

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

まとめ資料比較表 [有効性評価 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）]

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. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV, TQUX, LOCA, 長期 TB, TBU, TBP 及び TBD である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、損傷炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却、また、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。</p>	<p>3. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV, TQUX, LOCA, 長期 TB, TBU, TBP 及び TBD である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、損傷炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却、また、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱によって格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。</p>	<p>3. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV, TQUX, LOCA, 長期 TB, TBU, TBP 及び TBD である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、損傷炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、また、残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、可搬型設備により格納容器冷却を実施している。</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>本格納容器破損モードは、原子炉格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり、<u>代替循環冷却系</u>の使用可否により、格納容器圧力・温度等の挙動が異なることが想定されるため、<u>代替循環冷却系</u>を使用する場合と使用しない場合の両者について、格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。<u>代替循環冷却系</u>が使用できる場合には、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>よりも優先して使用する。</p> <p>なお、本格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており、原子炉圧力容器破損に至ることはないが、重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については、「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」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。</p>	<p>また、<u>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素を注入することによって、格納容器内における水素燃焼による格納容器の破損を防止する。</u></p> <p>本格納容器破損モードは、<u>格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり、代替循環冷却系を使用する場合を想定し、期待する格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。</u>また、<u>代替循環冷却系は多重化設計とした上で、さらなる後段の対策として格納容器圧力逃がし装置を整備するため、重大事故時の事象発生後短期に格納容器圧力逃がし装置を使用することは実質的には考えられないが、本格納容器破損モードで想定される事故シーケンスに対して代替循環冷却系が使用できない場合についても、格納容器圧力逃がし装置の有効性を評価する観点から格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。</u></p> <p>なお、本格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており、原子炉圧力容器破損に至ることはないが、重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については、「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」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。</p>	<p>また、<u>原子炉格納容器の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止するために、原子炉格納容器内へ窒素を注入することによって、原子炉格納容器内における水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。</u></p> <p>本格納容器破損モードは、<u>原子炉格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり、残留熱代替除去系の使用可否により、格納容器圧力・温度等の挙動が異なることが想定されるため、残留熱代替除去系を使用する場合と使用しない場合の両者について、格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。</u>残留熱代替除去系が使用できる場合には、<u>格納容器フィルタベント系よりも優先して使用する。</u></p> <p>なお、本格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており、原子炉圧力容器破損に至ることはないが、重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については、「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」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。</p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、可燃性ガス濃度の抑制は、S A 設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。 【東海第二】 島根 2 号炉は、酸素濃度基準ではなく、残留熱代替除去系等による原子炉格納容器内の除熱を開始した場合に、窒素ガス供給を行う。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 記載表現は異なるものの、島根 2 号炉及び先行電力において、残留熱代替除去系を使用する場合及び残留熱代替除去系を使用しない場合の両者について有効性評価を行うことを記載。</p>

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

まとめ資料比較表 [有効性評価 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）]

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>3.1.2 <u>代替循環冷却系</u>を使用する場合</p> <p>3.1.2.1 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して，原子炉格納容器の破損を防止し，かつ，放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため，初期の対策として<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水手段を整備する。</p> <p>また，安定状態に向けた対策として<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第3.1.2.1 図から第3.1.2.4 図に，対応手順の概要を第3.1.2.5 図</p>	<p>3.1.2 <u>代替循環冷却系</u>を使用する場合</p> <p>3.1.2.1 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して，<u>格納容器</u>の破損を防止し，かつ，放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため，初期の対策として<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水手段及び<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却手段を整備する。</p> <p>また，安定状態に向けた対策として<u>代替循環冷却系</u>による格納容器除熱手段及び可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備する。</p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第3.1.2-1 図に，対応手順の概要を第3.1.2-2 図に示すとともに，</p>	<p>3.1.2 <u>残留熱代替除去系</u>を使用する場合</p> <p>3.1.2.1 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して，<u>原子炉格納容器</u>の破損を防止し，かつ，放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため，初期の対策として<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水手段を整備する。</p> <p>また，安定状態に向けた対策として<u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器除熱手段及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入手段を整備する。</p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第3.1.2.1-1(1)図及び第3.1.2.1-1(2)図に，対応手順の概要を第</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運用の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>島根2号炉は，事象初期に格納容器スプレイを実施しない(原子炉注水を優先的に実施し，注水後過熱蒸気による影響が緩和され格納容器スプレイの実施基準に至らないため)。</li> <li>・解析結果の相違</li> <li>【柏崎6/7】</li> <li>島根2号炉は，残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しないため，格納容器代替スプレイ系を安定状態に向けた対策としておらず，また，可燃性ガスの抑制のために窒素注入をすることから，可搬式窒素供給装置を安定状態に向けた対策として</li> </ul>

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>に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.1.2.1 表に示す。</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 28 名<sup>※1</sup>である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名 (6 号及び 7 号炉兼任)、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 12 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員 (現場) は 8 名<sup>※1</sup>である。</p> <p>また、事象発生 10 時間以降に追加に必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員 36 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.2.6 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、28 名で対処可能である。</p> <p>※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 4 名を含めると、緊急時対策要員 (現場) が 12 名、合計が 32 名になる。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムした</p>	<p>重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.1.2-1 表に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.2.1)</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、事象発生 2 時間までの重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員 (初動) 20 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名及び運転操作対応を行う当直運転員 4 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は 4 名、現場操作を行う重大事故等対応要員は 10 名である。</p> <p>また、事象発生 2 時間以降に追加に必要な参集要員は、タンクローリによる燃料給油操作を行うための重大事故等対応要員 2 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.2-3 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、20 名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム、LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラ</p>	<p>3.1.2.1-2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.1.2.1-1 表に示す。</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 31 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名、当直副長 1 名、運転操作対応を行う運転員 5 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員 (現場) は 19 名である。</p> <p>必要な要員と作業項目について第 3.1.2.1-3 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、31 名で対処可能である。</p> <p>(1) 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系等機能喪失確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムし</p>	<p>備考</p> <p>・体制の相違</p> <p>【柏崎 6/7、東海第二】</p> <p>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な体制を整備。</p> <p>プラント基数、設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認している。なお、これら要員 31 名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。</p> <p>・体制の相違</p> <p>【柏崎 6/7、東海第二】</p> <p>運用及び設備の相違に伴う、必要要員数の相違。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、解析上考慮していない要員も含めた要員数を記載している。</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>ことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、<u>平均出力領域モニター等</u>である。</p>	<p>ムしたことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、<u>平均出力領域計装等</u>である。</p> <p><u>LOCA発生を確認する。</u></p> <p><u>LOCA発生を確認するために必要な計装設備は、ドレイウエル圧力等である。</u></p> <p><u>外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより所内高圧系統 (6.9kV) の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至ることから、全交流動力電源喪失を確認する。また、全交流動力電源喪失により非常用炉心冷却系の安全機能の喪失を想定する。</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失を確認するために必要な計装設備</u></p>	<p>たことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、<u>平均出力領域計装</u>である。</p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b></p> <p>島根 2 号炉は、中性子源領域計装 (SRM) 及び中間領域計装 (IRM), 柏崎 6/7, 東海第二は起動領域計装 (SRNM) を採用している。柏崎 6/7, 東海第二は、運転時挿入されている SRNMにより確認が可能な設備として、等を記載しているが、島根 2 号炉は、SRM及びIRMが運転時引き抜きのため、平均出力領域計装 (APRM)により確認することとしている。</p> <p>・運用の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根 2 号炉は、本シーケンスの対応としてLOCA発生による事象初期の格納容器スプレイを実施しないが、東海第二では実施することから項目に追加している。</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根 2 号炉は、全交流動力電源喪失の確認を「b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復</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>非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。 非常用炉心冷却系の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統の流量指示等である。</p> <p>なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。</p>	<p><u>は、M/C 2C 電圧等である。</u></p> <p><b>【比較のため、「a.」の一部を記載】</b> また、<u>全交流動力電源喪失により非常用炉心冷却系の安全機能の喪失を想定する。</u> <u>全交流動力電源喪失を確認するために必要な計装設備は、M/C 2C 電圧等である。</u></p> <p><b>【ここまで】</b></p> <p>なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。</p> <p><b>b. 原子炉への注水機能喪失の確認</b> <u>原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達後、原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。</u> <u>原子炉への注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、原子炉隔離時冷却系系統流量である。</u></p>	<p>非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。 非常用炉心冷却系等の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各ポンプの出口流量等である。</p> <p>なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。</p>	<p>不能判断並びに対応準備」で記載している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>運用の相違</li> <li><b>【東海第二】</b> 島根2号炉は、各ポンプの出口流量により非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の機能喪失を判断しているが、東海第二では全交流動力電源喪失によって非常用炉心冷却系が起動できないため、非常用炉心冷却機能喪失と判断している。</li> <li>設備設計の相違</li> <li><b>【柏崎6/7】</b> 島根2号炉は、原子炉隔離時冷却系と非常用炉心冷却系を合わせて「非常用炉心冷却系等」と記載。</li> <li>記載箇所の相違</li> <li><b>【東海第二】</b> 島根2号炉は、「a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系等機能喪失確認」で非常用炉心冷却系等の機能喪失を記載しているが、東海第二では、全交流動力電源喪失で非常用炉心</li> </ul>

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>b. <u>全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備</u></p> <p>外部電源が喪失するとともに、<u>全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより所内高圧系統 (6. 9kV) の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。</u></p> <p>中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず、非常用高圧母線 (6. 9kV) の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断する。これにより、<u>常設代替交流電源設備、代替原子炉補機冷却系及び低圧代替注水系 (常設) の準備を開始する。</u></p> <p>c. <u>炉心損傷確認</u></p> <p>大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器内雰囲気放射線レベル</u>である。 (添付資料 3.1.3.1)</p> <p>また、炉心損傷判断後は、原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入の準備を行う。サプレッション・チェンバ</p>	<p>c. <u>炉心損傷確認</u></p> <p>大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の <u>10 倍以上となった場合</u>とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</u> である。</p> <p>また、炉心損傷判断後は、<u>格納容器内の pH 制御のため薬品注入の準備を行う。</u>サプレッション・チェンバのプー</p>	<p>(2) <u>全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備</u></p> <p>外部電源が喪失するとともに、<u>すべての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線 (6. 9kV) が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。</u></p> <p>中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線 (6. 9kV) の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断する。これにより、<u>常設代替交流電源設備、低圧原子炉代替注水系 (常設) 及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。</u></p> <p>(3) <u>炉心損傷確認</u></p> <p>大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の <u>10 倍を超えた場合</u>とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 及び格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)</u> である。 (添付資料 3.1.3.1)</p> <p>また、炉心損傷判断後は、<u>原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入の準備を行う。</u>サプレッション・チェンバの</p>	<p>冷却系の機能喪失確認をしているため、「a. 原子炉スクラム, LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認」で非常用炉心冷却系の機能喪失、「b. 原子炉への注水機能喪失の確認」で原子炉隔離時冷却系の機能喪失を記載している。</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>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、10 倍を超過した場合を炉心損傷の判断としているが、東海第二では、10 倍を含めて炉心損傷と判断するため、「以上」としている。</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>のプール水の pH を 7 以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH 制御には期待しない。</p> <p><u>d. 水素濃度監視</u> 炉心損傷が発生すれば、<u>ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。</u></p> <p><u>原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度(SA)である。</u></p> <p><u>e. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水</u> 常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、<u>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。</u>これにより、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。 <u>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)等である。</u></p>	<p>ル水の pH を 7 以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH 制御には期待しない。</p> <p><u>(添付資料 3. 1. 3. 2)</u></p> <p><u>d. 早期の電源回復不能判断及び対応準備</u> <u>中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線(6. 9kV)の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。</u>これにより、<u>常設代替交流電源設備、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)の準備を開始する。</u></p> <p><u>e. 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水</u> <u>中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。</u><u>具体的には、格納容器スプレイ弁と原子炉注水弁を用いて中央制御室からの遠隔操作により格納容器スプレイと原子炉注水に分配し、それぞれ連続で格納容器冷却及び原子炉注水を実施する。</u></p>	<p>プール水の pH を 7 以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH 制御には期待しない。</p> <p><u>(4) 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水</u> 常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、<u>低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。</u>これにより、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。 <u>低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、代替注水流量(常設)等である。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・記載箇所の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、早期の電源回復不能判断を「b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備」で記載している。</li> <li>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、水素濃度及び酸素濃度監視設備の電源が交流電源であるため、「e. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動」に記載している。</li> <li>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、本シーケンスの対応として L O C A 発生による事象初期の格納容器スプレイを実施していないが、東海第二では実施することから項目に追加している。</li> </ul>



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>なお、大破断 LOCA により格納容器温度が上昇し、<u>ドライウエル雰囲気温度計</u>の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。</p> <p>水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力及び<u>ドライウエル雰囲気温度</u>である。</p> <p>水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原</p>	<p>(a) <u>常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電</u></p> <p><u>早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備から緊急用母線を受電する。</u></p> <p><u>常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電を確認するために必要な計装設備は、緊急用M/C電圧である。</u></p> <p>(b) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却</u></p> <p><u>原子炉注水に伴い炉心部で発生する過熱蒸気により、格納容器圧力及び雰囲気温度が急激に上昇する。格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始する。</u></p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）等である。</u></p> <p>(c) <u>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</u></p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することで、原子炉圧力容器破損に至ることなく、ジェットポンプ上端（以下「原子炉水位LO」という。）以上まで原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。</u></p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系原子炉注水量（常設ライン用）等である。</u></p> <p>なお、大破断LOCAにより格納容器雰囲気温度が上昇し、<u>ドライウエル雰囲気温度計</u>の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。</p> <p>水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及び<u>ドライウエル雰囲気温度</u>である。</p> <p>水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原</p>	<p>なお、大破断LOCAにより格納容器温度が上昇し、<u>ドライウエル温度（SA）</u>の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。</p> <p>水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及び<u>ドライウエル温度（SA）</u>である。</p> <p>水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原</p>	<p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、電源供給の記載を「d. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水」に記載している。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、本シーケンスの対応としてLOCA発生による事象初期の格納容器スプレイを実施していないが、東海第二では実施することから項目に追加している。</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉注水による記載を「d. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水」に記載している。</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>子炉注水流量から推定して把握することができる。具体的には、<u>直前まで把握していた原子炉水位を起点とし、原子炉注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、その差分を原子炉压力容器水量レベル換算から原子炉水位変化量を求めることにより、推定することができる。</u></p> <p><b>【比較のため、「d.」を記載】</b></p> <p>d. 水素濃度監視 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器内水素濃度(SA)</u>である。</p> <p><b>【ここまで】</b></p>	<p>原子炉注水流量から推定して把握することができる。具体的には、原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。</p> <p><u>サブプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、原子炉水位L0まで冠水した後は、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始後に、<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）による格納容器冷却を停止する。</u></u></p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.2, 3.1.3.3)</p> <p><b>【比較のため、「h.」を記載】</b></p> <p>h. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、<u>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</u></p> <p>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器内酸素濃度（SA）</u>等である。</p> <p><b>【ここまで】</b></p> <p>f. <u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保</u> <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始後、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。</u></p> <p><u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保を確認するために必要な計装設備は、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）</u>である。</p>	<p>子炉注水流量から推定して把握することができる。具体的には、<u>原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。</u></p> <p>(5) <u>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動</u> 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、<u>中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</u></p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）</u>である。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運用の相違 <b>【柏崎6/7】</b> A B W R と B W R の炉型の違い（P L R 配管の有無）による原子炉水位不明時の推定方法の相違。</li> <li>・記載箇所の相違 <b>【東海第二】</b> 島根2号炉は、残留熱代替除去系を起動した後に低圧原子炉代替注水系（常設）を停止することについて、「f. 残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱」に記載。</li> <li>・設備設計の相違 <b>【柏崎6/7】</b> 島根2号炉は、水素濃度及び酸素濃度監視設備を同時に起動する。</li> <li>・設備設計の相違 <b>【東海第二】</b> 島根2号炉は、残留熱代替除去系の冷却として原子炉補機代替冷却系を整備している。</li> </ul>

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>f. <u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却</u></p> <p><u>原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。崩壊熱及び原子炉注水流量による原子炉水位推定により炉心の冠水を確認した後、ドライウェル雰囲気温度計を用いて格納容器温度が 190℃超過を確認した場合又は格納容器内圧力を用いて格納容器圧力が 0.465MPa[gage]到達を確認した場合は、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) により原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa[gage]以下となった時点で停止する。</u></p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 等である。</u></p> <p><u>また、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却と同時に原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入を実施する。</u></p> <p><u>炉心を冠水維持できる範囲 (原子炉水位低 (レベル 1) から破断口高さ) を、崩壊熱及び原子炉注水流量からの推定手段により確認し、原子炉注水と格納容器スプレイの切替えを繰り返し行う。</u></p> <p>g. <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱</u></p> <p><u>代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後、代替循環冷却系の運転準備のため、低圧代替注水系 (常設) の最大流量にて原子炉注水を実施し水位を回復する。崩壊熱及び原子炉注水流量からの原子炉水位推定により破断口高さまで水位回復後、格納容器スプレイに切り替え、最大流量にてスプレイを行うことで原子炉格納容器冷却を実施する。</u></p> <p><u>崩壊熱及び原子炉注水流量からの原子炉水位推定により原子炉水位低 (レベル 1) に到達した時点で、復水移送ポンプを停止し、代替循環冷却系の運転準備を実施する。復水移送ポンプを停止している期間は可搬型代替注水ポンプ</u></p>	<p>g. <u>代替循環冷却系による格納容器除熱</u></p> <p><u>緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。</u></p>	<p>(6) <u>残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系の準備が完了し、残留熱代替除去系を起動した後、低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水を停止し、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始する。</u></p>	<p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しない。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、残留熱代替除去系を起動した後、低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水を停止する。</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱開始時の原子炉注水維持操</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><u>(A-2 級) による原子炉への注水を実施し、水位の回復を図る。</u></p> <p><u>代替循環冷却系の運転準備が完了した後、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による原子炉注水を停止し、代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始する。</u></p> <p>代替循環冷却系の循環流量は、<u>復水補給水系流量計 (RHR A 系代替注水流量)</u> 及び <u>復水補給水系流量計 (RHR B 系代替注水流量)</u> を用いて、<u>原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁</u> を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、<u>復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</u> 等であり、原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、<u>復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</u>、<u>格納容器内圧力</u>、<u>サプレッション・チェンバ・プール水温度</u> 等である。</p> <p>また、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器内酸素濃度</u> 等である。</p>	<p>代替循環冷却系の循環流量は、<u>代替循環冷却系原子炉注水流量及び代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u> を用いて、<u>原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁</u> を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、<u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u> 等であり、<u>格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量、ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力、サプレッション・プール水温度</u> 等である。</p> <p><u>h. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動</u></p> <p><u>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</u></p> <p><u>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内酸素濃度 (SA) 等である。</u></p> <p><u>i. 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入</u></p> <p><u>格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を確</u></p>	<p>残留熱代替除去系の循環流量は、<u>残留熱代替除去系原子炉注水流量及び残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u> を用いて、<u>原子炉注水弁と格納容器スプレイ弁</u> を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。</p> <p>残留熱代替除去系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、<u>残留熱代替除去系原子炉注水流量</u> 等であり、<u>原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量、ドライウエル圧力 (SA)、サプレッション・プール水温度 (SA) 等</u> である。</p> <p>また、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器酸素濃度 (SA) 等</u> である。</p> <p><u>(7) 可搬型窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入</u></p> <p><u>残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。</u></p> <p><u>可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素</u></p>	<p>作の相違。</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉は、水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動を「e. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動」に記載している。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、可燃性ガス濃度の抑制は、SA 設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとし</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. 1. 2. 2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態を LOCA に全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断 LOCA に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とする、「<u>大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失</u>」である。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆</p>	<p>認するために必要な計装設備は、<u>格納容器内酸素濃度 (S.A)</u> である。</p> <p><u>i. タンクローリによる燃料給油操作</u> <u>タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。</u></p> <p>3. 1. 2. 2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態を LOCA とし、中小破断 LOCA に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び<u>雰囲気温度</u>上昇の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とする、「<u>大破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</u>」である。</p> <p><u>なお、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</u></p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆</p>	<p>注入を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器酸素濃度 (S.A)</u> である。</p> <p>3. 1. 2. 2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態を LOCA に<u>全交流動力電源喪失事象を加えた状態</u>とし、中小破断 LOCA に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び<u>温度</u>上昇の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とする、「<u>冷却材喪失 (大破断 LOCA) + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失</u>」である。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆</p>	<p>ている。</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉は、酸素濃度基準ではなく、残留熱代替除去系等による原子炉格納容器内の除熱を開始した場合に、窒素ガス供給を行う。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉は、可搬式窒素供給装置に限らず、燃料補給操作は適宜実施としていることから、いずれのシーケンスも燃料補給操作を記載しない方針としている。</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉は、シーケンス選定段階から全交流動力電源喪失を含めたシーケンスとしている。(東海第二では、シーケンス選定上は全交流動力電源喪失を含めず、有効性評価の条件として全交流動力電源喪失を重畳させている。)</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>管変形, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化) ・対向流, 原子炉圧力容器における ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む), 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション, 構造材との熱伝達, 原子炉圧力容器内 FP 挙動, 原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, サプレッション・プール冷却, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達, スプレイ冷却並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。</p> <p>よって, これらの現象を適切に評価することが可能であり, 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え, かつ, 炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉水位, 燃料最高温度, 格納容器圧力, 格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.2.2 表に示す。また, 主要な解析条件について, 本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として, 大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は, 原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価するため, <u>残留熱除去系の吸込配管</u>とする。 (添付資料 1.5.2)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し, 全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系が機能喪失するものとする。</p>	<p>管変形, 沸騰・ボイド率変化及び気液分離 (水位変化) ・対向流, 原子炉圧力容器における ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む), 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション, 構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器内 FP 挙動, <u>格納容器</u>における格納容器各領域間の流動, サプレッション・プール冷却, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達及びスプレイ冷却並びに炉心損傷後の<u>格納容器</u>における<u>格納容器</u>内 FP 挙動が重要現象となる。</p> <p>よって, これらの現象を適切に評価することが可能であり, 原子炉圧力容器内及び<u>格納容器内</u>の熱水力モデルを備え, かつ, 炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉水位, 燃料最高温度, 格納容器圧力, 格納容器<u>雰囲気</u>温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.2-2 表に示す。また, 主要な解析条件について, 本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として, 大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は, 原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価し, かつ, 格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点で厳しい設定として, <u>再循環系配管 (出口ノズル)</u>とする。 (添付資料 1.5.2)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し, 全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。</p>	<p>管変形, 沸騰・ボイド率変化, <u>気液分離</u> (水位変化) ・対向流, 原子炉圧力容器における ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む), 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション, 構造材との熱伝達, 原子炉圧力容器内 FP 挙動, <u>原子炉格納容器</u>における格納容器各領域間の流動, サプレッション・プール冷却, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達, <u>スプレイ冷却</u>並びに炉心損傷後の<u>原子炉格納容器</u>における<u>原子炉格納容器</u>内 FP 挙動が重要事象となる。</p> <p>よって, これらの現象を適切に評価することが可能であり, 原子炉圧力容器内及び<u>原子炉格納容器内</u>の熱水力モデルを備え, かつ, 炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉水位, 燃料最高温度, 格納容器圧力, 格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.2.2-1 表に示す。また, 主要な解析条件について, 本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として, 大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は, 原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価し, かつ, <u>原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点</u>で厳しい設定として, <u>再循環配管 (出口ノズル)</u>とする。 (添付資料 1.5.2)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し, 全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系が機能喪失するものとする。</p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 BWR-5 と ABWR の設計の相違による破断箇所の設定の相違。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, 高压炉</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>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) 水素ガスの発生 水素ガスの発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解等による水素ガス発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。</p>	<p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) <u>水素</u>の発生 <u>水素</u>の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解等による<u>水素</u>発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、<u>原子炉水位低 (レベル3) 信号</u>によるものとする。</p> <p>(b) 主蒸気隔離弁 主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</p> <p>(c) 再循環系ポンプ 再循環系ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</p>	<p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) <u>水素ガス</u>の発生 <u>水素ガス</u>の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解等による<u>水素ガス</u>発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、<u>事象発生と同時に発生するものとする。</u></p> <p>(b) 主蒸気隔離弁 主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</p> <p>(c) 再循環ポンプ 再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</p>	<p>心スプレイ系ディーゼル発電機もある。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、外部電源がないことから事象発生と同時にスクラムすることとしているが、東海第二では、原子炉水位の低下を厳しくする条件として、原子炉水位低 (レベル3) 信号によるスクラムを設定している。</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>(b) <u>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水</u>  <u>最大 300m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</u></p> <p>なお、<u>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</u></p> <p>(c) <u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却</u>  <u>格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、140m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</u></p> <p>(d) <u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による原子炉注水</u>  <u>代替循環冷却系の運転準備において復水移送ポンプを停止する期間に、90m<sup>3</sup>/h の流量で原子炉注水を行う。</u></p>	<p>(d) <u>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水</u>  <u>230m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水するものとする。</u></p> <p>なお、<u>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。</u>  <u>(添付資料 3. 1. 2. 3)</u></p> <p>(e) <u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却</u>  <u>格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、130m<sup>3</sup>/h にて格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。</u>  <u>(添付資料 3. 1. 2. 3)</u></p> <p>(f) <u>格納容器下部注水系 (常設)</u>  <u>格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてペDESTAL (ドライウェル部) のプール水を考慮していないことから、格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウェル部) 水位の確保操作に</u></p>	<p>(d) <u>低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水</u>  <u>最大 250m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</u></p>	<p>・設備設計の相違  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b></p> <p>・解析条件の相違  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>  島根 2 号炉は、本評価事故シーケンスにおいて、事象初期に原子炉注水を実施するポンプを用いて格納容器スプレイを実施しない。</p> <p>・解析条件の相違  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>  島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しない。</p> <p>・解析条件の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>  島根 2 号炉は、低圧原子炉代替注水系 (常設) から残留熱代替除去系による原子炉注水に切り替える際に可搬型設備による原子炉注水は実施しない。</p> <p>・解析条件の相違  <b>【東海第二】</b>  島根 2 号炉では通常運転中はペDESTAL に水張りをしておらず、本</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>(e) <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱</u></p> <p><u>代替循環冷却系</u>の循環流量は、全体で約 <u>190m<sup>3</sup>/h</u>とし、原子炉注水へ約 <u>90m<sup>3</sup>/h</u>、格納容器スプレイへ約 <u>100m<sup>3</sup>/h</u>にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水操作は、</p>	<p><u>についても考慮しない。</u></p> <p>(g) <u>代替循環冷却系による格納容器除熱</u></p> <p><u>代替循環冷却系</u>の循環流量は、全体で <u>250m<sup>3</sup>/h</u>とし、原子炉注水へ <u>100m<sup>3</sup>/h</u>、格納容器スプレイへ <u>150m<sup>3</sup>/h</u>にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</p> <p>(h) <u>緊急用海水系</u> <u>代替循環冷却系</u>から<u>緊急用海水系</u>への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき約 <u>14MW（サプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において）</u>とする。</p> <p>(i) <u>可搬型窒素供給装置</u> <u>可搬型窒素供給装置</u>による格納容器内窒素注入は、ガス温度 <u>30℃</u>、<u>純度 99vol%</u>にて <u>200Nm<sup>3</sup>/h</u>（窒素 <u>198Nm<sup>3</sup>/h</u> 及び酸素 <u>2Nm<sup>3</sup>/h</u>）で格納容器内に注入するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容</p>	<p>(e) <u>残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱</u> <u>残留熱代替除去系</u>の循環流量は、全体で <u>150m<sup>3</sup>/h</u>とし、原子炉注水へ <u>30m<sup>3</sup>/h</u>、格納容器スプレイへ <u>120m<sup>3</sup>/h</u>にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</p> <p>(f) <u>原子炉補機代替冷却系</u> <u>残留熱代替除去系</u>から<u>原子炉補機代替冷却系</u>への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき約 <u>7MW（サプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 30℃において）</u>とする。</p> <p>(g) <u>可搬式窒素供給装置</u> <u>可搬式窒素供給装置</u>による格納容器内窒素注入は、ガス温度 <u>35℃</u>、<u>純度 99.9vol%</u>にて <u>100m<sup>3</sup>/h[normal]</u>（窒素 <u>99.9m<sup>3</sup>/h[normal]</u> 及び酸素 <u>0.1m<sup>3</sup>/h[normal]</u>）で原子炉格納容器内に注入する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水</p>	<p>シーケンスにおいてペデスタル注水を実施しないため、ペデスタルの水の影響については記載していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備設計の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 残留熱代替除去系による原子炉注水及び格納容器スプレイ流量の相違。</li> <li>・設備設計の相違 【東海第二】 伝熱容量の相違。</li> <li>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、可燃性ガス濃度の抑制は、S A 設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。</li> <li>・設備設計の相違 【東海第二】 窒素注入条件の相違。</li> <li>・設備設計の相違</li> </ul>

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 <u>70 分後</u> から開始する。</p> <p>なお、原子炉注水は、<u>代替循環冷却系の運転準備時に</u> 停止する。</p> <p>(b) <u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作は、原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が 190℃ に到達した場合に開始する。</u>  <u>なお、格納容器スプレイは、代替循環冷却系の運転準備時に停止する。</u></p> <p>(c) <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生約 22.5 時間後から開始する。</u><u>なお、代替原子炉補機冷却系の運転操作は事象発生 20 時間後から開始する。</u></p>	<p><u>器冷却操作及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作は、事象発生 25 分後</u> から開始する。</p> <p>なお、<u>格納容器スプレイ及び原子炉注水は、代替循環冷却系の運転開始後に</u> 停止する。</p> <p>(b) <u>緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生 90 分後</u> から開始する。</p> <p>(c) <u>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達した場合にサブプレッション・チェンバ内へ窒素注入を開始する。</u><u>なお、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入は格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達に</u></p>	<p>操作は、事象発生 <u>30 分後</u> から開始する。<u>原子炉への注水量は、注水開始後 30 分までは最大流量とし、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</u></p> <p>なお、原子炉注水は、<u>残留熱代替除去系の運転開始時に</u> 停止する。</p> <p>(b) <u>原子炉補機代替冷却系の運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系の準備時間等を考慮し、事象発生 10 時間後</u> から開始する。</p> <p>(c) <u>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作は、原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間等を考慮し、12 時間後からドライウエル内へ窒素注入を開始する。</u></p>	<p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運用の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>注水設備の準備時間の相違。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運用の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、低圧原子炉代替注水系 (常設) から残留熱代替除去系による原子炉注水に切り替える際に可搬型設備による原子炉注水は実施しないことから、残留熱代替除去系の運転開始時に停止する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析結果の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備設計の相違</li> </ul> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、原子炉補機代替冷却が可搬型であるため、準備時間が大きく異なる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運用の相違</li> </ul> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、可燃性ガスの濃度により窒素</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) 有効性評価 (Cs-137 の放出量評価) の条件</p> <p>(a) 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。</p> <p>(b) <u>代替循環冷却系</u>を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出<sup>※</sup>されるものとする。</p> <p>※2 セシウムの原子炉格納容器内への放出割合については、</p>	<p><u>より停止する。</u></p> <p>(3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量評価) の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。</p> <p>b. <u>代替循環冷却系</u>を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、<u>格納容器内</u>に放出<sup>※</sup>されるものとする。</p> <p>※ セシウムの<u>格納容器内</u>への放出割合については、本評価事</p>	<p>(3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量の評価) の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。</p> <p>b. <u>残留熱代替除去系</u>を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、<u>原子炉格納容器内</u>に放出<sup>※</sup>されるものとする。</p> <p>※1 セシウムの<u>原子炉格納容器内</u>への放出割合については、</p>	<p>を注入するのではなく、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱開始後に注入することとしている。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、窒素を注入する時点において、原子炉格納容器内酸素濃度 (ドライ条件) はドライウエルの方が高いことから、ドライウエルへ注入する。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、事象発生から 7 日間までにおいて、可搬式窒素供給装置による窒素注入により、格納容器圧力が有意に上昇せず窒素注入を停止しないことから、停止にかかる操作条件を記載していない。</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>本評価事故シーケンスにおいては解析コード MAAP の評価結果の方が NUREG-1465 より大きく算出する。</p> <p>(c) 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>(d) <u>原子炉建屋</u>から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。</p> <p>b) <u>原子炉建屋</u>から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、非常用ガス処理系により<u>原子炉建屋</u>の設計負圧が達成されるまでの期間は、<u>原子炉建屋</u>内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 <u>0.5 回/日</u>相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p>非常用ガス処理系は、事象発生 <u>30 分後</u>から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。</p>	<p>故シーケンスにおいては解析コード MAAP の評価結果の方が代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 より大きく算出する。</p> <p>c. <u>格納容器</u>内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</p> <p>d. <u>原子炉建屋</u>から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) <u>格納容器</u>からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。</p> <p>(b) <u>原子炉建屋</u>から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、<u>原子炉建屋</u>ガス処理系により<u>原子炉建屋</u>原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、<u>原子炉建屋</u>内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。<u>原子炉建屋</u>ガス処理系により負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率 1 回/d 相当を考慮する。なお、<u>非常用ガス処理系フィルタトレイン</u>及び<u>非常用ガス再循環系フィルタトレイン</u>による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p><u>原子炉建屋</u>ガス処理系は、事象発生 <u>115 分後</u>から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け<u>中央制御室</u>からの遠隔操作により起動し、起動後 <u>5 分間</u>で負圧が達成されることを想定する。</p>	<p>本評価事故シーケンスにおいては解析コード MAAP の評価結果の方が NUREG-1465 より大きく算出する。</p> <p>c. <u>原子炉格納容器</u>内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</p> <p>d. <u>原子炉建物</u>から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) <u>原子炉格納容器</u>からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。<u>なお、エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果 (DF=10) を考慮する。</u></p> <p>(b) <u>原子炉建物</u>から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、非常用ガス処理系により<u>原子炉建物</u>原子炉棟の設計負圧が達成されるまでの期間は、<u>原子炉建物</u>原子炉棟内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。<u>非常用ガス処理系</u>により設計負圧を達成した後は設計換気率 <u>1 回/日</u>相当を考慮する。なお、<u>非常用ガス処理系フィルタ装置</u>による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p><u>非常用ガス処理系</u>は、事象発生 <u>60 分後</u>から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け<u>自動</u>起動し、起動後 <u>10 分間</u>で設計負圧が達成されることを想定する。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 MAAP では、沈着を含むため、島根 2 号炉は、「等」を記載。</li> <li>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、最確条件として格納容器貫通部の捕集効果を考慮した評価としている。</li> <li>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 設計換気率の相違。</li> <li>・設備設計の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、設備設計の相違により、非常用ガス処理系は自動起動</li> </ul>

