> <td>約55時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価結果	代替燃料プール冷却系による除熱開始までの時間余裕 ^{※1}	約55時間	<p>※1 代替燃料プール冷却系の最高使用温度が80℃であるため、時間余裕は、使用済燃料プール水温が80℃に到達するまでの時間となる。</p>																																																				
項目	評価結果																																																								
代替燃料プール冷却系による除熱開始までの時間余裕 ^{※1}	約55時間																																																								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																														
	<p data-bbox="982 212 1688 239">第8表 使用済燃料プールの対応に必要な水量等の評価条件</p> <table border="1" data-bbox="961 239 1715 932"> <thead> <tr> <th data-bbox="961 239 1412 281">項目</th> <th data-bbox="1412 239 1715 281">評価条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="961 281 1412 323">炉心への燃料装荷状態</td> <td data-bbox="1412 281 1715 323">装荷済</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 323 1412 365">使用済燃料プールの燃料貯蔵体数</td> <td data-bbox="1412 323 1715 365">1,486体^{※1}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 365 1412 407">原子炉からの取出燃料の冷却日数</td> <td data-bbox="1412 365 1715 407">30日^{※2}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 407 1412 449">使用済燃料プールの崩壊熱</td> <td data-bbox="1412 407 1715 449">約2.1MW</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 449 1412 491">使用済燃料プールの初期水位</td> <td data-bbox="1412 449 1715 491">通常水位</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 491 1412 533">プールゲートの状態</td> <td data-bbox="1412 491 1715 533">プールゲート閉</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 533 1412 575">使用済燃料プールの初期水量</td> <td data-bbox="1412 533 1715 575">1,189.9m³</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 575 1412 617">スロッシング溢水量</td> <td data-bbox="1412 575 1715 617">81.49m³</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 617 1412 659">使用済燃料プールの初期水温^{※3}</td> <td data-bbox="1412 617 1715 659">40℃</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 659 1412 701">使用済燃料プールの水の比熱^{※4}</td> <td data-bbox="1412 659 1715 701">4.179kJ/kg/℃</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 701 1412 743">使用済燃料プールの水の密度^{※5}</td> <td data-bbox="1412 701 1715 743">992kg/m³</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 743 1412 785">水源の温度^{※6}</td> <td data-bbox="1412 743 1715 785">35℃</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 785 1412 827">水源の密度^{※7}</td> <td data-bbox="1412 785 1715 827">994kg/m³</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 827 1412 869">蒸発潜熱^{※8}</td> <td data-bbox="1412 827 1715 869">2,528.93kJ/kg</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="982 932 1715 1507"> ※1 燃料取出スキームは第3表のとおり。 ※2 過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績(65日)よりも短い日数を設定。 ※3 使用済燃料プールの水温の実績値を包含する高めの水温を設定。 ※4 40℃から100℃までの飽和水の比熱のうち、最小となる40℃の値を使用(1999年蒸気表より)。 ※5 スロッシングにより使用済燃料プールの水量が減少しており、水温が40℃から100℃まで上昇することによる体積の膨張分はオーバーフローしないため、使用済燃料プールの初期水温の密度を設定。 ※6 年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定。 ※7 水源の温度である35℃での密度を設定。 ※8 35℃の飽和水のエンタルピと100℃飽和蒸気のエンタルピの差より算出(1999年蒸気表より)。 </p>	項目	評価条件	炉心への燃料装荷状態	装荷済	使用済燃料プールの燃料貯蔵体数	1,486体 ^{※1}	原子炉からの取出燃料の冷却日数	30日 ^{※2}	使用済燃料プールの崩壊熱	約2.1MW	使用済燃料プールの初期水位	通常水位	プールゲートの状態	プールゲート閉	使用済燃料プールの初期水量	1,189.9m ³	スロッシング溢水量	81.49m ³	使用済燃料プールの初期水温 ^{※3}	40℃	使用済燃料プールの水の比熱 ^{※4}	4.179kJ/kg/℃	使用済燃料プールの水の密度 ^{※5}	992kg/m ³	水源の温度 ^{※6}	35℃	水源の密度 ^{※7}	994kg/m ³	蒸発潜熱 ^{※8}	2,528.93kJ/kg		<p data-bbox="2555 212 2754 289">・記載方針の相違 【東海第二】</p>
項目	評価条件																																
炉心への燃料装荷状態	装荷済																																
使用済燃料プールの燃料貯蔵体数	1,486体 ^{※1}																																
原子炉からの取出燃料の冷却日数	30日 ^{※2}																																
使用済燃料プールの崩壊熱	約2.1MW																																
使用済燃料プールの初期水位	通常水位																																
プールゲートの状態	プールゲート閉																																
使用済燃料プールの初期水量	1,189.9m ³																																
スロッシング溢水量	81.49m ³																																
使用済燃料プールの初期水温 ^{※3}	40℃																																
使用済燃料プールの水の比熱 ^{※4}	4.179kJ/kg/℃																																
使用済燃料プールの水の密度 ^{※5}	992kg/m ³																																
水源の温度 ^{※6}	35℃																																
水源の密度 ^{※7}	994kg/m ³																																
蒸発潜熱 ^{※8}	2,528.93kJ/kg																																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考										
	<p data-bbox="973 216 1697 247">第9表 使用済燃料プールの対応に必要な水量等の評価結果</p> <table border="1" data-bbox="958 254 1712 606"> <thead> <tr> <th data-bbox="958 254 1412 296">項目</th> <th data-bbox="1412 254 1712 296">評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="958 296 1412 365">使用済燃料プールの水温が 100℃に到達するまでの時間</td> <td data-bbox="1412 296 1712 365">約36時間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="958 365 1412 434">使用済燃料プールの水位が燃料有効長頂部に到達するまでの時間</td> <td data-bbox="1412 365 1712 434">約260時間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="958 434 1412 504">事故発生から7日間での必要注水量(蒸発分) ※1, 3</td> <td data-bbox="1412 434 1712 504">約 410m³</td> </tr> <tr> <td data-bbox="958 504 1412 606">事故発生から7日間での必要注水量(蒸発+スロッシング分) ※2, 3</td> <td data-bbox="1412 504 1712 606">約 490m³</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="973 613 1715 743"> ※1 蒸発による水位低下分を補うために必要な注水量。 ※2 蒸発による水位低下分+スロッシングによる水位低下分を補うために必要な注水量。 ※3 10m³未満を切り上げて表示。 </p>	項目	評価結果	使用済燃料プールの水温が 100℃に到達するまでの時間	約36時間	使用済燃料プールの水位が燃料有効長頂部に到達するまでの時間	約260時間	事故発生から7日間での必要注水量(蒸発分) ※1, 3	約 410m ³	事故発生から7日間での必要注水量(蒸発+スロッシング分) ※2, 3	約 490m ³		<p data-bbox="2546 216 2813 426"> ・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、「第3表 1, 2号炉の必要な水量」にて記載。 </p>
項目	評価結果												
使用済燃料プールの水温が 100℃に到達するまでの時間	約36時間												
使用済燃料プールの水位が燃料有効長頂部に到達するまでの時間	約260時間												
事故発生から7日間での必要注水量(蒸発分) ※1, 3	約 410m ³												
事故発生から7日間での必要注水量(蒸発+スロッシング分) ※2, 3	約 490m ³												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 6.2.1</p> <p>重大事故等対策の要員の確保及び所要時間について</p> <p>重大事故等の発生時においては、<u>原子力警戒態勢を発令し、災害対策本部要員を召集することで事故の対応に当たる。</u>夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)において、初動体制として、<u>中央制御室の運転員 18 名(運転停止中においては 10 名)、発電所構内に常駐している緊急時対策要員 44 名及び自衛消防隊 10 名の合計 72 名(運転停止中においては 64 名)</u>により、迅速な対応を図ることとしている。<u>また、事象発生 10 時間以降は、発電所構外から召集される参集要員も考慮した対応を行う。</u></p> <p>表 1 及び表 2 に各事故シーケンスにおける作業に必要な要員数及び事象発生 10 時間以降に必要な参集要員の要員数を示す。</p> <p>運転中に最も多く要員を必要とするのは、「<u>2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗</u>」である。<u>参集要員に期待しない事象発生後 10 時間に必要な要員は、当直長 1 名(6 号及び 7 号炉兼任)、当直副長 2 名、運転員 12 名、緊急時対策本部要員(通報連絡等を行う要員) 5 名及び緊急時対策要員(現場) 12 名の合計 32 名</u>であることから、初動体制の要員(72 名)で事故対応が可能である。<u>また、事象発生 10 時間以降に必要な参集要員は 46 名であり、発電所構外から 10 時間以内に参集可能な要員(106 名)で確保可能である。</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.2.1</p> <p>重大事故等対策の要員の確保及び所要時間について</p> <p>重大事故等が発生した場合においては、<u>非常事態を宣言し、災害対策要員を非常召集することで事故の対応に当たる。</u>夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)において、初動体制として、<u>中央制御室の当直(運転員) 7 名(原子炉運転停止中においては 5 名)、発電所構内に常駐している災害対策要員 32 名の合計 39 名(原子炉運転停止中においては 37 名)</u>により、迅速な対応を図る。<u>また、事象発生 2 時間以降は、発電所構外から召集される参集要員も考慮した対応を行う。</u></p> <p>第 1 表及び第 2 表に各事故シーケンスグループ等の作業に必要な要員数及び事象発生 2 時間以降に必要な参集要員の要員数を示す。</p> <p>原子炉運転中に最も多く要員を必要とするのは、「<u>2.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB)</u>」、「<u>2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)</u>」、「<u>2.3.3 全交流動力電源喪失(TBP)</u>」及び「<u>2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失</u>」である。<u>参集要員に期待しない事象発生後 2 時間に必要な要員は、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名、当直運転員 5 名、通報連絡等を行う要員 4 名及び現場操作を行うための重大事故等対応要員 13 名の合計 24 名</u>であることから、初動体制の要員(39 名)で事故対応が可能である。<u>また、事象発生 2 時間以降に必要な参集要員は 6 名であり、発電所構外から 2 時間以内に参集可能な要員の 72 名で確保可能である。</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.2.1</p> <p>重大事故等対策の要員の確保及び所要時間について</p> <p>重大事故等の発生時においては、<u>緊急時警戒体制を発令し、緊急時対策要員を召集することで事故の対応にあたる。</u>夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)において、初動体制として、<u>発電所構内に常駐している緊急時対策要員 45 名(運転停止中においては 43 名)</u>により、迅速な対応を図ることとしている。</p> <p>表 1 及び表 2 に各事故シーケンスにおける作業に必要な要員数を示す。</p> <p>運転中に最も多く要員を必要とするのは、「<u>2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+HPCS 失敗</u>」、「<u>2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+高圧炉心冷却失敗</u>」、「<u>2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+直流電源喪失</u>」、「<u>2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗</u>」、「<u>2.4.1 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)</u>」、「<u>3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用する場合)</u>」、「<u>3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用しない場合)</u>」、「<u>3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</u>」、「<u>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</u>」、「<u>3.4 水素燃焼</u>」、「<u>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</u>」である。<u>事象発生後に必要な要員は、当直長 1 名、当直副長 1 名、運転員 5 名、通報連絡等を行う要員 5 名及び復旧班要員 19 名の合計 31 名</u>であることから、初動体制の要員(45 名)で事故対応が可能である。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、緊急時対策要員に、消防チームを含めている。 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である。 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である。 ・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、緊急

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、運転停止中に最も多く要員数を必要とするのは、「5.2 全交流動力電源喪失」の事象である。<u>参集要員に期待しない事象発生後10時間</u>に必要な要員は、当直長1名(6号及び7号炉兼任)、当直副長2名、運転員6名、緊急時対策本部要員(通報連絡等を行う要員)5名及び緊急時対策要員(現場)2名の合計16名であることから、初動体制の要員(64名)で事故対応が可能である。<u>また、事象発生10時間以降に必要となる参集要員は26名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員(106名)で確保可能である。</u></p> <p><u>使用済燃料プールに燃料を取り出している期間中に最も要員を必要とするのは、「4.2 想定事故2」の事象である。</u>必要な要員は、当直長1名(6号及び7号炉兼任)、当直副長2名、運転員6名、緊急時対策本部要員(通報連絡等を行う要員)5名及び緊急時対応要員(現場)8名の合計22名であることから、初動体制の要員(64名)で対応が可能である。</p> <p>各重要事故シーケンス等において、<u>事象発生後10時間までに必要な作業については初動体制の要員により実施可能である。</u>また、<u>事象発生10時間以降は、発電所構外から召集される参集要員についても期待できる。</u>以上より、重大事故等対策の成立性に問題がないことを確認した。</p>	<p>原子炉運転停止中に最も多く要員を必要とするのは、「5.2 全交流動力電源喪失」である。<u>参集要員に期待しない事象発生後2時間</u>に必要な要員は、当直発電長1名、当直副発電長1名、当直運転員3名、通報連絡等を行う要員4名及び現場操作を行うための重大事故等対応要員11名の合計20名であることから、初動体制の要員(37名)で事故対応が可能である。</p> <p><u>使用済燃料プールに燃料を取り出している期間中に最も要員を必要とするのは、「4.1 想定事故1」及び「4.2 想定事故2」である。</u>参集要員に期待しない事象発生後2時間に必要な要員災害対策要員(初動)の内訳は、当直発電長1名、当直副発電長1名、当直運転員3名、通報連絡等を行う要員4名及び現場操作を行うための重大事故等対応要員8名の合計17名であることから、初動体制の要員(37名)で事故対応が可能である。<u>また、事象発生2時間以降に必要となる参集要員は2名であり、発電所構外から2時間以内に参集可能な要員の72名で確保可能である。</u></p> <p>各事故シーケンスグループ等において、<u>事象発生2時間以内に必要な作業については初動体制の要員により実施可能である。</u>また、<u>事象発生2時間以降は、発電所構外から召集される参集要員についても期待できる。</u>以上より、重大事故等対策の成立性に問題がないことを確認した。</p>	<p>また、運転停止中に最も多く要員を必要とするのは、「5.2 全交流動力電源喪失」である。<u>事象発生後に必要な要員は、当直長1名、当直副長1名、運転員3名、通報連絡等を行う要員5名及び復旧班要員19名の合計29名</u>であることから、初動体制の要員(43名)で事故対応が可能である。</p> <p><u>燃料プールに燃料を取り出している期間中に最も要員を必要とするのは、「4.2 想定事故2」の事象である。</u>必要な要員は、当直長1名、当直副長1名、運転員3名、通報連絡等を行う要員5名及び復旧班要員16名の合計26名であることから、初動体制の要員(43名)で対応が可能である。</p> <p>各事故シーケンス等において必要な作業については、<u>初動体制の要員により実施可能である。</u></p> <p>以上より、重大事故等対策の成立性に問題がないことを確認した。</p>	<p>時対策要員に、消防チームを含めている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である。 ・解析結果の相違 【東海第二】 ・体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、緊急時対策要員に、消防チームを含めている。 ・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である。

表1 運転中の各事故シナリオにおける初動要員と参集要員 (1/2)