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) <u>原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</u> (添付資料 3.1.2.5, 3.1.2.6)</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シナリオにおける原子炉水位 (シュラウド内外水位), 注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.2.7 図から第 3.1.2.9 図に, 燃料最高温度の推移を第 3.1.2.10 図に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第 3.1.2.11 図から第 3.1.2.14 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため, 原子炉水位は急速に低下する。</p> <p>水位低下により炉心は露出し, 事象発生から約 <u>0.3 時間後</u>に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (約 727°C) に到達し, 炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 <u>0.4 時間後</u>に 1,200°C に到達し, また, 事象発生から約 <u>0.7 時間後</u>に燃料温度は 2,500K (約 2,227°C) に到達する。事象発生から <u>70 分後</u>, 常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し, <u>復水移送ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系 (常設)</u> による原子炉注水を開始することによって, 原子炉圧力容器破損に至ることなく, 原子炉水位は回復し, 炉心は再冠水する。</p>	<p>(c) <u>原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</u> (添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シナリオにおける原子炉水位 (シュラウド内外水位), 注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.2-4 図から第 3.1.2-8 図に, 燃料最高温度及び燃料被覆管最高温度の推移を第 3.1.2-9 図及び第 3.1.2-10 図に, 格納容器圧力, 格納容器雰囲気温度, サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温度の推移を第 3.1.2-11 図から第 3.1.2-17 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 大破断 LOCA 時に <u>高圧・低圧注水機能</u>及び全交流動力電源が喪失するため, 原子炉水位は急速に低下する。</p> <p>水位低下により炉心は露出し, 事象発生から約 <u>4 分後</u>に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (約 727°C) に到達し, 炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 <u>9 分後</u>に 1,200°C に到達し, また, 事象発生から約 <u>27 分後</u>に燃料温度は 2,500K (約 2,227°C) に到達する。事象発生から <u>25 分後</u>, 常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し, <u>常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系 (常設)</u> による原子炉注水を開始することによって, 原子炉圧力容器破損に至ることなく, <u>原子炉水位 L0 以上まで</u>原子炉水位は回復し, 炉心は冠水する。 (添付資料 3.1.2.6)</p>	<p>(c) <u>原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</u> (添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シナリオにおける原子炉水位 (シュラウド内外水位), 注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.2.2-1(1) 図から第 3.1.2.2-1(3) 図に, 燃料最高温度の推移を第 3.1.2.2-1(4) 図に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温度の推移を第 3.1.2.2-1(5) 図から第 3.1.2.2-1(8) 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 大破断 LOCA 時に <u>非常用炉心冷却系等</u>の機能及び全交流動力電源が喪失するため, 原子炉水位は急速に低下する。</p> <p>水位低下により炉心は露出し, 事象発生から約 <u>5 分後</u>に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (約 727°C) に到達し, 炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 <u>10 分後</u>に 1,200°C に到達し, また, 事象発生から約 <u>28 分後</u>に燃料温度は約 2,500K (約 2,227°C) に到達する。事象発生から <u>30 分後</u>, 常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し, <u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u> による原子炉注水を開始することによって, 原子炉圧力容器破損に至ることなく, 原子炉水位は回復し, 炉心は再冠水する。</p>	<p>する。(東海第二は中央制御室からの遠隔操作により起動)</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, 原子炉隔離時冷却系と非常用炉心冷却系を合わせて「非常用炉心冷却系等」と記載。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 1,000K 到達時間等の相違。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 注水設備の準備時間の相違。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 低圧原</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>原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。<u>そのため、格納容器スプレイを間欠的に実施することによって、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</u></p> <p>事象発生から約 22.5 時間経過した時点で、<u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系により、原子炉圧力容器は破断口より原子炉冷却材が流出することで溢水状態となり、原子炉格納容器は除熱効果により格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(添付資料 3.1.2.1, 3.1.2.2)</u></p>	<p><u>格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び雰囲気温度は上昇する。そのため、原子炉注水と同時に格納容器スプレイを実施することによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する。</u></p> <p>事象発生から 90 分経過した時点で、<u>代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系により、原子炉圧力容器は破断口より原子炉冷却材が流出することで溢水状態となり、格納容器は除熱効果により格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。</u></p>	<p><u>原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。</u></p> <p>事象発生から 10 時間経過した時点で、<u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱により、格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。</u></p>	<p>子炉代替注水ポンプ 1 台運転の設計であるため、ポンプ台数の記載をしていない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析結果の相違</li> <li>【東海第二】 島根 2 号炉は、低圧原子炉代替注水系により原子炉水位は、TAF まで回復することから、「LO 以上」という記載をしていない。</li> <li>・解析結果の相違</li> <li>【柏崎 6/7、東海第二】 島根 2 号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を開始するまでの期間において、格納容器スプレイの実施基準に到達しないことから、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水と同時に格納容器スプレイは実施しない。</li> <li>・運用の相違</li> <li>【柏崎 6/7、東海第二】 原子炉格納容器除熱開始までの準備時間等の相違。</li> <li>・記載方針の相違</li> <li>【柏崎 6/7、東海第二】 原子炉格納容器除熱開始後の格納容器除熱に対する効果の記載表</li> </ul>

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>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、<u>第 3.1.2.11 図</u>に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を行うこと</u>によって、圧力上昇は抑制される。その結果、<u>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.60MPa [gage]</u>となり、<u>原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage]</u>を超えない。なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 12 時間後において、水の放射線分解によって発生する水</p>	<p>また、<u>事象発生から約 84 時間後に格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施するため格納容器圧力は上昇するが、事象発生から約 164 時間後に格納容器圧力が 0.31MPa [gage] に到達した時点で窒素注入を停止するため、一時的な圧力の上昇である。この窒素注入により格納容器圧力は一時的に上昇するが、代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作を継続することから、格納容器内の安定した減圧及び除熱への影響はない。</u></p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、<u>第 3.1.2-11 図</u>に示すとおり、<u>格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うこと</u>によって、圧力上昇は抑制される。その結果、<u>格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.31MPa [gage]</u>となり、<u>格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage]</u>を超えない。なお、<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力が最大となる事象発生約 164 時間後において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は、<u>格納容器内の非凝縮性ガ</u></p>	<p>また、<u>事象発生から 12 時間後に、可搬式窒素供給装置を用いたドライウェルへの窒素供給を実施するため、窒素供給を実施している期間においては格納容器圧力の低下は抑制される。</u></p> <p>(添付資料3.1.2.1)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、<u>第 3.1.2.2-1(5)図</u>に示すとおり、<u>原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を行うこと</u>によって、圧力上昇は抑制される。その結果、<u>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 370kPa [gage]</u>となり、<u>原子炉格納容器の限界圧力 853kPa [gage]</u>を超えない。なお、<u>原子炉格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力が最大となる事象発生約 10 時間後において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、<u>原子炉格納容器内の非凝縮ガスに占める</u></p>	<p>現の相違。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>運用の相違</li> <li>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、可燃性ガス濃度の抑制は、S A 設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。</li> <li>【東海第二】 島根 2 号炉は、可燃性ガスの濃度により窒素を注入するのではなく、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱開始後に注入することとしている。</li> <li>解析結果の相違</li> <li>【東海第二】 島根 2 号炉は、事象発生から 7 日間までの期間において、注入する窒素容量の相違により格納容器圧力は有意に上昇しない。</li> <li>解析結果の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を開始するまでの期間において、格納容器スプレイの実施基準に到達しないことから、格納</li> </ul>

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>素ガス及び酸素ガスは、原子炉格納容器内の非凝縮ガスに占める割合の1%以下<sup>※3</sup>であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <p>※3 格納容器圧力が最大値の約 0.60MPa[gage]を示す事象発生から約 12 時間後の原子炉格納容器内の非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の物質量は約 <math>8 \times 10^5 \text{mol}</math> であり、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの物質量の和は約 <math>8 \times 10^3 \text{mol}</math> 以下である。これが仮にドライウエルよりも体積の小さいサプレッション・チェンバの気相部に集中するものとしても、そのサプレッション・チェンバでの分圧は 0.01MPa[abs]未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスが格納容器圧力に与える影響は無視し得る程度と考えられる。</p> <p>格納容器温度は、第 3.1.2.12 図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇し、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を行うこと</u>によって、温度上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約 165℃となり、原子炉格納容器の限界温度 200℃を超えない。なお、事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器温度は約 207℃となるが、この時の原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 144℃であり、原子炉格納容器の限界温度 200℃を超えない。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.1)</p> <p>第 3.1.2.7 図に示すとおり、<u>低压代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される</u>。その後は、第 3.1.2.11 図及び第 3.1.2.12 図に示すとおり、<u>約 22.5 時間後に開始する代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる</u>。事象を通じて原子炉格納容器の限界圧</p>	<p>スに占める割合の 3%未満<sup>*</sup>であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <p>※ 格納容器圧力が最大値の約 0.31MPa [gage]を示す事象発生から約 164 時間後の格納容器内の非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の物質量は約 <math>1.3 \times 10^6 \text{mol}</math> であり、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の和は約 <math>3.5 \times 10^4 \text{mol}</math> 以下である。これが仮にドライウエルよりも体積の小さいサプレッション・チェンバの気相部に集中するものとしても、そのサプレッション・チェンバでの分圧は 0.01MPa [abs] 未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は無視し得る程度と考えられる。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.7)</p> <p>格納容器雰囲気温度は、第 3.1.2-12 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇し、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うこと</u>によって、温度上昇は抑制される。その結果、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約 139℃となり、格納容器の限界温度 200℃を超えない。なお、事象発生直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、このときの格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 137℃であり、格納容器の限界温度 200℃を超えない。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.8)</p> <p>第 3.1.2-4 図及び第 3.1.2-6 図に示すとおり、<u>低压代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される</u>。その後は、第 3.1.2-11 図及び第 3.1.2-12 図に示すとおり、<u>90 分後に開始する代替循環冷却系の運転により、格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる</u>。事象を通じて格納容器</p>	<p>割合の 1%以下<sup>※2</sup>であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <p>※2 格納容器圧力が最大値の約 370kPa[gage]を示す事象発生から約 10 時間後の原子炉格納容器内の非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の物質量は約 <math>6 \times 10^5 \text{mol}</math> であり、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの物質量の和は約 <math>3 \times 10^3 \text{mol}</math> 以下である。これが仮にドライウエルよりも体積の小さいサプレッション・チェンバの気相部に集中するものとしても、そのサプレッション・チェンバでの分圧は 10kPa[abs] 未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスが格納容器圧力に与える影響は無視し得る程度と考えられる。</p> <p>格納容器温度は、第 3.1.2.2-1(6)図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、<u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を行うこと</u>によって、温度上昇は抑制される。その結果、格納容器雰囲気温度の最大値は約 197℃、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最大値は約 181℃となり、原子炉格納容器の限界温度 200℃を超えない。</p> <p>第 3.1.2.2-1(1)図に示すとおり、<u>低压原子炉代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される</u>。その後は、第 3.1.2.2-1(5)図及び第 3.1.2.2-1(6)図に示すとおり、<u>10 時間後に開始する残留熱代替除去系の運転により、原子炉格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる</u>。事象を通じて原子</p>	<p>容器スプレイは実施しない。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 格納容器圧力の最大値等の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 島根 2号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を開始するまでの期間において、格納容器スプレイの実施基準に到達しないことから、格納容器スプレイは実施しない。また、島根 2号炉は、格納容器雰囲気温度最高値が 200℃を超えない。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 原子炉格納容器除熱開始までの準備時間等</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>力に到達せず、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用することなく、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。</p> <p>また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.3, 3.1.2.4, 3.1.3.2)</p> <p>なお、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から<u>原子炉建屋</u>への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、<u>原子炉建屋</u>内に漏えいした放射性物質は、<u>原子炉建屋</u>内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、<u>原子炉建屋</u>内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、<u>原子炉建屋</u>内に沈着すると考えられるためである。<u>原子炉建屋</u>内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、<u>原子炉建屋</u>から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 <u>15TBq</u> (7 日間) となり、100TBq を下回る。</p> <p>事象発生からの 7 日間以降、Cs-137 の漏えいが継続し</p>	<p>の限界圧力に到達せず、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用することなく、<u>格納容器</u>が過圧・過温破損に至らないことを確認した。<u>なお、第 3.1.2-17 図に示すとおり、格納容器内の酸素濃度上昇により、長期的には格納容器圧力逃がし装置を用いて可燃性ガスを排出する。</u></p> <p style="text-align: center;"><b>【比較のため、本項の一部を記載】</b></p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す<u>(1)から(3)</u>及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。</p> <p>また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。</p> <p style="text-align: center;"><b>【ここまで】</b></p> <p>なお、<u>格納容器</u>が健全であるため、<u>格納容器</u>から<u>原子炉建屋</u>への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、<u>原子炉建屋</u>内に漏えいした放射性物質は、<u>原子炉建屋</u>内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、<u>原子炉建屋</u>内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、<u>原子炉建屋</u>内に沈着すると考えられるためである。<u>原子炉建屋</u>内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、<u>原子炉建屋</u>から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 <u>7.5TBq</u> (7 日間) となり、100TBq を下回る。</p> <p>事象発生からの 7 日間以降、Cs-137 の漏えいが継続</p>	<p><u>炉格納容器</u>の限界圧力に到達せず、<u>格納容器フィルタベント系</u>を使用することなく、<u>原子炉格納容器</u>が過圧・過温破損に至らないことを確認した。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す<u>(1)、(2)</u>及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。</p> <p>また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.2, 3.1.2.3, 3.1.3.2)</p> <p>なお、<u>原子炉格納容器</u>が健全であるため、<u>原子炉格納容器</u>から<u>原子炉建物</u>への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、<u>原子炉建物</u>内に漏えいした放射性物質は、<u>原子炉建物</u>内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、<u>原子炉建物</u>内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、<u>原子炉建物</u>内に沈着すると考えられるためである。<u>原子炉建物</u>内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、<u>原子炉建物</u>から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 <u>1.1TBq</u> (7 日間) となり、100TBq を下回る。</p> <p>事象発生からの 7 日間以降、Cs-137 の漏えいが継続</p>	<p>の相違。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>解析結果の相違</li> <li><b>【東海第二】</b> 島根 2 号炉は、長期間（事象発生から 100 日）経過後も酸素の可燃限界に到達しないためベントによる排出操作について記載していない。</li> <li>記載箇所の相違</li> <li><b>【東海第二】</b> 島根 2 号炉は、(3)の評価項目（放出される放射性物質の総放出量の観点）は、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」において、対策の有効性を確認しているため、Cs-137 の評価結果の記載前に本項目を記載している。</li> <li>解析結果の相違</li> <li><b>【柏崎 6/7、東海第二】</b></li> </ul>

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>た場合の影響評価を行ったところ、<u>約 15TBq</u>(30 日間)及び約 15TBq(100 日間)であり、100TBq を下回る。 (添付資料 3. 1. 2. 5, 3. 1. 2. 6)</p> <p>3. 1. 2. 3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「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>代替循環冷却系</u>を使用する場合）では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<u>事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替交流電源設備からの受電操作、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水操作、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却操作、<u>代替原子炉補機冷却系運転操作及び代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器除熱操作とする。</u></p>	<p>した場合の影響評価を行ったところ、<u>約 7. 5TBq</u> (30 日間)及び約 7. 5TBq (100 日間) であり、100TBq を下回る。 (添付資料 3. 1. 2. 4, 3. 1. 2. 5)</p> <p>本評価では、「<u>1. 2. 2. 2 有効性を確認するための評価項目の設定</u>」に示す(1)から(3)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、<u>可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。</u></p> <p>また、(7)の評価項目のうち、<u>可燃性ガスの燃焼については、「3. 4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。</u></p> <p>(添付資料 3. 1. 2. 7, 3. 1. 2. 9, 3. 1. 2. 10, 3. 1. 3. 13)</p> <p>3. 1. 2. 3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「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>代替循環冷却系</u>を使用する場合）では、<u>格納容器内</u>へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、<u>常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作とする。</u></p>	<p>した場合の影響評価を行ったところ、<u>約 1. 1TBq</u>(30 日間)及び約 1. 1TBq(100 日間)であり、100TBq を下回る。 (添付資料 3. 1. 2. 4, 3. 1. 2. 5)</p> <p>3. 1. 2. 3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「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>残留熱代替除去系</u>を使用する場合）では、<u>原子炉格納容器内</u>へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作、原子炉補機代替冷却系運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作とする。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>記載箇所の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、Cs-137 の評価結果の記載の前に、本項目を記載している。</li> <li>記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、事象発生から 12 時間までの操作に限らず、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作を抽出。 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、低圧原子炉代替注水系（常設）</li> </ul>

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>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p><u>また、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p>	<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p><u>本評価事故シーケンス</u>において不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、<u>炉心溶融開始時間</u>に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、<u>LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に併せ、低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p><u>本格納容器破損モード</u>において不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、<u>炉心溶融時間</u>に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系等による<u>原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>による原子炉注水操作の一環として、常設代替交流電源設備の受電操作を実施することから、記載していない。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失した時点で、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を行う手順としている。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を開始するまでの期間において、格納容器スプレイの実施基準に到達しないことから、格納</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>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による<u>有効燃料棒</u>頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体</p>	<p><u>また、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による<u>燃料有効長</u>頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、<u>LOCA が発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p><u>格納容器</u>における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験</p>	<p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による<u>燃料棒有効長</u>頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p><u>原子炉格納容器</u>における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験</p>	<p>容器スプレイは実施しない。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 炉心ヒートアップの感度解析は、事象初期のヒートアップ速度に着目した解析であり、島根 2 号炉では事象発生から 12 時間後に窒素注入をしていることから、当該の記載をしていない。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失した時点で、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を行う手順としている。</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>系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、<u>格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系(常設)に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u>また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、<u>格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系(常設)に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP) 挙動モデルはPHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内へのFP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さく推定され</p>	<p>系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び<u>雰囲気温度</u>の傾向を適切に再現できていることから、<u>格納容器圧力を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u>また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F 実験解析により<u>格納容器雰囲気温度</u>及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、<u>格納容器圧力を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P) 挙動モデルはP H E B U S - F P 実験解析により原子炉圧力容器内へのF P 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。P H E B U S - F P 実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さく</p>	<p>系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び<u>温度</u>の傾向を適切に再現できているが、<u>格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから運転員等操作時間に与える影響はない。</u>また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F 実験解析により<u>格納容器温度</u>及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいが、<u>格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P) 挙動モデルはP H E B U S - F P 実験解析により原子炉圧力容器内へのF P 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。P H E B U S - F P 実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さく</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を開始するまでの期間において、格納容器スプレイの実施基準に到達しないことから、格納容器スプレイは実施しない。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、残留熱代替除去系による格納容器除熱開始を判断基準として、窒素注入を行う手順としており、格納容器圧力を操作開始の起点としていない。</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。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.7)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析 (ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析) では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離 (水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル (炉心水位計算モデル) は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル) は</p>	<p>くると推定される。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 F P 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における格納容器内 F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (F P) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の格納容器内 F P 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.11)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析 (ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析) では、格納容器圧力及び蒸気温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離 (水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル (炉心水位計算モデル) は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル) は HDR</p>	<p>ると推定される。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 F P 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (F P) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内 F P 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.6)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析 (ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析) では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離 (水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル (炉心水位計算モデル) は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル) は</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>HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルはPHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内へのFP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、<u>代替循環冷却系</u>の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータ</p>	<p>実験解析では区画によって格納容器<u>雰囲気</u>温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び<u>雰囲気</u>温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F 実験解析により格納容器<u>雰囲気</u>温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により<u>炉心熔融開始時間</u>に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (F P) 挙動モデルはP H E B U S - F P 実験解析により原子炉圧力容器内へのF P 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。P H E B U S - F P 実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。</p> <p>炉心損傷後の<u>格納容器</u>における<u>格納容器内</u>F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (F P) 挙動モデルはA B C O V E 実験解析により<u>格納容器内</u>のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、<u>代替循環冷却系</u>の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える</p>	<p>HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により<u>炉心熔融時間</u>に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (F P) 挙動モデルはP H E B U S - F P 実験解析により原子炉圧力容器内へのF P 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。P H E B U S - F P 実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。</p> <p>炉心損傷後の<u>原子炉格納容器</u>における<u>原子炉格納容器内</u>F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (F P) 挙動モデルはA B C O V E 実験解析により<u>原子炉格納容器内</u>のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、<u>残留熱代替除去系</u>の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となる</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>タに与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.7)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, <u>第 3.1.2.2 表</u>に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが, <u>操作手順 (原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に原子炉注水から格納容器スプレイへ切り替えること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p>	<p>影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.11)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, <u>第 3.1.2-2 表</u>に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 <u>31GWd/t</u> であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが, <u>操作手順 (格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p>	<p>パラメータに与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.6)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, <u>第 3.1.2.2-1 表</u>に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 <u>30GWd/t</u> であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが, <u>本評価事故シーケンスでは, 格納容器圧力及び温度を起点に操作開始する運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・実績値の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>島根 2 号炉の最確条件を記載。</li> <li>・解析結果の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>島根 2 号炉は, 残留熱代替除去系の開始前において, 格納容器スプレイの実施基準に到達せず, また, 低圧原子炉代替注水系 (常設) により原子炉注水と格納容器スプレイを切り替える手順としていない。</li> <li>・解析結果の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>島根 2 号炉は, 格納容器圧力の上昇により, 窒素停止しないため, 格納容器圧力を起点に実施</li> </ul>



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>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，<u>格納容器容積（ウェットウエル）の空間部及び液相部，サブレーション・チェンバ・プール水位，格納容器圧力及び格納容器温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p>事故条件の起因事象は，解析条件の不確かさとして，Excessive LOCA を考慮した場合，原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが，操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の<u>低圧代替注水系（常設）</u>は，解析条件の不確かさとして，実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性），原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが，注水後の流量調整操作であることから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p><u>機器条件の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）</u>は，解析</p>	<p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，<u>格納容器体積（サブレーション・チェンバ）の空間部及び液相部，サブレーション・プール水位，格納容器圧力並びに格納容器雰囲気温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p>事故条件の起因事象は，解析条件の不確かさとして，Excessive LOCA を考慮した場合，原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが，操作手順（<u>速やかに格納容器冷却手段を準備すること</u>）に変わりはなから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の<u>低圧代替注水系（常設）</u>は，解析条件の不確かさとして，実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性），原子炉水位の回復は早くなる。本評価事故シーケンスでは，<u>原子炉水位を起点としている運転員等操作はなから</u>，運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，サブレーション・プール水位，格納容器圧力及び格納容器温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は，解析条件の不確かさとして，Excessive LOCA を考慮した場合，原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが，操作手順（<u>速やかに注水手段を準備すること</u>）に変わりはなから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>は，解析条件の不確かさとして，実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性），原子炉水位の回復は早くなる。<u>冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが，注水後の流量調整操作であることから，</u>運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>する操作はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・整理方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2 号炉は，サブレーション・チェンバの空間部及び液相部のゆらぎを，サブレーション・プール水位のゆらぎで代表させていることから，記載していない。</li> <li>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は，Excessive LOCA であっても速やかに実施する操作は原子炉注水であることから原子炉への注水操作を記載している。</li> <li>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は，原子炉水位不明時にシュラウド内水位まで回復させるために必要な注水操作後，崩壊熱除去に必要な注水量に流量を調整する。</li> <li>・運用の相違</li> </ul>

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>条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性)、原子炉水位の回復は早くなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>機器条件の<u>代替循環冷却系</u>は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性)、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.2.7, 3.1.2.8)</p>	<p>機器条件の<u>代替循環冷却系</u>は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性)、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の<u>緊急用海水系</u>は、解析条件の不確かさとして、<u>最確条件とした場合には、解析条件で設定している海水温度と同等以下となる。</u></p> <p><u>32℃の場合は、解析条件と最確条件は同等であることから運転員等操作時間に与える影響はない。32℃未満の場合は、除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順 (格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>機器条件の<u>可搬型窒素供給装置</u>は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。<u>30℃より高い場合は、格納容器雰囲気温度が上昇する可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器雰囲気温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。30℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順 (格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること) に変わりはないことから、運転員等操作時間に</u></p>	<p>機器条件の<u>残留熱代替除去系</u>は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性)、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.2.6, 3.1.2.7)</p> <p>機器条件の<u>可搬式窒素供給装置</u>は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。<u>35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。35℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p>	<p><b>【柏崎 6/7】</b> 島根 2 号炉は、低圧原子炉代替注水系 (常設) から残留熱代替除去系による原子炉注水に切り替える際に可搬型設備による原子炉注水は実施しない。</p> <p>・記載方針の相違 <b>【東海第二】</b> 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の補機冷却としている原子炉補機代替冷却系の解析条件は最確条件と同等であり、運転員等操作時間に与える影響は小さいことから、本文中に記載していない。</p> <p>・解析条件の相違 <b>【東海第二】</b> 窒素注入条件の相違。</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>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器スプレイ及び代替循環冷却により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、<u>格納容器容積 (ウェットウェル) の空間部及び液相部、サブレーション・チェンバ・プール水位</u>、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、<u>第 3.1.2.15 図及び第 3.1.2.16 図</u>に</p>	<p>与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.1.2.11)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 <u>31GWd/t</u> であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び<u>雰囲気温度</u>の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び<u>雰囲気温度</u>の上昇は<u>格納容器スプレイ及び代替循環冷却</u>により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、<u>格納容器体積 (サブレーション・チェンバ) の空間部及び液相部、サブレーション・プール水位</u>、格納容器圧力並びに<u>格納容器雰囲気温度</u>は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、<u>格納容器</u>へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、<u>第 3.1.2-18 図及び第</u></p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 <u>30GWd/t</u> であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び<u>温度</u>の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び<u>温度</u>の上昇は<u>残留熱代替除去系</u>により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サブレーション・プール水位、格納容器圧力及び<u>格納容器温度</u>は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、<u>原子炉格納容器</u>へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、<u>第 3.1.2.3-1(1)図</u>及</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>実績値の相違</li> <li>【東海第二】 島根 2 号炉の最確条件を記載。</li> <li>解析結果の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を開始するまでの期間において、格納容器スプレイの実施基準に到達しないことから、格納容器スプレイは実施しない。</li> <li>整理方針の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、サブレーション・チェンバの空間部及び液相部のゆらぎを、サブレーション・プール水位のゆらぎで代表させていることから、記載していない。</li> </ul>

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>示すとおり、格納容器圧力は <u>0.62MPa[gage]</u> を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の<u>低圧代替注水系 (常設)</u> は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性)、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、<u>解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性)、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u></p> <p>機器条件の<u>代替循環冷却系</u> は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対</p>	<p><u>3.1.2-19 図</u> に示すとおり、格納容器圧力は <u>0.62MPa [gage]</u>、<u>格納容器バウンダリ</u> にかかる温度は 200℃ を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の<u>低圧代替注水系 (常設)</u> は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性)、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び<u>雰囲気温度</u> 上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び<u>雰囲気温度</u> の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の<u>代替循環冷却系</u> は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合、格納容器圧力及び<u>雰囲気温度</u> 上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>び<u>第 3.1.2.3-1(2) 図</u> に示すとおり、格納容器圧力は <u>853kPa[gage]</u>、<u>原子炉格納容器バウンダリ</u> にかかる温度は <u>200℃</u> を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u> は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性)、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の<u>残留熱代替除去系</u> は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合、<u>原子炉水位の回復は早くなり</u>、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大き</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉 (Mark-I 改) と柏崎 6/7 (ABWR)、東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、第 3.1.2.3.-1(2) 図に原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値を示しているため、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度についても記載。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、低圧原子炉代替注水系 (常設) から残留熱代替除去系による原子炉注水に切り替える際に可搬型設備による原子炉注水は実施しない。</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>する余裕は大きくなる。 (添付資料 3. 1. 2. 7, 3. 1. 2. 8)</p> <p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p>	<p><u>機器条件の緊急用海水系は、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、解析条件で設定している海水温度と同等以下となる。</u> <u>32℃の場合は、解析条件と最確条件は同等であることから評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u> <u>32℃未満の場合は、除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくことから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</u></p> <p>機器条件の可搬型窒素供給装置は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。<u>30℃より高い場合は、格納容器雰囲気温度が上昇する可能性があるが、窒素注入は事象発生から約 84 時間後に開始するため、代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作によって格納容器雰囲気は除熱されており、窒素温度は格納容器雰囲気温度よりも低いことから、窒素注入によって格納容器雰囲気温度が上昇することはない。</u> <u>30℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順(格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること)に変わりはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u> (添付資料 3. 1. 2. 11, 3. 1. 2. 12)</p> <p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p>	<p>くなる。 (添付資料 3. 1. 2. 6, 3. 1. 2. 7)</p> <p>機器条件の可搬式窒素供給装置は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。<u>35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、窒素温度は格納容器温度よりも低いことから、窒素注入によって格納容器温度が上昇することはない。</u> <u>35℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順に変わりはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u></p> <p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の補機冷却としている原子炉補機代替冷却系の解析条件は最確条件と同等であり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことから、本文中に記載していない。</li> <li>・解析条件の相違 【東海第二】 窒素注入条件の相違。</li> <li>・解析結果の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、事象発生から 12 時間後に窒素を注入するため、窒素注入時点では、十分に減圧及び除熱はされていない。</li> </ul>

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>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p><u>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 70 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について実態の運転操作時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p><u>なお、有効性評価では 2 系列の非常用高圧母線の電源回復を想定しているが、低圧代替注水系(常設)は非常用高圧母線 D 系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作については、復水移送ポンプの起動操作が常設代替交流電源設備からの受電操作の影響を受けるが、低圧代替注水系(常設)は非常用高圧母線 D 系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</u></p> <p><u>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が 190℃超過を確認した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、解析結果は原子炉水位が破断口高さまで水位回復前に既に格納容器温度は 190℃を超えており、実態の操作も原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に低圧代替注水系(常設)から代替格</u></p>	<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p><u>操作条件の常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 25 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、状況判断から原子炉注水操作までは一連の操作として実施し、同一の運転員による並列操作はなく、操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p>	<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p><u>操作条件の低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 30 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作について、早期の電源回復不可の判断、常設代替交流電源設備の起動、受電操作、低圧原子炉代替注水系(常設)の系統構成を、実態の運転操作時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作開始時間に与える影響はない。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析結果の相違</li> <li>【東海第二】 島根 2 号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を開始するまでの期間において、格納容器スプレイの実施基準に到達しないことから、電源回復後の格納容器スプレイに係る操作はない。</li> <li>・運用の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】 注水設備の準備時間の相違。</li> <li>・解析条件の相違</li> <li>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、解析上の想定と実態の運転操作が同等であるため、記載していない。</li> <li>・解析結果の相違</li> <li>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しない。</li> </ul>

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>納容器スプレイへ切り替えることとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。代替格納容器スプレイへの切り替え後、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 1）まで低下した場合、低圧代替注水系（常設）へ切り替えを行う。当該操作開始時間は、解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</u></p> <p>操作条件の<u>代替原子炉補機冷却系</u>運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から <u>20 時間後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、<u>代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に 10 時間、その後の作業に 10 時間の合計 20 時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があるため、操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</u></p> <p>操作条件の<u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作</u>は、解析上の操作開始時間として事象発生から <u>22.5 時間後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、<u>代替循環冷却系の運転は事象発生約 22.5 時間後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</u></p>	<p>操作条件の<u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作</u>は、解析上の操作開始時間として事象発生から <u>90 分後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、<u>代替循環冷却系の運転は事象発生 90 分後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</u></p>	<p>操作条件の<u>原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作</u>は、解析上の操作開始時間として事象発生から <u>10 時間後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、<u>原子炉補機代替冷却系の操作開始は、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作開始時間に与える影響はない。</u></p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、参集要員が不要であることから、解析上の操作開始時間は、要員の参集時間を考慮しておらず、実態の操作開始時間に基づき設定している。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による操作を一連で実施することから、運転員等操作開始時間に与える影響を合わせて記載している。</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>また、本操作の操作開始時間は、<u>代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、代替原子炉補機冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.7)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p><u>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間(70分後)は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。また、原子炉注水操作は、代替格納容器スプレイとの切替操作であり、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u></p>	<p>また、本操作の操作開始時間は、<u>操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり、緊急用海水系の操作開始時間が早まれば、代替循環冷却系による格納容器除熱操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まるが、その他の操作と並列して実施する場合でも、順次実施し所定の時間までに操作を完了できることから影響はない。</u></p> <p><u>操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から約 84 時間後を想定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol% (ドライ条件) 到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol% (ドライ条件) 到達時(事象発生から約 62 時間後)に開始し約 3 時間で準備完了するため、十分な時間余裕があることから、操作開始時間に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.11)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p><u>操作条件の常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、解析条件は操作所要時間に余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に大きな差異はない。また、代替格納容器スプレイ操作と原子炉注水操作は、流量分配により同時に実施する操作であり、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p>	<p>また、本操作の操作開始時間は、<u>原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、残留熱代替除去系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</u></p> <p><u>操作条件の可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 12 時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作開始は、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作開始時間に与える影響はない。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、残留熱代替除去系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.6)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p><u>操作条件の低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作について、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定している。実態の操作開始時間が解析上の設定よりも早くなった場合に、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱開始を判断基準として、窒素注入を行う手順としており、格納容器内酸素濃度を操作開始の起点としていない。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7、東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイを実施しないことから、原子炉注水との切替え操作(柏崎 6/7)あるいは原子炉注水との同時実施(東海第二)をしない。</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><u>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、代替格納容器スプレイの操作開始は原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が190℃に到達時となり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u></p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.7)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下</p>	<p><u>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、緊急用海水系の操作開始時間が早まった場合には、代替循環冷却系による格納容器除熱操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</u></p> <p><u>操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から約 84 時間後を想定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件）到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約 62 時間後）に開始し約 3 時間で準備完了するため、十分な時間余裕があることから、操作開始時間に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.11)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下</p>	<p><u>操作条件の原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</u></p> <p><u>操作条件の可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作は、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.6)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しない。</li> <li>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による操作を一連で実施することから、評価項目となるパラメータに与える影響を合わせて記載している。</li> <li>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱開始を判断基準として、窒素注入を行う手順としており、格納容器内酸素濃度を操作開始の起点としていない。</li> </ul>

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>に示す。</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第 3.1.3.14 図から第 3.1.3.16 図に示すとおり、事象発生から 90 分後（操作開始時間 20 分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作については、事象発生から 90 分後（操作開始時間 20 分程度の遅れ）に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始した場合の解析では、格納容器スプレイ開始のタイミングは約 2.3 時間後であるため、現行の 2 時間に対して約 20 分程度の準備時間を確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作については、代替原子炉補機冷却系運転開始までの時間は、事象発生から 20 時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉格納容器の限界圧力に到達しないよう継続して低圧代替注水系（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）による格納容器スプレイを行うこととなる。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、</p>	<p>に示す。</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第 3.1.3-16 図から第 3.1.3-18 図に示すとおり、事象発生から 50 分後（操作開始時間の 25 分の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、本操作開始までの時間は操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、格納容器圧力が限界圧力 0.62MPa [gage] に到達するまでの時間は事象発生約 14 時間後であり、約 12 時間の余裕があることから、時間余裕がある。</p>	<p>に示す。</p> <p>操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第 3.1.3.3-1(1)図から第 3.1.3.3-1(3)図に示すとおり、事象発生から 60 分後（操作開始時間 30 分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の原子炉補機代替冷却系運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作については、原子炉補機代替冷却系運転開始までの時間は、事象発生から 10 時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉格納容器の限界圧力に到達しないよう低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が 640kPa [gage] に到達した場合には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を行うこととなる。格納</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備設計及び運用の相違 <ul style="list-style-type: none"> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>操作開始遅れ時間は、リロケーション防止可能な操作開始時間を設定しており、設備、運用の相違により異なる。</li> <li>・運用の相違 <ul style="list-style-type: none"> <li>【東海第二】</li> <li>島根 2 号炉は、非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失した時点で、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を行う手順としている。</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>・解析結果の相違 <ul style="list-style-type: none"> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しない。</li> </ul> </li> <li>・解析結果の相違 <ul style="list-style-type: none"> <li>【東海第二】</li> <li>島根 2 号炉は、格納容器限界圧力到達前に、格納容器スプレイの実施基準に達することから、格納容器代替スプレイ</li> </ul> </li> </ul>

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>ベントラインの水没防止のために、格納容器ベントに伴うサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇を考慮しても、サプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1mを超えないように格納容器スプレイを停止する。原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage] に至るまでの時間は、事象発生から約 38 時間あり、約 15 時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.7, 3.1.3.7)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p><u>操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作については、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol% (ドライ条件) 到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol% (ドライ条件) 到達時 (事象発生から約 62 時間後) に開始し約 3 時間で準備完了するため、十分な準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.11, 3.1.3.8)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p><u>容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器スプレイは、サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達時点で格納容器スプレイを停止し、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達するまでの時間は、事象発生から約 32 時間あり、約 22 時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</u></p> <p><u>操作条件の可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給開始までの時間は、事象発生から 12 時間あり、準備時間が確保できることから、本操作には時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、酸素濃度が可燃限界に到達しないよう監視し、酸素ベント基準に到達した場合には格納容器ベントにより水素ガス及び酸素ガスの排出を行うこととなる。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.6, 3.1.3.7)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>系 (可搬型) による格納容器スプレイの実施及びその後の格納容器ベント操作開始時間に対する時間余裕を示している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備設計の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉 (Mark- I 改) と柏崎 6/7 (ABWR), 東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違。</li> <li>・記載方針の相違</li> <li>【東海第二】 島根 2 号炉は、窒素注入の開始が大幅に遅れた場合の影響として、酸素濃度基準による格納容器ベントを実施することを示している。</li> </ul>

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>3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、<u>6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までの必要な要員は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり28名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</u></p> <p><u>有効性評価で考慮しない作業(原子炉ウェル注水)に必要な要員を4名含めた場合でも対処可能である。</u></p> <p><u>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は36名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</u></p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格</p>	<p>3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、重大事故等対策時における<u>事象発生2時間までに必要な要員は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり20名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している災害対策要員(初動)の39名で対処可能である。</u></p> <p><u>また、事象発生2時間以降に必要な参集要員は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>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格</p>	<p>3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、重大事故等対策時における必要な要員は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり<u>31名</u>である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している<u>運転員、緊急時対策要員等の45名</u>で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格</p>	<p>・体制の相違</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>・運用及び設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 プラント基数、設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認している。なお、これら要員31名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、解析上考慮していない要員も含めた要員数を記載している。</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>

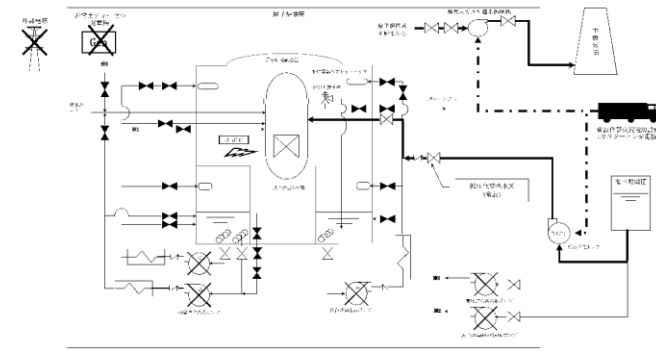
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>納容器過圧・過温破損)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p><u>低圧代替注水系(常設)又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイは、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり約2,900m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約5,800m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水貯蔵槽へ給水することで、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日間の注水継続実施が可能である。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.9)</p> <p>b. 燃料</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)による復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。代替原</u></p>	<p>納容器過圧・過温破損)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</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)による格納容器スプレイは、7日間の対応を考慮すると、合計約400m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、代替淡水貯蔵槽に約4,300m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.13)</p> <p>b. 燃料</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日間の運転継続に合計約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクにて約800kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置5台)による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p>	<p>納容器過圧・過温破損)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p><u>低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水については、7日間の対応を考慮すると、約500m<sup>3</sup>の水が必要となる。水源として、低圧原子炉代替注水槽に約740m<sup>3</sup>及び輪谷貯水槽(西1/西2)に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより必要な水源は確保可能である。また、事象発生2時間30分以降に輪谷貯水槽(西1/西2)の水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ給水することで、低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替注水槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.8)</p> <p>b. 燃料</p> <p>常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷での運転を想定すると、7日間の運転継続に約352m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。<u>ガスタービン発電機用軽油タンクにて約450m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、この使用が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供給について、7日間の運転継続が可能である。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</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、本シーケンスにおいて、外部水源を用いた格納容器スプレイを実施しない。</li> <li>・水量評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 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。</li> <li>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱は内部水源にて実施するため、水源が枯渇しないことを明記。</li> <li>・燃料評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</li> </ul>

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>子炉補機冷却系用の電源車については、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 日間の運転継続に号炉あたり約 11kL の軽油が必要となる。</u></p> <p><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 日間の運転継続に合計約 13kL の軽油が必要となる。（6 号及び 7 号炉合計約 643kL）</u></p> <p><u>6 号及び 7 号炉の各軽油タンク（約 1,020kL）及び常設代替交流電源設備用燃料タンク（約 100kL）にて合計約 2,140kL 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、常設代替交流電源設備による電源供給、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への給水、代替原子炉補機冷却系の運転、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・ポスト用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.10)</p> <p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故対策等に必要となる負荷として、<u>6 号炉で約 1,104kW、7 号炉で約 1,071kW 必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が 1 台あたり 2,950kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</u></p>	<p><u>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。可搬型設備用軽油タンクにて約 210kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、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、7 日間の継続が可能である。</u></p> <p><u>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 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て約 75kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.14)</p> <p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故対策等に必要となる負荷として、<u>約 2,426kW 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）の連続定格容量は約 5,520kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</u></p>	<p><u>では、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 12m<sup>3</sup> 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 53m<sup>3</sup> の軽油が必要となる。可搬式窒素供給装置による原子炉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 8m<sup>3</sup> の軽油が必要となる。合計約 73m<sup>3</sup> の軽油が必要となる。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等にて約 730m<sup>3</sup> の軽油を保有しており、この使用が可能であることから大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水、<u>原子炉補機代替冷却系の運転、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入について、7 日間の運転継続が可能である。</u></u></p> <p><u>緊急時対策所用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の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 8m<sup>3</sup> の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約 45m<sup>3</sup> の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.9)</p> <p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故対策等に必要となる負荷として、<u>約 1,941kW 必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が約 4,800kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</u></p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、原子炉補機代替冷却系、常設代替交流電源設備を電源としているため、電源車は不要。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、東海第二と同様に、本評価事故シーケンスにおいて、可搬式窒素供給装置を用いていることから、7 日間の運転継続に必要となる燃料評価を実施している。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>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>・電源設備容量の相違 【柏崎 6/7、東海第二】</p> <p>常設代替交流電源設備から電源供給が必要</p>

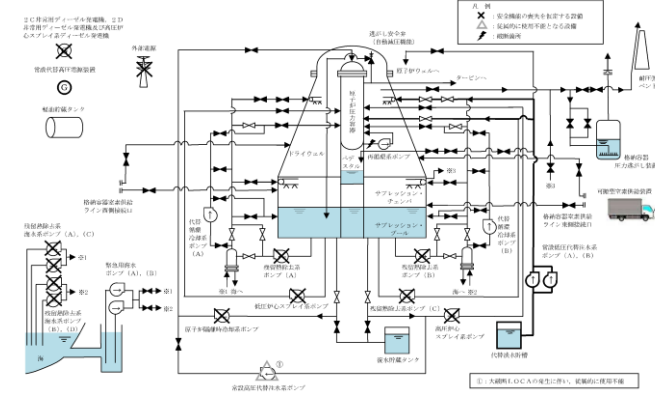
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>また、<u>5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機</u>についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。 <u>(添付資料 3. 1. 2. 11)</u></p> <p>3. 1. 2. 5 結論 格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「<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>」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却手段及び<u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器除熱手段等を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「<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>」の評価事故シーケンス「<u>大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」について、<u>代替循環冷却系</u>を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却、<u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器除熱を実施することにより、原子炉格納容器冷却及び除熱が可能である。</p>	<p>また、緊急時対策所用発電機及び<u>可搬型窒素供給装置の窒素供給装置用電源車</u>についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。 <u>(添付資料 3. 1. 2. 15)</u></p> <p>3. 1. 2. 5 結論 格納容器破損モード「<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>」では、<u>格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気</u>、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、<u>格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至ることが特徴である</u>。格納容器破損モード「<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>」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水手段及び<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却手段、安定状態に向けた対策として<u>代替循環冷却系</u>による格納容器除熱手段及び<u>可搬型窒素供給装置</u>による格納容器内への窒素注入手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「<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>」の評価事故シーケンス「<u>大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」について、<u>代替循環冷却系</u>を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却、<u>代替循環冷却系</u>による格納容器除熱及び<u>可搬型窒素供給装置</u>による格納容器内への窒素注入を実施することにより、格納容器内酸</p>	<p>また、<u>緊急時対策所用発電機</u>についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。 <u>(添付資料 3. 1. 2. 10)</u></p> <p>3. 1. 2. 5 結論 格納容器破損モード「<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>」では、<u>原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気</u>、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、<u>原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である</u>。格納容器破損モード「<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>」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として<u>残留熱代替除去系</u>による<u>原子炉格納容器除熱手段</u>、<u>長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬式窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給手段</u>を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「<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>」の評価事故シーケンス「<u>冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」について、<u>残留熱代替除去系</u>を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水、<u>残留熱代替除去系</u>による<u>原子炉格納容器除熱及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入</u>を実施することにより、<u>格納容器内酸素濃度の上昇を抑制しつつ、原子炉</u></p>	<p>となる負荷が異なる。 ・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。 【東海第二】 島根 2 号炉は、可搬式窒素供給装置に電源車は使用しない。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイを実施しないことから、本評価事故シーケンスにおいて、格納容器スプレイを実施しない。 ・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、可燃性ガス濃度の抑制のために、本評価事故シーケン</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>その結果、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用せず、事象を通じて原子炉格納容器の限界圧力に到達することはなく、ジルコニウム-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>低圧代替注水系 (常設)</u>による原子炉注水、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</u>による原子炉格納容器冷却、<u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」に対して有効である。</p>	<p>素濃度の上昇を抑制しつつ、<u>格納容器冷却及び除熱</u>が可能である。</p> <p>その結果、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用せず、事象を通じて<u>格納容器</u>の限界圧力に到達することはなく、ジルコニウム-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>災害対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>低圧代替注水系 (常設)</u>による原子炉注水、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</u>による格納容器冷却、<u>代替循環冷却系</u>による格納容器除熱、<u>可搬型窒素供給装置</u>による格納容器内への窒素注入等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」に対して有効である。</p>	<p><u>格納容器冷却及び除熱</u>が可能である。</p> <p>その結果、<u>格納容器フィルタベント系</u>を使用せず、事象を通じて<u>原子炉格納容器</u>の限界圧力に到達することはなく、ジルコニウム-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても<u>原子炉格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源も供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u>による原子炉注水、<u>残留熱代替除去系</u>による<u>原子炉格納容器除熱</u>、<u>可搬式窒素供給装置</u>を用いた原子炉格納容器内への窒素供給手段等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」に対して有効である。</p>	<p>スにおいて、可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイを実施しないことから、本評価事故シーケンスにおいて、格納容器スプレイを実施しない。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、可燃性ガス濃度の抑制のために、本評価事故シーケンスにおいて、可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。</p>

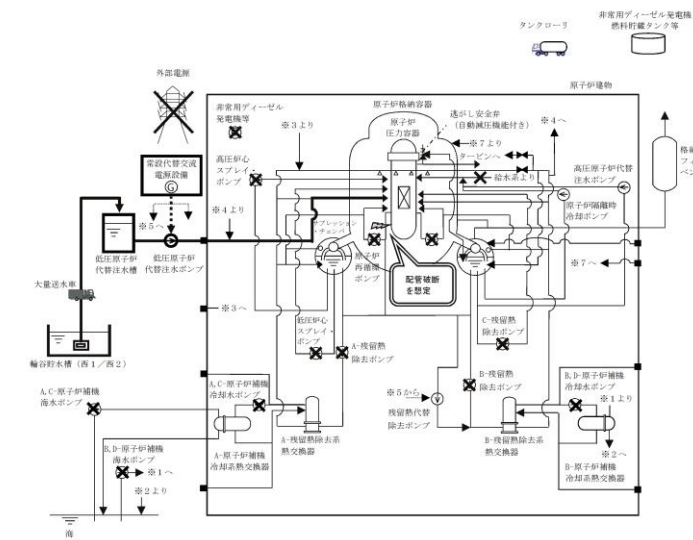




第3.1.2.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図  
(代替循環冷却系を使用する場合) (1/4)  
(原子炉注水)



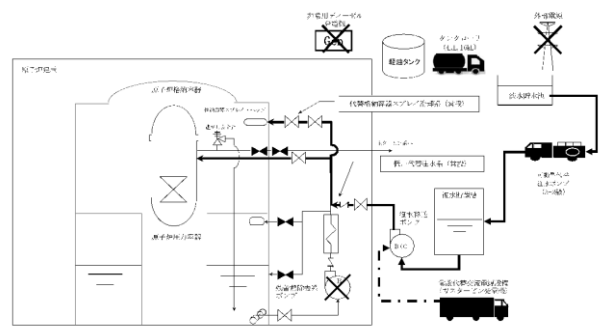
第3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図  
(代替循環冷却系を使用する場合) (1/3)  
(低圧代替注水系(常設)による原子炉注水, 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却段階)



第3.1.2.1-1(1) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図  
(残留熱代替除去系を使用する場合)  
(原子炉注水)

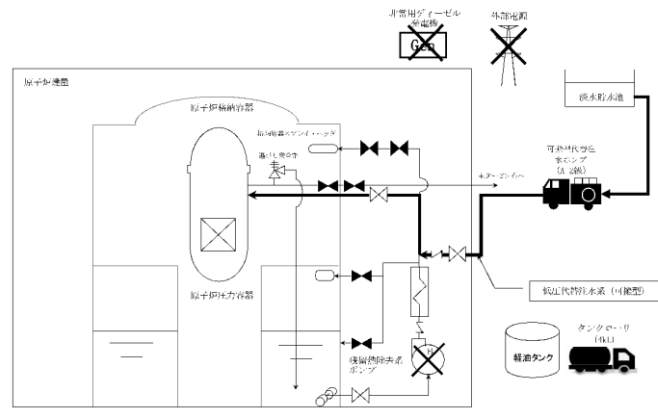
備考

- ・設備設計の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】
- ・解析結果の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
島根2号炉は, 残留熱代替除去系による格納容器除熱実施前に格納容器スプレイの実施基準に到達しないため, 格納容器スプレイを実施しない。

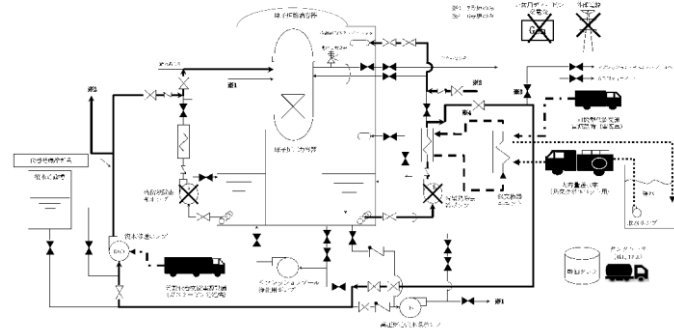


※低圧代替注水系(常設)と代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は, 同じ貨水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。

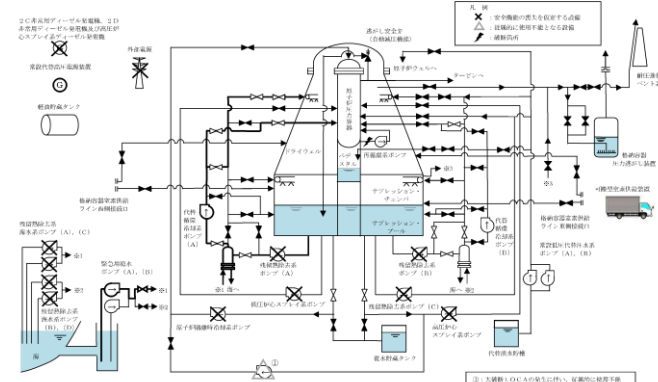
第3.1.2.2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図  
(代替循環冷却系を使用する場合) (2/4)  
(原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



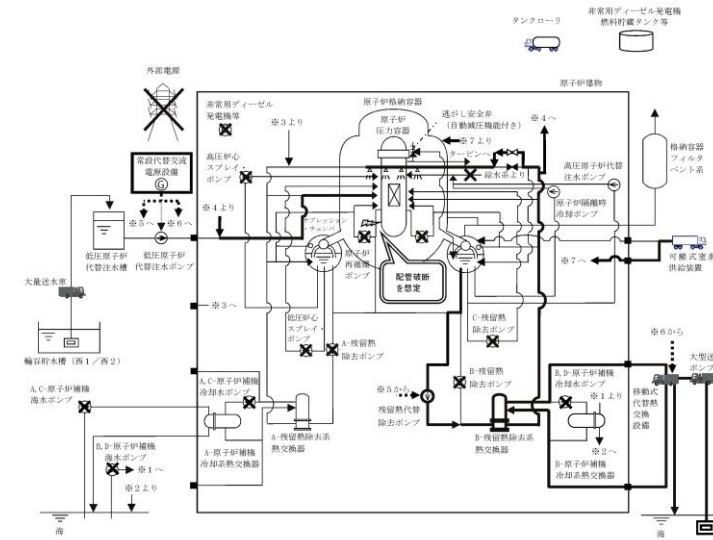
第3.1.2.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）(3/4)  
(原子炉注水)



第3.1.2.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）(4/4)  
(原子炉格納容器除熱)



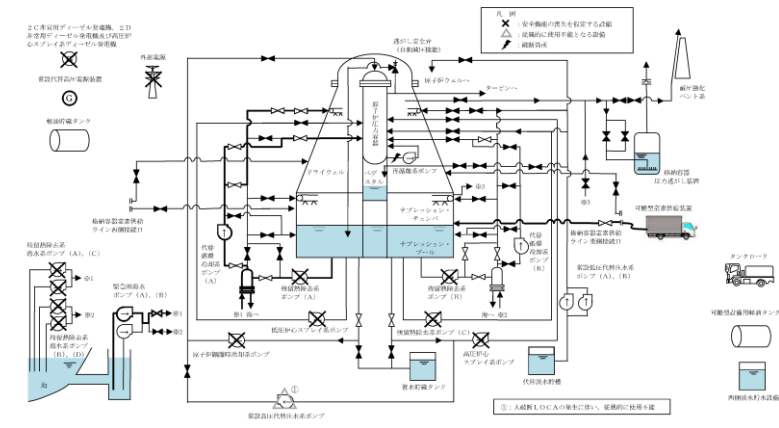
第3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）(2/3)  
(代替循環冷却系による格納容器除熱段階)



第3.1.2.1-1(2) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（残留熱代替除去系を使用する場合）  
(原子炉格納容器除熱及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内窒素供給)

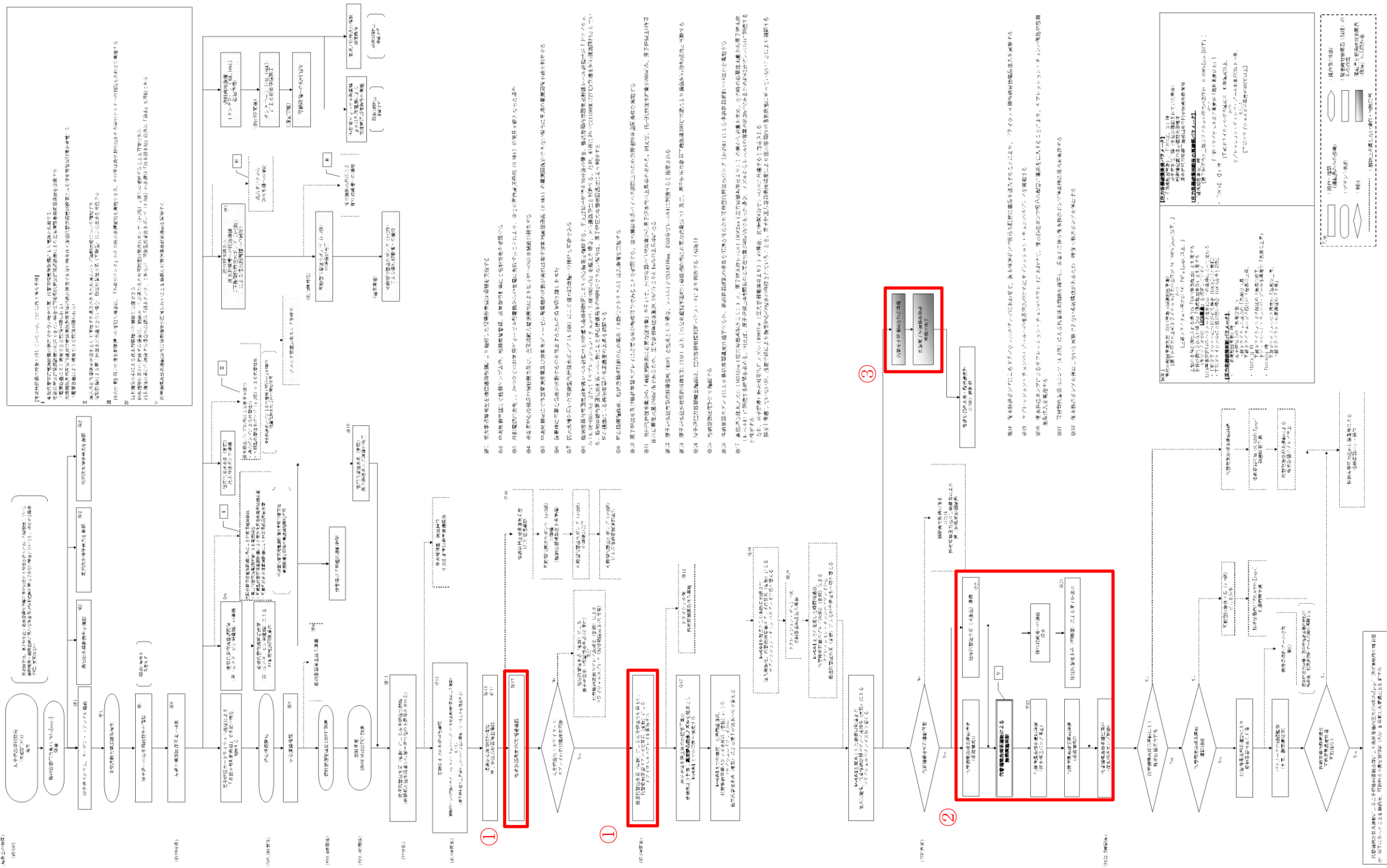
- ・設備設計の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】
- ・運用の相違  
【柏崎6/7】  
島根2号炉は、低圧原子炉代替注水系（常設）から残留熱代替除去系による原子炉注水に切り替える際に可搬型設備による原子炉注水は実施しない。
- ・解析条件の相違  
【柏崎6/7】  
島根2号炉は、可燃性ガス濃度の抑制のために、本評価事故シナリオにおいて、可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。
- ・記載方針の相違  
【東海第二】  
島根2号炉は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱の開始（事象発生から10時間後）および可搬式窒素供給装置による窒素供給開始（事象発生から12時間後）がほぼ同じタイミングであることから、東海第二のように概略系統図を分割して作成していない。

・設備設計の相違  
【東海第二】



第3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）(3/3)  
(代替循環冷却系による格納容器除熱、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入段階)

差異理由は、島根2号炉「第3.1.2.1-2図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（残留熱代替除去系を使用する場合）」の備考欄参照。



第3.1.2.5 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）







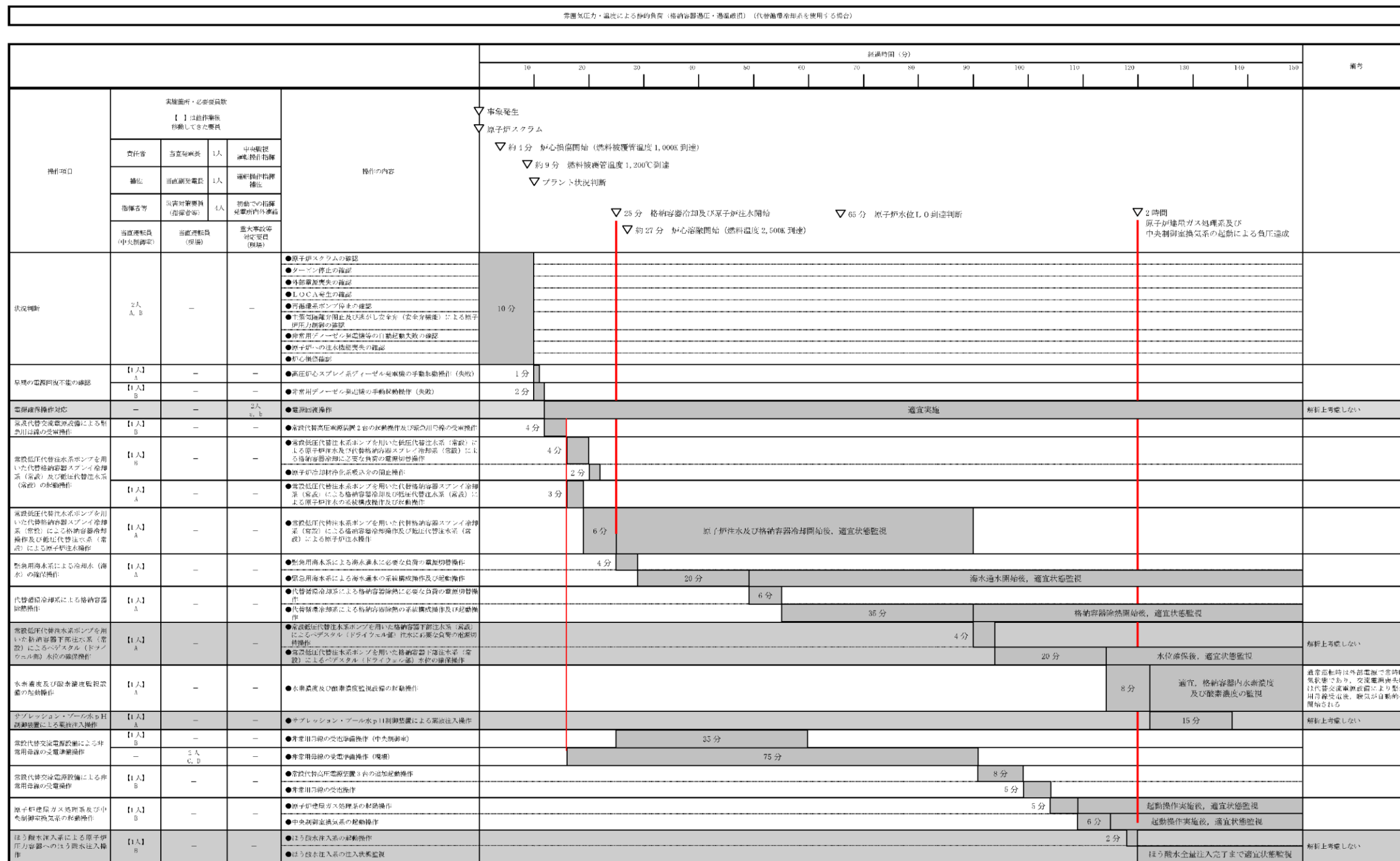




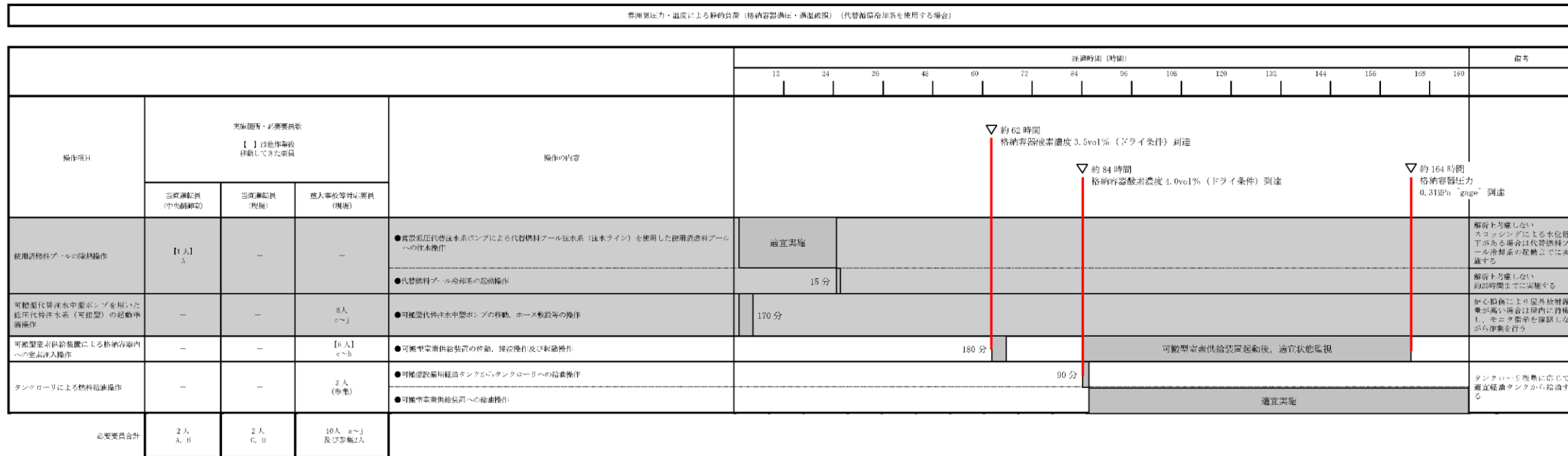
東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

備考

差異理由は、島根2号炉「第3.1.2.1-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間」の備考欄参照。



第 3.1.2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用する場合）（1/2）

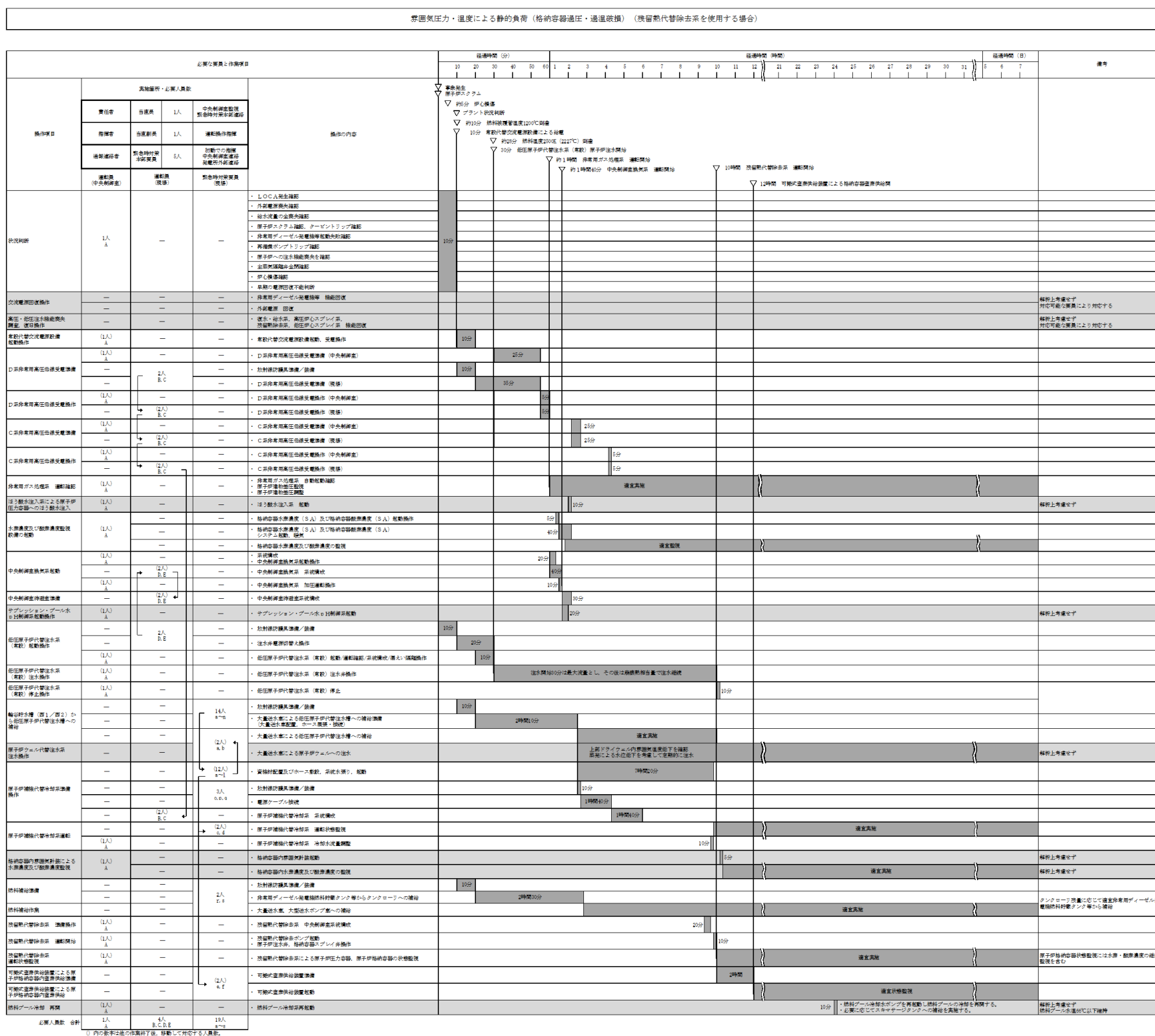


差異理由は、島根2号炉「第3.1.2.1-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の作業と所要時間」の備考欄参照。

第 3.1.2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の作業と所要時間 (代替循環冷却系を使用する場合) (2/2)

島根原子力発電所 2号炉

備考



第 3.1.2.1-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の作業と所要時間（残留熱代替除去系を使用する場合）