事故シナリオ	当直員		緊急時対策本部要員		緊急時対策要員 (現場)		自衛消防隊	必要要員数	参集要員 (10時間以降)
	当直長	当直副長	合計	緊急時対策本部要員	合計	緊急時対策要員			
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	1	2	8	5	11	8	13	24	20
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	1	2	8	5	11	0	5	16	0
2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)	1	2	12	5	15	8	13	28	46
2.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗	1	2	12	5	15	8	13	28	46
2.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)+直流通電喪失	1	2	12	5	15	8	13	28	46
2.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗	1	2	12	5	15	12	17	32	46
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	1	2	12	5	15	8	13	28	26
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	1	2	8	5	11	8	13	24	20
2.5 原子炉停止機能喪失	1	2	4	5	7	0	5	12	0
2.6 LOCA時注水機能喪失	1	2	8	5	11	8	13	24	20
2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	1	2	12	5	15	0	5	20	0

■は、必要な要員数が最大となる事故シナリオを示す。

第1表 原子炉運転中の各事故シナリオグループ等における災害対策要員 (初動) と参集要員 (1/2)

事故シナリオグループ等	当直 (運転員)		災害対策要員 (通報連絡等)		災害対策要員 (重大事故等対応要員)		自衛消防隊	必要要員数	参集要員 (2時間以降)
	当直長	当直副長	合計	災害対策要員	合計	災害対策要員			
発電所に常駐している要員及び参集要員	1	1	5	4	7	28	11	32	39
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	1	1	5	4	7	8	-	12	19
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	1	1	4	4	6	0	-	4	10
2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期T B)	1	1	5	4	7	13	-	17	24
2.3.2 全交流動力電源喪失 (T B D, T B U)	1	1	5	4	7	13	-	17	24
2.3.3 全交流動力電源喪失 (T B P)	1	1	5	4	7	13	-	17	24
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	1	1	4	4	6	10	-	14	20
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	1	1	5	4	7	8	-	12	19
2.5 原子炉停止機能喪失	1	1	4	4	6	0	-	4	10
2.6 LOCA時注水機能喪失	1	1	5	4	7	8	-	12	19
2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	1	1	5	4	7	1	-	5	12
2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失	1	1	5	4	7	13	-	17	24

■は、必要な要員数が最大となる事故シナリオグループ等を示す。

表1 運転中の各事故シナリオグループにおける初動要員 (1/2)

事故シナリオ	当直員		運転員	緊急時対策要員 (通報連絡等を行う要員)		自衛消防隊長 消防チーム	運転補助要員	必要要員数
	当直長	当直副長		合計	復旧班要員			
発電所に常駐している要員	1	1	5	7	5	24	2	38
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	1	1	3	5	5	18	-	23
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	1	1	3	5	5	-	-	5
2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	1	1	5	7	5	19	-	24
2.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗	1	1	5	7	5	19	-	24
2.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+直流通電喪失	1	1	5	7	5	19	-	24
2.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	1	1	5	7	5	19	-	24
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	1	1	5	7	5	19	-	24
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	1	1	3	5	5	18	-	23
2.5 原子炉停止機能喪失	1	1	4	6	5	-	-	5
2.6 LOCA時注水機能喪失	1	1	3	5	5	18	-	23
2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	1	1	3	5	5	-	-	5

■：必要な要員数が最大となる事故シナリオを示す。

備考
 ・解析結果の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】

表1 運転中の各事故シナリオにおける初動要員と参集要員 (2/2)

事故シナリオ	当直員		緊急時対策本部要員		緊急時対策要員 (現場)		自衛消防隊 合計	必要 要員数	参集要員 (10時間以降)
	当直 長	当直 副長	合計	緊急時対策 本部要員	緊急時対策要員 (現場)	合計			
	3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合	1	2	12	15	5			
3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用しない場合	1	2	12	15	5	8※1	13	28※1	20
3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直 接加熱	1	2	12	15	5	8	13	28	26
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却 材相互作用	1	2	12	15	5	8	13	28	26
3.4 水素燃焼	1	2	12	15	5	8※1	13	28※1	36
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	1	2	12	15	5	8	13	28	26

※1：有効性評価で考慮しない作業 (原子炉ウエル注水) に必要な要員「1名」を含めると、緊急時対策要員 (現場) が12名、必要要員合計が32名になる。

第1表 原子炉運転中の各事故シナリオグループ等における災害対策要員 (初動) と参集要員 (2/2)

事故シナリオグループ等	当直 (運転員)				災害対策要員				自衛消防隊		必要 要員数		参集要員 (2時間以降)
	当直 発電長	当直 副発電長	当直 運転員	合計	災害対策要員 (通報連絡等)	重大事故等 対応要員	自衛消防隊	合計	必要 要員数	合計			
	発電所に常駐している要員及び 3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負 荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場 合)	1	1	5	7	4	28	11	32	39	72		
3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負 荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない 場合)	1	1	5	7	4	10	-	14	21	5			
3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰 気直接加熱	1	1	4	6	4	10	-	14	20	2			
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料- 冷却材相互作用	1	1	4	6	4	10	-	14	20	2			
3.4 水素燃焼	1	1	4	6	4	10	-	14	20	2			
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作 用	1	1	4	6	4	10	-	14	20	2			

表1 運転中の各事故シナリオグループにおける初動要員 (2/2)

事故シナリオ	緊急時対策要員						必要 要員数		
	当直		運転員		合計		運転補助 要員	合計	
	当直長	当直副長	運転員	合計	復旧班要員	自衛消防隊長 消防チーム			
発電所に常駐している要員	1	1	5	7	5	24	2	38	45
3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合	1	1	5	7	5	19	-	24	31
3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用しない場合	1	1	5	7	5	19	-	24	31
3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰 気直接加熱	1	1	5	7	5	19	-	24	31
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷 却材相互作用	1	1	5	7	5	19	-	24	31
3.4 水素燃焼	1	1	5	7	5	19	-	24	31
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作 用	1	1	5	7	5	19	-	24	31

□：必要な要員数が最大となる事故シナリオを示す。

備考
・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

表2 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故及び運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の各事故シナリオにおける初動要員と参集要員

事故シナリオ	当直員		緊急時対策要員		緊急時対策要員		自衛消防隊	必要要員数	参集要員 (10時間以降)
	当直長	当直副長	合計	運転員	合計	現場			
4.1 想定事故1	1	2	5	5	8	13	—	18	0
4.2 想定事故2	1	2	9	5	8	13	—	22	0
5.1 崩壊熱除去機能喪失	1	2	9	5	0	5	—	14	0
5.2 全交流動力電源喪失	1	2	9	5	2	7	—	16	26
5.3 原子炉冷却材の流出	1	2	9	5	0	5	—	14	0
5.4 反応度の誤投入※1	—	—	—	—	—	—	—	—	—

※1：本事故シナリオにおいて、重大事故等対策はすべて自動で作動するため、「—」とする。なお、スクラム動作後の原子炉の状態確認において、中央制御室の運転員1名で実施可能である。

■は、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故及び運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故のそれぞれにおいて、必要な要員数が最大となる事故シナリオを示す。

第2表 原子炉運転停止中の各事故シナリオにおける災害対策要員(初動)と参集要員

事故シナリオ	当直(運転員)			災害対策要員			参集要員		
	当直長	当直副長	合計	災害対策要員 (通報連絡等)	重大事故等 対応要員	合計	必要要員数	参集要員 (2時間以降)	合計
発電所に常駐している要員及び参集要員	1	1	3	4	28	11	37	72	72
4.1 想定事故1	1	1	3	4	8	—	12	17	2
4.2 想定事故2	1	1	3	4	8	—	12	17	2
5.1 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	1	1	3	4	3	—	7	12	0
5.2 全交流動力電源喪失	1	1	3	4	11	—	15	20	0
5.3 原子炉冷却材の流出	1	1	3	4	0	—	4	9	0
5.4 反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—

■は、必要な要員数が最大となる事故シナリオグループ等を示す。

表2 燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故及び運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の各シナリオにおける初動要員

事故シナリオ	緊急時対策要員				必要要員数			
	当直長	当直副長	運転員	合計	復旧班要員	自衛消防隊長 消防チーム	運転補助 要員	合計
発電所に常駐している要員	1	1	3	5	5	24	7	38
4.1 想定事故1	1	1	1	3	5	16	—	21
4.2 想定事故2	1	1	3	5	5	16	—	26
5.1 崩壊熱除去機能喪失	1	1	3	5	5	—	—	10
5.2 全交流動力電源喪失	1	1	3	5	5	19	—	29
5.3 原子炉冷却材の流出	1	1	3	5	5	—	—	10
5.4 反応度の誤投入※1	—	—	—	—	—	—	—	—

※1：本事故シナリオにおいて、重大事故等対策はすべて自動で作動するため、「—」とする。なお、スクラム動作後の原子炉の状態確認において、中央制御室の運転員1名で実施可能である。

■：燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故及び運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故のそれぞれにおいて、必要な要員数が最大となる事故シナリオを示す。

備考
・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">添付資料 6.2.2</p> <p style="text-align: center;">重要事故シナシ等以外の事故シナシの 要員の評価について</p> <p>1. はじめに 各事故シナシグループの有効性評価で、重要事故シナシ等 の事故対応に必要な要員について評価している。各事故シ ナシグループ等のその他の事故シナシについては本資料 にて、重要事故シナシ等の作業項目を基に必要な要員数を確 認する。</p> <p>2. 重要事故シナシ等以外の事故シナシにおける要員の 評価結果 重要事故シナシ等以外の事故シナシにおいて、重大事 故等対策の実施に必要な作業項目を抽出し、各事故シナシグ ループ等の重要事故シナシと比較し、<u>当直長、当直副長、運 転員及び緊急時対策要員の要員数を確認した。その結果は、表1 から表3及び別紙のとおりである。</u> なお、評価の結果、最も要員が必要となる事故シナシにお いても<u>最大32名（原子炉運転停止中は22名）</u>であり、<u>重大事 故等対策要員の72名（原子炉運転停止中は64名）以内</u>で重大 事故等の対応が可能である<u>※1。</u> <u>※1 記載値は参集要員を除く。参集要員は最大46名に対して事 象発生10時間まで必要な要員数を十分確保できる。</u></p>	<p style="text-align: center;">添付資料 6.2.2</p> <p style="text-align: center;">重要事故シナシ等以外の事故シナシの 要員の評価について</p> <p>1. はじめに 各事故シナシグループ等の有効性評価で、重要事故シ ナシ等の事故対応に必要な要員について評価している。各事 故シナシグループ等のその他の事故シナシについては本資料 にて、重要事故シナシ等の作業項目を基に必要な 要員数を確認する。</p> <p>2. 重要事故シナシ等以外の事故シナシにおける要員 の評価結果 重要事故シナシ以外の事故シナシにおいて、重大事 故等対策の実施に必要な作業項目を抽出し、各事故シナシグ ループ等の重要事故シナシと比較し、必要な要員数を確 認した。その結果は、第1表から第3表及び別紙のとおりであ る。 なお、評価の結果、最も要員が必要となる事故シナシにお いても<u>最大24名（原子炉運転停止中では20名）</u>であり、<u>災 害対策要員（初動）の39名（原子炉運転停止中では37名）以 内</u>で重大事故等の対応が可能である<u>※。</u> <u>※ 記載値は参集要員を除く。参集要員は最大6名に対して 事象発生2時間までに必要な要員数を十分確保できる。</u></p>	<p style="text-align: center;">添付資料6.2.2</p> <p style="text-align: center;">重要事故シナシ等以外の事故シナシの 要員の評価について</p> <p>1. はじめに 各事故シナシグループの有効性評価で、重要事故シ ナシ等の事故対応に必要な要員について評価している。各事故シ ナシグループ等のその他の事故シナシについては本資料 にて、重要事故シナシ等の作業項目を基に必要な要員数を確 認する。</p> <p>2. 重要事故シナシ等以外の事故シナシにおける要員 の評価結果 重要事故シナシ等以外の事故シナシにおいて、重大事 故等対策の実施に必要な作業項目を抽出し、各事故シナシグ ループ等の重要事故シナシと比較し、<u>必要な要員数を確認し た。その結果は、表1から表3及び別紙のとおりである。</u> なお、評価の結果、最も要員が必要となる事故シナシにお いても<u>最大31名（運転停止中では29名）</u>であり、<u>緊急時対策要 員の45名（原子炉運転停止中は43名）以内</u>で重大事故等の対応 が可能である。</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7，東海第二】 解析結果の相違に伴 う要員数の相違。 ・体制の相違 【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉は、緊急 時対策要員に、消防チ ームを含めている。 ・運用の相違 【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉は、要員 の参集に期待せずとも 必要な作業を常駐要員 により実施可能であ る。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 必要な要員の評価方法</p> <p>(1) 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員については、対応する重要事故シーケンスと比較し、<u>保守的に6号及び7号炉同時の重大事故等対策においても対応可能であるか評価を行う。</u></p> <p>(2) 各事故シーケンスの評価においても、対応する重要事故シーケンスと同様又は保守的な条件で評価する。</p> <p>(3) 事故発生初期の状況判断時に対応する確認行為については、これまでの重要事故シーケンスと同様に、中央制御室の全ての運転員で対応するため、要員数としての評価は不要とする。</p> <p>(4) 運転員の操作及び移動についても重要事故シーケンスと同様の考え方にて評価を行う。</p> <p>(5) 「運転中の原子炉における重大事故」の評価は、別紙「必要な要員数の観点での評価事故シーケンスの代表性の整理」に示すとおり、要員の観点で厳しい<u>プラント損傷状態 (PDS)</u> 及び炉心損傷後の事故シーケンスを考慮しても、現在の要員数で重大事故への対応は可能であり、必要な要員数を考慮しても評価事故シーケンスは代表性を有していることを確認する。</p>	<p>3. 必要な要員の評価方法</p> <p>(1) 各事故シーケンスの評価においても、対応する重要事故シーケンスと同様又は保守的な条件で評価する。</p> <p>(2) 事故発生初期の状況判断時に対応する確認行為については、これまでの重要事故シーケンスと同様に、中央制御室の全ての<u>当直運転員等</u>で対応するため、要員数としての評価は不要とする。</p> <p>(3) <u>当直運転員等の操作及び移動についても重要事故シーケンスと同様の考え方にて評価を行う。</u></p> <p>(4) 「運転中の原子炉における重大事故」の評価は、別紙「必要な要員数の観点での評価事故シーケンスの代表性の整理」に示すとおり、要員の観点で厳しい<u>プラント損傷状態 (以下「PDS」という。)</u> 及び炉心損傷後の事故シーケンスを考慮しても、現在の要員数で重大事故への対応は可能であり、必要な要員数を考慮しても評価事故シーケンスは代表性を有していることを確認する。</p>	<p>3. 必要な要員の評価方法</p> <p>(1) <u>重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員については、対応する重要事故シーケンスと比較し、対応可能であるか評価を行う。</u></p> <p>(2) 各事故シーケンスの評価においても、対応する重要事故シーケンスと同様又は保守的な条件で評価する。</p> <p>(3) 事故発生初期の状況判断時に対応する確認行為については、これまでの重要事故シーケンスと同様に、中央制御室のすべての<u>運転員</u>で対応するため、要員数としての評価は不要とする。</p> <p>(4) <u>運転員の操作及び移動についても重要事故シーケンスと同様の考え方にて評価を行う。</u></p> <p>(5) 「運転中の原子炉における重大事故」の評価は、別紙「必要な要員数の観点での評価事故シーケンスの代表性の整理」に示すとおり、要員の観点で厳しいPDS及び炉心損傷後の事故シーケンスを考慮しても、現在の要員数で重大事故への対応は可能であり、必要な要員数を考慮しても評価事故シーケンスは代表性を有していることを確認する。</p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>

表 1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (2 / 5)