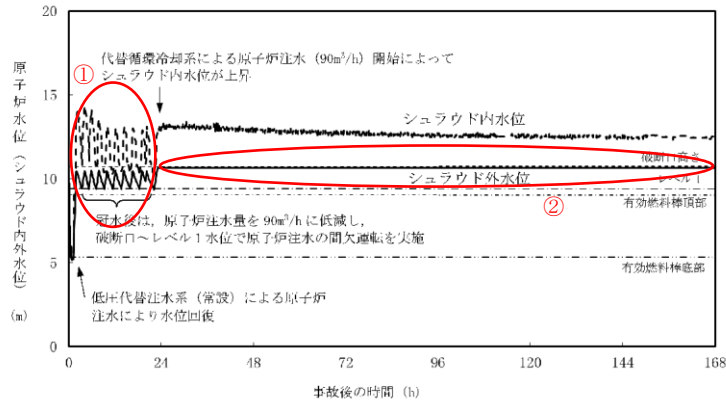
・解析結果の相違に基づく差異（炉心損傷開始時間、炉心溶融開始時間）。

・設備設計・手順に基づく想定時間の差異。

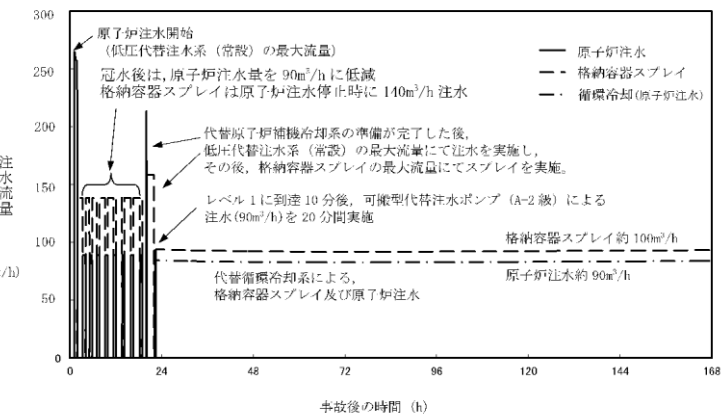
・解析上考慮しない操作を含めて実際に実施する操作について要員の充足性を確認（原子炉ウェル注水等）（ただし、事前に対応する要員を定めることが難しい機能回復操作を除く）。

・体制の相違

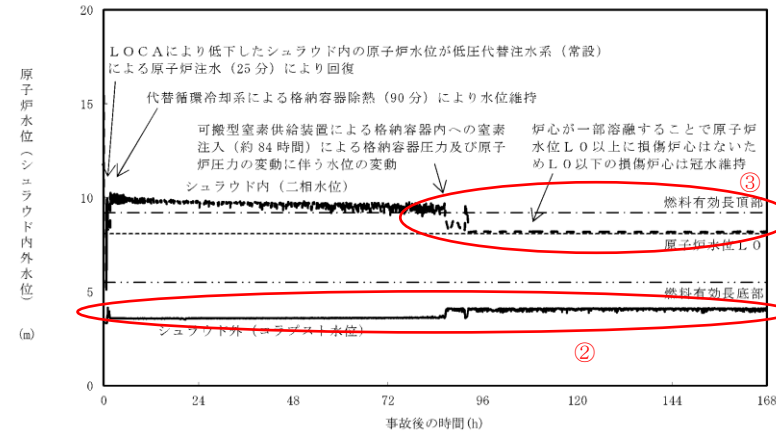
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 島根 2号炉は、シミュレータ訓練等において、中央制御室の対応を 1 名にて実施可能なことを確認している。



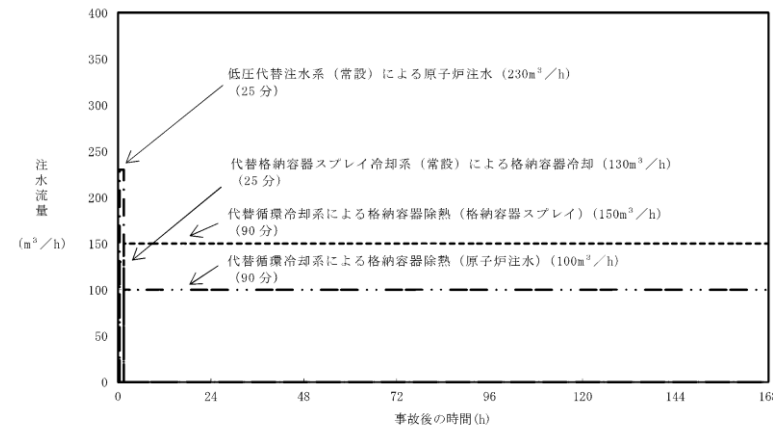
第 3.1.2.7 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



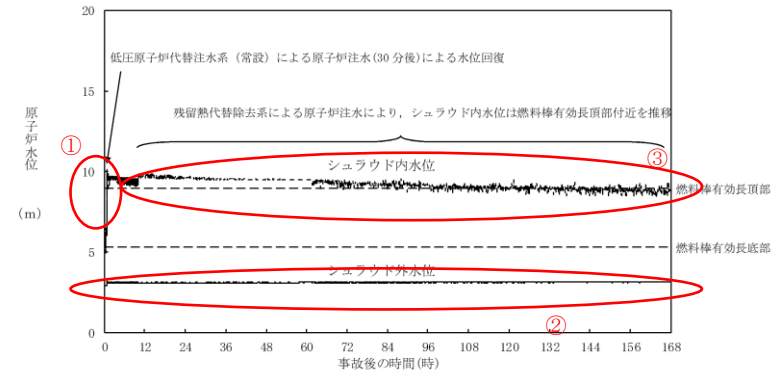
第 3.1.2.8 図 注水流量の推移



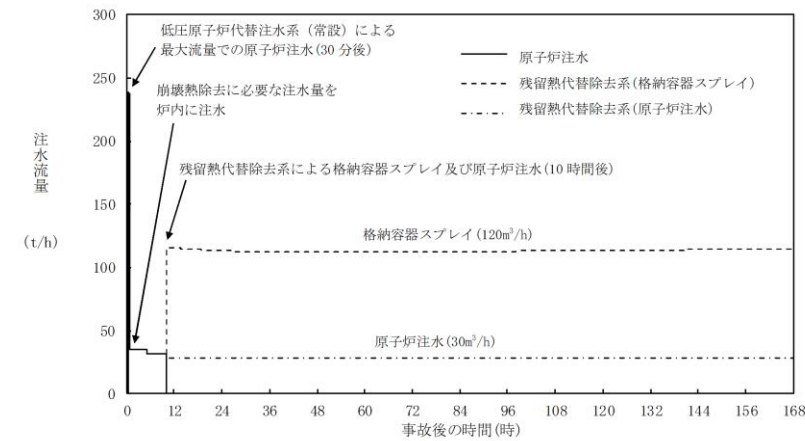
第 3.1.2-4 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



第 3.1.2-5 図 注水流量の推移

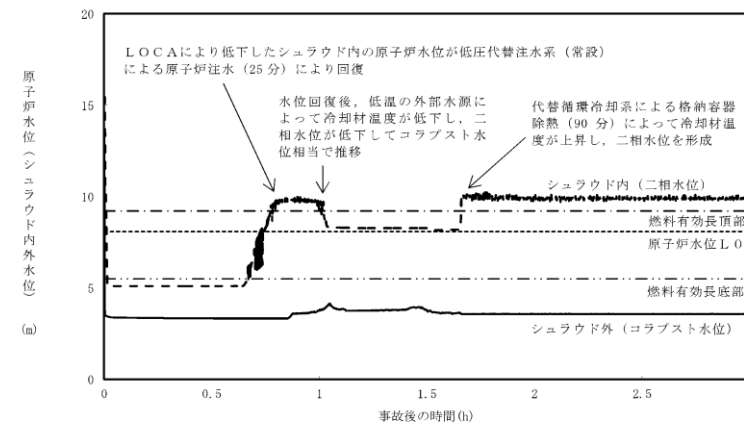


第 3.1.2.2-1(1) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

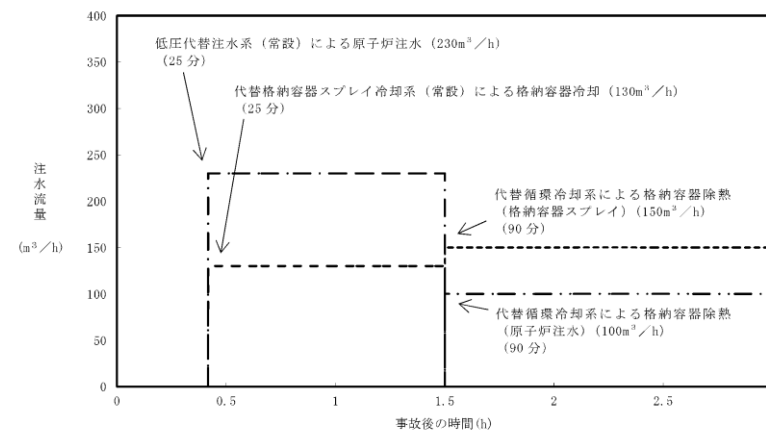


第 3.1.2.2-1(2) 図 注水流量の推移

・解析結果の相違  
**【柏崎 6/7】**  
 ①島根 2号炉は、格納容器スプレイを実施していないが、柏崎 6/7では原子炉注水と格納容器スプレイを交互に実施することによる挙動の差異。  
 ②島根 2号炉及び東海第二では P L R 配管破断を想定しておりシュラウド外水位はほぼない状態。柏崎 6/7は、R H R 配管破断を想定しており破断口位置で推移。  
**【東海第二】**  
 ③島根 2号炉は、窒素の注入により格納容器圧力が上昇しないため、シュラウド内のボイドが維持され、シュラウド内水位は有効燃料棒頂部で推移。  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 設備及びマネジメントの相違による注水量及び継続時間の差異。



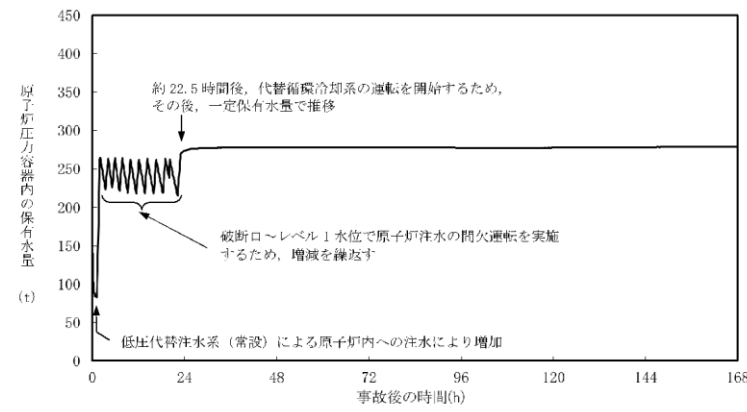
第 3.1.2-6 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移  
(~3 時間)



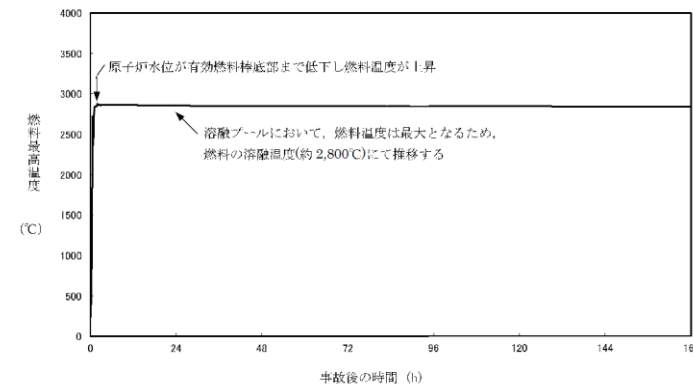
第 3.1.2-7 図 注水流量の推移 (~3 時間)

・記載方針の相違  
【東海第二】  
島根 2 号炉は、事象初期の対応として、低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水しか実施していないことから、原子炉水位の短時間グラフは記載していない。

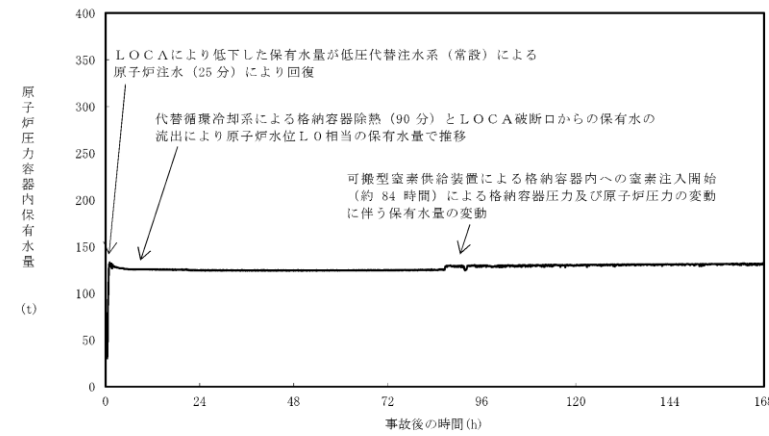
・記載方針の相違  
【東海第二】  
島根 2 号炉は、事象初期に格納容器スプレイの実施による格納容器側のマネジメントは実施しないため、注水流量の短時間グラフは記載していない。



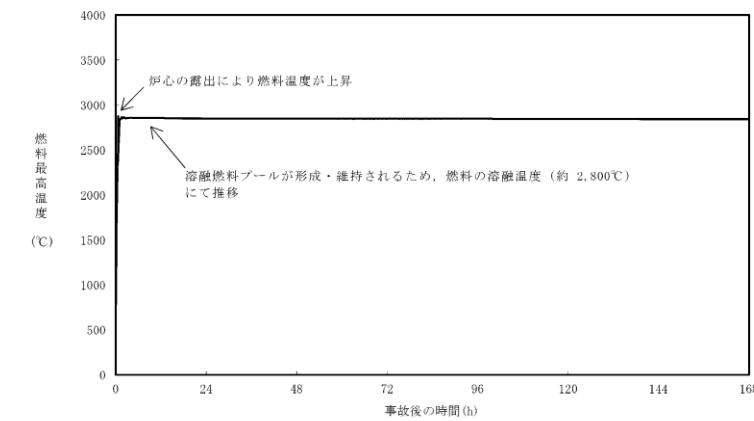
第3.1.2.9 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



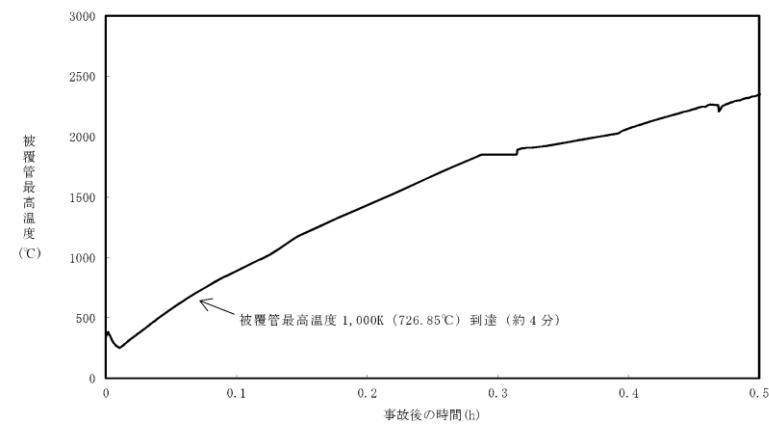
第3.1.2.10 図 燃料最高温度の推移



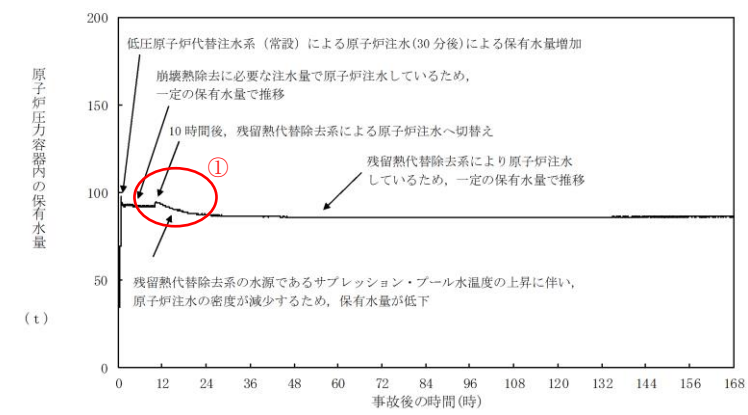
第3.1.2-8 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



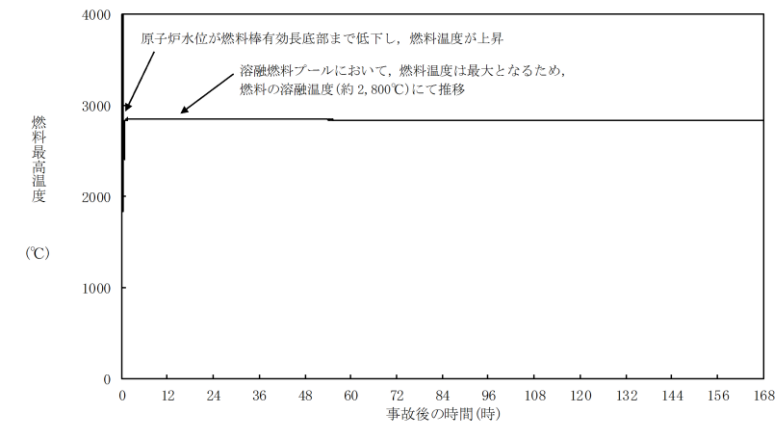
第3.1.2-9 図 燃料最高温度の推移



第3.1.2-10 図 被覆管最高温度の推移



第3.1.2.2-1(3) 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移

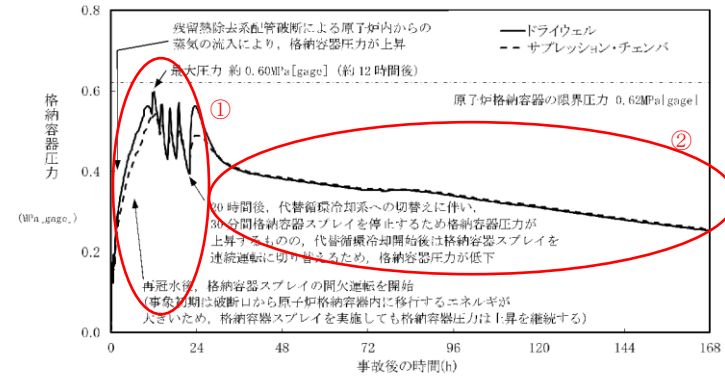


第3.1.2.2-1(4) 図 燃料最高温度の推移

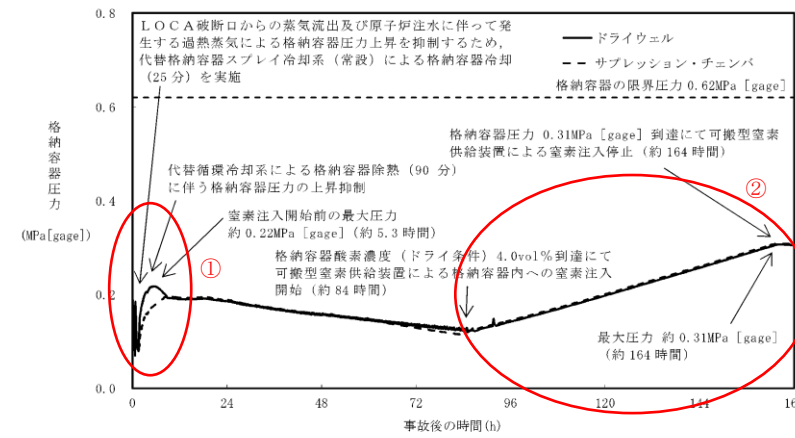
・解析結果の相違  
**【柏崎6/7，東海第二】**  
 ①島根2号は、残留熱代替除去系の運転開始により、原子炉保有水の水温が上昇すること、また原子炉圧力及び格納容器圧力が低下することから、原子炉保有水の密度が減少し、保有水量が低下する。

(・3プラントとも同様の挙動。)

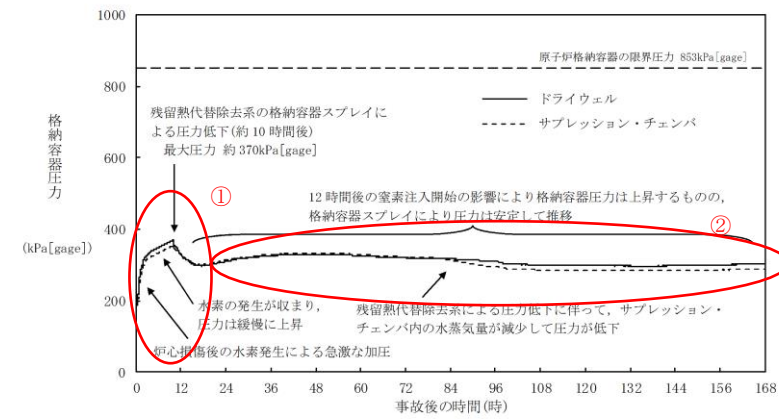
・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 島根2号炉は、被覆管最高温度 1,000K 到達時間を「3.1.2.2(4)a. 事象進展」に記載していることから短時間グラフは記載していない。



第 3.1.2.11 図 格納容器圧力の推移

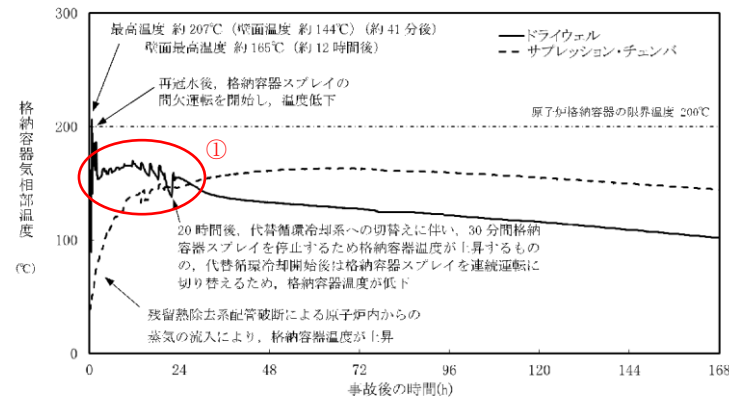


第 3.1.2-11 図 格納容器圧力の推移

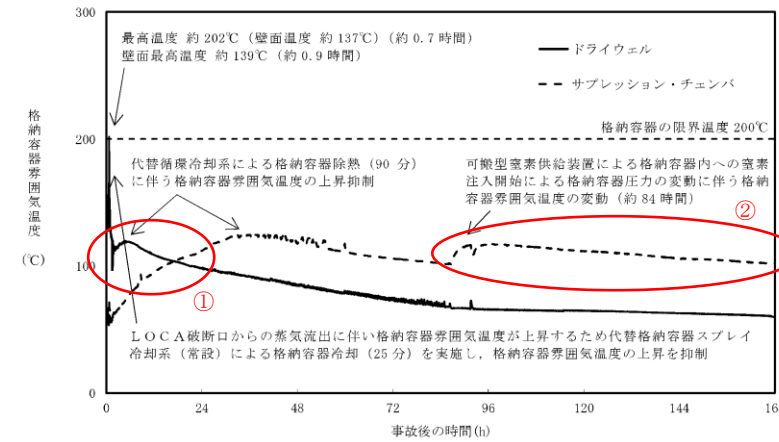


第 3.1.2.2-1(5) 図 格納容器圧力の推移

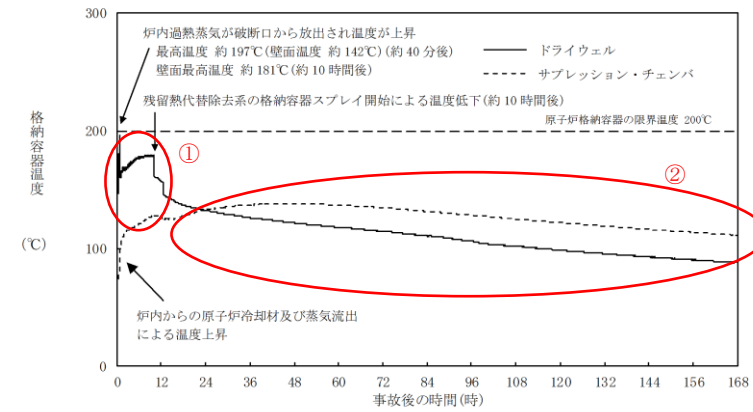
・解析結果の相違  
**【柏崎 6/7】**  
 ①島根 2号炉は、格納容器スプレイを実施していないが、柏崎 6/7 は原子炉注水と格納容器スプレイを交互に実施することによる挙動の差異。  
 ②島根 2号炉は、残留熱代替除去系の運転開始後に、窒素を注入していることから、柏崎 6/7 のように格納容器圧力が低下しない。  
**【東海第二】**  
 ①島根 2号炉は、東海第二と比較して残留熱代替除去系の運転開始が遅いため、格納容器圧力が高く推移する。  
 ②島根 2号炉は、東海第二と比較して、注入する窒素の容量が少ないことから、窒素注入開始以降において格納容器圧力が有意に上昇しない。



第 3. 1. 2. 12 図 格納容器気相部温度の推移



第 3. 1. 2-12 図 格納容器雰囲気温度の推移



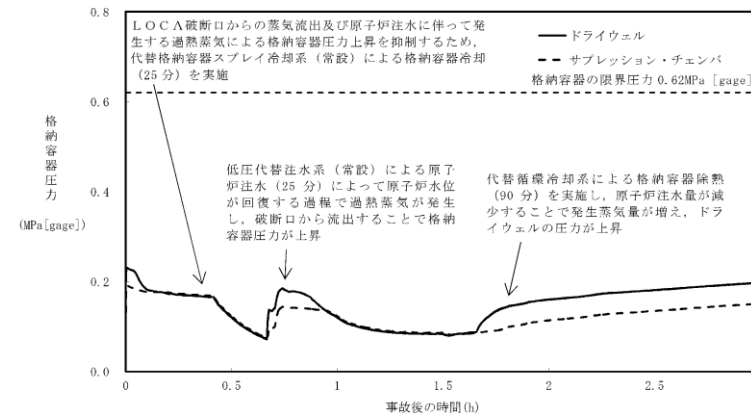
第 3. 1. 2. 2-1(6)図 格納容器温度の推移

・解析結果の相違

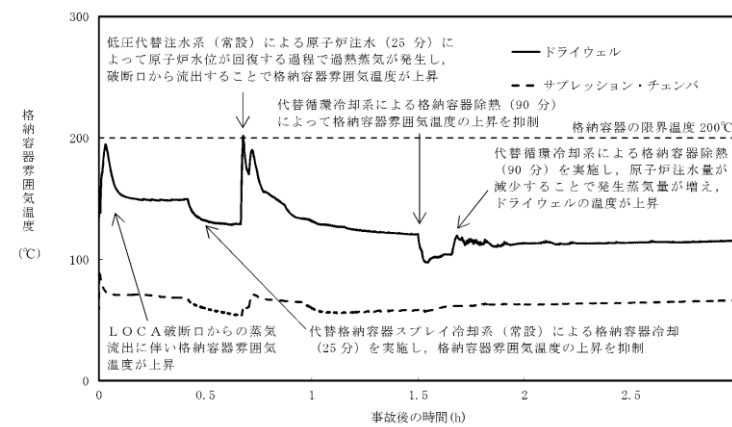
【柏崎6/7】  
 ①島根2号炉は、格納容器スプレイを実施していないが、柏崎6/7は原子炉注水と格納容器スプレイを交互に実施することによる挙動の差異。

【東海第二】  
 ①島根2号炉は、東海第二と比較して残留熱代替除去系の運転開始が遅いため、格納容器温度が高く推移する。  
 ②島根2号炉は、東海第二と比較して、注入する窒素の容量が少ないことから、窒素注入開始以降において格納容器温度の有意な変動が生じない。





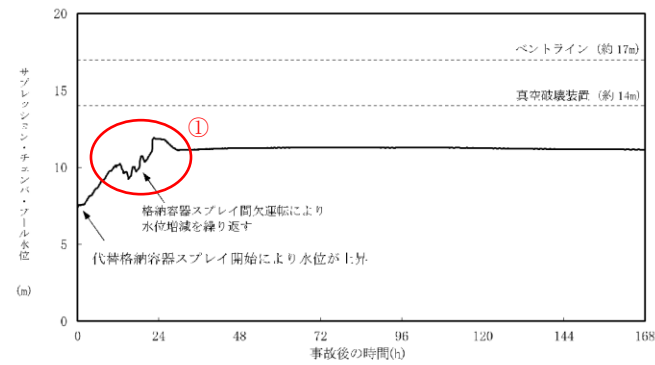
第 3.1.2-13 図 格納容器圧力の推移 (～3 時間)



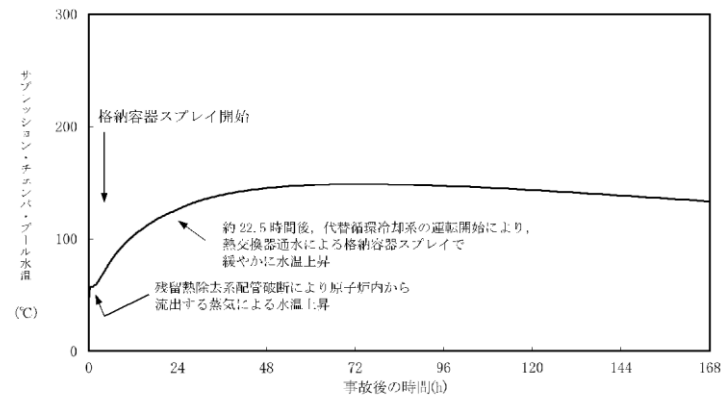
第 3.1.2-14 図 格納容器雰囲気温度の推移 (～3 時間)

・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 島根 2 号炉は、事象初期に格納容器スプレイの実施による原子炉格納容器側のマネジメントは実施しないため、挙動の移り変わりが少ないことから、格納容器圧力の短時間グラフは記載していない。

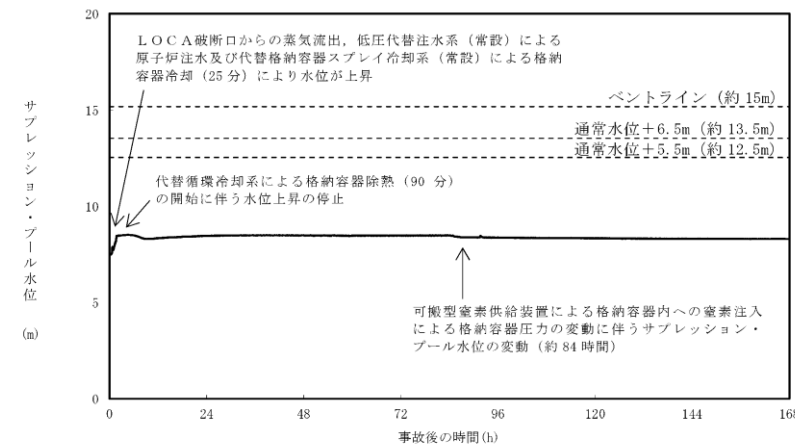
・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 島根 2 号炉は、事象初期に格納容器スプレイの実施による原子炉格納容器側のマネジメントは実施しないため、挙動の移り変わりが少ないことから、格納容器温度の短時間グラフは記載していない。



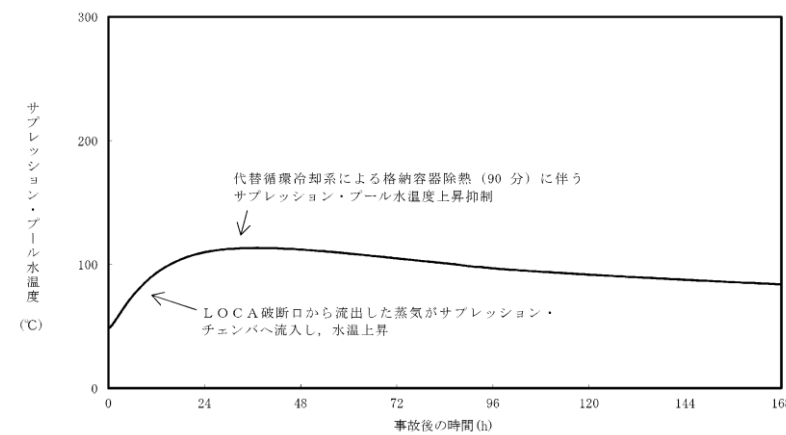
第 3.1.2.13 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移



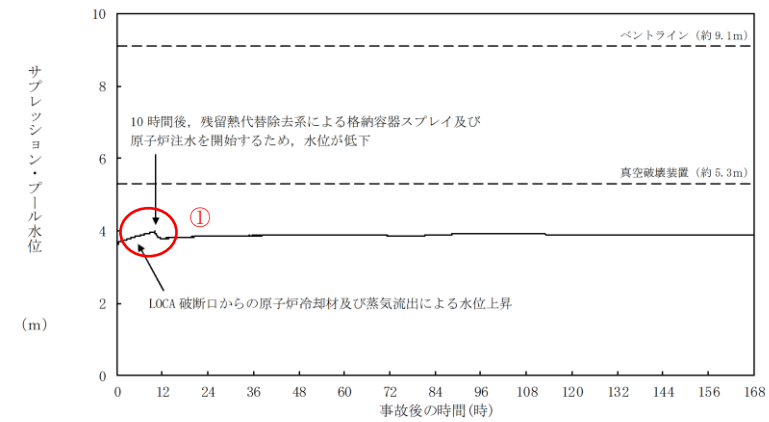
第 3.1.2.14 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移



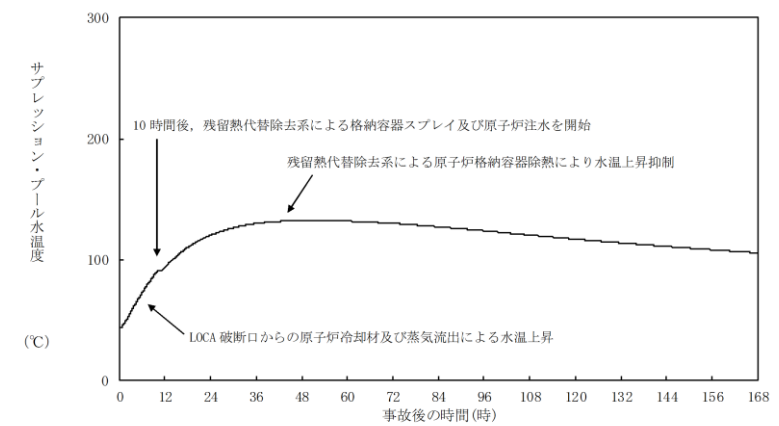
第 3.1.2-15 図 サプレッション・プール水位の推移



第 3.1.2-16 図 サプレッション・プール水温度の推移



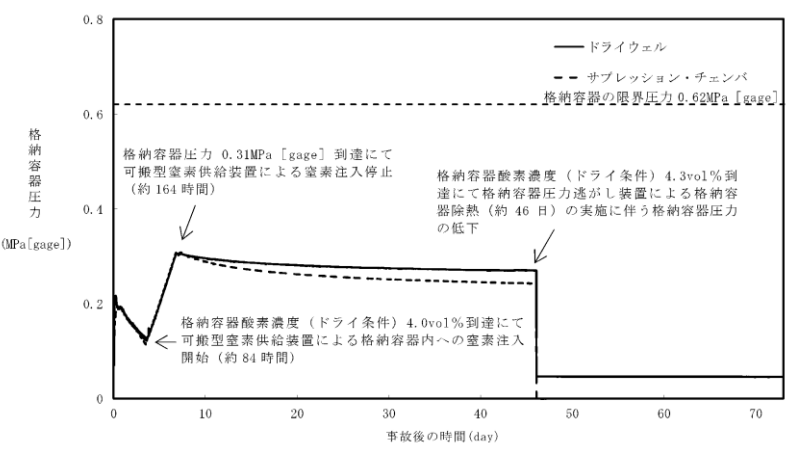
第 3.1.2.2-1(7) 図 サプレッション・プール水位の推移

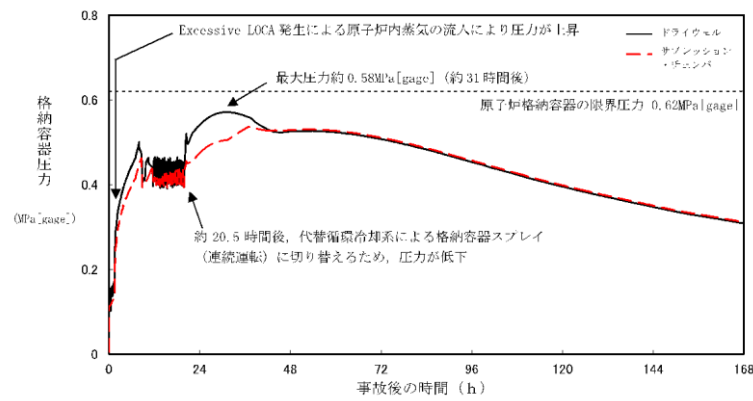


第 3.1.2.2-1(8) 図 サプレッション・プール水温度の推移

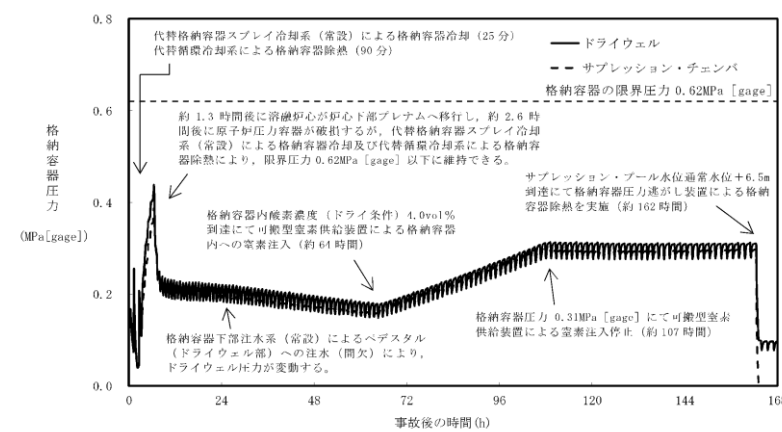
・解析結果の相違  
**【柏崎 6/7】**  
 ①島根 2号炉は、格納容器スプレイを実施していないが、柏崎 6/7 は原子炉注水と格納容器スプレイを交互に実施することによる挙動の差異。  
 (・残留熱代替除去系 (代替循環冷却系) 起動後は、サプレッション・プール水位の上昇はなく、3プラントとも同様の挙動。)

(・残留熱代替除去系 (代替循環冷却系) 起動後は、3プラントとも同様の挙動。)

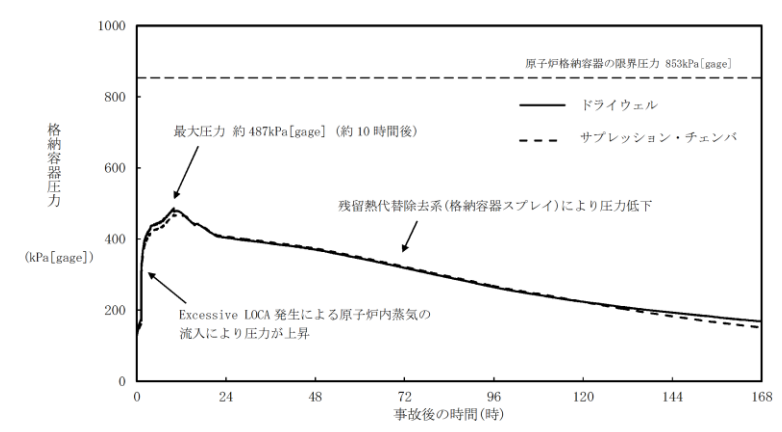
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="1023 745 1647 787"><u>第 3.1.2-17 図 格納容器圧力の推移 (～73 日間)</u></p>		<p data-bbox="2537 304 2804 829">         ・記載方針の相違  <b>【東海第二】</b>          島根 2 号炉は、長期間（事象発生から 100 日）経過後もベント基準に到達しないため、長期挙動のグラフは添付していない。（東海第二では、可燃性ガスの長期的な事象進展を確認する観点で、事故後 73 日間の図を記載している。）       </p>



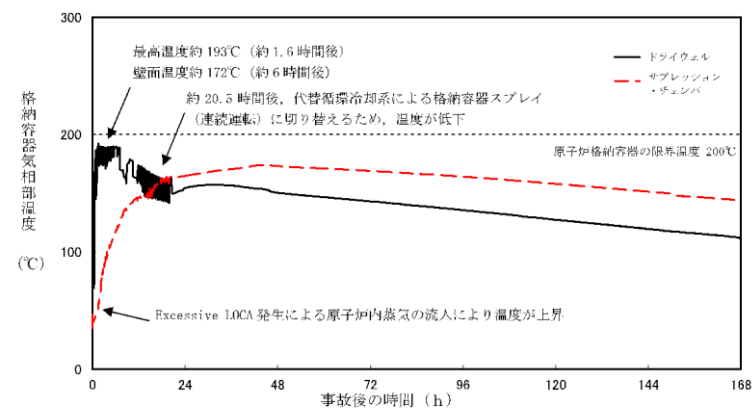
第 3.1.2.15 図 格納容器圧力の推移  
(Excessive LOCA の発生を考慮した場合)



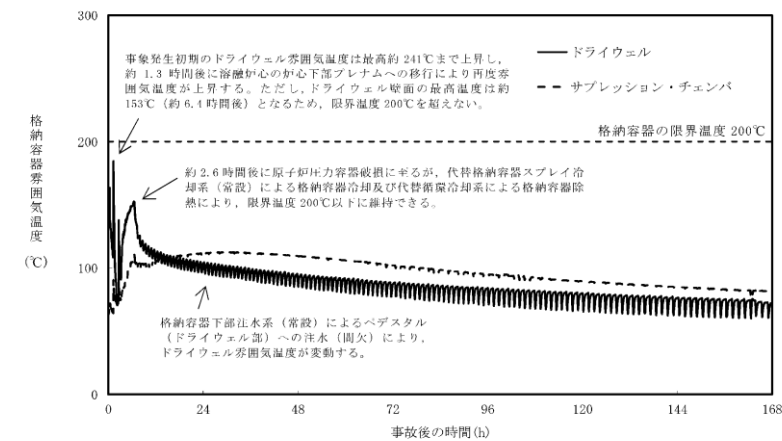
第 3.1.2-18 図 Excessive LOCAの発生を考慮した場合の格納容器圧力の推移



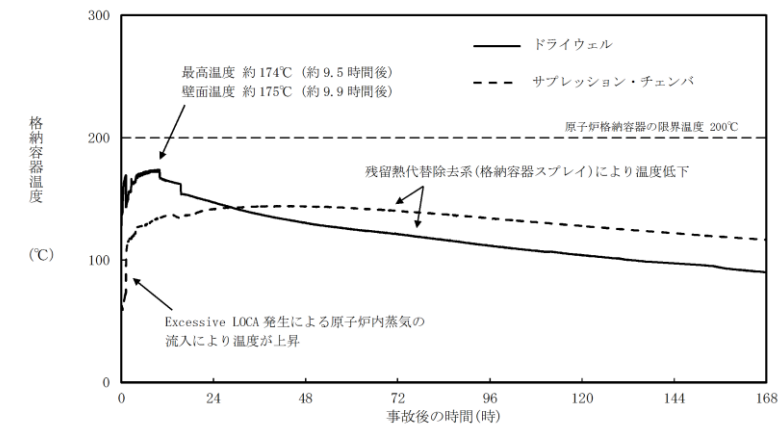
第 3.1.2.3-1(1)図 格納容器圧力の推移  
(Excessive LOCAの発生を考慮した場合)



第 3.1.2.16 図 格納容器気相部温度の推移  
(Excessive LOCA の発生を考慮した場合)



第 3.1.2-19 図 Excessive LOCAの発生を考慮した場合の格納容器雰囲気温度の推移



第 3.1.2.3-1(2)図 格納容器温度の推移  
(Excessive LOCAの発生を考慮した場合)

(・島根2号炉は, Excessive LOCAにおいて, 原子炉注水配管の破断により原子炉への注水ができないため, 原子炉圧力容器は破損するが, 原子炉圧力容器から原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから, 事象進展は大破断LOCAと同等になり, 柏崎6/7及び東海第二と同様である。)

第3.1.2.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
（代替循環冷却系を使用する場合）（1/2）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

判断及び操作	手順	有効性を向上期行する事故対処設備	
		常設設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉格納容器内圧力上昇がスクラムしたことを確認する。	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系機能の喪失を確認する。	-	【原子炉格納容器内圧力監視装置】 【原子炉注水系統監視装置】 【炉内蒸気発生監視装置】
非常用炉心冷却系機能喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機が使用不能となり、全交流動力電源喪失に陥る。中央制御室にて非常用電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができません。非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができません。非常用高圧母線、低圧母線、低圧代替注水系統(常設)の準備を開始する。	炉内蒸気発生監視装置	-
炉心損傷確認	大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失する。原子炉注水は急激に低下し炉心が露出することにより確認する。炉心損傷が確認されたら、炉心損傷により炉心注水系統が喪失する。炉心注水系統(常設)の準備を開始する。	-	格納容器内圧力監視装置(0/4) 格納容器内圧力監視装置(5/5) 格納容器内圧力監視装置(5/5)
常設代替交流電源喪失による交流電源供給不能及び低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水	常設代替交流電源供給不能による交流電源供給不能及び低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水不能を確認する。	常設代替交流電源供給装置 低圧代替注水ポンプ 低圧母線 電池タンク	原子炉圧力(SS) 原子炉圧力 低圧代替注水系統(常設) 低圧代替注水系統(常設) 低圧代替注水系統(常設) ドライウェル炉内蒸気発生監視装置

① ①：重大事故等対処設備(設計基準拡張)

第3.1.2-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
（代替循環冷却系を使用する場合）（1/3）

東海第二発電所 (2018.9.12版)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	計装設備
原子炉スクラム、LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉格納容器内圧力上昇がスクラムしたことを確認する。原子炉格納容器内圧力監視装置(0/4)がスクラムしたことを確認する。格納容器圧力が13.7kPa [gauge]に到達したことによりLOCAが発生したことを確認する。外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより、炉内高圧系統(6.9kV)の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失を確認する。	125V系蓄電池A系 125V系蓄電池B系	平均出力領域計装* 起動領域計装* M/C 2C電圧* M/C 2D電圧* 緊急用M/C電圧 ③ ドライウェル炉心圧力 サブレンジオン・チェンバ圧力
原子炉への注水機能喪失の確認	原子炉注水が原子炉注水異常低下(レベル2)設定点に到達後、原子炉格納容器冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。	-	原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域) 原子炉水位(広帯域)* 原子炉水位(燃料域)* 原子炉水位(燃料域) 格納容器炉内蒸気発生監視装置 (D/W) 格納容器炉内蒸気発生監視装置 (S/C)
炉心損傷確認	大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失する。原子炉注水は急激に低下し炉心が露出することにより炉心損傷に至る。格納容器炉内蒸気発生監視装置(0/4)がスクラムしたことを確認する。	-	格納容器炉内蒸気発生監視装置 (D/W) 格納容器炉内蒸気発生監視装置 (S/C)
早期の電源回復不能判断及び対応準備	中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができません。非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができません。早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系統(常設)の準備を開始する。	-	-

② \* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第3.1.2.1-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
（残留熱代替除去系を使用する場合）（1/3）

島根原子力発電所 2号炉

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉格納容器内圧力上昇がスクラムしたことを確認する。	B-115V系蓄電池*	平均出力領域計装*
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。	B-115V系蓄電池* SA用115V系蓄電池	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域)* 原子炉水位(燃料域)* 【原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量】* 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】* 【残留熱除去ポンプ出口流量】* 【低圧炉心スプレイポンプ出口流量】*
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	外部電源が喪失するとともに、すべての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線(6.9kV)が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができません。非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができません。常設代替交流電源設備、低圧原子炉代替注水系統(常設)及び原子炉格納容器冷却系の準備を開始する。	-	-

①, ② ※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
①：重大事故等対処設備(設計基準拡張)

備考  
本文比較表に記載の差異以外で主要な差異について記載。  
・記載方針の相違  
【柏崎6/7】  
①島根2号炉は、既許可の対象設備を重大事故等対処設備として位置付けるものを明確化している。  
【東海第二】  
②島根2号炉は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設備を「重大事故等対処設備(設計基準拡張)」と位置付けている。  
・運用の相違  
【東海第二】  
③島根2号炉は、原子炉スクラム確認と同時に原子炉格納容器の圧力を確認する必要はない(東海第二ではLOCA時に炉心損傷した場合に、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する運用として)ことから確認事項として格納容器の圧力を記載している。

第3.1.2.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について(代替循環冷却系を使用する場合)(2/2)

Table with 4 columns: 判断及び操作, 手順, 常設設備, 可搬型設備, 計装設備. Content includes emergency procedures for containment pressure/temperature and equipment details.

① 1：重大事故等対策書(設計基準表)

第3.1.2-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について(代替循環冷却系を使用する場合)(2/3)

Table with 4 columns: 判断及び確認, 手順, 常設設備, 可搬型設備, 計装設備. Content details the steps and equipment for emergency containment pressure/temperature response.

② \* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対策書に位置付けるもの

第3.1.2.1-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について(残留熱代替除去系を使用する場合)(2/3)

Table with 4 columns: 判断及び操作, 手順, 常設設備, 可搬型設備, 計装設備. Content details the response for residual heat removal systems.

①, ② ※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対策書に位置付けるもの (1)：重大事故等対策書(設計基準表)

第3.1.2-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
 (代替循環冷却系を使用する場合) (3/3)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	計装設備
代替循環冷却系による格納容器除熱	緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを開始することで、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレ イ流量 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域) ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ* サブプレッション・プールの水温度 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA)
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が生成し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器下部注水系 (常設) によるベベデスタル (ドライウエル部) 水位の確保を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA)
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	-	可搬型窒素供給装置
タンクローリによる燃料給油装置による燃料給油作業	タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ

② \* 既許可の対象となつている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第3.1.2.1-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
 (残留熱代替除去系を使用する場合) (3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	計装設備
残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱	原子炉補機代替冷却系の準備が完了し、残留熱代替除去系を起動した後、低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水を停止し、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系の循環流量は、残留熱代替除去系原子炉注水流量及び残留熱代替格納容器スプレイ流量を用いて、原子炉注水弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それと連続して原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。また、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク等* 残留熱代替除去系 サブプレッション・チェンバ*	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系格納容器スプレ イ流量 ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ* サブプレッション・プールの水温度 (SA) 格納容器水素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA)
可搬型窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入	残留熱代替除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施した場合、可搬型窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	可搬型窒素供給装置 タンクローリ	格納容器酸素濃度 (SA)

② ※：既許可の対象となつている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

第3.1.2.2表 主要解析条件 (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) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	3.926MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート 下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 336Wd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全容積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル・サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50℃ (事象開始12時間以降は45℃, 事象開始24時間以降は40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

第3.1.2-2表 主要解析条件 (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) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	3.293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+126cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	48,300t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 336Wd/t)	① サイクルの運転期間 (13ヶ月) に調整運転期間 (約1ヶ月) を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
格納容器体積 (ドライウエル)	5,700m <sup>3</sup>	設計値
格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部: 4,100m <sup>3</sup> 液相部: 3,300m <sup>3</sup>	② 設計値 (通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値に基づき設定)
真空破壊装置	3.45kPa (ドライウエル・サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・プール水位	6.983m (通常運転範囲の下限値)	通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値として設定
サブプレッション・プール水温	32℃	通常運転時のサブプレッション・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値
格納容器雰囲気温度	57℃	③ 通常運転時の格納容器雰囲気温度 (ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度) として設定
外部水源の温度	35℃	④ 年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
ベデスタル (ドライウエル部) のプール水	考慮しない	ベデスタル (ドライウエル部) には通常運転時からプール水が貯留するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として、ベデスタル (ドライウエル部) のプール水を考慮しない

第3.1.2.2-1表 主要解析条件 (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) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	2.436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 <sup>3</sup> t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆層温度上昇の観点で厳しいため、MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料 (A型) を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 336Wd/t)	① サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器容積 (ドライウエル)	7,900m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
格納容器容積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部: 4,700m <sup>3</sup> 液相部: 2,800m <sup>3</sup>	② サブプレッション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル・サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・プール水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・プール水位として設定
サブプレッション・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	③ 通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	④ 屋外貯水槽の水温温度として夏期値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

備考

- ・解析条件の相違
- 【東海第二】
- ①条件設定は同じだが、設定プロセスが異なり、平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対して、ばらつきとして10%の保守性を考慮。
- ②島根2号炉及び柏崎6/7は、格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ) 及びサブプレッション・プール水位の解析条件を通常運転水位で設定。東海第二では圧力抑制効果を厳しくする観点で、通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値を設定。
- ③島根2号炉においても、通常運転時の格納容器温度はドライウエル冷却系にて制御されており、条件設定の考え方としては同様。
- ④東海第二の固有条件設定。



第3.1.2.2表 主要解析条件 (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) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断LOCA 残留熱除去系の破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

第3.1.2-2表 主要解析条件 (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) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器パウンドタリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管 (出口ノズル) における両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能喪失及び低圧注水機能喪失	非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス、低圧注水機能として残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイスの機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び雰囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

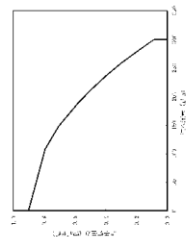
第3.1.2.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))  
(残留熱代替除去系を使用する場合) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器パウンドタリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として高圧炉心スプレイスの機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

備考

- 解析条件の相違
- 【東海第二】
- ⑤島根2号炉は、事象発生と同時にスクラムする解析条件としているが、東海第二では事象を厳しくする観点から原子炉水位低 (レベル3) でスクラムする解析条件としており、外部電源喪失に伴いスクラムする条件としていないことから記載している。

第3.1.2.2表 主要解析条件 (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) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
低圧代替注水系 (常設)	最大300m <sup>3</sup> /hで注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	140m <sup>3</sup> /hにて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	90m <sup>3</sup> /hで注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水を想定設備の設計を踏まえて設定
代替循環冷却系	循環流量は, 全体で約190m <sup>3</sup> /hとし, 原子炉注水へ約90m <sup>3</sup> /h, 格納容器スプレイへ約100m <sup>3</sup> /hに流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定

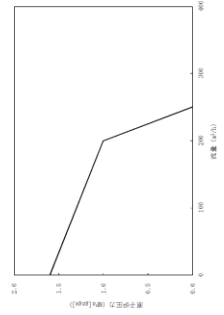
重大事故等対策に関連する機器条件

第3.1.2-2表 主要解析条件 (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) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) 信号	短時間で原子炉熱出力が維持される厳し設定として, 外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについて保守的に考慮せず, 原子炉水位低 (レベル3) 信号にてスクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳し設定として, 原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下 (レベル2) 信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず, 事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから, 全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧代替注水系 (常設)	注水流量: 230m <sup>3</sup> /h (一定)	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	スプレイ流量: 130m <sup>3</sup> /h (一定)	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
格納容器下部注水系 (常設)	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため, 初期条件としてベデスタル (ドラライエール部) のプール水を考慮してないことから, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドラライエール部) 水位の確保操作についても考慮しない
代替循環冷却系	総循環流量: 250m <sup>3</sup> /h ・格納容器スプレイ: 150m <sup>3</sup> /h ・原子炉注水: 100m <sup>3</sup> /h	炉心冷却の維持に必要な流量, 格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量: 約14MW (サブプレッジョン・プール水温度100℃, 海水温度32℃において)	熱交換器の設計性能に基づき, 代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で, 過去の実績を包含する高めの海水温度を設定
可搬型蒸気供給装置	総注入流量: 2000m <sup>3</sup> /h ・窒素: 198m <sup>3</sup> /h ・酸素: 20m <sup>3</sup> /h ガス温度: 30℃	総注入流量は格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度99.9%を考慮して残りすべてを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定

重大事故等対策に関連する機器条件

第3.1.2.2-1表 主要解析条件 (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) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が原子炉格納容器内に保持される厳し条件として設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定 低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定
低圧原子炉代替注水系 (常設)	最大250m <sup>3</sup> /hで注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	
残留熱代替除去系	循環流量は, 全体で150m <sup>3</sup> /hとし, 原子炉注水へ30m <sup>3</sup> /h, 格納容器スプレイへ120m <sup>3</sup> /hに流量を分配	残留熱代替除去系の設計値として設定
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量: 約7MW (サブプレッジョン・プール水温度: 100℃, 海水温度30℃において)	原子炉補機代替冷却系の設計値として設定
可搬型蒸気供給装置	総注入流量: 100m <sup>3</sup> /h[normal] ・窒素: 99.9m <sup>3</sup> /h[normal] ・酸素: 0.1m <sup>3</sup> /h[normal] ガス温度: 35℃	総注入流量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度99.9%を考慮して残りすべてを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定

重大事故等対策に関連する機器条件

- ・解析条件の相違
- 【東海第二】
- ⑥島根2号炉は, 事象発生と同時にスクラムする解析条件としているが, 東海第二では事象を厳しくする観点から原子炉水位低 (レベル3) でスクラムする解析条件としている。
- ⑦島根2号炉は, 柏崎6/7と同様に注水特性に基づき原子炉注水の条件を設定しているため, 注水特性を記載している。
- ⑧東海第二固有の条件設定。
- ⑨東海第二では, 除熱性能を厳しくする観点から, 過去の海水温度実績を包含する値に設定しているが, 島根2号炉は, 過去の実績を踏まえた値を設定している。

第3.1.2.2表 主要解析条件 (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) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定
	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作	原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が190℃到達時
	代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 20 時間後
	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作	事象発生約 22.5 時間後

第3.1.2-2表 主要解析条件 (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) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	中央制御室における常設代替交流電源設備、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	緊急用海水系による冷却水 (海水) 確保操作並びに代替循環冷却系による格納容器除熱操作	中央制御室における緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間を考慮して設定
	可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	格納容器内窒素濃度がベンチ基準である4.3vol% (ドライ条件) 到達を防止する観点で設定

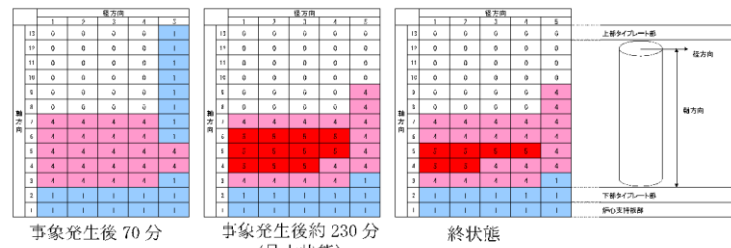
第3.1.2.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))  
(残留熱代替除去系を使用する場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	常設代替交流電源設備の起動、受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作	原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定
	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内窒素供給操作	原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬型窒素供給装置の準備時間を考慮して設定

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料3.1.2.2</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について</p> <p>1. はじめに</p> <p>有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスでは、<u>事象発生約0.3時間後に燃料被覆管の最高温度は1,000K（約727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約0.4時間後に1,200℃に到達し、また、事象発生から約0.7時間後に燃料温度は2,500K（約2,227℃）に到達する。事象発生70分後からの低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により、炉心は再冠水される。上記により、炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。ここでは、本事象における炉心の損傷状態、損傷炉心の位置及びシュラウドへの熱影響について評価結果を示す。</u></p> <p>2. 評価結果</p> <p>(1) 炉心の損傷状態</p> <p><u>図1に事象発生後70分、事象発生後約230分（最大状態）及び終状態（事象開始後7日）の炉心損傷状態を示す。終状態以降には炉心損傷は拡大しない。</u></p> <p>(2) 損傷炉心の位置</p> <p><u>図2に各部（炉心位置、下部プレナム）における炉心重量の時間変化の推移を示す。図2に示すとおり、炉心は炉心位置に保持される。</u></p> <p>(3) シュラウドへの熱影響</p> <p><u>終状態においても、溶融プールは炉心の外周部に至っておらず、シュラウドへの熱影響はない。</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料3.1.2.6</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について</p> <p>1. はじめに</p> <p><u>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスでは、事象発生約4分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K（約727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生約9分後に1,200℃に到達し、また、事象発生約27分後に燃料温度は2,500K（約2,227℃）に到達する。事象発生約25分後からの低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により、<u>原子炉水位は上昇し、原子炉水位L0相当に維持される。</u>上記により、炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。ここでは、本事象における炉心の損傷状態、損傷炉心の位置及びシュラウドへの熱影響について評価結果を示す。</u></p> <p>2. 評価結果</p> <p>(1) 炉心の損傷状態</p> <p><u>第1図に事象発生25分後、事象発生約3.5時間後（最大状態）及び事象発生7日後（終状態）の炉心損傷状態を示す。終状態以降には炉心損傷は拡大しない。</u></p> <p>(2) 損傷炉心の位置</p> <p><u>第2図に炉心位置及び下部プレナムにおける炉心重量の時間変化の推移を示す。第2図に示すとおり、損傷炉心は炉心位置に保持される。</u></p> <p>(3) シュラウドへの熱影響</p> <p><u>終状態においても、溶融プールは炉心の外周部に至っておらず、シュラウドへの熱影響はない。</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.1</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について</p> <p>1. はじめに</p> <p><u>有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスでは、事象発生約5分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K（727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約10分後に1,200℃に到達し、また、事象発生から約28分後に燃料温度は約2,500K（約2,227℃）に到達する。事象発生30分後からの低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水により、<u>炉心は再冠水される。</u>上記により、炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。ここでは、本事象における炉心の損傷状態、損傷炉心の位置及びシュラウドへの熱影響について評価結果を示す。</u></p> <p>2. 評価結果</p> <p>(1) 炉心の損傷状態</p> <p><u>図1に事象発生30分後、事象発生約100分後（最大状態）及び終状態（事象発生7日後）の炉心損傷状態を示す。終状態以降には炉心損傷は拡大しない。</u></p> <p>(2) 損傷炉心の位置</p> <p><u>図2に各部（炉心位置、下部プレナム）における炉心重量の時間変化の推移を示す。図2に示すとおり、損傷炉心は炉心位置に保持される。</u></p> <p>(3) シュラウドへの熱影響</p> <p><u>終状態においても、溶融プールは炉心の外周部に至っておらず、シュラウドへの熱影響はない（シュラウドの最高温度は約500℃であり、融点（1400℃程度）を下回る）。</u></p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 1,000K 到達時間等の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、低圧原子炉代替注水系により原子炉水位が T A F まで回復することから、「L0以上」という記載をしていない。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 最大状態となる時間の相違。</p>

3. まとめ

有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスにおいて、炉心損傷に至るものの、再冠水により炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。



- 損傷状態のモデル
- 0: 燃料なし (空洞)
  - 1: 燃料が自立した状態
  - 2: 燃料が崩壊した状態
  - 3: 流路が減少した状態
  - 4: 流路が閉塞した状態
  - 5: 溶融プール状態

図1 炉心の損傷状態

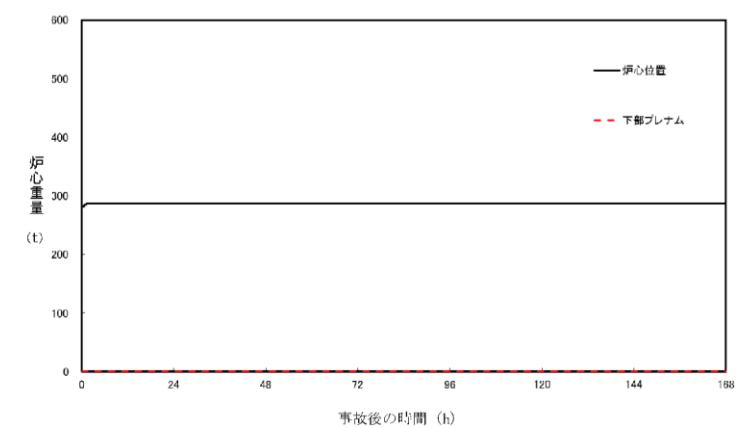
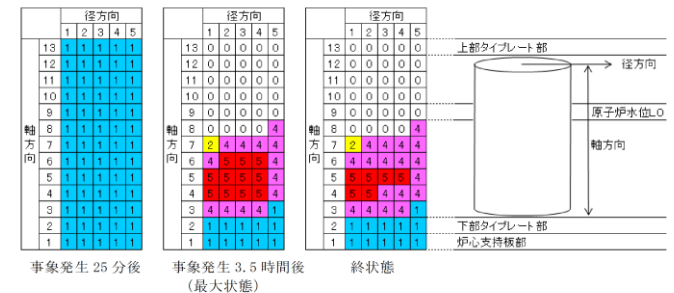
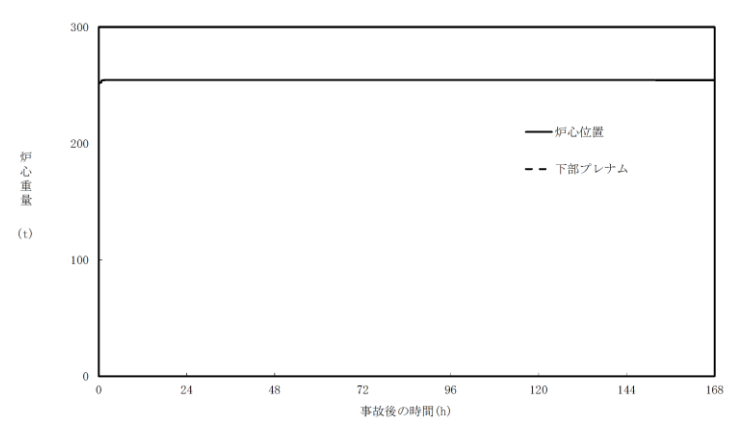


図2 各部 (炉心位置, 下部プレナム) における炉心重量の時間変化



- 損傷状態のモデル
- 0: 空洞
  - 1: 燃料が自立した状態
  - 2: 燃料が崩壊した状態
  - 3: 流路が減少した状態
  - 4: 流路が閉塞した状態
  - 5: 溶融プール状態

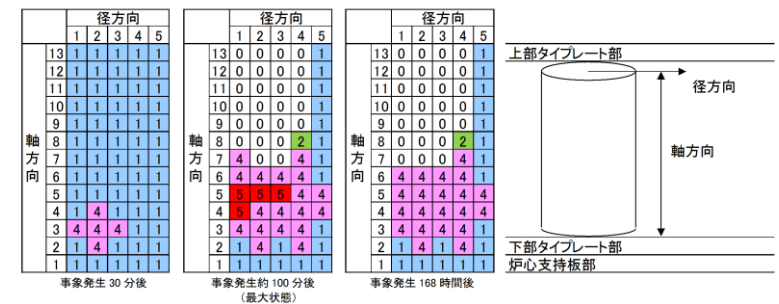
第1図 炉心の損傷状態



第2図 炉心位置及び下部プレナムにおける炉心重量の時間変化

3. まとめ

有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスにおいて、炉心損傷に至るものの、再冠水により炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。



- 損傷状態のモデル
- 0: 空洞
  - 1: 燃料が自立した状態
  - 2: 燃料が崩壊した状態
  - 3: 流路が減少した状態
  - 4: 流路が閉塞した状態
  - 5: 溶融プール状態

図1 炉心の損傷状態

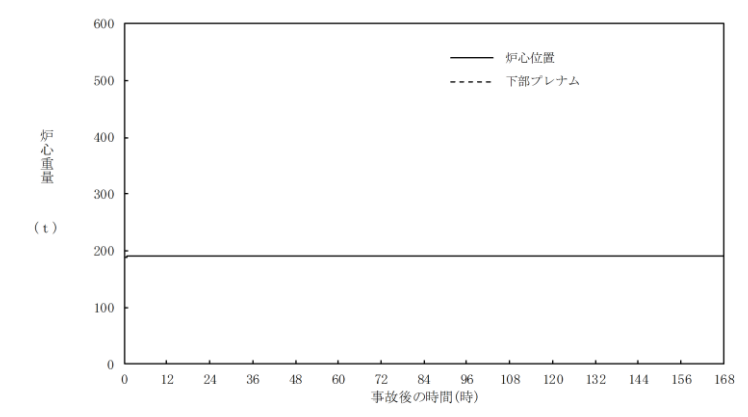


図2 各部 (炉心位置, 下部プレナム) における炉心重量の時間変化

(損傷炉心は下部プレナムに移行することなく, 3プラントとも同様の挙動)

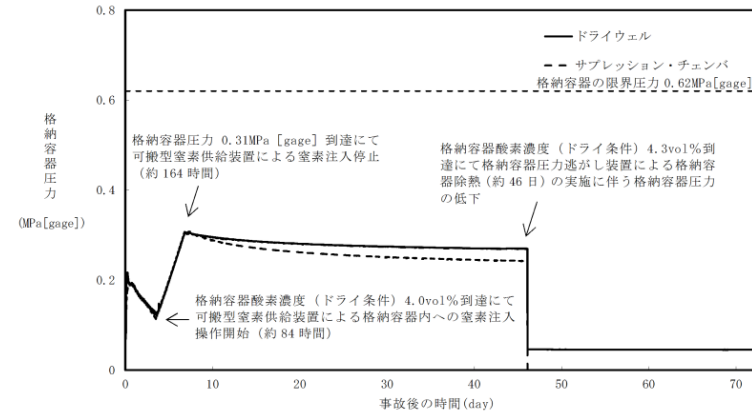
(炉心重量の変化はなく, 3プラントとも同様の挙動)

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3.1.2.3</p> <p>安定状態について (代替循環冷却系を使用する場合)</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 時において代替循環冷却系を使用する場合における安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能 (格納容器圧力逃がし装置又は代替循環冷却系) により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>低圧代替注水系 (常設) による注水継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生から約22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は150℃を下回り、原子炉格納容器安定状態が確立される。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.9</p> <p>安定状態について (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))</p> <p>「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)」時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：</p> <p>事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持可能であり、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>格納容器安定状態：</p> <p>損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能 (代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置) により、格納容器圧力及び雰囲気温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>低圧代替注水系 (常設) における注水継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>格納容器安定状態の確立について</p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生から 90 分後に代替循環冷却系による格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び雰囲気温度は最高使用圧力・温度以下に維持される。格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.2</p> <p>安定状態について (残留熱代替除去系を使用する場合)</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 時において残留熱代替除去系を使用する場合における安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能 (残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系) により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (常設) による注水継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生から 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は 150℃を下回り、原子炉格納容器安定状態が確立される。格納容器圧力に</p>	<p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>原子炉格納容器除熱開始までの準備時間等の相違。</p>