事故シナリオ	重要シナリオ	その他の事故シナリオ	事故進展及び人数の増減理由	必要要員数	重要事故シナリオに必要要員数
高圧注水・減圧機故障	2.2-① 過剰注水・減圧機故障	2.2-① 過剰注水・減圧機故障	<ul style="list-style-type: none"> 「給水流量の全喪失」発生後、原子炉圧力が低下し、原子炉スクラムが作動し、原子炉圧力が上昇し、速が安全弁が開放される。この時、速が安全弁の閉閉に失敗し、原子炉圧力は低下を始めるが、主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力は上昇し、速が安全弁が開放される。この時、速が安全弁の閉閉に失敗し、原子炉圧力は低下を始めるが、残存熱除去系による原子炉圧力低下を開始することで原子炉圧力は回復する。 重要事故シナリオとの差異は原子炉圧力の低下であり、本事故シナリオの方がより速やかに低圧状態に移行できるため、事故進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	16	16
過剰注水・減圧機故障	2.2-② 過剰注水・減圧機故障	2.2-② 過剰注水・減圧機故障	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止による全開閉操作後、「給水流量の全喪失」が発生する。給水流量の全喪失の対応として「主蒸気隔離弁閉」操作も想定する。 原子炉水位が低下するため低圧注水系を準備後、原子炉の減圧を試みるが失敗する。 代替自動減圧ロジックを用いた速が安全弁の動作により原子炉が減圧し、低圧注水系による原子炉水位は維持される。 重要事故シナリオとの差異は全開閉操作後に事故が発生することであり、事故進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	16	16
高圧注水・減圧機故障	2.2-③ 過剰注水・減圧機故障	2.2-③ 過剰注水・減圧機故障	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止による全開閉操作後、「給水流量の全喪失」が発生する。給水流量の全喪失の対応として「主蒸気隔離弁閉」操作も想定する。 主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力は上昇し、速が安全弁が開放される。この時、速が安全弁の閉閉に失敗し、原子炉圧力は低下を始めるが、残存熱除去系による原子炉圧力低下を開始することで原子炉圧力は回復する。 重要事故シナリオとの差異は原子炉圧力の低下であり、本事故シナリオの方がより速やかに低圧状態に移行できるため、事故進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	16	16
高圧注水・減圧機故障	2.2-④ 過剰注水・減圧機故障	2.2-④ 過剰注水・減圧機故障	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止による全開閉操作後、「給水流量の全喪失」が発生する。給水流量の全喪失の対応として「主蒸気隔離弁閉」操作も想定する。 原子炉水位が低下するため低圧注水系を準備後、原子炉の減圧を試みるが失敗する。 代替自動減圧ロジックを用いた速が安全弁の動作により原子炉が減圧し、低圧注水系による原子炉水位は維持される。 重要事故シナリオとの差異は全開閉操作後に事故が発生することであり、事故進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	16	16
高圧注水・減圧機故障	2.2-⑤ 過剰注水・減圧機故障	2.2-⑤ 過剰注水・減圧機故障	<ul style="list-style-type: none"> サブポート系1区分の喪失の場合、一般的に他の区分が健全であるため対応手段が豊富に制限される状態ではないが、事故進展を緩くするため起因現象として原子炉停止前に出力低下を行わない(手動スクラムを行う)「交流電源故障」を設定する。 「交流電源故障」発生後、原子炉補助給排水(A)系が機能喪失するため手動スクラムによる原子炉停止を行う。 重要事故シナリオとの差異は原子炉停止の遅延により原子炉スクラムによる原子炉停止が遅くなるため、事故進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	16	16

第 1 表 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (2 / 8)

事故グループ	重要シナリオ	その他の事故シナリオ	事故進展及び人数の増減理由	必要要員数	重要事故シナリオに必要要員数
高圧注水・減圧機故障	2.2-① 過剰注水・減圧機故障	2.2-① 過剰注水・減圧機故障	<ul style="list-style-type: none"> 「外部電源喪失」により、原子炉スクラム及び「給水流量の全喪失」が発生する。また、同時に「外部電源喪失」により、原子炉スクラム及び「給水流量の全喪失」が発生する。 「外部電源喪失」により、「全交流動力電源喪失」が発生する。 「外部電源喪失」により、「全交流動力電源喪失」が発生する。 「外部電源喪失」により、「全交流動力電源喪失」が発生する。 「外部電源喪失」により、「全交流動力電源喪失」が発生する。 	10人	10人
高圧注水・減圧機故障	2.2-② 過剰注水・減圧機故障	2.2-② 過剰注水・減圧機故障	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止による全開閉操作後、「給水流量の全喪失」が発生する。給水流量の全喪失の対応として「主蒸気隔離弁閉」操作も想定する。 原子炉水位が低下するため低圧注水系を準備後、原子炉の減圧を試みるが失敗する。 代替自動減圧ロジックを用いた速が安全弁の動作により原子炉が減圧し、低圧注水系による原子炉水位は維持される。 重要事故シナリオとの差異は全開閉操作後に事故が発生することであり、事故進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	10人	10人
高圧注水・減圧機故障	2.2-③ 過剰注水・減圧機故障	2.2-③ 過剰注水・減圧機故障	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止による全開閉操作後、「給水流量の全喪失」が発生する。給水流量の全喪失の対応として「主蒸気隔離弁閉」操作も想定する。 主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力は上昇し、速が安全弁が開放される。この時、速が安全弁の閉閉に失敗し、原子炉圧力は低下を始めるが、残存熱除去系による原子炉圧力低下を開始することで原子炉圧力は回復する。 重要事故シナリオとの差異は原子炉圧力の低下であり、本事故シナリオの方がより速やかに低圧状態に移行できるため、事故進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	24人	24人
高圧注水・減圧機故障	2.2-④ 過剰注水・減圧機故障	2.2-④ 過剰注水・減圧機故障	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止による全開閉操作後、「給水流量の全喪失」が発生する。給水流量の全喪失の対応として「主蒸気隔離弁閉」操作も想定する。 原子炉水位が低下するため低圧注水系を準備後、原子炉の減圧を試みるが失敗する。 代替自動減圧ロジックを用いた速が安全弁の動作により原子炉が減圧し、低圧注水系による原子炉水位は維持される。 重要事故シナリオとの差異は全開閉操作後に事故が発生することであり、事故進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	24人	24人
高圧注水・減圧機故障	2.2-⑤ 過剰注水・減圧機故障	2.2-⑤ 過剰注水・減圧機故障	<ul style="list-style-type: none"> サブポート系1区分の喪失の場合、一般的に他の区分が健全であるため対応手段が豊富に制限される状態ではないが、事故進展を緩くするため起因現象として原子炉停止前に出力低下を行わない(手動スクラムを行う)「交流電源故障」を設定する。 「交流電源故障」発生後、原子炉補助給排水(A)系が機能喪失するため手動スクラムによる原子炉停止を行う。 重要事故シナリオとの差異は原子炉停止の遅延により原子炉スクラムによる原子炉停止が遅くなるため、事故進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	24人	24人

表 1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (2 / 6)

事故シナリオ	重要シナリオ	その他の事故シナリオ	事故進展及び人数の増減理由	必要要員数	重要事故シナリオに必要要員数
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D G 失敗+H P C S 失敗)	外部電源喪失+交流電源 (D G 1、2) 失敗+高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗	重要事故シナリオ以外のシナリオなし	<ul style="list-style-type: none"> 「外部電源喪失」により、「全交流動力電源喪失」が発生する。また、同時に「外部電源喪失」により、「全交流動力電源喪失」が発生する。 「外部電源喪失」により、「全交流動力電源喪失」が発生する。 「外部電源喪失」により、「全交流動力電源喪失」が発生する。 「外部電源喪失」により、「全交流動力電源喪失」が発生する。 		31
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D G 失敗+高圧炉心冷却失敗)	外部電源喪失+交流電源 (D G 1、2) 失敗+高圧炉心冷却失敗	重要事故シナリオ以外のシナリオなし	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止による全開閉操作後、「給水流量の全喪失」が発生する。給水流量の全喪失の対応として「主蒸気隔離弁閉」操作も想定する。 原子炉水位が低下するため低圧注水系を準備後、原子炉の減圧を試みるが失敗する。 代替自動減圧ロジックを用いた速が安全弁の動作により原子炉が減圧し、低圧注水系による原子炉水位は維持される。 重要事故シナリオとの差異は全開閉操作後に事故が発生することであり、事故進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 		31
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D G 失敗+高圧炉心冷却失敗)	外部電源喪失+交流電源 (D G 1、2) 失敗+高圧炉心冷却失敗	重要事故シナリオ以外のシナリオなし	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止による全開閉操作後、「給水流量の全喪失」が発生する。給水流量の全喪失の対応として「主蒸気隔離弁閉」操作も想定する。 原子炉水位が低下するため低圧注水系を準備後、原子炉の減圧を試みるが失敗する。 代替自動減圧ロジックを用いた速が安全弁の動作により原子炉が減圧し、低圧注水系による原子炉水位は維持される。 重要事故シナリオとの差異は全開閉操作後に事故が発生することであり、事故進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 		31
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D G 失敗+高圧炉心冷却失敗)	外部電源喪失+交流電源 (D G 1、2) 失敗+高圧炉心冷却失敗	重要事故シナリオ以外のシナリオなし	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止による全開閉操作後、「給水流量の全喪失」が発生する。給水流量の全喪失の対応として「主蒸気隔離弁閉」操作も想定する。 原子炉水位が低下するため低圧注水系を準備後、原子炉の減圧を試みるが失敗する。 代替自動減圧ロジックを用いた速が安全弁の動作により原子炉が減圧し、低圧注水系による原子炉水位は維持される。 重要事故シナリオとの差異は全開閉操作後に事故が発生することであり、事故進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 		31

備考
・評価結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

表1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の詳細結果 (3/5)

Table with 4 columns: 事故シークエンスグループ, 重要事故シークエンス, その他の事故シークエンス, 重要事故シークエンス以外のシークエンスなし. Rows describe power source failures like 全交流動力電源喪失 (外部電) and 全交流動力電源喪失 (外部電) with associated counts.

第1表 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (3/8)

Table with 5 columns: 事故シークエンスグループ, 重要事故シークエンス, その他の事故シークエンス, 必要要員数, 重要事故シークエンスに必要要員数. Includes detailed descriptions of events like 外部電源喪失 and 圧力容器冷却系停止.

表1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (3/6)

Table with 5 columns: 事故シークエンスグループ, 重要事故シークエンス, その他の事故シークエンス, 必要要員数, 重要事故シークエンスに必要要員数. Includes descriptions of events like 圧力容器冷却系停止 and 炉心冷却系停止.

・評価結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

表1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (5/5)

事故シナリオ	重要事故シナリオ	その他の事故シナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要員数	重要事故シナリオに必要となる要員数
原子炉停止機能喪失	重要事故シナリオ 原子炉停止失敗	2.5-① 小破断 LOCA+原子炉停止失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・小破断 LOCA 発生後、格納容器内漏えい判断により出力低下後原子炉自動スクラムを実施するが、原子炉スクラムに失敗する。 ・代誌制御機挿入機能に期待できない場合は、はう断界に至る。 ・給水系、原子炉循環ポンプ系及び送水系により原子炉水位は維持される。 ・重要事故シナリオとの差異として、LOCAへの対応が生じるが、中央制御室の運転員による対応となることから要員数は変化しない。 	12	12
原子炉停止機能喪失	重要事故シナリオ 原子炉停止失敗	2.5-② 中破断 LOCA+原子炉停止失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・中破断 LOCA 発生後、格納容器内漏えいにより、原子炉スクラム信号が発生するが、原子炉スクラムに失敗する。 ・代誌制御機挿入機能に期待できない場合は、はう断界に至る。 ・給水系、原子炉循環ポンプ系及び送水系により原子炉水位は維持される。 ・重要事故シナリオとの差異として、LOCAへの対応が生じるが、中央制御室の運転員による対応となることから要員数は変化しない。 	12	12
原子炉停止機能喪失	重要事故シナリオ 原子炉停止失敗	2.5-③ 大破断 LOCA+原子炉停止失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断 LOCA 発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラム信号が発生するが、原子炉スクラムに失敗する。 ・代誌制御機挿入機能に期待できない場合は、はう断界に至る。 ・給水系、原子炉循環ポンプ系及び送水系により原子炉水位は維持される。 ・重要事故シナリオとの差異として、LOCAへの対応が生じるが、中央制御室の運転員による対応となることから要員数は変化しない。 	12	12
原子炉停止機能喪失	重要事故シナリオ 原子炉停止失敗	2.6-① 小破断 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・重要事故シナリオとの差異は低圧注水の実績であり、事象進展は遅やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	21	21
原子炉停止機能喪失	重要事故シナリオ 原子炉停止失敗	2.6-② 中破断 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失+小破断 LOCA 発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。 ・原子炉循環ポンプ系に期待できない場合は、はう断界に至る。 ・代誌制御機挿入機能に期待できない場合は、はう断界に至る。 ・重要事故シナリオとの差異は低圧注水の実績であり、事象進展は遅やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	16	16
原子炉停止機能喪失	重要事故シナリオ 原子炉停止失敗	2.6-③ 中破断 LOCA+HPEC注水失敗+原子炉減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失+中破断 LOCA 発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。 ・原子炉循環ポンプ系に期待できない場合は、はう断界に至る。 ・代誌制御機挿入機能に期待できない場合は、はう断界に至る。 ・重要事故シナリオとの差異は低圧注水の実績であり、事象進展は遅やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	16	16
格納容器バypass (ISLCA)	重要事故シナリオ ISLCA (ISLCA)	重要事故シナリオ以外のシナリオなし	<ul style="list-style-type: none"> ・重要事故シナリオとの差異は低圧注水の実績であり、事象進展は遅やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	20	20

第1表 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (5/8)

重要事故シナリオ	その他の事故シナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要員数	重要事故シナリオに必要となる要員数
2.4-① 冷却材喪失 (小破断 LOCA)+閉鎖熱除去失敗	2.4-① トラス喪失 (自動停止)+安全弁閉鎖失敗+RRHR失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失+小破断 LOCA 発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。 ・原子炉循環ポンプ系に期待できない場合は、はう断界に至る。 ・代誌制御機挿入機能に期待できない場合は、はう断界に至る。 ・重要事故シナリオとの差異は低圧注水の実績であり、事象進展は遅やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	20人	20人
2.4-② 冷却材喪失 (中破断 LOCA)+高圧注水失敗+閉鎖熱除去失敗	2.4-② トラス喪失 (自動停止)+安全弁閉鎖失敗+RRHR失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失+中破断 LOCA 発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。 ・原子炉循環ポンプ系に期待できない場合は、はう断界に至る。 ・代誌制御機挿入機能に期待できない場合は、はう断界に至る。 ・重要事故シナリオとの差異は低圧注水の実績であり、事象進展は遅やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	20人	20人
2.4-③ 冷却材喪失 (大破断 LOCA)+高圧注水失敗+閉鎖熱除去失敗	2.4-③ トラス喪失 (自動停止)+安全弁閉鎖失敗+RRHR失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失+大破断 LOCA 発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。 ・原子炉循環ポンプ系に期待できない場合は、はう断界に至る。 ・代誌制御機挿入機能に期待できない場合は、はう断界に至る。 ・重要事故シナリオとの差異は低圧注水の実績であり、事象進展は遅やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数が増減なし。 	20人	20人

・評価結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

表1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (5/6)