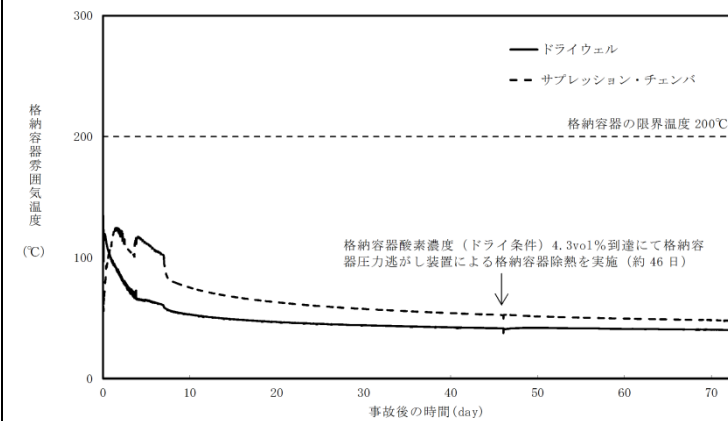
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。<u>代替循環冷却系</u>を用いて又は残留熱除去系を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <p>① 原子炉格納容器除熱機能として<u>代替循環冷却系</u>の使用又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行</p> <p>② 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び原子炉格納容器内への窒素ガス封入（パージ）</p> <p>③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧</p> <p>④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保 (添付資料2.1.1 別紙1 参照)</p>	<p>窒素注入を実施する運用としていることから、<u>一時的に上昇する期間があるが</u>、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に維持され、格納容器安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の格納容器破損防止対策により安定状態を確立できる。<u>代替循環冷却系</u>を用いて又は残留熱除去系を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態の維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <p>①<u>格納容器除熱機能</u>として<u>代替循環冷却系</u>の使用又は残留熱除去系復旧による冷却へ移行</p> <p>②<u>格納容器内の水素及び酸素排出を目的とした格納容器ベント</u>（窒素注入）<u>並びに格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧</u></p> <p>③上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水等の確保</p> <p>④長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する<u>格納容器</u>の頑健性の確保 (別紙参照)</p>	<p>については、<u>原子炉格納容器内の水素燃焼の防止のため原子炉格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから</u>、<u>低下傾向とならないが</u>、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に維持される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。<u>残留熱代替除去系</u>を用いて又は残留熱除去系を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <p>① <u>原子炉格納容器除熱機能</u>として<u>残留熱代替除去系</u>の使用又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行</p> <p>② <u>原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び原子炉格納容器内への窒素ガス注入（パージ）</u></p> <p>③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧</p> <p>④ 長期的に維持される<u>原子炉格納容器</u>の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する<u>原子炉格納容器</u>の頑健性の確保 (添付資料 2.1.1 別紙1 参照)</p>	<p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根2号炉は、事象発生から7日間までの期間において、注入する窒素容量の相違により格納容器圧力は有意に上昇しない。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、水素及び酸素排出を目的とした格納容器ベントについては、「添付資料 3.4.3 安定状態について（水素燃焼）」に記載している。</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 style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;"><u>安定状態の維持について</u></p> <p>1. サプレッション・プール水温度に関する長期間解析</p> <p><u>代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置を使用した場合の長期的なサプレッション・プール水温度の挙動を確認するため、有効性評価の対象とした事故シーケンスのうち、サプレッション・プール水温度が高く推移する重大事故として「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）」及び「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）」について、サプレッション・プール水温度が約 100℃に低下するまでの長期間解析を実施した。</u></p> <p><u>第 1 図から第 3 図に「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）」における格納容器圧力、格納容器雰囲気温度及びサプレッション・プール水温度の解析結果を示す。同様に、第 4 図から第 6 図に「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）」の解析結果を示す。</u></p> <p><u>第 6 図に示すように、「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）」においては、事故後 7 日時点では、サプレッション・プール水温度は最高使用温度の 104℃（格納容器設計条件を決定するための冷却材喪失事故時の解析結果での最高温度に余裕をもたせた温度）を上回っているが、事故発生 7 日間以降の 100℃に低下するまでの全期間にわたって 150℃を下回っている。トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチに使用されている改良 E P D M 製シール材は一般特性として耐温度性は 150℃であることから、格納容器の放射性物質の閉じ込め機能は維持される。</u></p> <p><u>したがって、事故発生 7 日以降にサプレッション・プール水温度が最高使用温度を上回っていても格納容器の健全性が問題となることはない。</u></p>		<p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、添付資料 2.1.1「安定状態について（別紙 1）」において記載している。</p>

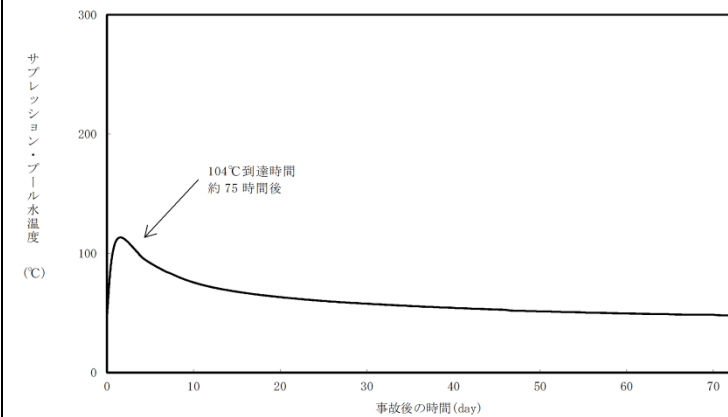




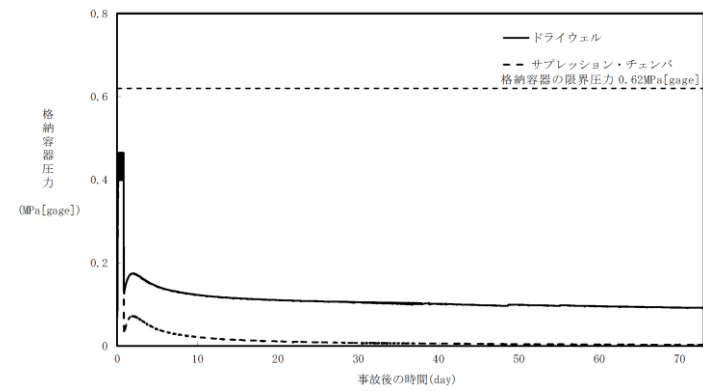
第1図 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)  
(代替循環冷却系を使用する場合)における格納容器圧力の推移



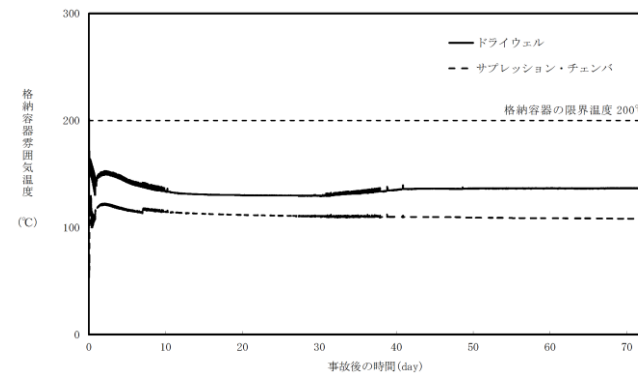
第2図 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)  
(代替循環冷却系を使用する場合)における格納容器雰囲気温度の推移



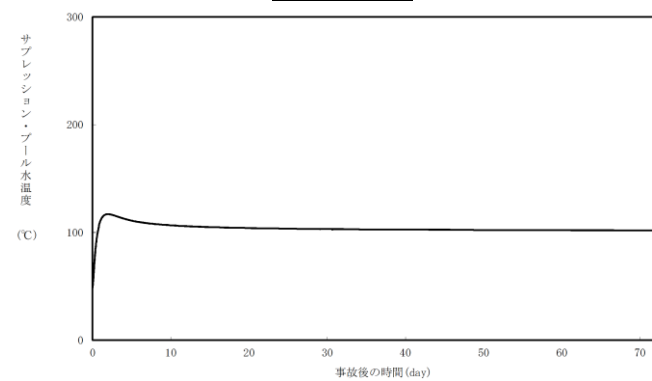
第3図 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)  
(代替循環冷却系を使用する場合)におけるサブプレッション・プール水温度の推移



第4図 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）における格納容器圧力の  
推移



第5図 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）における格納容器雰囲気  
温度の推移



第6図 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）におけるサブプレッシ  
ョン・プール水温度の推移

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>2. <u>格納容器内の可燃性ガス濃度制御</u></p> <p><u>重大事故時において格納容器圧力逃がし装置により格納容器除熱（以下「格納容器ベント」という。）を実施している場合は、残留熱除去系による格納容器除熱機能が使用可能な状態になり、長期にわたり格納容器の冷却が可能であること、格納容器内の可燃性ガス濃度測定が可能であり、可燃性ガス濃度制御系により格納容器内の水の放射線分解により発生する酸素及び水素を可燃限界濃度に到達することなく制御が可能であることが確認された場合に、格納容器ベントを停止することができる。</u></p> <p><u>残留熱除去系による格納容器除熱は、格納容器スプレイ又はサブプレッション・プール水冷却運転で実施する。しかし、長期安定停止状態における格納容器ベント停止後の格納容器除熱は、崩壊熱が低下しているためサブプレッション・プール水冷却運転のみで実施可能である。</u></p> <p><u>なお、格納容器スプレイを実施するような場合においては、格納容器内の急激な蒸気凝縮により格納容器圧力が負圧になることを防止するため、格納容器圧力高スクラム設定点を格納容器スプレイ停止設定値としており、運転員は格納容器スプレイ停止操作を行う。残留熱除去系による格納容器スプレイは運転員の操作により実施され、自動的に動作するものではない。</u></p> <p><u>格納容器ベント停止後の格納容器可燃性ガス濃度制御は、可燃性ガス濃度制御系により格納容器内の酸素及び水素を再結合することにより、可燃限界濃度に到達することなく長期安定停止状態を維持することが可能である。</u></p> <p><u>さらに、長期的な保管として、格納容器の不活性化を可搬型窒素供給装置による窒素注入により実施することができる。</u></p>		<p>・記載箇所の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根2号炉は、添付資料 2.1.1「安定状態について（別紙1）」において記載している。</p>

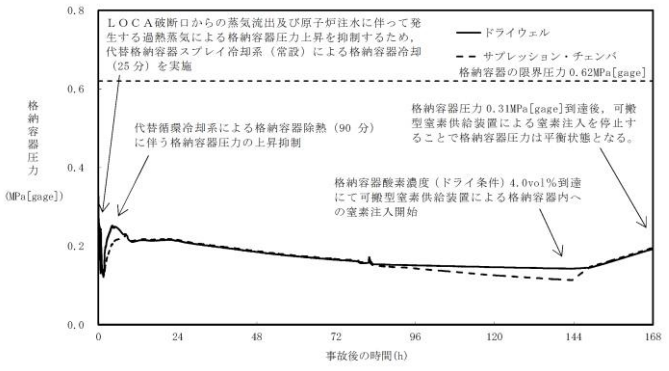
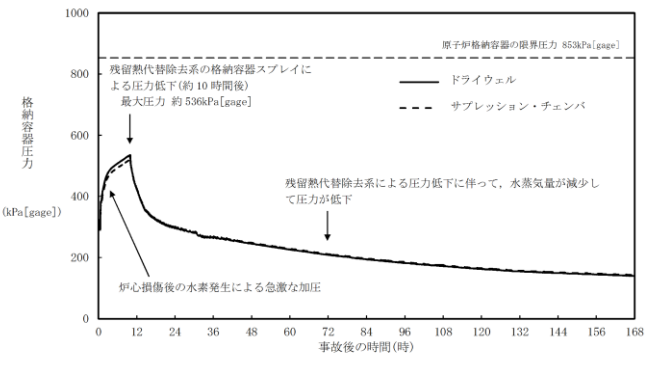
まとめ資料比較表 [有効性評価 添付資料 3.1.2.3]

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3.1.2.4</p> <p>原子炉格納容器内に存在する<u>亜鉛及びアルミニウム</u>の反応により発生する<u>水素ガス</u>の影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>BWRにおいて事故時に可燃性ガスが発生する事象として主にジルコニウム-水反応があるが、他事象によっても可燃性ガスの発生が想定される。</p> <p>平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震後、福島第二原子力発電所1,2,4号炉の原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が確認されており、これは原子炉格納容器内のグレーチングに塗布しているローバル(常温亜鉛めっき)が水蒸気と反応し発生した水素ガスの影響によるものと推定されている。また、重大事故時、炉心から原子炉格納容器に放出されるよう素の環境への放出低減を目的に、原子炉格納容器内の水をアルカリ性に維持するため、水酸化ナトリウムを注入するが、これにより、炉内構造物の金属腐食(亜鉛及びアルミニウム)による水素ガスの発生も考えられる。</p> <p>ここでは、<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</u>において、上記事象により水素ガスが発生した場合の影響評価を実施する。</p> <p>2. 影響評価</p> <p>2.1 亜鉛の反応による水素ガスの発生について</p> <p>原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきの反応により、水素ガスが発生する可能性がある。前述のよう素の環境への放出低減のための水酸化ナトリウム注入によりサプレッション・プールのpHは<u>約12.7程度</u>となると考えられるが、金属腐食反応はpH依存性があることから、保守的にグレーチングの亜鉛めっきが<u>全て</u>反応することを想定して、水素ガス発生総量を概略評価した。</p> <p>a. 亜鉛量の計算条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>上部ドライウエル グレーチング表面積</u> : <u>3,200m<sup>2</sup></u></li> <li>・<u>サプレッション・チェンバ・プール グレーチング表面積</u> :</li> </ul>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.10</p> <p>格納容器内に存在する<u>アルミニウム/亜鉛</u>の反応により発生する<u>水素</u>の影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p><u>格納容器内では配管の保温材等にアルミニウムを使用しており、サプレッション・プール水pH制御装置により注入される水酸化ナトリウムが格納容器内に存在するアルミニウムに被水すると化学反応により水素が発生する。</u></p> <p><u>また、格納容器内のグレーチングには亜鉛メッキが施されており、亜鉛も同様に水酸化ナトリウムと反応して水素が発生する。</u></p> <p><u>以上の化学反応が、格納容器内の水素発生量及び格納容器圧力上昇に与える影響を評価する。なお、実際に水酸化ナトリウムと反応する金属は、格納容器スプレイの飛散範囲と考えられるが、保守的に格納容器内全ての亜鉛とアルミニウムが反応し、水素が発生するとして評価を行う。</u></p> <p style="text-align: center;"> <math display="block">\text{Al} + \text{NaOH} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaAlO}_2 + 3/2\text{H}_2 \quad \text{式 (a)}</math> <math display="block">\text{Zn} + \text{NaOH} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaHZnO}_2 + \text{H}_2 \quad \text{式 (b)}</math> </p> <p>2. 影響評価</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.3</p> <p>原子炉格納容器内に存在する<u>亜鉛及びアルミニウム</u>の反応により発生する<u>水素ガス</u>の影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>BWRにおいて事故時に可燃性ガスが発生する事象として主にジルコニウム-水反応があるが、他事象によっても可燃性ガスの発生が想定される。</p> <p>平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震後、福島第二原子力発電所1,2,4号炉の原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が確認されており、これは原子炉格納容器内のグレーチングに塗布しているローバル(常温亜鉛めっき)が水蒸気と反応し発生した水素ガスの影響によるものと推定されている。また、重大事故時、炉心から原子炉格納容器に放出されるよう素の環境への放出低減を目的に、原子炉格納容器内の水をアルカリ性に維持するため、水酸化ナトリウムを注入するが、これにより、炉内構造物の金属腐食(亜鉛及びアルミニウム)による水素ガスの発生も考えられる。</p> <p>ここでは、<u>島根原子力発電所2号炉</u>において、上記事象により水素ガスが発生した場合の影響評価を実施する。</p> <p>2. 影響評価</p> <p>2.1 亜鉛の反応による水素ガスの発生について</p> <p>原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきの反応により、水素ガスが発生する可能性がある。前述のよう素の環境への放出低減のための水酸化ナトリウム注入によりサプレッション・チェンバのpHは<u>約11程度</u>となると考えられるが、金属腐食反応はpH依存性があることから、保守的にグレーチングの亜鉛めっきが<u>すべて</u>反応することを想定して、水素ガス発生総量を概略評価した。</p> <p>a. 亜鉛量の計算条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>ドライウエル グレーチング表面積</u> : <u>3,135m<sup>2</sup></u></li> <li>・<u>サプレッション・チェンバ グレーチング表面積</u> : <u>930m<sup>2</sup></u></li> </ul>	<p>・設備設計の相違【柏崎6/7】</p> <p>・設備設計の相違【柏崎6/7】</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>1, 100m<sup>2</sup></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・亜鉛めっき膜厚：80 μm (JIS H8641-2007記載の溶解亜鉛めっき厚判定基準値(最大値) 76 μmより設定, <u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</u>においても本JISに基づき亜鉛めっきを実施)</li> <li>・亜鉛密度：7. 2g/cm<sup>3</sup> (JIS H8641-2007 記載値)</li> </ul> <p>b. 評価結果</p> <p>〈亜鉛量〉</p> <p>原子炉格納容器内のグレーチングに用いられる亜鉛量は、<u>約2, 500kg</u>となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>上部ドライウエル部：1, 843kg (=3, 200m<sup>2</sup> × 80 μm × 7. 2g/cm<sup>3</sup>)</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール部：634kg (=1, 100m<sup>2</sup> × 80 μm × 7. 2g/cm<sup>3</sup>)</u></li> </ul> <p>〈水素ガス発生量〉</p> <p>亜鉛は、以下の化学反応によって水素ガスを発生する可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Zn + H<sub>2</sub>O → ZnO + H<sub>2</sub> ↑ (亜鉛-水蒸気反応)</li> <li>・ Zn + NaOH + H<sub>2</sub>O → NaHZnO<sub>2</sub> + H<sub>2</sub> ↑ (金属腐食反応)</li> </ul> <p>亜鉛-水蒸気反応及び亜鉛の金属腐食反応のいずれにおいても、亜鉛1mol より水素ガスが1mol 発生するため、発生する水素ガス量は<u>約77kg (=56. 8+19. 5)</u>、水素ガス体積(標準状態)は<u>約850Nm<sup>3</sup> (=631+217)</u>となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドライウエル部：56. 8kg (=1, 843, 000g/65. 4g/mol × 2. 016g/mol)</u> <u>631Nm<sup>3</sup> (=1, 843, 000g/65. 4g/mol × 0. 0224Nm<sup>3</sup>/mol)</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール部：19. 5kg (=634, 000g/65. 4g/mol × 2. 016g/mol)</u> <u>217Nm<sup>3</sup> (=634, 000g/65. 4g/mol × 0. 0224Nm<sup>3</sup>/mol)</u></li> </ul> <p>2. 2 アルミニウムの反応による水素ガスの発生について</p> <p>原子炉格納容器内の主なアルミニウムの使用箇所は、保温材の外装材やドライウエルクーラー(DWC)のアルミフィンである。前述のよう素の環境への放出低減のための水酸化ナトリウム注入に</p>	<p>(1) <u>格納容器内アルミニウム量及び亜鉛量</u> <u>格納容器内でアルミニウムを使用している構造物は配管保温材等であり、重量は約1, 027kgである。</u></p> <p>一方、<u>格納容器内で亜鉛を使用している構造物はグレーチングの亜鉛メッキ等であり、重量は約4, 244kgである。</u></p> <p>(2) <u>アルミニウム及び亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応による水素発生量</u></p> <p>a. <u>アルミニウムと水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素量</u> <u>式(a)より、アルミニウム 1mol に対して水素発生量は1. 5mol であり、アルミニウムの原子量が 27、水素の原子量が 2 であるため、アルミニウム 9kg に対して水素 1kg が発生する。</u></p> <p>b. <u>亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素量</u> <u>式(b)より、亜鉛 1mol に対して水素発生量は 1mol であり、亜鉛の原子量が 65. 4、水素の原子量が 2 であるため、亜鉛 32. 7kg に対して水素 1kg が発生する。</u></p> <p>以上より、<u>格納容器内全てのアルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応した場合、アルミニウムとの反応により約 115kg、亜鉛との反応により約 131kg の合計約 246kg の水素が発生する。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・亜鉛めっき膜厚：80 μm (JIS H8641-2007 記載の溶融亜鉛めっき厚判定基準値(最大値) 76 μm より設定, <u>島根原子力発電所 2号炉</u>においても本JISに基づき亜鉛めっきを実施)</li> <li>・亜鉛密度：7. 2g/cm<sup>3</sup> (JIS H8641-2007 記載値)</li> </ul> <p>b. 評価結果</p> <p>〈亜鉛量〉</p> <p>原子炉格納容器内のグレーチングに用いられる亜鉛量は、<u>約 2, 350 kg</u>となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドライウエル部：約 1, 806 kg (=3, 135m<sup>2</sup> × 80 μm × 7. 2g/cm<sup>3</sup>)</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ部：約 536 kg (=930m<sup>2</sup> × 80 μm × 7. 2g/cm<sup>3</sup>)</u></li> </ul> <p>〈水素ガス発生量〉</p> <p>亜鉛は、以下の化学反応によって水素ガスを発生する可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Zn + H<sub>2</sub>O → ZnO + H<sub>2</sub> ↑ (亜鉛-水蒸気反応)</li> <li>・ Zn + NaOH + H<sub>2</sub>O → NaHZnO<sub>2</sub> + H<sub>2</sub> ↑ (金属腐食反応)</li> </ul> <p>亜鉛-水蒸気反応及び亜鉛の金属腐食反応のいずれにおいても、亜鉛 1mol より水素ガスが 1mol 発生するため、発生する水素ガス量は<u>約 73kg (=56+17)</u>、水素ガス体積(標準状態)は<u>約 803m<sup>3</sup> [normal] (=619+184)</u>となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドライウエル部：56kg (=1, 806, 000g/65. 4g/mol × 2. 016g/mol)</u> <u>619m<sup>3</sup> [normal] (=1, 806, 000g/65. 4g/mol × 0. 0224m<sup>3</sup> [normal]/mol)</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ部：17kg (=536, 000g/65. 4g/mol × 2. 016g/mol)</u> <u>184m<sup>3</sup> [normal] (=536, 000g/65. 4g/mol × 0. 0224m<sup>3</sup> [normal]/mol)</u></li> </ul> <p>2. 2 アルミニウムの反応による水素ガスの発生について</p> <p>原子炉格納容器内の主なアルミニウムの使用箇所は、保温材の外装材やドライウエルクーラー(DWC)のアルミフィンである。前述のよう素の環境への放出低減のための水酸化</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・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>よりサプレッション・プールのpHは約12.7程度となると考えられるが、金属腐食反応はpH依存性があることから、保守的にアルミニウムの全量が全て反応することを想定して、水素ガス発生総量を概略評価した。</p> <p>a. アルミニウム量の計算条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・保温材に含まれるアルミニウムの体積：約0.4m<sup>3</sup></li> <li>・アルミニウム密度：2.7g/cm<sup>3</sup></li> <li>・DWCに含まれるアルミニウムの質量：約360kg</li> </ul> <p>b. 評価結果</p> <p>〈アルミニウム量〉</p> <p>原子炉格納容器内に存在するアルミニウムの量は、約1,440kgとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・保温材：約1,080kg (=0.4m<sup>3</sup> × 2,700kg/m<sup>3</sup>)</li> <li>・DWC：約360kg</li> </ul> <p>〈水素ガス発生量〉</p> <p>アルミニウムは、以下の化学反応によって水素ガスを発生する。</p> <p>・Al + NaOH + H<sub>2</sub>O → NaAlO<sub>2</sub> + 3/2H<sub>2</sub>↑ (金属腐食反応)</p> <p>アルミニウム1molより水素ガスが3/2mol発生するため、以下のとおり、発生する水素ガス量は約162kg、水素ガス体積(標準状態)は約1,800Nm<sup>3</sup>となる。</p> <p><math>161.3\text{kg} \quad (\cong 1,440,000\text{g} / 27\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol} \times 3/2)</math>  <math>1792\text{Nm}^3 \quad (\cong 1,440,000\text{g} / 27\text{g/mol} \times 0.0224\text{Nm}^3/\text{mol} \times 3/2)</math></p> <p>なお、格納容器過圧・過温破損シナリオにて発生する水素ガス量は約600kgであり、これと比較すると、原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムにより発生する水素ガス量の合計約239kgは3割程度の値である。</p>		<p>ナトリウム注入によりサプレッション・チェンバのpHは約11程度となると考えられるが、金属腐食反応はpH依存性があることから、保守的にアルミニウムの全量がすべて反応することを想定して、水素ガス発生総量を概略評価した。</p> <p>a. アルミニウム量の計算条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・保温材に含まれるアルミニウムの体積：約0.5843m<sup>3</sup></li> <li>・アルミニウム密度：2.7g/cm<sup>3</sup></li> <li>・DWCに含まれるアルミニウムの質量：約1,761kg</li> </ul> <p>b. 評価結果</p> <p>〈アルミニウム量〉</p> <p>原子炉格納容器内に存在するアルミニウム量は、約3,339kgとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・保温材：約1,578kg (=0.5843m<sup>3</sup> × 2,700kg/m<sup>3</sup>)</li> <li>・DWC：約1,761kg</li> </ul> <p>〈水素ガス発生量〉</p> <p>アルミニウムは、以下の化学反応によって水素ガスを発生する。</p> <p>・Al + NaOH + H<sub>2</sub>O → NaAlO<sub>2</sub> + 3/2H<sub>2</sub>↑ (金属腐食反応)</p> <p>アルミニウム1molより水素ガスが3/2mol発生するため、以下のとおり、発生する水素ガス量は約374kg、水素ガス体積(標準状態)は約4,156m<sup>3</sup>[normal]となる。</p> <p><math>374\text{kg} \quad (\cong 3,339,000\text{g} / 27\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol} \times 3/2)</math>  <math>4,156\text{m}^3[\text{normal}] \quad (\cong 3,339,000\text{g} / 27\text{g/mol} \times 0.0224\text{m}^3[\text{normal}]/\text{mol} \times 3/2)</math></p> <p>なお、格納容器過圧・過温破損シナリオにて発生する水素ガス量は約198kgであり、これと比較すると、原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムにより発生する水素ガス量の合計約450kgは2倍程度の値である。</p>	<p>・設備設計の相違【柏崎6/7】</p> <p>・設備設計の相違【柏崎6/7】 島根2号炉はDWCの台数が多いこと及び冷却コイルユニットのフィン厚が厚いことにより、DWCに含まれるアルミニウムの質量が柏崎6/7よりも多い。</p> <p>・設備設計の相違【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>

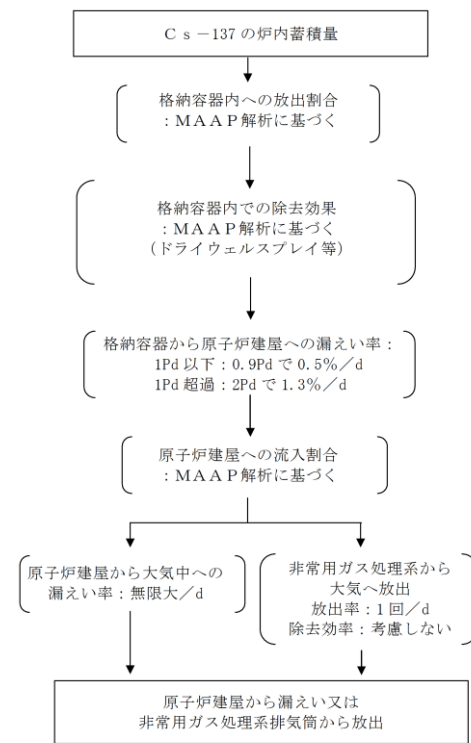
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考														
<p>2.3 亜鉛及びアルミニウムによる水素ガス発生による影響について</p> <p>(1) 格納容器圧力への影響について</p> <p><u>格納容器圧力への影響評価にあたり、全交流動力電源喪失シナリオを例として評価を実施する。表1 に全交流動力電源喪失シナリオにおける格納容器ベント前における格納容器気相部のモル分率を示す。</u></p> <p><u>格納容器気相部のモル分率から考えると、格納容器ベント実施時 (0.31MPa) には、窒素ガス 約0.02MPa、蒸気 約0.29MPa を示す。亜鉛の反応により生じる水素ガス約77kg 及びアルミニウムの発生により発生する水素ガス約162kg の合計約239kg を考慮した場合は、窒素ガス 約0.02MPa、蒸気 約0.28MPa、水素ガス 約0.01MPa となる。これより、全交流動力電源喪失シナリオにおいて、格納容器圧力は窒素ガス及び原子炉内で崩壊熱により発生し原子炉格納容器内に流入する蒸気の影響が大きいと考えられ、亜鉛及びアルミニウムの反応で発生する水素ガスはほぼ影響を及ぼさない。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>表1：格納容器気相部のモル分率</u></p> <table border="1" data-bbox="189 1016 863 1173"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>窒素ガス</th> <th>水蒸気</th> <th>水素ガス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">モル分率</td> <td>水素ガスの追加発生を考慮しない</td> <td>約 0.08</td> <td>約 0.92</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>水素ガスの追加発生を考慮する</td> <td>約 0.07</td> <td>約 0.89</td> <td>約 0.03</td> </tr> </tbody> </table>			窒素ガス	水蒸気	水素ガス	モル分率	水素ガスの追加発生を考慮しない	約 0.08	約 0.92	0	水素ガスの追加発生を考慮する	約 0.07	約 0.89	約 0.03	<p>3. <u>発生する水素による圧力上昇の影響</u></p> <p>発生する水素による格納容器圧力上昇の影響を確認するため、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）（代替循環冷却系を使用する場合）」シーケンスにおいて、事象初期から <u>246kg</u> の水素が格納容器内に存在するものと保守的に仮定し、格納容器圧力を評価した。</p> <p>第1図に示すとおり、<u>格納容器スプレイによって圧力抑制することが可能である。また、90分後に代替循環冷却系の起動によって、格納容器圧力は降下し、限界圧力 0.62MPa[gage]に到達することはない。このように、事象初期における格納容器圧力の挙動は、アルミニウム及び亜鉛の化学反応により発生する水素を考慮しない場合と大きな違いはない。これは、格納容器圧力が水蒸気の影響を大きく受けているためであると考えられる。このことから、アルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応し発生する水素による格納容器圧力への有意な影響はない。また、炉心損傷前も影響は同様である。</u></p>	<p>2.3 亜鉛及びアルミニウムによる水素ガス発生による影響について</p> <p>(1) <u>格納容器圧力への影響について</u></p> <p>発生する水素による格納容器圧力上昇の影響を確認するため、「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）」シーケンスにおいて、事象初期から <u>450kg</u> の水素が格納容器内に存在するものと保守的に仮定し、格納容器圧力を評価した。</p> <p>図1に示すとおり、<u>事象発生10時間後に残留熱代替除去系の起動によって、格納容器圧力は降下し、限界圧力 853kPa[gage]に到達することはない。このように、事象初期における格納容器圧力の挙動は、亜鉛及びアルミニウムの化学反応により発生する水素を考慮しない場合と大きな違いはない。これは、格納容器圧力が水蒸気の影響を大きく受けているためであると考えられる。このことから、アルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応し発生する水素による格納容器圧力への有意な影響はない。また、炉心損傷前も影響は同様である。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価方針の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>島根2号炉では、後述の評価により、格納容器圧力への影響を確認している。</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析結果の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>・運用の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>・設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> </ul>
		窒素ガス	水蒸気	水素ガス													
モル分率	水素ガスの追加発生を考慮しない	約 0.08	約 0.92	0													
	水素ガスの追加発生を考慮する	約 0.07	約 0.89	約 0.03													

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>(2) 水素燃焼への影響について</p> <p>水素ガス及び酸素ガスの可燃限界は、水素濃度4vol%以上かつ酸素濃度5vol%以上である。BWRの原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生はないことから、本反応単独での水素ガスの燃焼は発生しないものとする。</p> <p>3. まとめ</p> <p>原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきに含まれる亜鉛が全て反応することを想定すると約77kgの水素ガス、アルミニウムが全て反応することを想定すると約162kgの水素ガス（合計約239kgの水素ガス）が発生する可能性がある。しかし、BWRの事故時における格納容器圧力は、ほぼ窒素ガスと崩壊熱により発生する蒸気の影響に左右されるため、亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスは、格納容器圧力に対して有意な影響はないと考えられる。</p> <p>また、水素燃焼の観点においても、BWRの原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生はないことから有意な影響はないと考えられる。</p> <p>なお、文献[1]においても、金属腐食反応による水素ガス発生はジルコニウム-水反応等による水素ガス発生に比べ反応速度が遅く、水素ガス発生量も小さいことが述べられており、本反応による水素ガス発生が有意な影響を与えることはないと考えられる。</p> <p>[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」 JAERI-M 82-039, 1982 年5 月</p>	<p>東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)</p>  <p>第1図 格納容器圧力の推移</p> <p>4. 水素燃焼への影響について</p> <p>水素及び酸素の可燃限界は、水素濃度 4vol%以上かつ酸素濃度 5vol%以上である。BWRの格納容器内は窒素により不活性化されており、本反応では酸素の発生はないことから、本反応単独での水素の燃焼は発生しない。</p> <p>5. まとめ</p> <p>格納容器内に存在するアルミニウム及び亜鉛が全て反応することを想定すると、約 246kgの水素が発生する可能性がある。しかし、BWRの事故時における格納容器圧力は、崩壊熱により発生する蒸気の影響が大きいため、アルミニウム及び亜鉛の反応により発生する水素は、格納容器圧力に対して有意な影響はない。</p> <p>また、水素燃焼の観点においても、BWRのドライウエル内は窒素により不活性化されており、本反応では酸素の発生はないことから有意な影響はない。</p> <p>なお、文献<sup>[1]</sup>においても、金属腐食反応による水素発生はジルコニウム-水反応等による水素発生に比べ反応速度が遅く、水素発生量も小さいことが述べられており、本反応による水素発生量が有意な影響を与えることはない。</p> <p>[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」 JAERI-M82-039, 1982 年5 月</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>  <p>図1 格納容器圧力の推移</p> <p>(2) 水素燃焼への影響について</p> <p>水素ガス及び酸素ガスの可燃限界は、水素濃度 4 vol%以上かつ酸素濃度 5 vol%以上である。BWRの原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生はないことから、本反応単独での水素ガスの燃焼は発生しないものとする。</p> <p>3. まとめ</p> <p>原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきに含まれる亜鉛がすべて反応することを想定すると約 73kgの水素ガス、アルミニウムがすべて反応することを想定すると約 374kgの水素ガス（合計約 450kgの水素ガス）が発生する可能性がある。しかし、BWRの事故時における格納容器圧力は、ほぼ窒素ガスと崩壊熱により発生する蒸気の影響に左右されるため、亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスは、格納容器圧力に対して有意な影響はないと考えられる。</p> <p>また、水素燃焼の観点においても、BWRの原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生はないことから有意な影響はないと考えられる。</p> <p>なお、文献<sup>[1]</sup>においても、金属腐食反応による水素ガス発生はジルコニウム-水反応等による水素ガス発生に比べ反応速度が遅く、水素ガス発生量も小さいことが述べられており、本反応による水素ガス発生が有意な影響を与えることはないと考えられる。</p> <p>[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」 JAERI-M82-039, 1982 年5 月</p>	<p>・解析結果の相違 【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