事故シナリオ	重要事故シナリオ	その他の事故シナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要員数	重要事故シナリオに必要となる要員数
閉鎖熱除去機能喪失	重要事故シナリオ 閉鎖熱除去失敗	2.4-② 冷却材喪失 (小破断 LOCA)+閉鎖熱除去失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・「外部電源喪失+小破断 LOCA」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。 ・重要事故シナリオとの差異は、原子炉冷却材が原子炉格納容器に漏えいすること、格納容器圧力の上昇が早くなることであるが、必要な操作は同様であるため、要員は増減なし。 	28	28
閉鎖熱除去機能喪失	重要事故シナリオ 閉鎖熱除去失敗	2.4-③ 冷却材喪失 (中破断 LOCA)+閉鎖熱除去失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・「外部電源喪失+中破断 LOCA」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。 ・中破断 LOCAにより原子炉格納容器の機軸に期待できない高圧注水を開始すること及び原子炉冷却材が原子炉格納容器に漏えいすること、格納容器圧力の上昇が早くなることであるが、必要な操作は同様であるため、要員は増減なし。 	28	28
閉鎖熱除去機能喪失	重要事故シナリオ 閉鎖熱除去失敗	2.4-④ 冷却材喪失 (大破断 LOCA)+閉鎖熱除去失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・「外部電源喪失+大破断 LOCA」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。 ・大破断 LOCAにより原子炉格納容器の機軸に期待できない高圧注水を開始すること及び原子炉冷却材が原子炉格納容器に漏えいすること、格納容器圧力の上昇が早くなることであるが、必要な操作は同様であるため、要員は増減なし。 	28	28
閉鎖熱除去機能喪失	重要事故シナリオ 閉鎖熱除去失敗	2.4-⑤ 冷却材喪失 (中破断 LOCA)+高圧注水失敗+閉鎖熱除去失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・「外部電源喪失+中破断 LOCA」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。 ・原子炉の減圧後に低圧注水を開始すること及び原子炉冷却材が原子炉格納容器に漏えいすること、格納容器圧力の上昇が早くなることであるが、必要な操作は同様であるため、要員は増減なし。 ・重要事故シナリオとの差異は、原子炉冷却材が原子炉格納容器に漏えいすること、格納容器圧力の上昇が早くなることであるが、必要な操作は同様であるため、要員は増減なし。 	28	28
閉鎖熱除去機能喪失	重要事故シナリオ 閉鎖熱除去失敗	2.4-⑥ 冷却材喪失 (大破断 LOCA)+高圧注水失敗+閉鎖熱除去失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・「外部電源喪失+大破断 LOCA」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。 ・低圧注水の実績による原子炉冷却材による原子炉水位は維持される。 ・重要事故シナリオとの差異は、原子炉冷却材が原子炉格納容器に漏えいすること、格納容器圧力の上昇が早くなることであるが、必要な操作は同様であるため、要員は増減なし。 	28	28

・評価結果の相違
【東海第二】

第1表 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (7/8)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	その他のシナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要要員数	重要事故シナリオに必要要員数
原子炉停止機能喪失	過渡事故 原子炉停止機能喪失	2.5-④ 大破断LOCA + 原子炉停止機能喪失	・「大破断LOCA」発生後、原子炉冷却材排出により、原子炉シグナルが異常又は手動スクラムを要請するが、原子炉スクラムに入力されない。 ・代替冷却水注入機能の動作により、原子炉は未燃焼となる。 ・代替冷却水注入機能の動作により、原子炉出力を抑制する。 ・給水系統及び原子炉冷却水システムにより原子炉水位は維持される。 ・重要事故シナリオとの差異として、LOCAへの対応は異なるが、中央制御室の当直運転員による対応となることから要員数は変化しない。	10人	10人
LOCA時注水機能喪失	中破断LOCA 原子炉停止機能喪失 + 原子炉停止機能喪失 + 低圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	2.6-① 小破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	・「小破断LOCA」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。 ・原子炉は高圧状態にあるため、低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水の供給が完了後、遮断し安全弁(自動減圧機能)による原子炉注水の供給が開始される。 ・閉鎖型代替注水系統(非常設)により原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。 ・閉鎖型代替注水系統(非常設)により原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。 ・重要事故シナリオとの差異は冷却材の異なる重なり、事象進展は概ね同様であるため、人数は増減なし。 ・「小破断LOCA」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。 ・原子炉は高圧状態にあるため、低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水の供給が完了後、遮断し安全弁(自動減圧機能)による原子炉注水の供給が開始される。 ・閉鎖型代替注水系統(非常設)により原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。 ・閉鎖型代替注水系統(非常設)により原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。 ・重要事故シナリオとの差異は冷却材の異なる重なり、事象進展は概ね同様であるため、人数は増減なし。	19人	19人
原子炉停止機能喪失	中破断LOCA 原子炉停止機能喪失 + 原子炉停止機能喪失 + 低圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	2.6-② 中破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	・「中破断LOCA」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。 ・原子炉は高圧状態にあるため、低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水の供給が完了後、遮断し安全弁(自動減圧機能)による原子炉注水の供給が開始される。 ・閉鎖型代替注水系統(非常設)により原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。 ・閉鎖型代替注水系統(非常設)により原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。 ・重要事故シナリオとの差異は冷却材の異なる重なり、事象進展は概ね同様であるため、人数は増減なし。	10人	10人
原子炉停止機能喪失	中破断LOCA 原子炉停止機能喪失 + 原子炉停止機能喪失 + 低圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	2.6-③ 中破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	・「中破断LOCA」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。 ・原子炉は高圧状態にあるため、低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水の供給が完了後、遮断し安全弁(自動減圧機能)による原子炉注水の供給が開始される。 ・閉鎖型代替注水系統(非常設)により原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。 ・閉鎖型代替注水系統(非常設)により原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。 ・重要事故シナリオとの差異は冷却材の異なる重なり、事象進展は概ね同様であるため、人数は増減なし。	10人	10人
原子炉停止機能喪失	重要事故シナリオ 以外のシナリオなし	重要事故シナリオ 以外のシナリオなし	—	—	12人
原子炉停止機能喪失	重要事故シナリオ 以外のシナリオなし	重要事故シナリオ 以外のシナリオなし	・「重要事故シナリオ」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。 ・原子炉は高圧状態にあるため、低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水の供給が完了後、遮断し安全弁(自動減圧機能)による原子炉注水の供給が開始される。 ・閉鎖型代替注水系統(非常設)により原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。 ・閉鎖型代替注水系統(非常設)により原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。 ・重要事故シナリオとの差異は冷却材の異なる重なり、事象進展は概ね同様であるため、人数は増減なし。	24人	24人

・評価結果の相違
【東海第二】

第1表 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (8/8)

事故シナリオ	重要事故シナリオ	その他の事故シナリオ	事象連鎖及び人数の増減理由	必要職員数	重要事故シナリオに必要従業員数
津波浸水による最終ヒートシンク喪失	原子炉没水による最終ヒートシンク喪失	2.8-② 最終ヒートシンク喪失 + 高圧炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・ 浸水を起因とする「最終ヒートシンク喪失」が発生し、手動により原子炉を停止する。 ・ 原子炉没水による最終ヒートシンク喪失が発生し、高圧炉心冷却システムが故障するが、高圧炉心冷却システムの起動操作を実施することで、原子炉が冷却される。 ・ 低圧炉心冷却システム（可動型）による原子炉没水の増悪が65℃に到達後に、過剰安全弁（自動減圧機能）が動作し、原子炉が冷却される。 ・ 最終ヒートシンク喪失により、原子炉が冷却される。過剰安全弁（自動減圧機能）が動作し、原子炉が冷却される。 ・ 最終ヒートシンク喪失により、原子炉が冷却される。過剰安全弁（自動減圧機能）が動作し、原子炉が冷却される。 ・ 最終ヒートシンク喪失により、原子炉が冷却される。過剰安全弁（自動減圧機能）が動作し、原子炉が冷却される。 	24人	
津波浸水による最終ヒートシンク喪失	原子炉没水による最終ヒートシンク喪失	2.8-③ 最終ヒートシンク喪失 + 過剰安全弁動作	<ul style="list-style-type: none"> ・ 浸水を起因とする「最終ヒートシンク喪失」が発生し、手動により原子炉を停止する。 ・ 原子炉没水による最終ヒートシンク喪失が発生し、高圧炉心冷却システムが故障するが、高圧炉心冷却システムの起動操作を実施することで、原子炉が冷却される。 ・ 低圧炉心冷却システム（可動型）による原子炉没水の増悪が65℃に到達後に、過剰安全弁（自動減圧機能）が動作し、原子炉が冷却される。 ・ 最終ヒートシンク喪失により、原子炉が冷却される。過剰安全弁（自動減圧機能）が動作し、原子炉が冷却される。 ・ 最終ヒートシンク喪失により、原子炉が冷却される。過剰安全弁（自動減圧機能）が動作し、原子炉が冷却される。 ・ 最終ヒートシンク喪失により、原子炉が冷却される。過剰安全弁（自動減圧機能）が動作し、原子炉が冷却される。 	24人	

表 2 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の評価結果

想定する事故	その他の事故シナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要要員数	重要事故シナリオに必要な要員数
想定事故 1	想定事故以外の事故シナリオなし			18
想定事象 2	想定事故以外の事故シナリオなし			22

第 2 表 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の評価結果

事故シナリオ グループ等	その他の事故シナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要 要員数	重要事故 シナリオに 必要な要員数
想定事故 1 (冷却機能又は注水 機能喪失)	想定事故以外の事故シ ナリオなし		—	17 人
想定事象 2 (使用済燃料プール 内の水の小規模な喪 失)	想定事故以外の事故シ ナリオなし		—	17 人

表 2 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の評価結果

想定する事故	その他の事故 シナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要 要員数	重要事故 シナリオに 必要な要員数
想定事故 1 (冷却機能又は注水機能喪失)	想定事故以外の事故シナリオなし			24
想定事故 2 (燃料プール内の水の小規模な喪失)	想定事故以外の事故シナリオなし			26

・評価結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

表3 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故の評価結果

Table with columns: 事故シナリオグループ, 重要事故シナリオ, その他の事故シナリオ, 事故進展及び人数の増減理由, 必要要員数, 重要事故シナリオにシナリオに必要要員数. It lists various accident scenarios like power loss, equipment failure, and their impact on personnel requirements.

第3表 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故の評価結果

Detailed accident evaluation table for Tokai 2, listing specific scenarios such as '事故シナリオグループ', '重要事故シナリオ', 'その他の事故シナリオ', '事故進展及び人数の増減理由', '必要要員数', and '重要事故シナリオにシナリオに必要要員数'.

表3 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故の評価結果

Detailed accident evaluation table for Shimane 2, listing specific scenarios such as '事故シナリオグループ', '重要事故シナリオ', 'その他の事故シナリオ', '事故進展及び人数の増減理由', '必要要員数', and '重要事故シナリオにシナリオに必要要員数'.