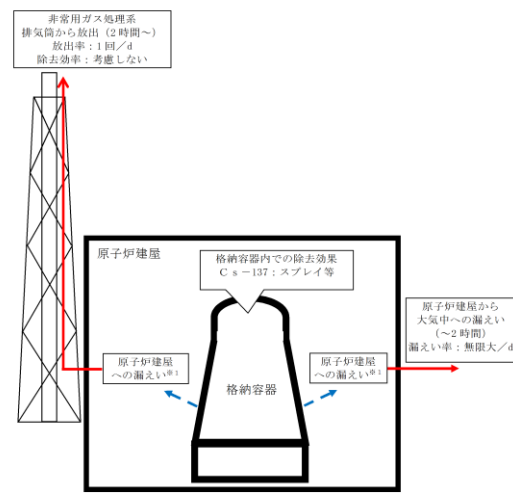


<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)</p>	<p>東海第二発電所 (2018.9.12版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p>
<p style="text-align: right;">添付資料3.1.2.5</p> <p>原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について</p> <p>格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価では、通常運転時に用いている原子炉区域・タービン区域換気空調系が全交流動力電源喪失により停止し、交流電源が回復した後に非常用ガス処理系が起動する状況を想定している。ここで、原子炉区域・タービン区域換気空調系の停止から非常用ガス処理系が起動するまでの時間遅れを考慮し、非常用ガス処理系によって原子炉建屋の設計負圧が達成されるまで事象発生から40分かかることを想定している。</p> <p>格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮され原子炉建屋空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建屋内の換気空調系は停止しているため、原子炉建屋内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやりとりは殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建屋に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着するものと考えられる。</p> <p>これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉区域・タービン区域換気空調系が停止している場合は、原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、原子炉建屋内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。</p> <p>本評価では、上述の状況に係わらず、非常用ガス処理系が起動し、原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの間、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、保守的に全量原子炉建屋から大気中へ漏えいすることを想定した場合の放出量を示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.4</p> <p>原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量評価について</p> <p>本資料では、「原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137」の放出量評価について示す。</p> <p>なお、本評価では、原子炉建屋ガス処理系が起動するまでの間、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、瞬時に原子炉建屋から大気中へ漏えいするものとして、放出量を保守的に評価しているが、下記のとおり、格納容器の健全性が維持されており、原子炉建屋の換気空調系が停止している場合は、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内で沈着又は時間減衰するため、大気中への放出量は本評価結果より少なくなると考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器が健全な場合、格納容器内の放射性物質は、格納容器圧力に応じて原子炉建屋へ漏えいするものとしている。漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内での重力沈降等に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられる。</li> <li>・原子炉建屋内の換気空調系が停止している場合、原子炉建屋内外における圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやり取りは多くないと考えられるため、漏えいした放射性物質の一部は原子炉建屋内に滞留し、時間減衰すると考えられる。</li> </ul>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.4</p> <p>原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について (雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))</p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価では、通常運転時に用いている原子炉建物原子炉棟の換気系が全交流動力電源喪失により停止し、交流電源が回復した後に非常用ガス処理系が起動する状況を想定している。ここで、原子炉建物原子炉棟の換気系の停止から非常用ガス処理系が起動するまでの時間遅れを考慮し、非常用ガス処理系によって原子炉建物原子炉棟の設計負圧が達成されるまで事象発生から70分かかることを想定している。</p> <p>本格納容器破損モードの重大事故対策の有効性評価では原子炉格納容器は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建物内で凝縮され、原子炉建物空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建物内の換気系は停止しているため、原子炉建物内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建物内外での空気のやりとりは殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建物に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建物内の重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着するものと考えられる。</p> <p>これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉建物原子炉棟の換気系が停止している場合は、原子炉格納容器から原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、原子炉建物内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。</p> <p>本評価では、上述の状況にかかわらず、非常用ガス処理系が起動し、原子炉建物原子炉棟の設計負圧が達成されるまでの間、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいした放射性物質は、保守的に全量原子炉建物から大気中へ漏えいすることを想定した場合の放出量を示す。</p>	<p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、非常用ガス処理系の起動操作時間(60分) + 負圧達成時間(10分)を想定して設定。</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>1. 評価条件</p> <p>(1) 格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」に対し、代替循環冷却系によって原子炉格納容器除熱を実施する場合について評価する。</p> <p>(2) 原子炉格納容器からの漏えい量は、MAAP解析上で原子炉格納容器内圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のとおり設定する。(添付資料3.1.2.6参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1Pd以下 : 0.9Pdで0.4%/日相当</li> <li>1~2Pd : 2.0Pdで1.3%/日相当</li> </ul> <p>なお、エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果を期待できるが、本評価では保守的に考慮しないこととする。</p> <p>(3) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについては、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生40分後までは原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし(換気率無限)、非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率0.5回/日相当を考慮する。</p> <p>(4) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉区域内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする(Df=1)。</p> <p>(5) 原子炉建屋内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p>	<p>1. 評価条件</p> <p>放出量評価条件を第1表、大気中への放出過程及び概略図を第1図及び第2図に示す。</p> <p>第1表 放出量評価条件 (1/2)</p> <table border="1" data-bbox="1083 388 1587 1102"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>評価事象</td> <td>「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用する場合)(全交流動力電源喪失の重量を考慮)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>3,293MW</td> <td>定格熱出力</td> </tr> <tr> <td>運転時間</td> <td>1サイクル当たり 10,000時間(416日)</td> <td>1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>取替炉心の燃料装荷割合</td> <td>1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084</td> <td>取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>炉内蓄積量(Cs-137)</td> <td>約4.36×10<sup>11</sup>Bq</td> <td>「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出したABWRのサイクル末期の値*を使用)</td> </tr> <tr> <td>放出開始時間</td> <td>格納容器漏えい:事象発生直後</td> <td>MAAP解析結果</td> </tr> <tr> <td>格納容器内への放出割合(Cs-137)</td> <td>0.49</td> <td>MAAP解析結果</td> </tr> <tr> <td>格納容器の漏えい孔における捕集効果</td> <td>考慮しない</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器内での除去効果</td> <td>MAAP解析に基づいた沈降、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ</td> <td>MAAPのFPP準拠モデル</td> </tr> <tr> <td>格納容器内pH制御の効果</td> <td>考慮しない</td> <td>サブプレッション・プール水pH制御設備は、重大事故等対処設備に位置付けていないため、保守的に設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 東海第二発電所(BWR5)に比べて炉心比出力が大きく、単位熱出力当たりの炉内蓄積量を保守的に評価するABWRの値を使用。</p> <p>第1表 放出量評価条件 (2/2)</p> <table border="1" data-bbox="1083 1260 1587 1879"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器から原子炉建屋への漏えい率</td> <td>1Pd以下:0.9Pdで0.5%/d 1Pd超過:2Pdで1.3%/d</td> <td>MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/d)及びAECの式等に基づき設定(添付資料3.1.2.5参照)</td> </tr> <tr> <td>格納容器から原子炉建屋への漏えい割合</td> <td>Cs-137:約2.41×10<sup>-2</sup> Cs-134:約1.66×10<sup>-2</sup></td> <td>MAAP解析結果</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋から大気への漏えい率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)</td> <td>無限大/d(地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、瞬時に大気へ漏えいするものとして評価)</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系から大気への放出率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)</td> <td>1回/d(排気機放出)</td> <td>設計値に基づき設定(非常用ガス処理系のファン容量)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間</td> <td>事象発生から2時間後</td> <td>起動操作時間(115分)+負圧達成時間(5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率</td> <td>考慮しない</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態</td> <td>閉状態</td> <td>原子炉建屋原子炉建屋内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉がないため(別添参照)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについては、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生70分後までは原子炉建物原子炉棟内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし(換気率無限)、非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率1回/日相当を考慮する。</p> <p>(5) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉建物原子炉棟内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする(Df=1)。</p> <p>(6) 原子炉建物内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p> <p>※1 「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」 東北電力株式会社、東京電力ホールディングス株式会社、中部電力株式会社、北陸電力株式会社、中国電力株式会社、日本原子力発電株式会社、電源開発株式会社、2019年12月</p>	項目	評価条件	選定理由	評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用する場合)(全交流動力電源喪失の重量を考慮)	—	炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力	運転時間	1サイクル当たり 10,000時間(416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定	取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	炉内蓄積量(Cs-137)	約4.36×10 <sup>11</sup> Bq	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出したABWRのサイクル末期の値*を使用)	放出開始時間	格納容器漏えい:事象発生直後	MAAP解析結果	格納容器内への放出割合(Cs-137)	0.49	MAAP解析結果	格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない	保守的に設定	格納容器内での除去効果	MAAP解析に基づいた沈降、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ	MAAPのFPP準拠モデル	格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サブプレッション・プール水pH制御設備は、重大事故等対処設備に位置付けていないため、保守的に設定	項目	評価条件	選定理由	格納容器から原子炉建屋への漏えい率	1Pd以下:0.9Pdで0.5%/d 1Pd超過:2Pdで1.3%/d	MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/d)及びAECの式等に基づき設定(添付資料3.1.2.5参照)	格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	Cs-137:約2.41×10 <sup>-2</sup> Cs-134:約1.66×10 <sup>-2</sup>	MAAP解析結果	原子炉建屋から大気への漏えい率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/d(地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、瞬時に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定	非常用ガス処理系から大気への放出率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/d(排気機放出)	設計値に基づき設定(非常用ガス処理系のファン容量)	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115分)+負圧達成時間(5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉建屋内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉がないため(別添参照)	<p>1. 評価条件</p> <p>(1) 本格格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」に対し、残留熱代替除去系によって格納容器除熱を実施する場合について評価する。</p> <p>(2) 原子炉格納容器からの漏えい量は、MAAP解析上で格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。(添付資料3.1.2.5参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日相当</li> <li>1~2Pd : 2.0Pdで1.3%/日相当</li> </ul> <p>(3) エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果を考慮する(Df=10)*1。</p> <p>(4) 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについては、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生70分後までは原子炉建物原子炉棟内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし(換気率無限)、非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率1回/日相当を考慮する。</p> <p>(5) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉建物原子炉棟内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする(Df=1)。</p> <p>(6) 原子炉建物内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p> <p>※1 「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」 東北電力株式会社、東京電力ホールディングス株式会社、中部電力株式会社、北陸電力株式会社、中国電力株式会社、日本原子力発電株式会社、電源開発株式会社、2019年12月</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計漏洩率の相違【柏崎6/7】</li> <li>解析条件の相違【柏崎6/7,東海第二】</li> <li>①島根2号炉は、最確条件として格納容器貫通部の捕集効果を考慮した評価としている。</li> <li>運用の相違【柏崎6/7,東海第二】</li> <li>②島根2号炉は、非常用ガス処理系の起動操作時間(60分)+負圧達成時間(10分)を想定して設定。</li> <li>設計換気率の相違【柏崎6/7】</li> </ul>
項目	評価条件	選定理由																																																										
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用する場合)(全交流動力電源喪失の重量を考慮)	—																																																										
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力																																																										
運転時間	1サイクル当たり 10,000時間(416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定																																																										
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定																																																										
炉内蓄積量(Cs-137)	約4.36×10 <sup>11</sup> Bq	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出したABWRのサイクル末期の値*を使用)																																																										
放出開始時間	格納容器漏えい:事象発生直後	MAAP解析結果																																																										
格納容器内への放出割合(Cs-137)	0.49	MAAP解析結果																																																										
格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない	保守的に設定																																																										
格納容器内での除去効果	MAAP解析に基づいた沈降、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ	MAAPのFPP準拠モデル																																																										
格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サブプレッション・プール水pH制御設備は、重大事故等対処設備に位置付けていないため、保守的に設定																																																										
項目	評価条件	選定理由																																																										
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	1Pd以下:0.9Pdで0.5%/d 1Pd超過:2Pdで1.3%/d	MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/d)及びAECの式等に基づき設定(添付資料3.1.2.5参照)																																																										
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	Cs-137:約2.41×10 <sup>-2</sup> Cs-134:約1.66×10 <sup>-2</sup>	MAAP解析結果																																																										
原子炉建屋から大気への漏えい率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/d(地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、瞬時に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定																																																										
非常用ガス処理系から大気への放出率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/d(排気機放出)	設計値に基づき設定(非常用ガス処理系のファン容量)																																																										
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115分)+負圧達成時間(5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)																																																										
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定																																																										
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉建屋内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉がないため(別添参照)																																																										



第1図 Cs-137の大気放出過程



※1 格納容器から原子炉建屋への漏えい率  
1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/d, 1Pd超過: 2Pdで1.3%/d

大気への放出経路	0h	2h	19h	168h
原子炉建屋から大気中への漏えい	■	■	■	■
非常用ガス処理系排気筒から放出				

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため、事象発生2時間以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

第2図 大気放出過程概略図 (イメージ)

・記載方針の相違  
【東海第二】

・記載方針の相違  
【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>2. 評価結果</p> <p>原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137 の評価結果を表1に示す。</p> <p>原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137 は7日間で約15TBqであり、基準の100TBqを下回っている。</p> <p>なお、事象発生7日間以降の影響を確認するため、事象発生30日間、100日間における環境へのCs-137 の放出量を確認している。</p> <p>事象発生後30日間及び100日間での放出量においても100TBqを下回る。</p> <p>表1 原子炉建屋から大気中への放射性物質(Cs-137)の漏えい量 (単位: TBq)</p> <table border="1" data-bbox="186 1482 890 1577"> <thead> <tr> <th></th> <th>漏えい量 (7日間)</th> <th>漏えい量 (30日間)</th> <th>漏えい量 (100日間)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断 LOCA(代替循環冷却系を使用する場合)</td> <td>約 15</td> <td>約 15</td> <td>約 15</td> </tr> </tbody> </table>		漏えい量 (7日間)	漏えい量 (30日間)	漏えい量 (100日間)	大破断 LOCA(代替循環冷却系を使用する場合)	約 15	約 15	約 15	<p>2. 評価結果</p> <p>原子炉建屋から大気中へのCs-137 の漏えい量を第2表に示す。</p> <p>原子炉建屋から大気中へのCs-137 の漏えい量は、約7.5TBq(事象発生7日間)であり、評価項目の100TBqを下回っている。</p> <p>また、事象発生7日間以降の影響を確認するため評価した、事象発生30日間、100日間における大気中へのCs-137 の漏えい量は、ともに約7.5TBqであり、いずれの場合においても100TBqを下回っている。</p> <p>なお、事象発生7日以降の長期解析においては、事象発生約40日後<sup>*</sup>に格納容器内水素燃焼防止の観点で格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱(以下「格納容器ベント」という。)を実施し、事象発生100日まで格納容器ベントを継続しているが、格納容器の除熱機能、格納容器への窒素注入機能及び格納容器内の可燃性ガスの濃度制御系機能が確保できた場合には、格納容器ベントを停止する運用とする。</p> <p>※ 第3.1.2-17図に示す格納容器圧力の推移では、格納容器の圧力を高く評価するために格納容器からの漏えいを考慮しておらず、約46日後に酸素濃度が4.3vol%に到達し格納容器ベントを実施している</p> <p>第2表 大気中へのCs-137の漏えい量</p> <table border="1" data-bbox="973 1482 1676 1577"> <thead> <tr> <th>事象発生7日間</th> <th>事象発生30日間</th> <th>事象発生100日間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約7.5TBq</td> <td>約7.5TBq</td> <td>約7.5TBq<sup>*</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 格納容器圧力逃がし装置から大気中への放出量を含む(事象発生約40日後から事象発生100日まで格納容器ベント実施)</p>	事象発生7日間	事象発生30日間	事象発生100日間	約7.5TBq	約7.5TBq	約7.5TBq <sup>*</sup>	<p>2. 評価結果</p> <p>原子炉建物から大気中へ漏えいするCs-137 の評価結果を表1に示す。</p> <p>原子炉建物から大気中へ漏えいするCs-137 は7日間で約1.1TBqであり、基準の100TBqを下回っている。</p> <p>また、事象発生7日間以降の影響を確認するため評価した、事象発生30日間、100日間における大気中へのCs-137 の漏えい量は、ともに約1.1TBqであり、いずれの場合においても100TBqを下回っている。</p> <p>なお、事象発生7日以降の長期解析においては、事象発生約66日後<sup>*</sup>に原子炉格納容器内水素燃焼防止の観点で格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施し、事象発生100日まで格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を継続しているが、原子炉格納容器の除熱機能、原子炉格納容器への窒素注入機能及び原子炉格納容器内の可燃性ガスの濃度制御系機能が確保できた場合には、格納容器ベントを停止する運用とする。</p> <p>※ ベースケースでは、原子炉格納容器の圧力を高く評価するために原子炉格納容器からの漏えいを考慮しておらず、100日後の酸素濃度はドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%に到達しないため格納容器ベントは実施していない。</p> <p>表1 原子炉建物から大気中への放射性物質(Cs-137)の漏えい量 (単位: TBq)</p> <table border="1" data-bbox="1765 1541 2490 1661"> <thead> <tr> <th></th> <th>漏えい量 (7日間)</th> <th>漏えい量 (30日間)</th> <th>漏えい量 (100日間)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断 LOCA(残留熱代替除去系を使用する場合)</td> <td>約 1.1</td> <td>約 1.1</td> <td>約 1.1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 格納容器フィルタベント系から大気中への放出量を含む(事象発生約66日後から100日まで格納容器ベント実施)</p> <p style="text-align: right;">以上</p>		漏えい量 (7日間)	漏えい量 (30日間)	漏えい量 (100日間)	大破断 LOCA(残留熱代替除去系を使用する場合)	約 1.1	約 1.1	約 1.1	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析結果の相違【柏崎6/7,東海第二】</li> <li>・解析結果の相違【東海第二】</li> <li>・解析結果の相違【東海第二】</li> <li>・解析結果の相違【東海第二】</li> <li>・解析結果の相違【柏崎6/7,東海第二】</li> </ul> <p>島根2号炉は、格納容器漏えい時のエアロゾル捕集効果(DF10)を考慮したこと等により、格納容器漏えい起因の放出が減少している。</p>
	漏えい量 (7日間)	漏えい量 (30日間)	漏えい量 (100日間)																						
大破断 LOCA(代替循環冷却系を使用する場合)	約 15	約 15	約 15																						
事象発生7日間	事象発生30日間	事象発生100日間																							
約7.5TBq	約7.5TBq	約7.5TBq <sup>*</sup>																							
	漏えい量 (7日間)	漏えい量 (30日間)	漏えい量 (100日間)																						
大破断 LOCA(残留熱代替除去系を使用する場合)	約 1.1	約 1.1	約 1.1																						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;"><u>別添</u></p> <p><u>ブローアウトパネルの重大事故等対処設備としての機能について</u></p> <p>1. はじめに</p> <p><u>原子炉建屋外側ブローアウトパネル（以下「ブローアウトパネル」という。）は、主蒸気管破断のようにプラント運転中に格納容器外で配管が破断した場合等に、高圧の蒸気が原子炉建屋原子炉棟内に漏えい・浸入することにより生じる建屋内の圧力上昇によって建屋内の天井・外壁等が破損することを防止するため、建屋内に損傷箇所（圧力開放箇所）を限定して発生させる目的で、原子炉建屋オペレーティングフロア等に設置している。</u></p> <p>2. ブローアウトパネルの機能要求</p> <p><u>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてのブローアウトパネルの機能要求を以下に示す（第1表）。</u></p> <p>(1) <u>設計基準対象施設としての機能</u></p> <p>① <u>放射性物質の閉じ込め機能</u></p> <p><u>「第三十二条 原子炉格納施設」において原子炉建屋ガス処理系の設置要求があり、ブローアウトパネルの閉じ込め機能は原子炉建屋ガス処理系運転時の負圧達成に必要な機能であることから、設計基準対象施設として当該機能を有しているものと整理する。</u></p> <p>② <u>差圧による開放機能</u></p> <p><u>「第九条 溢水による損傷の防止等」における原子炉建屋原子炉棟内環境条件評価として、主蒸気管等の高エネルギー配管に対して大規模な破断が生じた際には速やかにブローアウトパネルの開放によって建屋外に圧力を排出することで原子炉建屋原子炉棟内の圧力が著しく上昇することはないとしていることから、設計基準対象施設として当該機能を有しているものと整理する。</u></p> <p>(2) <u>重大事故等対処設備としての機能</u></p> <p>① <u>放射性物質の閉じ込め機能</u></p> <p><u>ブローアウトパネルの放射性物質の閉じ込め機能は、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質を非常用ガス処理系排気筒から放出するとともに、原子炉建屋原子炉棟内の負圧達成に必要な機能となる。そのため、「第五十九条 原子炉制御室」における居住性評価の条件として</u></p>		<p>・資料構成の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根2号炉におけるブローアウトパネルの重大事故等対処設備としての機能については、「重大事故等対処設備について」の「3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」及び「3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備」に記載。</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><u>必要な機能となることから、重大事故等対処設備として必要な機能として整理する。ただし、第2表に示すとおり、建屋内圧力上昇等によりブローアウトパネルが開放される状態で、放射性物質の閉じ込め機能として評価上の影響がない事象においては、当該機能の要求はないものとする。</u></p> <p>② <u>差圧による開放機能</u></p> <p><u>差圧による開放機能は、インターフェイスシステムLOCA (以下、「IS-LOCA」という。)が発生した場合に原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水蒸気等を排出し、IS-LOCAによる破断箇所の隔離のための現場操作時の環境条件(温度、圧力等)を緩和する機能を有している。ただし、東海第二発電所においては、炉心損傷防止対策の有効性評価「2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」において、ブローアウトパネルが開放した場合、閉維持した場合の両ケースについて現場での隔離操作の成立性を確認していることから、「第四十六条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」としては、当該機能が重大事故等対処設備として必要な機能とはならないものと整理する。</u></p> <p><u>なお、高エネルギー配管の破断を想定した場合の環境条件については設計基準に包絡される。</u></p> <p>3. <u>ブローアウトパネルの機能確保のための設計条件</u></p> <p><u>前項で整理した各機能を確保するための設計条件は下記のとおり。</u></p> <p>(1) <u>放射性物質の閉じ込め機能</u></p> <p><u>閉維持又は再開止(ブローアウトパネル閉止装置による閉止を含む)することによって、原子炉建屋ガス処理系運転時の原子炉建屋原子炉棟内の負圧を維持すること。ただし、第2表に示すとおり、IS-LOCA等の閉じ込め機能に期待しない事象を除く。</u></p> <p>(2) <u>差圧による開放機能</u></p> <p><u>設計差圧 6.9kPa[dif]においてブローアウトパネルが開放し、原子炉建屋原子炉棟内の水蒸気等を外気に排出することで、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を設計基準事故で想定している範囲に抑えること。</u></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>4. <u>まとめ</u></p> <p><u>ブローアウトパネルについては、設計基準事故及び重大事故等対策に必要な設備として、放射性物質の閉じ込め機能及び差圧による開放機能が維持可能な設計とする。</u></p> <p><u>第1表 ブローアウトパネルの機能の整理</u></p> <table border="1" data-bbox="958 548 1679 709"> <thead> <tr> <th></th> <th>放射性物質の閉じ込め機能</th> <th>差圧による開放機能</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計基準事故対策としての機能</td> <td>有 (第三十二条)</td> <td>有 (第九条)</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対策としての機能</td> <td>有 (第五十九条)</td> <td>無</td> </tr> </tbody> </table>		放射性物質の閉じ込め機能	差圧による開放機能	設計基準事故対策としての機能	有 (第三十二条)	有 (第九条)	重大事故等対策としての機能	有 (第五十九条)	無		
	放射性物質の閉じ込め機能	差圧による開放機能										
設計基準事故対策としての機能	有 (第三十二条)	有 (第九条)										
重大事故等対策としての機能	有 (第五十九条)	無										

第2表 プロローアウトパネルが開放する事象における閉じ込め機能の要求

事象	開放条件	閉じ込め機能	考慮方
インターフェイスシステムLOCA	建屋内圧力上昇による開放	要求なし	「2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」において、プロローアウトパネルが開放した場合、閉維持した場合の両ケースについて線量評価を実施し、非居住区域境界外の線量が 5mSv 未満であることを確認していることから、当該機能が重大事故等対処設備として必要な機能とはならないものと整理する。
主蒸気管破断等の蒸気配管の破断によるプロローアウトパネルが開放する運転時の異常な過渡変化	建屋内圧力上昇による開放	要求あり (格納容器破損防止対策において)	【設計基準】 設計基準においては原子炉建屋からの地上放出を想定しており、プロローアウトパネルの閉閉状態の影響はない。 【重大事故等】 ①炉心損傷防止対策 非居住区域境界外の線量評価においては格納容器圧力逃がし装置からの放出量を示して評価しており、格納容器からの漏えい量については影響が軽微であるため考慮していない。そのためプロローアウトパネルの閉閉状態の影響はない。なお、原因事象を主蒸気管破断とした場合の非居住区域境界外の線量として、耐圧強化ベンチからの放出による線量約 0.62mSv に、設計基準における評価線量約 0.18mSv を加えた場合でも、5mSv を下回る。 ②格納容器破損防止対策 大破断LOCA以外の原因事象においては炉心損傷防止可能であることを確認しているため、「3.2. 高圧蒸気発生炉内気圧後加熱」「3.3. 原子炉圧力容器外側の溶融燃料-炉内相互作用」「3.5. 溶融炉心・コンククリト相互作用」評価の追加要因事象として主蒸気管破断を考慮した場合においても中央制御室の居住性評価を満足する条件として、プロローアウトパネル開放後にも再閉止等の設備対策によって原子炉建屋ガス処理系使用時の原子炉建屋原子炉内気圧後加熱が可能な設計とする。設計電圧(100m/s)による荷重に対して安全機能を維持する設計としているが、電圧によって外部電源喪失が発生する場合は想定する。プロローアウトパネルの設計動作圧に等しい最大気圧低下量を生じる電圧風速(約 89m/s)が発生する年超過確率は約 $5.1 \times 10^{-6}$ である。また、電圧による外部電源喪失が想定されるが、外部電源喪失が発生した場合の条件付き炉心損傷確率は、 $3.6 \times 10^{-4}$ である。以上から、電圧によってプロローアウトパネルが開放した状態で、外部電源喪失により炉心損傷する確率は十分低い値となることから、電圧を起因事象とした重大事故等が発生し、プロローアウトパネルの機能が必要となる可能性は十分低いものと考えられる。
地震	地震動による開放	要求あり	重大事故等対処設備として、地震時においても閉じ込め機能を有する設計とする。



まとめ資料比較表 [有効性評価 添付資料 3.1.2.5]

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3.1.2.6</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>中央制御室の居住性に係わる被ばく評価及び有効性評価の環境へのCs-137漏えい評価において、原子炉格納容器からの放射性物質等の漏えいは、MAAP内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて漏えい流量を評価している。</p> <p>模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の2種類を設定する。</p> <p>1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率(0.9Pdで0.4%/日)をもとに算出した等価漏えい面積(ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約<math>3 \times 10^{-6} \text{m}^2</math>)を設定し、MAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。</p> <p>2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、0.62MPa[gage]で1.3%/日となる等価漏えい面積(ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約<math>1 \times 10^{-5} \text{m}^2</math>)を設定し、1.と同様にMAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。</p> <p>0.62MPa[gage]での1.3%/日の設定は以下のAECの評価式及びGEの評価式によって評価した漏えい率の結果をもとにさらに保守的な値を設定した。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.5</p> <p style="text-align: center;">格納容器漏えい率の設定について</p> <p>格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、MAAP内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び格納容器の圧力に応じて設定している。</p> <p>模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は、以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力(310kPa[gage](1Pd))以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の2種類を設定する。</p> <p>1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/日)を基に算出した等価漏えい面積(約<math>3 \times 10^{-6} \text{m}^2</math>)を設定し、MAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。</p> <p>2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、2Pdで漏えい率1.3%/日となる等価漏えい面積(約<math>7 \times 10^{-6} \text{m}^2</math>)を設定し、1.と同様にMAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。</p> <p>2Pdにおける漏えい率1.3%/日は、以下のAECの評価式、GEの評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失時の評価において格納容器漏えい率の評価に用いている理論式*1である。</p> <p>格納容器圧力 620kPa[gage] (2Pd) 及び格納容器雰囲気温度 200℃までは、事故後7日間に渡り、格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されていることを確認していることから、こ</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.5</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>中央制御室の居住性に係わる被ばく評価及び有効性評価の環境へのCs-137漏えい評価において、原子炉格納容器からの放射性物質等の漏えいは、MAAP内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて漏えい流量を評価している。</p> <p>模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の2種類を設定する。</p> <p>1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/日)をもとに算出した等価漏えい面積(ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約<math>3.2 \times 10^{-6} \text{m}^2</math>)を設定し、MAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。</p> <p>2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、853kPa[gage]で1.3%/日となる等価漏えい面積(ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約<math>8.5 \times 10^{-6} \text{m}^2</math>)を設定し、1.と同様にMAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。</p> <p>853kPa[gage]での1.3%/日の設定は以下のAECの評価式及びGEの評価式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。</p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 Pd等の相違による等価漏えい面積の相違。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 Pd等の相違による等価漏えい面積の相違。</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、AECの評価式及びGEの評価式の2式を用いて、2Pdにおける漏えい率を設定。</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>○AECの評価式※1</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.024 \%/\text{日}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率  L<sub>0</sub> : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd)) 【0.4%/日】  P<sub>t</sub> : 事故時の格納容器内圧力 【721kPa[abs]】  P<sub>d</sub> : 設計圧力 【380kPa[abs]】  P<sub>a</sub> : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】  R<sub>t</sub> : 事故時の気体定数 ※2 【523.7J/Kg・K】  R<sub>d</sub> : 空気の気体定数 【287J/Kg・K】  T<sub>t</sub> : 事故時の格納容器内温度 【473.15K】  T<sub>d</sub> : 設計格納容器内温度  漏えい試験時の温度 (20℃) 【293.15K】</p> <p>○GEの評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.42 \%/\text{日}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率  L<sub>0</sub> : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd)) 【0.4%/日】  P<sub>t</sub> : 事故時の格納容器内圧力 【721kPa[abs]】  P<sub>d</sub> : 設計圧力 【380kPa[abs]】  P<sub>a</sub> : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】</p>	<p>これらの理論式を用いて格納容器圧力 (2Pd) 及び雰囲気温度 200℃  における漏えい率を設定することは可能と判断した。</p> <p>○AECの評価式</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd) 【約 1.28%/d】  L<sub>0</sub> : 設計漏えい率 (0.9Pd) 【0.5%/d】  P<sub>t</sub> : 事故時の格納容器圧力 (2Pd) 【721.325kPa[abs]】  P<sub>d</sub> : 設計圧力 (0.9Pd) 【380.325kPa[abs]】  P<sub>a</sub> : 格納容器外の圧力 (大気圧) 【101.325kPa[abs]】  R<sub>t</sub> : 事故時の気体定数※2 【523.7J/Kg・K】  R<sub>d</sub> : 空気の気体定数 【287J/Kg・K】  T<sub>t</sub> : 事故時の格納容器雰囲気温度 (200℃) 【473.15K】  T<sub>d</sub> : 格納容器雰囲気温度 (20℃) 【293.15K】</p> <p>○GEの評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd) 【約 0.51%/d】  L<sub>0</sub> : 設計漏えい率 (0.9Pd) 【0.5%/d】  P<sub>t</sub> : 事故時の格納容器内圧力 (2Pd) 【721.325kPa[abs]】  P<sub>d</sub> : 設計圧力 (0.9Pd) 【380.325kPa[abs]】  P<sub>a</sub> : 格納容器外の圧力 (大気圧) 【101.325kPa[abs]】</p>	<p>○AECの評価式※1</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.28 \%/\text{日}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率  L<sub>0</sub> : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd)) 【0.5%/日】  P<sub>t</sub> : 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】  P<sub>d</sub> : 設計圧力 【485.625kPa[abs]】  P<sub>a</sub> : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】  R<sub>t</sub> : 事故時の気体定数 ※2 【523.7J/Kg・K】  R<sub>d</sub> : 空気の気体定数 【287J/Kg・K】  T<sub>t</sub> : 事故時の格納容器内温度 【473.15K】  T<sub>d</sub> : 設計格納容器内温度 【293.15K】</p> <p>○GEの評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.508 \%/\text{日}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率  L<sub>0</sub> : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd)) 【0.5%/日】  P<sub>t</sub> : 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】  P<sub>d</sub> : 設計圧力 【485.625kPa[abs]】  P<sub>a</sub> : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】</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>※1 United States Atomic Energy Commission report "reactor containment leakagetesting and surveillance report USAEC technical safety guide Dec. 1996"</p> <p>※2 事故時の気体定数は水素ガス(2.016)：窒素ガス(28.01)：水蒸気(18.02)のガス組成34%：33%：33%より計算している。AEC の評価式が事故時の気体定数に依存し、水素ガス等のように気体定数が<u>小さい気体</u>の割合が大きい場合に漏えい率が高くなるため、燃料有効部被覆管が<u>全て</u>ジルコニウム-水反応した場合の水素ガス量発生(約1,600kg)を考慮して設定している。</p>	<p>○定常流の式</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{\rho_d(P_t - P_a)}{\rho_t(P_d - P_a)}}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd) 【約 0.93%/d】</p> <p>L<sub>0</sub> : 設計漏えい率 (0.9Pd) 【0.5%/d】</p> <p>ρ<sub>t</sub> : 事故時の格納容器内気体の平均密度<sup>※3</sup> 【2.9kg/m<sup>3</sup>】</p> <p>ρ<sub>d</sub> : 設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度<sup>※4</sup> 【4.5kg/m<sup>3</sup>】</p> <p>P<sub>t</sub> : 事故時の格納容器内圧力 (2Pd) 【721.325kPa[abs]】</p> <p>P<sub>d</sub> : 設計圧力 (0.9Pd) 【380.325kPa[abs]】</p> <p>P<sub>a</sub> : 格納容器外の圧力 (大気圧) 【101.325kPa[abs]】</p> <p>※1 「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について (平成 16 年 1 月)」(株式会社 日立製作所)</p> <p>※2 事故時の気体定数 R<sub>t</sub> は、以下の式により算出した。  <u>R<sub>t</sub> [J/kg・K] = モル気体定数約 8.314 [J/K・mol] / 平均分子量 M [kg/mol]</u>  <u>AEC の評価式より、事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また、上記計算式より、事故時の気体定数は、平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の格納容器内は水素、窒素及び水蒸気で構成されるため、分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり、結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり、水素、窒素及び水蒸気のガス組成を 34%：33%：33%とし、水素の割合 (34%) は、有効性評価 (「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」) における水素発生量 (約 700kg (内訳：ジルコニウム-水反応 約 325kg, アルミニウム/亜鉛の反応 約 246kg, 水の放射線分解 約 115kg)) を包含した値であることから、保守的な設定であると考え。</u></p> <p>※3 事故時の格納容器内気体の平均密度 ρ<sub>t</sub> は、以下の式により算出した。  <u>ρ<sub>t</sub> [kg/m<sup>3</sup>] = 平均分子量 M [kg/mol] × 物質質量 n [mol] /</u></p>	<p>※1 <u>United States Atomic Energy Commission report "reactor containment leakage testing and surveillance report USAEC technical safety guide Dec. 1996"</u></p> <p>※2 事故時の気体定数は水素ガス(2.016)：窒素ガス(28.01)：水蒸気(18.02)のガス組成 34%：33%：33%より計算している。AEC の評価式は事故時の気体定数に依存し、水素ガス等のように気体定数が<u>大きい気体</u>の割合が大きい場合に漏えい率が高くなるため、燃料有効部被覆管が<u>すべて</u>ジルコニウム-水反応した場合の水素ガス発生量(約 1,000kg)を考慮して保守的に設定している。</p>	<p>・評価方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、AEC の評価式及びGE の評価式の2式を用いて、2Pdにおける漏えい率を設定。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 事故時の気体定数の保守性について記載しており、記載表現は異なるものの、実質的な相違なし。</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、2Pd</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><u>格納容器体積V [m<sup>3</sup>]</u></p> <p><u>定常流の式より, 事故時の格納容器内気体の平均密度が小さくなるほど漏えい率は大きくなる。また, 上記計算式より, 事故時の格納容器内気体の平均密度は, 平均分子量が小さくなるほど小さくなる。平均分子量は※2と同じであり, 保守的な設定であると考え。</u></p> <p>※4 <u>格納容器内気体の平均密度 <math>\rho_d</math> は, 以下の式により算出した。</u></p> $\rho_d [\text{kg}/\text{m}^3] = 1.205 [\text{kg}/\text{m}^3] \times (P_d [\text{Pa}] / P_a [\text{Pa}])$ <p><u>1.205 [kg/m<sup>3</sup>] : 乾燥空気密度 (20°C)</u></p>		<p>における漏えい率の設定において, 定常流の式を用いていないことから, 当該の記載がない。</p>

解析コードおよび解析条件の不確かさの影響評価について (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)

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (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)

Table with 5 columns: 重要現象 (Important Phenomena), 解析モデル (Analysis Model), 不確かさ (Uncertainty), 運転員等操作時間に与える影響 (Impact on Operator Action Time), 評価項目となるパラメータに与える影響 (Impact on Evaluation Parameters). Rows include phenomena like fuel temperature change, core power change, and ECCS water level change.