・評価結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙</p> <p>必要な要員数の観点での評価事故シーケンスの代表性の整理</p> <p>設置許可基準規則第 37 条第 2 項に規定されている「重大事故が発生した場合」の評価では、各格納容器破損モードに至るおそれのあるプラント損傷状態 (PDS) の中から、当該破損モードに至る場合にその破損モードが最も厳しく現れると考えられる PDS を選定し、その PDS に属する事故シーケンスの中から最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定している。ここでは、各 PDS 及び炉心損傷後の対応に必要な要員数の観点から、評価事故シーケンスの代表性を整理する。</p> <p>今回の PRA により抽出した PDS を表 1 に示す。また、設置許可基準規則第 37 条第 1 項の「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」の評価結果をもとに、各 PDS に至る原因となるプラント機能の喪失が発生した場合に炉心損傷を防止するために必要な要員数を合わせて示す。</p> <p>なお、表 1 のうち、TW (崩壊熱除熱機能喪失)、TC (原子炉停止機能喪失) は格納容器先行破損事象であり、ISLOCA (インターフェイスシステム LOCA) は格納容器バイパス事象である。いずれも炉心損傷の前に原子炉格納容器が機能喪失する PDS であるため、評価事故シーケンスの選定の起点となる PDS の選定対象からは除外している。</p> <p>本来、重大事故等対処設備に期待しない PRA から抽出された各 PDS は、表 1 の炉心損傷防止に必要な数の要員が適切な対応をとることによって炉心損傷を防止できるものであるが、何らかの対応の失敗によって炉心損傷に至るものと仮定する。</p> <p>この仮定の上でも、評価事故シーケンスの起点(事象発生時)において必要な要員数は、表 1 の炉心損傷防止に必要な人数であり、この観点で最も厳しい PDS は、全交流動力電源喪失を伴う TBP の 32 名であり、続いて同じく全交流動力電源喪失を伴う長期 TB, TBU, TBD の 28 名が厳しい。</p> <p>次に、重大事故等対処設備に期待しない場合、各格納容器破損モードに進展し得る PDS、その中で要員数の観点で厳しい PDS 及び評価事故シーケンスの起点として選定した PDS を表 2 に示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙</p> <p>必要な要員数の観点での評価事故シーケンスの代表性の整理</p> <p>設置許可基準規則第 37 条第 2 項に規定されている「重大事故が発生した場合」の評価では、各格納容器破損モードに至るおそれのあるプラント損傷状態 (PDS) の中から、当該破損モードに至る場合にその破損モードが最も厳しく表れると考えられる PDS を選定し、その PDS に属する事故シーケンスの中から最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定している。ここでは、各 PDS 及び炉心損傷後の対応に必要な要員数の観点から、評価事故シーケンスの代表性を整理する。</p> <p>今回の PRA により抽出した PDS と炉心損傷防止に際して必要な人数を第 1 表に示す。また、設置許可基準規則第 37 条第 1 項の「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」の評価結果を基に、各 PDS に至る原因となるプラント機能の喪失が発生した場合に炉心損傷を防止するために必要な要員数を併せて示す。</p> <p>なお、第 1 表のうち、TW (崩壊熱除熱機能喪失)、TC (原子炉停止機能喪失) は格納容器先行破損事象であり、ISLOCA (インターフェイスシステム LOCA) は格納容器バイパス事象である。いずれも炉心損傷の前に格納容器が機能喪失する PDS であるため、評価事故シーケンスの選定の起点となる PDS の選定対象からは除外している。</p> <p>本来、重大事故等対処設備に期待しない PRA から抽出された各 PDS は、第 1 表の炉心損傷防止に必要な数の要員が適切な対応をとることによって炉心損傷を防止できるものであるが、何らかの対応の失敗によって炉心損傷に至るものと仮定する。</p> <p>この仮定の上でも、評価事故シーケンスの起点 (事象発生時) において必要な要員数は、第 1 表の炉心損傷防止に必要な人数であり、この観点で最も厳しい PDS は、全交流動力電源喪失を伴う PDS (長期 TB, TBU, TBP 及び TBD) の 24 名及び参集要員 6 名である。</p> <p>次に、重大事故等対処設備に期待しない場合、各格納容器破損モードに進展し得る PDS を、その中で要員数の観点で厳しい PDS 及び評価事故シーケンスの起点として選定した PDS を第 2 表に示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙</p> <p>必要な要員数の観点での評価事故シーケンスの代表性の整理</p> <p>設置許可基準規則第 37 条第 2 項に規定されている「重大事故が発生した場合」の評価では、各格納容器破損モードに至るおそれのあるプラント損傷状態 (PDS) の中から、当該破損モードに至る場合にその破損モードが最も厳しく表れると考えられる PDS を選定し、その PDS に属する事故シーケンスの中から最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定している。ここでは、各 PDS 及び炉心損傷後の対応に必要な要員数の観点から、評価事故シーケンスの代表性を整理する。</p> <p>今回の PRA により抽出した PDS を表 1 に示す。また、設置許可基準規則第 37 条第 1 項の「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」の評価結果をもとに、各 PDS による炉心損傷を防止するために必要な要員数を合わせて示す。</p> <p>なお、表 1 のうち、TW (崩壊熱除去機能喪失)、TC (原子炉停止機能喪失) は格納容器先行破損事象であり、ISLOCA (インターフェイスシステム LOCA) は格納容器バイパス事象である。いずれも炉心損傷の前に原子炉格納容器が機能喪失する PDS であるため、評価事故シーケンスの選定の起点となる PDS の選定対象からは除外している。</p> <p>本来、重大事故等対処設備に期待しない PRA から抽出された各 PDS は、表 1 の炉心損傷防止に必要な数の要員が適切な対応をとることによって炉心損傷を防止できるものであるが、何らかの対応の失敗によって炉心損傷に至るものと仮定する。</p> <p>この仮定の上でも、評価事故シーケンスの起点 (事象発生時) において必要な要員数は、表 1 の炉心損傷防止に必要な人数であり、この観点で最も厳しい PDS は、全交流動力電源喪失 (SBO) を伴う PDS (長期 TB, TBU, TBP 及び TBD) の 31 名である。</p> <p>次に、重大事故等対処設備に期待しない場合、各格納容器破損モードに進展し得る PDS、その中で要員数の観点で厳しい PDS 及び評価シーケンスの起点として選定した PDS を表 2 に示す。</p>	<p>・解析結果及び運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器破損モード格納容器過圧破損，格納容器過温破損及び水素燃焼では，LOCA を PDS に選定した上で PDS に SBO を加えているため，SBO にも対応可能な要員数が必要となる。このことから，選定した PDS は要員の観点で厳しい PDS を包絡している。その上で，LOCA 及び SBO に並行して対応し，格納容器破損防止が可能であることを示している。ただし，交流動力電源の 24 時間以内の復旧に期待していることから，TBP への炉心損傷防止対応で想定している<u>低圧代替原子炉注水設備（可搬型）</u>を用いた原子炉注水は考慮していない。</p> <p>なお，炉心損傷後は重大事故等対処設備を用いた原子炉注水や原子炉格納容器熱除去等を実施する必要があるが，これらの対応に必要な要員数は PDS によらず同じであり，これに加えて電源復旧が必要となる場合が，必要な要員数の観点で厳しいと考えられる。このことから，今回選定した評価事故シーケンスは必要な要員数の観点においても他の事故シーケンスを包絡していると考ええる。</p> <p>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH），原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（<u>炉外 FCI</u>）及び溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）については，炉心損傷後の対応として，原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点での原子炉減圧及び原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での<u>原子炉格納容器下部への注水等が必要となるが，この対応は中央制御室による操作であり PDS によらず同じである。仮に，SBO が重畳した場合には交流動力電源の復旧要員が必要となるが，その他の操作が中央制御室での操作であることから，いずれの場合も大破断 LOCA+SBO 後の対応に必要な要員数を上回ることは無い。なお，交流動力電源が必要な原子炉格納容器下部への注水操作が必要となるまでの時間は交流動力電源の復旧に十分な時間である。</u></p> <p>以上より，要員の観点で厳しい PDS 及び炉心損傷後の事故シーケンスを考慮しても，現在の要員数で重大事故への対応は可能であり，必要な要員数を考慮しても評価事故シーケンスは代表性を有していることを確認した。</p>	<p><u>第 2 表の格納容器破損モードは，選定した全て PDS において全交流動力電源喪失を想定しており，全交流動力電源喪失の対応には要員数の観点で最も厳しい PDS である長期 TB，TBU，TBP 及び TBD に必要な要員数が必要となることから，PDS の観点では，選定した PDS は要員の観点で最も厳しい PDS を包絡している。</u></p> <p><u>また，炉心損傷後は重大事故等対処設備を用いた原子炉注水や格納容器熱除去等を実施する必要があるが，これらの対応に必要な要員数は PDS によらずほぼ同じであり，これに加えて電源復旧が必要となる場合が，必要な要員数の観点で厳しいと考えられる。このことから，今回選定した評価事故シーケンスは必要な要員数の観点においても他の事故シーケンスを包絡している</u>と考える。</p> <p>以上より，要員の観点で厳しい PDS 及び炉心損傷後の事故シーケンスを考慮しても，現在の要員数で重大事故への対応は可能であり，必要な要員数を考慮しても評価事故シーケンスは代表性を有していることを確認した。</p>	<p>格納容器破損モード格納容器過圧破損，格納容器過温破損及び水素燃焼では，<u>LOCA を PDS に選定したうえで PDS に SBO を加えているため，SBO にも対応可能な要員数が必要となる。このことから，選定した PDS は要員の観点で最も厳しい PDS を包絡している。そのうえで，LOCA 及び SBO に並行して対応し，格納容器破損防止が可能であることを示している。ただし，交流動力電源の 24 時間以内の復旧に期待していることから，TBP への炉心損傷防止対応で想定している低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>を用いた原子炉注水は考慮していない。</p> <p>なお，炉心損傷後は重大事故等対処設備を用いた原子炉注水や原子炉格納容器熱除去等を実施する必要があるが，これらの対応に必要な要員数は PDS によらず同じであり，これに加えて電源復旧が必要となる場合が，必要な要員数の観点で厳しいと考えられる。このことから，今回選定した評価事故シーケンスは必要な要員数の観点においても他の事故シーケンスを包絡していると考ええる。</p> <p>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH），原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（<u>F C I</u>）及び溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）については，炉心損傷後の対応として，原子炉水位が燃料棒有効長下端から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達した時点での原子炉減圧及び原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での<u>ペDESTAL への注水等が必要となるが，これらの対応に必要な要員数は PDS によらず同じであり，いずれの場合も大破断 LOCA+SBO 後の対応に必要な要員数を上回ることは無い。</u></p> <p>以上より，要員の観点で厳しい PDS 及び炉心損傷後の事故シーケンスを考慮しても，現在の要員数で重大事故への対応は可能であり，必要な要員数を考慮しても評価事故シーケンスは代表性を有していることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>・評価結果の相違【東海第二】</p> <p>・設備の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・評価結果の相違【柏崎 6/7，東海第二】</p> <p>・評価条件の相違【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は，DCH，FCI，MCCI について，格納容器破損防止対策のための対応時間が厳しいシナリオを想定するため，SBO を重畳した評価としている。</p>

表1 PRAにより抽出したPDSと炉心損傷防止に際して必要な要員数

PDS	PCV破損時期	RPV圧力	炉心損傷時期	炉心損傷防止に必要な人数 ^{※1}
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	24
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	16
長期TB	炉心損傷後	高圧	後期	28
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	28
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	32
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	28
LOCA ・AE (大破断 LOCA) ・S1E (中破断 LOCA) ・S2E (小破断 LOCA)	炉心損傷後	低圧	早期	24 ^{※2}
TW ^{※3}	炉心損傷前	—	後期	28
TC ^{※3}	炉心損傷前	—	早期	12
ISLOCA ^{※3}	炉心損傷前	—	早期	20

※1 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評価結果から抽出
 ※2 「中破断 LOCA (S1E) +ECCS 注水機能喪失」及び「小破断 LOCA (S2E) +ECCS 注水機能喪失」による炉心損傷防止の評価結果から抽出
 ※3 炉心損傷の前に原子炉格納容器が機能喪失するため、評価事故シーケンスの選定の起点となる PDS の選定対象からは除外した PDS

第1表 今回のPRAにより抽出したPDSと炉心損傷防止に際して必要な要員数

PDS	PCV破損時期	RPV圧力	炉心損傷時期	炉心損傷防止に必要な人数 ^{※1}
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	19人
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	10人
長期TB	炉心損傷後	高圧	後期	24人
TBD, TBU	炉心損傷後	高圧	早期	24人
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	24人
LOCA	炉心損傷後	低圧	早期	19人 ^{※2}
TW(取水機能喪失) ^{※3}	炉心損傷前	—	後期	20人
TW(RHR喪失) ^{※3}	炉心損傷前	—	後期	19人
TC ^{※3}	炉心損傷前	—	早期	10人
ISLOCA ^{※3}	炉心損傷前	—	早期	12人

※1 「重大事故に至るおそれがある事故発生した場合」の評価結果から抽出
 ※2 「中破断 LOCA (S1E) +ECCS 注水機能喪失」及び「小破断 LOCA (S2E) +ECCS 注水機能喪失」による炉心損傷防止の評価結果から抽出
 ※3 炉心損傷の前に格納容器が機能喪失するため、評価事故シーケンスの選定の起点となる PDS の選定対象からは除外した PDS

表1 PRAにより抽出したPDSと炉心損傷防止に際して必要な要員数

PDS	格納容器破損時期	RPV圧力	炉心損傷時期	炉心損傷防止に必要な人数 ^{※1}
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	28
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	10
長期TB	炉心損傷後	高圧	後期	31
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	31
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	31
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	31
LOCA	炉心損傷後	低圧	早期	28 ^{※2}
TW ^{※3}	炉心損傷前	—	後期	31
TC ^{※3}	炉心損傷前	—	早期	11
ISLOCA ^{※3}	炉心損傷前	—	早期	10

※1 : 「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」の評価結果から抽出
 ※2 : LOCA時注水機能喪失(冷却材喪失(中破断 LOCA) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗)における炉心損傷防止の評価結果から抽出
 ※3 : 炉心損傷の前に格納容器が機能喪失するため、評価事故シーケンスの選定の起点となる PDS の選定対象からは除外した PDS

・評価結果の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																
<p>表2 要員及び事象の厳しさの観点からの各格納容器破損モードに進展し得るPDSの整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>該当するPDS</th> <th>要員の観点で厳しいPDS</th> <th>選定したPDS</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)</td> <td>TQUV</td> <td rowspan="10">TBP</td> <td rowspan="10">LOCA+SBO^{※1}</td> </tr> <tr><td>TQUX</td></tr> <tr><td>LOCA</td></tr> <tr><td>長期TB</td></tr> <tr><td>TBU</td></tr> <tr><td>TBP</td></tr> <tr> <td rowspan="5">雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)</td> <td>TQUV</td> <td rowspan="10">TBP</td> <td rowspan="10">LOCA+SBO^{※1}</td> </tr> <tr><td>TQUX</td></tr> <tr><td>LOCA</td></tr> <tr><td>長期TB</td></tr> <tr><td>TBU</td></tr> <tr><td>TBP</td></tr> <tr><td>TBD</td></tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>LOCA+SBO^{※1}</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)</td> <td>TQUX</td> <td rowspan="4">長期TB TBU TBD</td> <td rowspan="4">TQUX</td> </tr> <tr><td>長期TB</td></tr> <tr><td>TBU</td></tr> <tr><td>TBD</td></tr> <tr> <td rowspan="5">原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(炉外FCI)</td> <td>TQUV</td> <td rowspan="5">TBP</td> <td rowspan="5">TQUV</td> </tr> <tr><td>TQUX</td></tr> <tr><td>LOCA</td></tr> <tr><td>長期TB</td></tr> <tr><td>TBU</td></tr> <tr><td>TBP</td></tr> <tr> <td rowspan="5">溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)</td> <td>TQUV</td> <td rowspan="5">TBP</td> <td rowspan="5">TQUV</td> </tr> <tr><td>TQUX</td></tr> <tr><td>LOCA</td></tr> <tr><td>長期TB</td></tr> <tr><td>TBU</td></tr> <tr><td>TBP</td></tr> </tbody> </table> <p>※1 長期TB, TBU, TBP, TBDはSBOを起点として炉心損傷に至るPDS</p>	格納容器破損モード	該当するPDS	要員の観点で厳しいPDS	選定したPDS	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	TQUV	TBP	LOCA+SBO ^{※1}	TQUX	LOCA	長期TB	TBU	TBP	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	TQUV	TBP	LOCA+SBO ^{※1}	TQUX	LOCA	長期TB	TBU	TBP	TBD	水素燃焼	—	—	LOCA+SBO ^{※1}	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	TQUX	長期TB TBU TBD	TQUX	長期TB	TBU	TBD	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(炉外FCI)	TQUV	TBP	TQUV	TQUX	LOCA	長期TB	TBU	TBP	溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	TQUV	TBP	TQUV	TQUX	LOCA	長期TB	TBU	TBP	<p>第2表 要員及び事象の厳しさの観点からの各格納容器破損モードのPDSの整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>該当するPDS</th> <th>要員の観点で厳しいPDS</th> <th>選定したPDS</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)</td> <td>TQUV</td> <td rowspan="7">長期TB TBU TBP TBD</td> <td rowspan="7">LOCA^{※1}</td> </tr> <tr><td>TQUX</td></tr> <tr><td>長期TB</td></tr> <tr><td>TBU</td></tr> <tr><td>TBP</td></tr> <tr><td>TBD</td></tr> <tr><td>LOCA</td></tr> <tr> <td rowspan="4">雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)</td> <td>TQUX</td> <td rowspan="4">長期TB TBU TBP TBD</td> <td rowspan="4">LOCA^{※1}</td> </tr> <tr><td>長期TB</td></tr> <tr><td>TBU</td></tr> <tr><td>TBD</td></tr> <tr> <td rowspan="4">高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)</td> <td>TQUX</td> <td rowspan="4">長期TB TBU TBD</td> <td rowspan="4">TQUX^{※1}</td> </tr> <tr><td>長期TB</td></tr> <tr><td>TBU</td></tr> <tr><td>TBD</td></tr> <tr> <td rowspan="6">原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(炉外FCI)</td> <td>TQUV</td> <td rowspan="6">長期TB TBU TBP TBD</td> <td rowspan="6">TQUV^{※1}</td> </tr> <tr><td>TQUX</td></tr> <tr><td>長期TB</td></tr> <tr><td>TBU</td></tr> <tr><td>TBP</td></tr> <tr><td>TBD</td></tr> <tr> <td rowspan="6">溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)</td> <td>TQUV</td> <td rowspan="6">長期TB TBU TBP TBD</td> <td rowspan="6">TQUV^{※1}</td> </tr> <tr><td>TQUX</td></tr> <tr><td>長期TB</td></tr> <tr><td>TBU</td></tr> <tr><td>TBP</td></tr> <tr><td>TBD</td></tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>LOCA^{※1,2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオを評価するため、有効評価においては全交流動力電源喪失を重量させるものとしている。</p> <p>※2 水素燃焼については、原子炉運転中は格納容器内雰囲気を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理しているため、PRAで定量化する格納容器破損モードから除外しているが、窒素置換の有効性を確認する観点で、評価対象の格納容器破損モードとしている。</p>	格納容器破損モード	該当するPDS	要員の観点で厳しいPDS	選定したPDS	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	TQUV	長期TB TBU TBP TBD	LOCA ^{※1}	TQUX	長期TB	TBU	TBP	TBD	LOCA	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	TQUX	長期TB TBU TBP TBD	LOCA ^{※1}	長期TB	TBU	TBD	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	TQUX	長期TB TBU TBD	TQUX ^{※1}	長期TB	TBU	TBD	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(炉外FCI)	TQUV	長期TB TBU TBP TBD	TQUV ^{※1}	TQUX	長期TB	TBU	TBP	TBD	溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	TQUV	長期TB TBU TBP TBD	TQUV ^{※1}	TQUX	長期TB	TBU	TBP	TBD	水素燃焼	—	—	LOCA ^{※1,2}	<p>表2 要員及び事象の厳しさの観点からの各格納容器破損モードのPDSの整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>該当するPDS</th> <th>要員の観点で厳しいPDS</th> <th>選定したPDS</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)</td> <td>TQUV</td> <td rowspan="10">長期TB TBU TBP TBD</td> <td rowspan="10">LOCA+SBO^{※1}</td> </tr> <tr><td>TQUX</td></tr> <tr><td>LOCA</td></tr> <tr> <td rowspan="6">雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)</td> <td>TQUV</td> <td rowspan="6">長期TB TBU TBP TBD</td> <td rowspan="6">LOCA+SBO^{※1}</td> </tr> <tr><td>TQUX</td></tr> <tr><td>長期TB</td></tr> <tr><td>TBU</td></tr> <tr><td>TBP</td></tr> <tr><td>TBD</td></tr> <tr> <td rowspan="4">高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)</td> <td>TQUX</td> <td rowspan="4">長期TB TBU TBD</td> <td rowspan="4">TQUX+SBO^{※1}</td> </tr> <tr><td>長期TB</td></tr> <tr><td>TBU</td></tr> <tr><td>TBD</td></tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)</td> <td>TQUV</td> <td rowspan="3">TQUV LOCA</td> <td rowspan="3">TQUV+SBO^{※1}</td> </tr> <tr><td>TQUX</td></tr> <tr><td>LOCA</td></tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>LOCA+SBO^{※1}</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)</td> <td>TQUV</td> <td rowspan="3">TQUV LOCA</td> <td rowspan="3">TQUV+SBO^{※1}</td> </tr> <tr><td>TQUX</td></tr> <tr><td>LOCA</td></tr> </tbody> </table> <p>※1：PRAから直接抽出されるPDSではないが、電源復旧、注水機能確保のための設備が多く、格納容器破損防止対策のための対応時間が厳しいシナリオを想定するため、SBOの重量した評価事故シーケンスを選定している。</p>	格納容器破損モード	該当するPDS	要員の観点で厳しいPDS	選定したPDS	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	TQUV	長期TB TBU TBP TBD	LOCA+SBO ^{※1}	TQUX	LOCA	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	TQUV	長期TB TBU TBP TBD	LOCA+SBO ^{※1}	TQUX	長期TB	TBU	TBP	TBD	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	TQUX	長期TB TBU TBD	TQUX+SBO ^{※1}	長期TB	TBU	TBD	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)	TQUV	TQUV LOCA	TQUV+SBO ^{※1}	TQUX	LOCA	水素燃焼	—	—	LOCA+SBO ^{※1}	溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	TQUV	TQUV LOCA	TQUV+SBO ^{※1}	TQUX	LOCA	<p>・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>
格納容器破損モード	該当するPDS	要員の観点で厳しいPDS	選定したPDS																																																																																																																																																
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	TQUV	TBP	LOCA+SBO ^{※1}																																																																																																																																																
	TQUX																																																																																																																																																		
	LOCA																																																																																																																																																		
	長期TB																																																																																																																																																		
	TBU																																																																																																																																																		
TBP																																																																																																																																																			
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	TQUV			TBP	LOCA+SBO ^{※1}																																																																																																																																														
	TQUX																																																																																																																																																		
	LOCA																																																																																																																																																		
	長期TB																																																																																																																																																		
	TBU																																																																																																																																																		
TBP																																																																																																																																																			
TBD																																																																																																																																																			
水素燃焼	—	—	LOCA+SBO ^{※1}																																																																																																																																																
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	TQUX	長期TB TBU TBD	TQUX																																																																																																																																																
	長期TB																																																																																																																																																		
	TBU																																																																																																																																																		
	TBD																																																																																																																																																		
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(炉外FCI)	TQUV	TBP	TQUV																																																																																																																																																
	TQUX																																																																																																																																																		
	LOCA																																																																																																																																																		
	長期TB																																																																																																																																																		
	TBU																																																																																																																																																		
TBP																																																																																																																																																			
溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	TQUV	TBP	TQUV																																																																																																																																																
	TQUX																																																																																																																																																		
	LOCA																																																																																																																																																		
	長期TB																																																																																																																																																		
	TBU																																																																																																																																																		
TBP																																																																																																																																																			
格納容器破損モード	該当するPDS	要員の観点で厳しいPDS	選定したPDS																																																																																																																																																
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	TQUV	長期TB TBU TBP TBD	LOCA ^{※1}																																																																																																																																																
	TQUX																																																																																																																																																		
	長期TB																																																																																																																																																		
	TBU																																																																																																																																																		
	TBP																																																																																																																																																		
	TBD																																																																																																																																																		
	LOCA																																																																																																																																																		
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	TQUX	長期TB TBU TBP TBD	LOCA ^{※1}																																																																																																																																																
	長期TB																																																																																																																																																		
	TBU																																																																																																																																																		
	TBD																																																																																																																																																		
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	TQUX	長期TB TBU TBD	TQUX ^{※1}																																																																																																																																																
	長期TB																																																																																																																																																		
	TBU																																																																																																																																																		
	TBD																																																																																																																																																		
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(炉外FCI)	TQUV	長期TB TBU TBP TBD	TQUV ^{※1}																																																																																																																																																
	TQUX																																																																																																																																																		
	長期TB																																																																																																																																																		
	TBU																																																																																																																																																		
	TBP																																																																																																																																																		
	TBD																																																																																																																																																		
溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	TQUV	長期TB TBU TBP TBD	TQUV ^{※1}																																																																																																																																																
	TQUX																																																																																																																																																		
	長期TB																																																																																																																																																		
	TBU																																																																																																																																																		
	TBP																																																																																																																																																		
	TBD																																																																																																																																																		
水素燃焼	—	—	LOCA ^{※1,2}																																																																																																																																																
格納容器破損モード	該当するPDS	要員の観点で厳しいPDS	選定したPDS																																																																																																																																																
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	TQUV	長期TB TBU TBP TBD	LOCA+SBO ^{※1}																																																																																																																																																
	TQUX																																																																																																																																																		
	LOCA																																																																																																																																																		
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	TQUV			長期TB TBU TBP TBD	LOCA+SBO ^{※1}																																																																																																																																														
	TQUX																																																																																																																																																		
	長期TB																																																																																																																																																		
	TBU																																																																																																																																																		
	TBP																																																																																																																																																		
	TBD																																																																																																																																																		
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	TQUX			長期TB TBU TBD	TQUX+SBO ^{※1}																																																																																																																																														
	長期TB																																																																																																																																																		
	TBU																																																																																																																																																		
	TBD																																																																																																																																																		
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)	TQUV	TQUV LOCA	TQUV+SBO ^{※1}																																																																																																																																																
	TQUX																																																																																																																																																		
	LOCA																																																																																																																																																		
水素燃焼	—	—	LOCA+SBO ^{※1}																																																																																																																																																
溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	TQUV	TQUV LOCA	TQUV+SBO ^{※1}																																																																																																																																																
	TQUX																																																																																																																																																		
	LOCA																																																																																																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">添付資料 6.3.1</p> <p style="text-align: center;">水源, 燃料, 電源負荷評価結果について</p> <p>1. はじめに 重大事故等対策の有効性評価において, 重大事故等対策を外部支援に期待することなく7日間継続するために必要な水源及び燃料について評価を実施するとともに, 電源負荷の積み上げが給電容量内にあることを確認する。</p> <p>2. 事故シーケンス別の必要量について 重大事故等対策の有効性評価において, 通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源及び燃料に関する評価結果を表1に整理した。 また, 同様に常設代替交流電源設備からの電源供給が必要な事象について, 必要負荷が常設代替交流電源設備を連続運転させた場合の定格容量内であることを表1に整理した。</p> <p>3. まとめ 重大事故等対策の有効性評価において, 水源, 燃料及び電源負荷のそれぞれに対して最も厳しい事故シーケンスを想定した場合についても, 発電所構内に備蓄している水源及び燃料により, 必要な対策を7日間継続することが十分に可能であることを確認した。また, 常設代替交流電源設備から給電する場合の電源負荷についても, 常設代替交流電源設備を連続運転させた場合の定格容量内であることを確認した。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 6.3.1</p> <p style="text-align: center;">水源, 燃料, 電源負荷評価結果について</p> <p>1. はじめに 重大事故等対策の有効性評価において, 重大事故等対策を外部支援に期待することなく7日間継続するために必要な水源及び燃料について評価を実施するとともに, 電源負荷の積み上げが給電容量内にあることを確認する。</p> <p>2. 事故シーケンスグループ等別の必要量について 重大事故等対策の有効性評価における<u>水源, 燃料に関する評価結果を第1表及び第2表に整理した。</u> また, 同様に常設代替交流電源設備からの電源供給が必要な事象について, 必要負荷が常設代替交流電源設備を連続運転させた場合の定格容量内であることを第3表に整理した。</p> <p>3. まとめ 重大事故等対策の有効性評価において, 水源, 燃料及び電源負荷のそれぞれに対して最も厳しい事故シーケンスを想定した場合についても, 発電所構内に備蓄している水源及び燃料により, 必要な対策を7日間継続することが十分に可能であることを確認した。また, 常設代替交流電源設備から給電する場合の電源負荷についても, 常設代替交流電源設備を連続運転させた場合の定格容量内であることを確認した。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 6.3.1</p> <p style="text-align: center;">水源, 燃料, 電源負荷評価結果について</p> <p>1. はじめに 重大事故等対策の有効性評価において, 重大事故等対策を外部支援に期待することなく7日間継続するために必要な水源及び燃料について評価を実施するとともに, 電源負荷の積み上げが給電容量内にあることを確認する。</p> <p>2. 事故シーケンス別の必要量について 重大事故等対策の有効性評価において, <u>通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源及び燃料に関する評価結果を第1表に整理した。</u> また, 同様に常設代替交流電源設備からの電源供給が必要な事象について, 必要負荷が常設代替交流電源設備を連続運転させた場合の定格容量内であることを第1表に整理した。</p> <p>3. まとめ 重大事故等対策の有効性評価において, 水源, 燃料及び電源負荷のそれぞれに対して最も厳しい事故シーケンスを想定した場合についても, 発電所構内に備蓄している水源及び燃料により, 必要な対策を7日間継続することが十分に可能であることを確認した。また, 常設代替交流電源設備から給電する場合の電源負荷についても, 常設代替交流電源設備を連続運転させた場合の定格容量内であることを確認した。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

事故シナリオ	水源		燃料(軽油) 7日間必要量/備蓄量	電源負荷 最大負荷/総電 容量
	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水頭総量)	燃料プール注水 (必要水量/水頭総量)		
2.1 高圧・低圧注水機能喪失 ^{※1}	約10,600m ³ (号炉あたり約5,300m ³) /約19,700m ³ ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系	—	約1,510kL(約2,010kL) ・非常用ディーゼル発電機(約753kL)×2 ・可搬型代替注水ポンプ(0-2級)(約15kL)×2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機(約13kL)	—
2.2 高圧注水・減圧機能喪失 ^{※1}	—	—	約1,510kL(約2,010kL) ・非常用ディーゼル発電機(約753kL)×2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機(約13kL)	—
2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)	約3,200m ³ (号炉あたり約1,600m ³) /約19,700m ³ ・原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備 ・低圧代替注水系(常設)	—	約643kL(約2,140kL) ・常設代替交流電源設備(約504kL) ・代替原子炉建屋内緊急時対策用の電源車(約37kL)×2 ・代替原子炉建屋内緊急時対策用の大容量送水車(熱交換器ユニット用)(約11kL)×2 ・可搬型代替注水ポンプ(0-2級)(約15kL)×2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機(約13kL)	6号炉:約 1,284kW/2,950kVA ^{※2} 7号炉:約 1,294kW/2,950kVA ^{※2}
2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCC失敗	約3,200m ³ (号炉あたり約1,600m ³) /約19,700m ³ ・低圧代替注水系(常設)	—	約643kL(約2,140kL) ・常設代替交流電源設備(約504kL) ・代替原子炉建屋内緊急時対策用の電源車(約37kL)×2 ・代替原子炉建屋内緊急時対策用の大容量送水車(熱交換器ユニット用)(約11kL)×2 ・可搬型代替注水ポンプ(0-2級)(約15kL)×2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機(約13kL)	6号炉:約 1,284kW/2,950kVA ^{※2} 7号炉:約 1,294kW/2,950kVA ^{※2}
2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失	約3,200m ³ (号炉あたり約1,600m ³) /約19,700m ³ ・低圧代替注水系(常設)	—	約643kL(約2,140kL) ・常設代替交流電源設備(約504kL) ・代替原子炉建屋内緊急時対策用の電源車(約37kL)×2 ・代替原子炉建屋内緊急時対策用の大容量送水車(熱交換器ユニット用)(約11kL)×2 ・可搬型代替注水ポンプ(0-2級)(約15kL)×2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機(約13kL)	6号炉:約 1,284kW/2,950kVA ^{※2} 7号炉:約 1,294kW/2,950kVA ^{※2}
2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SIV再開失敗	約4,200m ³ (号炉あたり約2,100m ³) /約19,700m ³ ・原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備 ・低圧代替注水系(可搬型) ・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	—	約653kL(約2,140kL) ・常設代替交流電源設備(約504kL) ・可搬型代替注水ポンプ(0-2級)(約21kL)×2 ・代替原子炉建屋内緊急時対策用の電源車(約37kL)×2 ・代替原子炉建屋内緊急時対策用の大容量送水車(熱交換器ユニット用)(約11kL)×2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機(約13kL)	6号炉:約 1,174kW/2,950kVA ^{※2} 7号炉:約 1,184kW/2,950kVA ^{※2}

※1:有効性評価において、外部電源喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機が起動したことを考慮する。
 ※2:直流電源については、電源負荷の制約や電圧の切替えにより、24時間電源供給が可能である。以降は、他の事故シナリオグループ等も含めて交流電源により供給可能である。
 □は、各資源の必要量(負荷)が最大のもを示す。ただし、燃料評価においては、□は、全交流動力電源喪失の発生又は直流電源喪失を考慮し、常設代替交流電源設備による電源供給に期待する場合の最大値を、□は、全交流動力電源喪失の発生又は直流電源喪失を考慮せず、非常用ディーゼル発電機による電源供給に期待する場合の最大値を示す。

東海第二発電所 (2018.9.12版)

第1表 水源の必要量(1/2)

事故シナリオグループ等	必要水量/水源総量
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	約5,350m ³ /約8,600m ³ ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	(外部水源を消費しない)
2.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB)	約2,130m ³ /約4,300m ³ ・低圧代替注水系(可搬型) ・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)
2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	約2,130m ³ /約4,300m ³ ・低圧代替注水系(可搬型) ・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)
2.3.3 全交流動力電源喪失(TBP)	約2,160m ³ /約4,300m ³ ・低圧代替注水系(可搬型) ・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	約620m ³ /約4,300m ³ ・低圧代替注水系(常設)
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	約5,410m ³ /約8,600m ³ ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)
2.5 原子炉停止機能喪失	(外部水源を消費しない)
2.6 LOCA時注水機能喪失	約5,320m ³ /約8,600m ³ ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)
2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	約490m ³ /約4,300m ³ ・低圧代替注水系(常設)
2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失	約2,130m ³ /約4,300m ³ ・低圧代替注水系(可搬型) ・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)

島根原子力発電所 2号炉

第1表 水源、燃料及び電源負荷の必要量(1/4)

事故シナリオ	水源		燃料(軽油) 7日間必要量/備蓄量	電源負荷 最大負荷/総電 容量
	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水頭総量)	燃料プール注水 (必要水量/水頭総量)		
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	約3,600m ³ /約7,740m ³ ・低圧代替注水系(常設) ・格納容器代替スプレイ系(可搬型)	—	約711kL(約720kL) ○非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 約711kL/約720kL ・非常用ディーゼル発電機×2(約543,648kWh) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(約155,706kWh) ・大量送水車(約10,950kWh) ○ガススタービン発電機用燃料タンク 約352m ³ /約450m ³ ・ガススタービン発電機(約351,12kWh) ○緊急時対策用燃料地下タンク 約8m ³ /約6m ³ ○緊急時対策用発電機(約7,8792kWh)	約354kW/約4,800kVA ^{※2}
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	—	—	約711kL(約720kL) ○非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 約711kL/約720kL ・非常用ディーゼル発電機×2(約543,648kWh) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(約155,706kWh) ・大量送水車(約10,950kWh) ○ガススタービン発電機用燃料タンク 約352m ³ /約450m ³ ・ガススタービン発電機(約351,12kWh) ○緊急時対策用燃料地下タンク 約8m ³ /約6m ³ ○緊急時対策用発電機(約7,8792kWh)	—
2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	約1,100m ³ /約7,000m ³ ・低圧代替注水系(可搬型) ・格納容器代替スプレイ系(可搬型)	—	約11kL/約720kL ○非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 約11kL/約720kL ・大量送水車(約10,950kWh) ○ガススタービン発電機用燃料タンク 約352m ³ /約450m ³ ・ガススタービン発電機(約351,12kWh) ○緊急時対策用燃料地下タンク 約8m ³ /約6m ³ ○緊急時対策用発電機(約7,8792kWh)	約4,388kW/約4,800kVA ^{※2}
2.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗	約1,100m ³ /約7,000m ³ ・低圧代替注水系(可搬型) ・格納容器代替スプレイ系(可搬型)	—	約11kL/約720kL ○非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 約11kL/約720kL ・大量送水車(約10,950kWh) ○ガススタービン発電機用燃料タンク 約352m ³ /約450m ³ ・ガススタービン発電機(約351,12kWh) ○緊急時対策用燃料地下タンク 約8m ³ /約6m ³ ○緊急時対策用発電機(約7,8792kWh)	約4,388kW/約4,800kVA ^{※2}
2.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失	約1,100m ³ /約7,000m ³ ・低圧代替注水系(可搬型) ・格納容器代替スプレイ系(可搬型)	—	約11kL/約720kL ○非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 約11kL/約720kL ・大量送水車(約10,950kWh) ○ガススタービン発電機用燃料タンク 約352m ³ /約450m ³ ・ガススタービン発電機(約351,12kWh) ○緊急時対策用燃料地下タンク 約8m ³ /約6m ³ ○緊急時対策用発電機(約7,8792kWh)	約4,388kW/約4,800kVA ^{※2}
2.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+SIV再開失敗 +HPCS失敗	約1,100m ³ /約7,000m ³ ・低圧代替注水系(可搬型) ・格納容器代替スプレイ系(可搬型)	—	約11kL/約720kL ○非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 約11kL/約720kL ・大量送水車(約10,950kWh) ○ガススタービン発電機用燃料タンク 約352m ³ /約450m ³ ・ガススタービン発電機(約351,12kWh) ○緊急時対策用燃料地下タンク 約8m ³ /約6m ³ ○緊急時対策用発電機(約7,8792kWh)	約4,388kW/約4,800kVA ^{※2}

※1:有効性評価において、外部電源喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機が起動したことを考慮する。
 ※2:直流電源については、電源負荷の制約や電圧の切替えにより、24時間電源供給が可能である。以降は、他の事故シナリオグループ等も含めて交流電源により供給可能である。
 □は、各資源の必要量(負荷)が最大のもを示す。ただし、燃料評価においては、□は、全交流動力電源喪失の発生又は直流電源喪失を考慮し、ガスタービン発電機による電源供給に期待する場合の最大値を、□は、全交流動力電源喪失の発生又は直流電源喪失を考慮せず、非常用ディーゼル発電機で電源を供給する場合の最大値を示す。

備考
 ・解析結果の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】

表1 水源、燃料及び電源負荷の必要量 (2/5)

事故シケンス	水源			燃料(軽油) 7日必要量/備蓄量	電源負荷 最大負荷/総電容量
	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)	燃料プール注水 (必要水量/水源総量)	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)		
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	約7,000 ³ (号炉あたり約3,500 ³) /約19,700 ³ ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系	—	約633kL(約2,140kL) ・常設代替交流電源設備(約504kL) ・代替原子炉隔離時冷却系専用の大容量送水車(熱交換器ユニット用)(約11kL)×2 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)(約15kL)×2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ボスト用発電機(約13kL)	6号炉:約 1,649kW/2,950kWh 7号炉:約 1,615kW/2,950kWh	
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去機能が故障した場 合) ^{※1}	約12,400 ³ (号炉あたり約6,200 ³) /約19,700 ³ ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心注水系 ・代替格納容器スプレイ冷却系	—	約1,519kL(約2,040kL) ・非常用ディーゼル発電機(約753kL)×2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ボスト用発電機(約13kL)	—	
2.5 原子炉停止機能喪失 ^{※1}	—	—	約1,519kL(約2,040kL) ・非常用ディーゼル発電機(約753kL)×2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ボスト用発電機(約13kL)	—	
2.6 LOCA時注水機能喪失	約10,800 ³ (号炉あたり約5,400 ³) /約19,700 ³ ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系	—	約1,519kL(約2,040kL) ・非常用ディーゼル発電機(約753kL)×2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ボスト用発電機(約13kL)	—	
2.7 格納容器バイパス (インターフェイズシステム LOCA)	約200 ³ (号炉あたり約100 ³) /約19,700 ³ ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心注水系	—	約1,519kL(約2,040kL) ・非常用ディーゼル発電機(約753kL)×2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ボスト用発電機(約13kL)	—	

※1:有効性評価において、外部電源喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機が起動したことを考慮する。
 □は、各資源の必要量が最大のものを示す。ただし、燃料評価においては、□は、全交流動力電源喪失の発生又は容量を考慮し、常設代替交流電源設備による電源供給に期待する場合の最大値を、□は、全交流動力電源喪失の発生又は容量を考慮せず、非常用ディーゼル発電機による電源供給に期待する場合の最大値を示す。

第1表 水源の必要量 (2/2)

事故シケンスグループ等	必要水量/水源総量
3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)	約400m ³ /約4,300m ³ ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)
3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)	約5,490m ³ /約8,600m ³ ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)
3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気 直接加熱	約380m ³ /約4,300m ³ ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・格納容器下部注水系(常設)
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 -冷却材相互作用	約380m ³ /約4,300m ³ ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・格納容器下部注水系(常設)
3.4 水素燃焼	約400m ³ /約4,300m ³ ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	約380m ³ /約4,300m ³ ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・格納容器下部注水系(常設)
4.1 想定事故1	約2,120m ³ /約4,300m ³ ・代替燃料プール注水系(注水ライン)
4.2 想定事故2	約2,120m ³ /約4,300m ³ ・代替燃料プール注水系(注水ライン)
5.1 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止 時冷却機能喪失)	(外部水源を消費しない)
5.2 全交流動力電源喪失	約90m ³ /約4,300m ³ ・低圧代替注水系(常設)
5.3 原子炉冷却材の流出	(外部水源を消費しない)
5.4 反応度の誤投入	(外部水源を消費しない)

□は、必要量が最大のものを示す。

第1表 水源、燃料及び電源負荷の必要量 (2/4)

事故シケンス	水源			燃料(軽油) 7日必要量/備蓄量	電源負荷 最大負荷/総電容量
	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)	燃料プール注水 (必要水量/水源総量)	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)		
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	—	—	約3,600 ³ /約7,740 ³ ・低圧代替注水系(常設) ・格納容器代替スプレイ系(可搬型)	約2,948kW/約4,800kWh	
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去機能が故障した場合)	—	—	約3,400 ³ /約7,740 ³ ・低圧代替注水系(常設) ・格納容器代替スプレイ系(可搬型)	約3,541kW/約4,800kWh	
2.5 原子炉停止機能喪失 ^{※1}	—	—	—	—	
2.6 LOCA時注水機能喪失	—	—	—	—	

※1:有効性評価において、外部電源喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機が起動したことを考慮する。
 ※2:事故電源については、電源負荷の制限や電源の切替えにより、24時間電源供給可能である。□は、他の事故シケンスグループ毎も求めて交流電源により供給可能である。
 □は、各資源の必要量(負荷)が最大のものを示す。ただし、燃料評価においては、□は、全交流動力電源喪失の発生又は容量を考慮し、ガスタービン発電機による電源供給に期待する場合の最大値を、□は、全交流動力電源喪失の発生又は容量を考慮せず、非常用ディーゼル発電機で電源を供給する場合の最大値を示す。

・解析結果の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】

表1 水源、燃料及び電源負荷の必要量 (3/5)				柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	
事故シナリオ	水源		燃料(軽油) 7日間必要量/備蓄量	電源負荷	
	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)		最大負荷/給電容量	電源負荷
3.1.2 蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合	約 5,400m ³ (号炉あたり約 2,900m ³) 約 19,700m ³ ・低圧代替注水系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系 ・低圧代替注水系 (可搬型)	約 5,400m ³ (号炉あたり約 2,900m ³) 約 19,700m ³ ・低圧代替注水系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系	約 643kL/約 2,140kL ・常設代替格納容器冷却系専用の電源車 (約 37kL) × 2 ・代替原子炉補機冷却系専用の大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (約 11kL) × 2 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (約 15kL) × 2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ボスト用発電機 (約 13kL)	6号炉: 約 1,104kW/2,950kWh 7号炉: 約 1,071kW/2,950kWh	6号炉: 約 1,104kW/2,950kWh 7号炉: 約 1,071kW/2,950kWh
3.1.3 蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用しない場合	約 14,800m ³ (号炉あたり約 7,400m ³) 約 19,700m ³ ・低圧代替注水系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系	約 14,800m ³ (号炉あたり約 7,400m ³) 約 19,700m ³ ・低圧代替注水系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系	約 547kL/約 2,140kL ・常設代替格納容器冷却系専用の電源車 (約 37kL) × 2 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (約 15kL) × 2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ボスト用発電機 (約 13kL)	6号炉: 約 1,104kW/2,950kWh 7号炉: 約 1,071kW/2,950kWh	6号炉: 約 1,104kW/2,950kWh 7号炉: 約 1,071kW/2,950kWh
3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気温度上昇	約 5,400m ³ (号炉あたり約 2,900m ³) 約 19,700m ³ ・格納容器下部注水系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系	約 5,400m ³ (号炉あたり約 2,900m ³) 約 19,700m ³ ・格納容器下部注水系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系	約 1,645kL/約 2,040kL ・非常用ディーゼル発電機 (約 753kL) × 2 ・代替原子炉補機冷却系専用の電源車 (約 37kL) × 2 ・代替原子炉補機冷却系専用の大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (約 11kL) × 2 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (約 15kL) × 2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ボスト用発電機 (約 13kL)	—	—
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料一冷却材相互作用	約 5,400m ³ (号炉あたり約 2,900m ³) 約 19,700m ³ ・格納容器下部注水系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系	約 5,400m ³ (号炉あたり約 2,900m ³) 約 19,700m ³ ・格納容器下部注水系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系	約 1,645kL/約 2,040kL ・非常用ディーゼル発電機 (約 753kL) × 2 ・代替原子炉補機冷却系専用の電源車 (約 37kL) × 2 ・代替原子炉補機冷却系専用の大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (約 11kL) × 2 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (約 15kL) × 2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ボスト用発電機 (約 13kL)	—	—

☐は、各資源の必要量(負荷)が最大のものを示す。ただし、燃料評価においては、☐は、全交流動力電源喪失の発生又は重症を考慮し、非常用ディーゼル発電機による電源供給に期待する場合の最大値を示す。
☐は、全交流動力電源喪失の発生又は重症を考慮せず、非常用ディーゼル発電機による電源供給に期待する場合の最大値を示す。

第2表 燃料の必要量 (1/4)

事故シナリオ等	軽油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	可搬型設備用軽油タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	緊急時対策用発電機 燃料油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	約 755.5kL/約 800kL: 外部電源喪失*1 ・非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kL) × 2 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 130.3kL) ・常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kL)	約 6.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) × 1 (備給)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	約 755.5kL/約 800kL: 外部電源喪失*1 ・非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kL) × 2 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 130.3kL) ・常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kL)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期T/B)	約 352.8kL/約 800kL: 全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	約 12.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) × 2 (注水)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)	約 352.8kL/約 800kL: 全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	約 12.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) × 2 (注水)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
2.3.3 全交流動力電源喪失 (TBP)	約 352.8kL/約 800kL: 全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	約 12.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) × 2 (注水)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	約 352.8kL/約 800kL: 全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)

※1: 有効性評価において外部電源喪失は想定していないが、燃料評価としては外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が起動したことを想定する。
☐は、必要量が最大のものを示す。

第1表 水源、燃料及び電源負荷の必要量 (3/4)

事故シナリオ	水源		燃料(軽油) 7日間必要量/備蓄量	電源負荷	
	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)		最大負荷/給電容量	電源負荷
2.7 ISUCA	—	—	約 700m ³ /約 720m ³ ○非常用ディーゼル発電機貯蔵タンク等 約 700m ³ /約 720m ³ ・非常用ディーゼル発電機 × 2 (約 543.6kWh) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 155.720m ³) ○緊急時対策用燃料地下タンク 約 8m ³ /約 65m ³ ・緊急時対策用発電機 (約 7.8720m ³)	—	—
3.1.2 蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合	約 500m ³ /約 7,740m ³ ・低圧原子炉代替注水系 (常設)	—	約 713m ³ /約 720m ³ ○非常用ディーゼル発電機貯蔵タンク等 約 713m ³ /約 720m ³ ・大容量送水車 (約 10.9506m ³) ・大型送水ポンプ車 (約 52.08m ³) ・可搬型電源供給装置 (約 6.048m ³) ○ガスタービン発電機用燃料タンク 約 352m ³ /約 65m ³ ・ガスタービン発電機 (約 351.12m ³) ○緊急時対策用燃料地下タンク 約 8m ³ /約 65m ³ ・緊急時対策用発電機 (約 7.8720m ³)	約 1,941kW/約 4,800kWh	約 1,941kW/約 4,800kWh
3.1.3 蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用しない場合	約 3,200m ³ /約 7,740m ³ ・低圧原子炉代替注水系 (常設) ・格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	—	約 60m ³ /約 720m ³ ○非常用ディーゼル発電機貯蔵タンク等 約 60m ³ /約 720m ³ ・大容量送水車 (約 10.9506m ³) ・大型送水ポンプ車 (約 52.08m ³) ○ガスタービン発電機用燃料タンク 約 352m ³ /約 65m ³ ・ガスタービン発電機 (約 351.12m ³) ○緊急時対策用燃料地下タンク 約 8m ³ /約 65m ³ ・緊急時対策用発電機 (約 7.8720m ³)	約 2,091kW/約 4,800kWh	約 2,091kW/約 4,800kWh
3.2 蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用しない場合	約 600m ³ /約 7,000m ³ ・格納容器代替スプレイ系 (可搬型) ・ベダスタル代替注水系 (可搬型)	—	約 60m ³ /約 720m ³ ○非常用ディーゼル発電機貯蔵タンク等 約 713m ³ /約 720m ³ ・大容量送水車 (約 10.9506m ³) ・大型送水ポンプ車 (約 52.08m ³) ・可搬型電源供給装置 (約 6.048m ³) ○ガスタービン発電機用燃料タンク 約 352m ³ /約 65m ³ ・ガスタービン発電機 (約 351.12m ³) ○緊急時対策用燃料地下タンク 約 8m ³ /約 65m ³ ・緊急時対策用発電機 (約 7.8720m ³)	約 1,941kW/約 4,800kWh	約 1,941kW/約 4,800kWh

※1: 有効性評価において、外部電源喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機が起動したことを考慮する。
※2: 重効電源については、電源負荷の制限や電源の切替えにより、24時間電源供給可能である。以降は、他の事故シナリオグループ等も考慮して、燃料評価においては、☐は、全交流動力電源喪失の発生又は重症を考慮し、ガスタービン発電機による電源供給に期待する場合の最大値を示す。
☐は、各資源の必要量(負荷)が最大のものを示す。ただし、燃料評価においては、☐は、全交流動力電源喪失の発生又は重症を考慮し、非常用ディーゼル発電機による電源供給に期待する場合の最大値を示す。
☐は、全交流動力電源喪失の発生又は重症を考慮せず、非常用ディーゼル発電機による電源供給に期待する場合の最大値を示す。

備考
・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

表1 水源、燃料及び電源負荷の必要量 (4/5)

事故シナリオ	水源		燃料 (軽油) 7日間必要量/備蓄量	電源負荷 最大負荷/給電容量
	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)	燃料プール注水 (必要水量/水源総量)		
3.4 水素燃焼	約 5,800m ³ (号炉あたり約 2,900m ³) /約 19,700m ³ ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 代替格納容器スプレイ冷却系 ・ 低圧代替注水系 (可搬型)	—	約 643kl / 約 2,140kl ・ 常設代替交流電源設備 (約 504kl) ・ 代替原子炉補機冷却系専用の電源車 (約 37kl) × 2 ・ 代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (約 11kl) × 2 ・ 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (約 15kl) × 2 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ボスト用発電機 (約 13kl) 約 1,645kl / 約 2,040kl ・ 非常用ディーゼル発電機 (約 753kl) × 2 ・ 代替原子炉補機冷却系専用の電源車 (約 37kl) × 2 ・ 代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (約 11kl) × 2 ・ 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (約 15kl) × 2 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ボスト用発電機 (約 13kl)	6号炉：約 1,104kW/2,950kW 7号炉：約 1,071kW/2,950kW
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	約 5,400m ³ (号炉あたり約 2,700m ³) /約 19,700m ³ ・ 格納容器下部注水系 (常設) ・ 代替格納容器スプレイ冷却系	—	—	—

□は、各資源の必要量 (負荷) が最大のものを示す。ただし、燃料評価においては、□は、全交流動力電源喪失の発生又は重量を考慮せず、非常用ディーゼル発電機による電源供給に期待する場合の最大値を、□は、全交流動力電源喪失の発生又は重量を考慮し、常設代替交流電源設備による電源供給に期待する場合の最大値を示す。

第2表 燃料の必要量 (2/4)

事故シナリオ	軽油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	可搬型設備用軽油タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	緊急時対策用発電機 燃料油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	約 755.5kl / 約 800kl : 外部電源喪失 ^{※1} ・ 非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kl) × 2 ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 130.3kl) ・ 常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kl)	約 6.0kl / 約 210kl ・ 可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kl) × 1 (補給)	約 70.0kl / 約 75kl ・ 緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kl)
2.5 原子炉停止機能喪失	約 755.5kl / 約 800kl : 外部電源喪失 ^{※1} ・ 非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kl) × 2 ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 130.3kl) ・ 常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kl)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	約 70.0kl / 約 75kl ・ 緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kl)
2.6 LOCA時注水機能喪失	約 755.5kl / 約 800kl : 外部電源喪失 ^{※1} ・ 非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kl) × 2 ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 130.3kl) ・ 常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kl)	約 6.0kl / 約 210kl ・ 可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kl) × 1 (補給)	約 70.0kl / 約 75kl ・ 緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kl)
2.7 格納容器バイパス (インターフェースシステムLOCA)	約 755.5kl / 約 800kl : 外部電源喪失 ^{※1} ・ 非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kl) × 2 ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 130.3kl) ・ 常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kl)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	約 70.0kl / 約 75kl ・ 緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kl)
2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失	約 352.8kl / 約 800kl : 全交流動力電源喪失 ・ 常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kl)	約 12.0kl / 約 210kl ・ 可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kl) × 2 (注水)	約 70.0kl / 約 75kl ・ 緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kl)

※1 有効性評価において外部電源喪失は想定していないが、燃料評価面としては外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が起動したことを想定する。

□は、必要量が最大のものを示す。

第1表 水源、燃料及び電源負荷の必要量 (4/4)

事故シナリオ	水源		燃料 (軽油) / 備蓄量 7日間必要量/備蓄量	電源負荷 最大負荷/給電容量
	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)	燃料プール注水 (必要水量/水源総量)		
4.1 想定事故1	—	約 2,100m ³ / 約 7,000m ³ ・ 燃料プールのスプレイ系	○非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 約 71.1m ³ / 約 72m ³ ・ 非常用ディーゼル発電機 × 2 (約 542.64kW) ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 155.72kW) ○緊急時対策用燃料地下タンク 約 8m ³ / 約 65m ³ ・ 緊急時対策用発電機 (約 7.8792MW)	—
4.2 想定事故2	—	約 2,100m ³ / 約 7,000m ³ ・ 燃料プールのスプレイ系	○非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 約 71.1m ³ / 約 72m ³ ・ 非常用ディーゼル発電機 × 2 (約 542.64kW) ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 155.72kW) ○緊急時対策用燃料地下タンク 約 8m ³ / 約 65m ³ ・ 緊急時対策用発電機 (約 7.8792MW)	—
5.1 崩壊熱除去機能喪失	—	—	○非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 約 70m ³ / 約 72m ³ ・ 非常用ディーゼル発電機 × 2 (約 542.64kW) ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 155.72kW) ○緊急時対策用燃料地下タンク 約 8m ³ / 約 65m ³ ・ 緊急時対策用発電機 (約 7.8792MW)	—
5.2 全交流動力電源喪失	約 200m ³ / 約 7,700m ³ ・ 低圧原子炉代替注水系 (常設)	—	○非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 約 64m ³ / 約 72m ³ ・ 大容量送水車 (約 10.9530MW) ・ 大容量送水ポンプ車 (約 52.08MW) ○ガスタービン発電機燃料貯蔵タンク 約 352m ³ / 約 450m ³ ・ ガスタービン発電機 (約 351.12MW) ○緊急時対策用燃料地下タンク 約 8m ³ / 約 65m ³ ・ 緊急時対策用発電機 (約 7.8792MW)	約 2,400kW / 約 4,800kW
5.3 原子炉冷却材放出	—	—	○非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 約 70m ³ / 約 72m ³ ・ 非常用ディーゼル発電機 × 2 (約 542.64kW) ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 155.72kW) ○緊急時対策用燃料地下タンク 約 8m ³ / 約 65m ³ ・ 緊急時対策用発電機 (約 7.8792MW)	—
5.4 反応炉の崩壊 ^{※1}	—	—	—	—

※1：有効性評価において、外部電源喪失は想定していないが、燃料評価面としては外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機が起動したことを考慮する。
 ※2：直交電源については、電源負荷の制限や電源の切替えにより、24時間電源供給可能である。以降は、他の事故シナリオでも考慮して交電電源により供給可能である。
 □は、各資源の必要量 (負荷) が最大のものを示す。ただし、燃料評価においては、□は、全交流動力電源喪失の発生又は重量を考慮し、ガスタービン発電機による電源供給に期待する場合の最大値を示す。
 □は、全交流動力電源喪失の発生又は重量を考慮せず、非常用ディーゼル発電機で電源を供給する場合の最大値を示す。

備考
 ・ 解析結果の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】

表1 水源、燃料及び電源負荷の必要量 (5/5)

事故シナリオ	水源		燃料 (軽油) 7日間必要量/備蓄量	電源負荷 最大負荷/給電容量
	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)	燃料プール注水 (必要水量/水源総量)		
4.1 想定事故1	約 6,200m ³ (号炉あたり約 3,100m ³) 約 18,000m ³ ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	約 6,200m ³ (号炉あたり約 3,100m ³) 約 18,000m ³ ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	約 1,549kL / 約 2,040kL ・非常用ディーゼル発電機 (約 753kL) × 2 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (約 15kL) × 2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機 (約 13kL)	—
4.2 想定事故2	—	約 6,600m ³ (号炉あたり約 3,300m ³) 約 18,000m ³ ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	約 1,549kL / 約 2,040kL ・非常用ディーゼル発電機 (約 753kL) × 2 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (約 15kL) × 2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機 (約 13kL)	—
5.1 崩壊熱除去機能喪失	—	—	約 1,549kL / 約 2,040kL ・非常用ディーゼル発電機 (約 753kL) × 2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機 (約 13kL)	—
5.2 全交流動力電源喪失	約 1,400m ³ (号炉あたり約 700m ³) 約 19,700m ³ ・低圧代替注水系 (常設)	—	約 613kL / 約 2,140kL ・常設代替交流電源設備 (約 504kL) ・代替原子炉補機冷却専用の電源車 (約 37kL) × 2 ・代替原子炉補機冷却専用の大容量送水車 (熱交換ユニット用) (約 11kL) × 2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機 (約 13kL)	6号炉：約 1,594kW / 2,950kW 7号炉：約 1,560kW / 2,950kW
5.3 原子炉冷却材の流出	—	—	約 1,549kL / 約 2,040kL ・非常用ディーゼル発電機 (約 753kL) × 2 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機 (約 13kL)	—
5.4 反応度の誤投入	—	—	—	—

□は、各電源の必要量(負荷)が最大のものを示す。ただし、燃料詳細においては、□は、全交流動力電源喪失の発生又はは重畳を考慮し、非常用ディーゼル発電機による電源供給に期待する場合の最大値を示す。
□は、全交流動力電源喪失の発生又はは重畳を考慮せず、非常用ディーゼル発電機による電源供給に期待する場合の最大値を示す。

第2表 燃料の必要量 (3/4)

事故シナリオグループ等	軽油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	可搬型設備用軽油タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	緊急時対策用発電機 燃料油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)
3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)	約 352.8kL / 約 800kL : 全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	約 18.5kL / 約 210kL ・可搬型送水供給装置 (約 18.5kL) × 1	約 70.0kL / 約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)	約 352.8kL / 約 800kL : 全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	約 6.0kL / 約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) × 1 (補給)	約 70.0kL / 約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気 直接加熱	約 352.8kL / 約 800kL : 全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	約 18.5kL / 約 210kL ・可搬型送水供給装置 (約 18.5kL) × 1	約 70.0kL / 約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材 相互作用	約 352.8kL / 約 800kL : 全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	約 18.5kL / 約 210kL ・可搬型送水供給装置 (約 18.5kL) × 1	約 70.0kL / 約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
3.4 水素燃焼	約 352.8kL / 約 800kL : 全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	約 18.5kL / 約 210kL ・可搬型送水供給装置 (約 18.5kL) × 1	約 70.0kL / 約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	約 352.8kL / 約 800kL : 全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	約 18.5kL / 約 210kL ・可搬型送水供給装置 (約 18.5kL) × 1	約 70.0kL / 約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)

□は、必要量が最大のものを示す。

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

・解析結果の相違
【東海第二】

第2表 燃料の必要量 (4/4)

事故シナリオグループ等	軽油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	可搬型設備用軽油タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	緊急時対策用発電機 燃料油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)
4.1 想定事故 1	約 755.5kL/約 800kL : 外部電源喪失*1 ・非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kL) ×2 ・高圧炉心スプレイスターター発電機 (約 130.3kL) ・常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kL)	約 12.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) ×2 (注水)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
4.2 想定事故 2	約 755.5kL/約 800kL : 外部電源喪失*1 ・非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kL) ×2 ・高圧炉心スプレイスターター発電機 (約 130.3kL) ・常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kL)	約 12.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) ×2 (注水)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
5.1 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時 冷却機能喪失)	約 755.5kL/約 800kL : 外部電源喪失 ・非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kL) ×2 ・高圧炉心スプレイスターター発電機 (約 130.3kL) ・常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kL)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
5.2 全交流動力電源喪失	約 352.8kL/約 800kL : 全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
5.3 原子炉冷却材の流出	(外部電源喪失を考慮しない)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	(緊急時対策用発電機の 運転を考慮しない)
5.4 反応度の誤投入	(外部電源喪失を考慮しない)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	(緊急時対策用発電機の 運転を考慮しない)

*1 有効性評価において可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水を想定しているが、燃料評価 (軽油貯蔵タンク) としては、常設低圧代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水を考慮する。
●は、必要量が最大のもを示す。

第3表 電源負荷の必要量 (1/2)

事故シーケンスグループ等	常設代替高圧電源装置電源負荷 (最大負荷/給電容量)
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	約 1,141kW / 約 2,208kW
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	約 951kW / 約 2,208kW
2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期T B)	約 4,510kW / 約 5,520kW ^{※1}
2.3.2 全交流動力電源喪失 (T B D、T B U)	約 4,510kW / 約 5,520kW
2.3.3 全交流動力電源喪失 (T B P)	約 4,510kW / 約 5,520kW ^{※1}
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	約 3,186kW / 約 5,520kW
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	約 1,141kW / 約 2,208kW
2.5 原子炉停止機能喪失	約 951kW / 約 2,208kW
2.6 LOCA時注水機能喪失	約 1,141kW / 約 2,208kW
2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	約 1,141kW / 約 2,208kW
2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失	約 2,836kW / 約 5,520kW ^{※1}

※1 直流電源については、電源負荷の制限により、24時間電源供給が可能である。
 ※は、負荷が最大のものを示す。

第3表 電源負荷の必要量 (2/2)

事故シーケンスグループ等	常設代替高圧電源装置電源負荷 (最大負荷/給電容量)
3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)	約 2,426kW / 約 5,520kW
3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)	約 2,666kW / 約 5,520kW
3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気 直接加熱	約 2,769kW / 約 5,520kW
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 —冷却材相互作用	約 2,769kW / 約 5,520kW
3.4 水素燃焼	約 2,426kW / 約 5,520kW
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	約 2,769kW / 約 5,520kW
4.1 想定事故1 ^{※1}	約 407kW / 約 2,208kW
4.2 想定事故2 ^{※1}	約 407kW / 約 2,208kW
5.1 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時 冷却機能喪失)	約 951kW / 約 2,208kW
5.2 全交流動力電源喪失	約 3,276kW / 約 5,520kW
5.3 原子炉冷却材の流出	(常設代替高圧電源装置の運転を考慮しない)
5.4 反応度の誤投入	(常設代替高圧電源装置の運転を考慮しない)

※1 有効性評価において可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水を想定しているが、電源評価としては常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水を考慮する。

・解析結果の相違
 【東海第二】