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (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)))

第1表 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(1/2)

Table with 5 columns: 分類 (Classification), 重要現象 (Important Phenomena), 解析モデル (Analysis Model), 不確かさ (Uncertainty), 運転員等操作時間に与える影響 (Impact on Operator Action Time), 評価項目となるパラメータに与える影響 (Impact on Evaluation Parameters). Rows include phenomena like fuel temperature change, core power change, and ECCS water level change.

添付資料 3.1.2.11

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (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)))

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (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)

Table with 5 columns: 重要現象 (Important Phenomena), 解析モデル (Analysis Model), 不確かさ (Uncertainty), 運転員等操作時間に与える影響 (Impact on Operator Action Time), 評価項目となるパラメータに与える影響 (Impact on Evaluation Parameters). Rows include phenomena like fuel temperature change, core power change, and ECCS water level change.

相違理由は本文参照。



項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の正確かさ	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の正確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータによる影響
		解析条件 (初期条件、事故条件)	機器条件			
原子炉熱出力	3.438MW	3.438MW (実績値)	3.438MW (設計値)	定額原子炉熱出力として設定 原子炉熱出力のばらばら考慮した運転条件を適用できる条件	最確条件とした場合には、原子炉停止後の炉熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の炉熱が緩和される。原子炉停止後の炉熱が緩和される。原子炉停止後の炉熱が緩和される。原子炉停止後の炉熱が緩和される。	最確条件とした場合には、原子炉停止後の炉熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の炉熱が緩和される。原子炉停止後の炉熱が緩和される。原子炉停止後の炉熱が緩和される。原子炉停止後の炉熱が緩和される。
	6.93MW(a) [case]	約 6.93MW (実績値)	約 6.93MW (設計値)	定額炉心出力として設定		
原子炉圧力	7.07MPa [case]	約 7.07MPa (実績値)	約 7.07MPa (設計値)	定額炉心出力として設定		
炉心流量	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h (実績値)	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h (設計値)	定額炉心出力として設定		
	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h (実績値)	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h (設計値)	定額炉心出力として設定		
燃料	9 × 9 燃料 (A型)	9 × 9 燃料 (実績値)	9 × 9 燃料 (設計値)	定額炉心出力として設定		
	9 × 9 燃料 (A型)	9 × 9 燃料 (実績値)	9 × 9 燃料 (設計値)	定額炉心出力として設定		
原子炉停止後の炉熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	炉熱線速度として設定		
	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	炉熱線速度として設定		

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータによる静的影響 (券閉気圧力・温度による静的影響 (格納容器過圧・過温破損 (代替静電冷却系を使用する場合))。 (1/3)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の正確かさ	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の正確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータによる影響
		解析条件 (初期条件、事故条件)	機器条件			
原子炉熱出力	3.438MW	3.438MW (実績値)	3.438MW (設計値)	定額原子炉熱出力として設定		
	6.93MW(a) [case]	約 6.93MW (実績値)	約 6.93MW (設計値)	定額炉心出力として設定		
原子炉圧力	7.07MPa [case]	約 7.07MPa (実績値)	約 7.07MPa (設計値)	定額炉心出力として設定		
炉心流量	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h (実績値)	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h (設計値)	定額炉心出力として設定		
	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h (実績値)	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h (設計値)	定額炉心出力として設定		
燃料	9 × 9 燃料 (A型)	9 × 9 燃料 (実績値)	9 × 9 燃料 (設計値)	定額炉心出力として設定		
	9 × 9 燃料 (A型)	9 × 9 燃料 (実績値)	9 × 9 燃料 (設計値)	定額炉心出力として設定		
原子炉停止後の炉熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	炉熱線速度として設定		
	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	炉熱線速度として設定		

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータによる静的影響 (券閉気圧力・温度による静的影響 (格納容器過圧・過温破損 (代替静電冷却系を使用する場合))。 (1/4)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の正確かさ	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の正確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータによる影響
		解析条件 (初期条件、事故条件)	機器条件			
原子炉熱出力	3.438MW	3.438MW (実績値)	3.438MW (設計値)	定額原子炉熱出力として設定		
	6.93MW(a) [case]	約 6.93MW (実績値)	約 6.93MW (設計値)	定額炉心出力として設定		
原子炉圧力	7.07MPa [case]	約 7.07MPa (実績値)	約 7.07MPa (設計値)	定額炉心出力として設定		
炉心流量	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h (実績値)	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h (設計値)	定額炉心出力として設定		
	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h (実績値)	35.6 × 10 <sup>4</sup> t/h (設計値)	定額炉心出力として設定		
燃料	9 × 9 燃料 (A型)	9 × 9 燃料 (実績値)	9 × 9 燃料 (設計値)	定額炉心出力として設定		
	9 × 9 燃料 (A型)	9 × 9 燃料 (実績値)	9 × 9 燃料 (設計値)	定額炉心出力として設定		
原子炉停止後の炉熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	炉熱線速度として設定		
	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 (熱線速度 330kW/t)	炉熱線速度として設定		

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の本値		条件設定の考え方	運転員等操作時間に関する影響	評価項目となるパラメータに関する影響
	解析条件	最確条件			
格納容器圧力	5.28kPa [gase]	約 3kPa [gase] 約 7kPa [gase] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事故発生から格納容器圧力が初期ピーク値に達するまでの圧力上昇率 (平均) は 1 時間あたり約 50Pa/s (約 10.3 時間) であり非正常 (平均) であるに比べて、ゆらぎによる圧力上昇率は約 20Pa/s であり非正常に小さい。したがって、事故進展に伴って発生する静的負荷は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事故発生から格納容器圧力が初期ピーク値に達するまでの圧力上昇率 (平均) は 1 時間あたり約 50Pa/s (約 10.3 時間) であり非正常 (平均) であるに比べて、ゆらぎによる圧力上昇率は約 20Pa/s であり非正常に小さい。したがって、事故進展に伴って発生する静的負荷は小さい。
	格納容器温度	57℃	約 43℃～約 62℃ (実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器温度の上昇に与える影響は小さい。
初期条件	真空破壊装置	3.43kPa (ドライウェル・サブプレッシャー・チェンバール差圧) (設計値)	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件は同様であり、事故進展に伴って与える影響はない。このことから、運転員等操作時間に関する影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事故進展に伴って与える影響はない。このことから、運転員等操作時間に関する影響はない。
	外部水源の流量	50℃ (冷却開始後 21 時間以降は 40℃)	約 35℃～約 50℃ (実測値)	復水移送ポンプ出力と流量を考慮して設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より低くなる可能性があるが、ゆらぎによる水温の上昇に与える影響は小さい。また、格納容器圧力上昇に対する格納容器圧力上昇率 (平均) は 1 時間あたり約 50Pa/s (約 10.3 時間) であり非正常 (平均) であるに比べて、ゆらぎによる圧力上昇率は約 20Pa/s であり非正常に小さい。したがって、事故進展に伴って発生する静的負荷は小さい。
燃料の容量	約 21.406m <sup>3</sup>	21.406m <sup>3</sup> 以上 (冷却炉水量・復水・貯蔵炉水量)	淡水貯水能力及び通常運転時の淡水貯水能力を考慮して設定	最確条件とした場合は、解析条件より燃料容量の余裕がなくなる可能性があるが、ゆらぎによる燃料容量の減少に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件より燃料容量の余裕がなくなる可能性があるが、ゆらぎによる燃料容量の減少に与える影響は小さい。
	約 2.1406L	2.1406L 以上 (冷却炉水量・復水・貯蔵炉水量)	通常時の軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料タンクの運用量を考慮して設定	最確条件とした場合は、解析条件より燃料容量の余裕がなくなる可能性があるが、ゆらぎによる燃料容量の減少に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件より燃料容量の余裕がなくなる可能性があるが、ゆらぎによる燃料容量の減少に与える影響は小さい。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに関する影響 (2/4)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の本値		条件設定の考え方	運転員等操作時間に関する影響	評価項目となるパラメータに関する影響
	解析条件	最確条件			
サブプレッシャー・プール水位	6.983m (過冷却運転時の下限値)	約 7.000m 約 7.070m (実測値)	通常運転時のサブプレッシャー・プール水位として設定	最確条件とした場合は、サブプレッシャー・プール水位の過剰に与える影響は小さい。例えば、サブプレッシャー・プール水位が 6.983m の時の水深は 3.300m であり、ゆらぎによる水深変化 (0.087m) は約 43mm であり、その割合は初期水位の約 1.3% と非常に小さい。このことから、事故進展に伴って発生する静的負荷は小さい。	最確条件とした場合は、サブプレッシャー・プール水位の過剰に与える影響は小さい。例えば、サブプレッシャー・プール水位が 6.983m の時の水深は 3.300m であり、ゆらぎによる水深変化 (0.087m) は約 43mm であり、その割合は初期水位の約 1.3% と非常に小さい。このことから、事故進展に伴って発生する静的負荷は小さい。
	サブプレッシャー・プール水温度	32℃	約 13℃～約 32℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッシャー・プール水温度の上限値として設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定しているサブプレッシャー・プール水温度より低くなるため、格納容器の熱容量は大きくなるが、格納容器圧力上昇率の上昇に与える影響は小さい。このことから、運転員等操作時間に関する影響はない。
格納容器圧力	5kPa [gase]	約 2.2kPa [gase] 約 4.7kPa [gase] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力を含む風	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。
格納容器平均気温	57℃	約 23℃～約 56℃ (実測値)	通常運転時の格納容器平均気温 (ドライウェル・チェンバール設計温度) として設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より低くなる可能性があるが、ゆらぎによる水温の上昇に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より低くなる可能性があるが、ゆらぎによる水温の上昇に与える影響は小さい。
外部水源の流量	35℃	35℃以下	平均の気象条件を含む外部水源の水温度を設定	最確条件とした場合は、解析条件より外部水源の水温度が低くなる可能性があるが、ゆらぎによる水温の上昇に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件より外部水源の水温度が低くなる可能性があるが、ゆらぎによる水温の上昇に与える影響は小さい。
ベプスタル (ドライウェル部) のプール水	考慮しない	約 1m のプール水	ベプスタル (ドライウェル部) のプール水は存在するが、格納容器の熱容量に寄与しない。このことから、格納容器圧力上昇率の上昇に与える影響は小さい。このことから、運転員等操作時間に関する影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件より外部水源の水温度が低くなる可能性があるが、ゆらぎによる水温の上昇に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件より外部水源の水温度が低くなる可能性があるが、ゆらぎによる水温の上昇に与える影響は小さい。
外部水源の容量	約 8.600m <sup>3</sup>	8.600m <sup>3</sup> 以上 (西側格納炉水設備・代替貯水タンク)	西側格納炉水設備及び代替貯水タンクの管理上限値を設定	最確条件とした場合は、解析条件より外部水源の水容量が減少する可能性があるが、ゆらぎによる水容量の減少に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件より外部水源の水容量が減少する可能性があるが、ゆらぎによる水容量の減少に与える影響は小さい。
燃料の容量	約 1.0106L	1.0106L 以上 燃料設備用燃料タンク	格納炉タンク及び可搬式燃料設備の管理上限値を設定	最確条件とした場合は、解析条件より燃料容量の余裕がなくなる可能性があるが、ゆらぎによる燃料容量の減少に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件より燃料容量の余裕がなくなる可能性があるが、ゆらぎによる燃料容量の減少に与える影響は小さい。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに関する影響 (劣悪気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損 (代替簡略化処理を使用する場合)) (2/4))

項目	解析条件 (初期条件、事故条件) の本値		条件設定の考え方	運転員等操作時間に関する影響	評価項目となるパラメータに関する影響
	解析条件	最確条件			
格納容器圧力 (ドライウェル)	7.900kPa	7.900kPa (設計値)	ドライウェル部内の設計圧力 (設計値) を考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事故進展に伴って与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事故進展に伴って与える影響はない。
格納容器圧力 (サブプレッシャー・チェンバール)	3.43kPa [gase]	3.43kPa [gase] (設計値)	真空破壊装置の設計値	解析条件と最確条件は同様であることから、事故進展に伴って与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事故進展に伴って与える影響はない。
サブプレッシャー・プール水位	3.6m (ML)	約 3.6m (ML) (実測値)	通常運転時のサブプレッシャー・プール水位として設定	最確条件とした場合は、解析条件より水位が低くなる可能性があるが、ゆらぎによる水位の上昇に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件より水位が低くなる可能性があるが、ゆらぎによる水位の上昇に与える影響は小さい。
サブプレッシャー・プール水温度	30℃	約 19℃～約 33℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッシャー・プール水温度の上限値として設定	最確条件とした場合は、解析条件より水温度が低くなる可能性があるが、ゆらぎによる水温度の上昇に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件より水温度が低くなる可能性があるが、ゆらぎによる水温度の上昇に与える影響は小さい。
格納容器温度	57℃	約 45℃～約 62℃ (実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事故進展に伴って与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事故進展に伴って与える影響はない。
外部水源の流量	35℃	31℃以下 (実測値)	屋外貯水層の水温度として設定	最確条件とした場合は、解析条件より水温度が低くなる可能性があるが、ゆらぎによる水温度の上昇に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件より水温度が低くなる可能性があるが、ゆらぎによる水温度の上昇に与える影響は小さい。
外部水源の容量	7.740m <sup>3</sup>	7.740m <sup>3</sup> 以上 (合計貯水)	低圧原子炉内貯水層及び代替貯水タンクの管理上限値を設定	最確条件とした場合は、解析条件より外部水源の水容量が減少する可能性があるが、ゆらぎによる水容量の減少に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件より外部水源の水容量が減少する可能性があるが、ゆらぎによる水容量の減少に与える影響は小さい。
燃料の容量	1.180m <sup>3</sup>	1.180m <sup>3</sup> 以上 (合計貯水)	燃料設備用燃料タンクの管理上限値を設定	最確条件とした場合は、解析条件より燃料容量の余裕がなくなる可能性があるが、ゆらぎによる燃料容量の減少に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件より燃料容量の余裕がなくなる可能性があるが、ゆらぎによる燃料容量の減少に与える影響は小さい。





第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間となるパラメータに与える影響(4/4)

項目	解析条件(初期条件・事故条件(運転員等)の) 下値か上値		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	詳細項目となるパラメータに 与える影響	
	解析条件	最確条件				
低圧代替注水系 (常設)	20m <sup>3</sup> /h (一定)	23m <sup>3</sup> /h (一定)以上	炉心冷却の維持に必要な流量として設定	初期注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	初期注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	13m <sup>3</sup> /h (一定)	13m <sup>3</sup> /h (一定)	格納容器内温度上昇(圧力)抑制に必要となるスプレッド量を考慮し、設定	格納容器内温度上昇(圧力)抑制に必要となるスプレッド量を考慮し、設定	解析条件と最確条件はほぼ同等であり、事故進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
格納容器下部注水系 (常設)	解析上考慮しない	解析上考慮しない	格納容器内温度上昇(圧力)抑制に必要となるスプレッド量を考慮し、設定	ベネスタタ(ドライウェル)には通常運転時からプール温度が上昇する可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	ベネスタタ(ドライウェル)には通常運転時からプール温度が上昇する可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	総循環流量：250m <sup>3</sup> /h ・格納容器スプレッド：150m <sup>3</sup> /h ・原子炉注水：100m <sup>3</sup> /h	総循環流量：250m <sup>3</sup> /h ・格納容器スプレッド：150m <sup>3</sup> /h ・原子炉注水：100m <sup>3</sup> /h	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器スプレッド量を考慮し、設定	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器スプレッド量を考慮し、設定	実際の注水量は解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	実際の注水量は解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
代替格納冷却系	総循環流量：250m <sup>3</sup> /h ・格納容器スプレッド：150m <sup>3</sup> /h ・原子炉注水：100m <sup>3</sup> /h	総循環流量：250m <sup>3</sup> /h ・格納容器スプレッド：150m <sup>3</sup> /h ・原子炉注水：100m <sup>3</sup> /h	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器スプレッド量を考慮し、設定	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器スプレッド量を考慮し、設定	実際の注水量は解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	実際の注水量は解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	代替格納冷却系から格納容器スプレッドへの注水量：約100m <sup>3</sup> /h ・原子炉注水：約100m <sup>3</sup> /h ・格納容器スプレッドへの注水量：約100m <sup>3</sup> /h ・原子炉注水：約100m <sup>3</sup> /h	代替格納冷却系から格納容器スプレッドへの注水量：約100m <sup>3</sup> /h ・原子炉注水：約100m <sup>3</sup> /h ・格納容器スプレッドへの注水量：約100m <sup>3</sup> /h ・原子炉注水：約100m <sup>3</sup> /h	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器スプレッド量を考慮し、設定	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器スプレッド量を考慮し、設定	実際の注水量は解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	実際の注水量は解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
可搬式蒸気供給装置	総注入流量：200m <sup>3</sup> /h ・蒸気：100m <sup>3</sup> /h ・酸素：20m <sup>3</sup> /h ガス温度：30℃	総注入流量：200m <sup>3</sup> /h ・蒸気：100m <sup>3</sup> /h ・酸素：20m <sup>3</sup> /h ガス温度：0～35℃	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器スプレッド量を考慮し、設定	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器スプレッド量を考慮し、設定	解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。30℃より高い場合は、格納容器内温度が上昇する可能性があるが、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。30℃より高い場合は、格納容器内温度が上昇する可能性があるが、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(霧閉気圧力・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)))(4/4)

項目	解析条件(初期条件・事故条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	事故発生と同時にスクラム	事故発生と同時にスクラム	事故発生と同時にスクラムとするものとして設定	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	事故発生と同時に停止	原子炉水位低(レベル2)	主蒸気格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、過剰安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇が速くなるが、操作手順に変わりはなく、運転員等操作時間に対する影響は小さい。	最確条件とした場合には、過剰安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇が速くなるが、操作手順に変わりはなく、運転員等操作時間に対する影響は小さい。
再循環ポンプ	事故発生と同時に停止	事故発生と同時に停止	全交動電力復旧遅延によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に対する影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に対する影響はない。
	最大250m <sup>3</sup> /hで注水、その後炉心水位を定水維持可能な注水量に制御	最大250m <sup>3</sup> /hで注水、その後炉心水位を定水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系(常設)の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
残留熱代替除去系	循環流量は、全体で150m <sup>3</sup> /hとし、原子炉へ30m <sup>3</sup> /h、格納容器スプレッドへ120m <sup>3</sup> /hにて流量を分配	循環流量は、全体で150m <sup>3</sup> /hとし、原子炉へ30m <sup>3</sup> /h、格納容器スプレッドへ120m <sup>3</sup> /hにて流量を分配	残留熱代替除去系の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量：約7MW(サブプレッシャポンプ・プール水温度：100℃、海水温度20℃において)	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量：約7MW(サブプレッシャポンプ・プール水温度：100℃、海水温度20℃において)	残留熱代替除去系の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなるが、格納容器圧力及び炉内気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉補機代替冷却系	総注入流量：100m <sup>3</sup> /h ・蒸気：99.9m <sup>3</sup> /h ・酸素：0.1m <sup>3</sup> /h ガス温度：35℃	総注入流量：100m <sup>3</sup> /h ・蒸気：99.9m <sup>3</sup> /h ・酸素：0.1m <sup>3</sup> /h ガス温度：0～60℃	原子炉補機代替冷却系の設計値として設定	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に対する影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に対する影響はない。
	可搬式蒸気供給装置	総注入流量：100m <sup>3</sup> /h ・蒸気：99.9m <sup>3</sup> /h ・酸素：0.1m <sup>3</sup> /h ガス温度：35℃	総注入流量は格納容器内の蒸気濃度の上昇抑制に必要な流量として設定	格納容器内の可搬式蒸気供給装置は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、蒸気濃度は格納容器温度よりも低いことから、蒸気注入による格納容器温度の上昇に有意な影響はない。35℃未満の場合は、注入される蒸気量の密度が大きくなり蒸気注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順に変わりはなく、運転員等操作時間に対する影響は小さい。	格納容器内の可搬式蒸気供給装置は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、蒸気濃度は格納容器温度よりも低いことから、蒸気注入による格納容器温度の上昇に有意な影響はない。35℃未満の場合は、注入される蒸気量の密度が大きくなり蒸気注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順に変わりはなく、運転員等操作時間に対する影響は小さい。

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (格納容器過圧・過温破損) (代替熱除去系を使用する場合) (1/5)

項目	解除条件 (操作条件) の不確かさ		評価項目となるパラメータに与える影響	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解除上の機作開始時間	条件設定の考え					
常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (1/2)

項目	解除条件 (操作条件) の不確かさ		評価項目となるパラメータに与える影響	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解除上の機作開始時間	条件設定の考え					
常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響 (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) (1/4)

項目	解除条件 (操作条件) の不確かさ		評価項目となるパラメータに与える影響	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解除上の機作開始時間	条件設定の考え					
常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源からの起動、受電及び低圧原子炉代替注水系統 (常設) による原子炉注水

備考





表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替箱置冷却系を使用する場合）(4/5)

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
代替機冷却系運転 運転員等 操作条件	事故発生20時間後	代替機冷却系の無期限を考慮して設定	【認知】 中央制御室にて外部電源電圧及び非常用ディーゼル発電機の非常用高圧母線の電源回復が可能な場合、早期の電源回復不可と判断し、これにより代替機冷却系の運転を維持する手配としていない。 【要員配置】 代替機冷却系の取組操作は、現場にて原子炉補機冷却系の系統構成を行う運転員（現場）と、代替機冷却系の移動、搬送を行う主任の緊急時対策員（事故発生10時間以降の参事要員）が分担されている。運転員（現場）は、代替機冷却系の系統構成のための系統構成を行っている間、他の操作を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はなし。 【移動】 代替機冷却系の取組操作は、各機種の送電調整及びバス・スイッチ等の搬入・移動時に行われ、移動時に想定している。仮に搬入等の外部系を必要とする場合、より口頭に確認しながら作業を進める。また、運転員（現場）の行う現場系調整は、操作対象が10分程度であり、操作開始後、1分おきの操作時間移動時間を10分程度を想定しており、これに余裕を留めて5時間の操作時間を想定している。よって、操作開始時間に与える影響はなし。 【他の並列操作者】 緊急時対策員による準備操作及び運転員（現場）の系統構成は並列操作可能なため、両者が干渉して操作開始時間が遅くなることはない。よって、操作開始時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	代替機冷却系の参事要員は、緊急時に10時間の合計20時間を想定している。緊急時対策員が想定より早い時間完了する可能性があるため、操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等に対する余裕は大きくなる。	運転員が想定より早い時間で完了する可能性があるため、緊急時対策員が想定より早い時間完了する可能性があるため、操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等に対する余裕は大きくなる。	代替機冷却系の取組操作は、事故発生後、20時間あり、準備時間余裕がある。なお、本操作が人荷に互換性のないような状況下においても、原子炉格納容器の取組作業は、代替箱置冷却系（冷却）による原子炉冷却力に到達しないよう確認して実施することである。また、代替機冷却系の取組作業は、運転員（現場）による格納容器へのアクセス（冷却）による格納容器内の冷却力に到達しないよう確認して実施することである。また、代替機冷却系の取組作業は、運転員（現場）による格納容器へのアクセス（冷却）による格納容器内の冷却力に到達しないよう確認して実施することである。また、代替機冷却系の取組作業は、運転員（現場）による格納容器へのアクセス（冷却）による格納容器内の冷却力に到達しないよう確認して実施することである。	訓練実績等より、運転員（現場）の行う現場系構成は、想定より早い約2時間で実施可能であることを確認した。また、代替機冷却系の取組作業は、運転員（現場）による格納容器へのアクセス（冷却）による格納容器内の冷却力に到達しないよう確認して実施することである。また、代替機冷却系の取組作業は、運転員（現場）による格納容器へのアクセス（冷却）による格納容器内の冷却力に到達しないよう確認して実施することである。

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替箱置冷却系を使用する場合）(4/6)

代替機冷却系運転 運転員等 操作条件	事故発生20時間後	代替機冷却系の無期限を考慮して設定	【認知】 中央制御室にて外部電源電圧及び非常用ディーゼル発電機の非常用高圧母線の電源回復が可能な場合、早期の電源回復不可と判断し、これにより代替機冷却系の運転を維持する手配としていない。 【要員配置】 代替機冷却系の取組操作は、現場にて原子炉補機冷却系の系統構成を行う運転員（現場）と、代替機冷却系の移動、搬送を行う主任の緊急時対策員（事故発生10時間以降の参事要員）が分担されている。運転員（現場）は、代替機冷却系の系統構成のための系統構成を行っている間、他の操作を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はなし。 【移動】 代替機冷却系の取組操作は、各機種の送電調整及びバス・スイッチ等の搬入・移動時に行われ、移動時に想定している。仮に搬入等の外部系を必要とする場合、より口頭に確認しながら作業を進める。また、運転員（現場）の行う現場系調整は、操作対象が10分程度であり、操作開始後、1分おきの操作時間移動時間を10分程度を想定しており、これに余裕を留めて5時間の操作時間を想定している。よって、操作開始時間に与える影響はなし。 【他の並列操作者】 緊急時対策員による準備操作及び運転員（現場）の系統構成は並列操作可能なため、両者が干渉して操作開始時間が遅くなることはない。よって、操作開始時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	代替機冷却系の参事要員は、緊急時に10時間の合計20時間を想定している。緊急時対策員が想定より早い時間完了する可能性があるため、操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等に対する余裕は大きくなる。	代替機冷却系の取組操作は、事故発生後、20時間あり、準備時間余裕がある。なお、本操作が人荷に互換性のないような状況下においても、原子炉格納容器の取組作業は、代替箱置冷却系（冷却）による原子炉冷却力に到達しないよう確認して実施することである。また、代替機冷却系の取組作業は、運転員（現場）による格納容器へのアクセス（冷却）による格納容器内の冷却力に到達しないよう確認して実施することである。また、代替機冷却系の取組作業は、運転員（現場）による格納容器へのアクセス（冷却）による格納容器内の冷却力に到達しないよう確認して実施することである。	訓練実績等より、運転員（現場）の行う現場系構成は、想定より早い約2時間で実施可能であることを確認した。また、代替機冷却系の取組作業は、運転員（現場）による格納容器へのアクセス（冷却）による格納容器内の冷却力に到達しないよう確認して実施することである。また、代替機冷却系の取組作業は、運転員（現場）による格納容器へのアクセス（冷却）による格納容器内の冷却力に到達しないよう確認して実施することである。
--------------------------	-----------	-------------------	---	--	--	---

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（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）(4/4)

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
可搬式蓄電池供給装置による格納容器内室蓄電池供給操作	事故発生12時間後	原子炉補機冷却系及び可搬式蓄電池供給装置の準備時間を考慮して設定	【認知】 原子炉補機冷却系の準備が完了後準備を開始する手順としていないため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 【要員配置】 可搬式蓄電池供給装置による格納容器内室蓄電池供給のために、現場にて可搬式蓄電池供給装置の準備、起動を行う緊急時対策員（現場）が配置されている。現場にて緊急時対策員（現場）が実施することとなるが、本操作を行う要員は、操作が終了するまで他の操作は行わない。このため、要員配置が操作開始時間に与える影響はなし。 【移動・操作所要時間】 現場での緊急時対策員（現場）によるホース敷設等の格納容器内室蓄電池供給準備作業は移動時間等を含め2時間行うことにより、事故発生から12時間まで蓄電池供給準備を完了することを想定している。以上より、移動・操作所要時間が操作開始時間に与える影響はなし。 【他の並列操作】 現場にて緊急時対策員（現場）が可搬式蓄電池供給装置による格納容器内室蓄電池供給のための準備操作を行ったため、現場にて緊急時対策員（現場）が準備操作を行うことにより蓄電池供給開始される。当該操作を行う緊急時対策員（現場）に蓄電池供給開始時に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 緊急時対策員（現場）の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	解析上の操作開始時間として設定している。運転員等準備の操作開始時間は、事故発生から12時間あり、準備時間が確保できることから、本操作が本場に遅れないよう余裕を確保することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	可搬式蓄電池供給装置による格納容器内室蓄電池供給開始時間から12時間あり、準備時間が確保できることから、本操作が本場に遅れないよう余裕を確保することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	訓練実績等より、運転員（現場）の行う現場系構成は、想定より早い約2時間で実施可能であることを確認した。また、代替機冷却系の取組作業は、運転員（現場）による格納容器へのアクセス（冷却）による格納容器内の冷却力に到達しないよう確認して実施することである。また、代替機冷却系の取組作業は、運転員（現場）による格納容器へのアクセス（冷却）による格納容器内の冷却力に到達しないよう確認して実施することである。	



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料3.1.2.8</p> <p>大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について</p> <p>地震により大破断LOCAを上回る規模のLOCA(以下「Excessive LOCA」という。)が発生した場合には、原子炉冷却材の流出による原子炉水位の低下が早く、かつ、非常用炉心冷却系が使用できない場合は、早期に炉心損傷に至ることとなり、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。</p> <p>Excessive LOCAは、原子炉冷却材圧力バウンダリとなる複数の配管が同時に破断する場合を想定するが、破断箇所により事象進展は大きく変わる。</p> <p>炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、破断箇所は、大きく以下の2通りに分類できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・注水系配管破断の有無(注水可否) 非常用炉心冷却系や代替低圧注水系等による原子炉への注水が不可能となるため、原子炉水位低下による炉心損傷後は、原子炉圧力容器破損に至ることとなる。</li> <li>・TAF下配管破断の有無 TAFより下に設置している配管が破断した場合、液相配管破断であることから原子炉冷却材の流出量が多く、原子炉水位の低下が早くなる。また、炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失することから、原子炉注水に成功した場合でも破断面積や注水流量によっては炉心冠水を維持できない可能性がある。</li> </ul> <p>上記をふまえ、事故の想定に当たり破断配管の選定を表1のとおり整理した。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料3.1.2.12</p> <p>大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について</p> <p>大破断LOCAを上回る規模のLOCA(以下「Excessive LOCA」という。)が発生した場合には、原子炉冷却材の流出による原子炉水位の低下が早く、かつ、非常用炉心冷却系が使用できない場合は、早期に炉心損傷に至ることとなり、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。</p> <p>Excessive LOCAは、原子炉冷却材圧力バウンダリとなる複数の配管が同時に破断する場合を想定するが、破断箇所により事象進展は大きく変わる。炉心や格納容器への影響の観点から、破断箇所は大きく以下の2通りに分類できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・注水系配管破断の有無(注水可否) 非常用炉心冷却系等による原子炉への注水が不可能となるため、原子炉水位低下による炉心損傷後は、原子炉圧力容器破損に至ることとなる。</li> <li>・燃料有効長頂部位置以下の配管破断の有無 燃料有効長頂部位置より下に設置している配管が破断した場合、液相配管破断であることから原子炉冷却材の流出量が多く、原子炉水位の低下が早くなる。また、炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失することから、原子炉注水に成功した場合でも破断面積や注水流量によっては炉心冠水を維持できない可能性がある。</li> </ul> <p>上記を踏まえ、事故の想定に当たり破断配管の選定を第1表のとおり整理した。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.7</p> <p>大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について</p> <p>地震により大破断LOCAを上回る規模のLOCA(以下「Excessive LOCA」という。)が発生した場合には、原子炉冷却材の流出による原子炉水位の低下が早く、かつ、非常用炉心冷却系が使用できない場合は、早期に炉心損傷に至ることとなり、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。</p> <p>Excessive LOCAは、原子炉冷却材圧力バウンダリとなる複数の配管が同時に破断する場合を想定するが、破断箇所により事象進展は大きく変わる。</p> <p>炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、破断箇所は、大きく以下の2通りに分類できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・注水系配管破断の有無(注水可否) 非常用炉心冷却系や低圧原子炉代替注水系等による原子炉への注水が不可能となるため、原子炉水位低下による炉心損傷後は、原子炉圧力容器破損に至ることとなる。</li> <li>・TAF下配管破断の有無 TAFより下に設置している配管が破断した場合、液相配管破断であることから原子炉冷却材の流出量が多く、原子炉水位の低下が早くなる。また、炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失することから、原子炉注水に成功した場合でも破断面積や注水流量によっては炉心冠水を維持できない可能性がある。</li> </ul> <p>上記をふまえ、事故の想定に当たり破断配管の選定を表1のとおり整理した。</p>	



表1 配管破断の選定

		TAF 下配管破断	
		無	有
注水配管破断	無	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失しないため Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水が行われると、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失するが、Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水を考慮すると、冠水するまでに要する時間は左記に比べて長くなるものの、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。
	有	原子炉水位の低下は早まるが、「過渡事象+高圧注水失敗-低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗」と同等程度の事象進展になると考えられる。	

表 1 より、破断箇所は包絡的な条件である注水系配管及びTAF 下配管の両方が同時に破断した場合を想定した評価を実施することとする。

以上のように、破断箇所が異なることで事象進展は変わると考えられるものの、原子炉圧力容器から格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであり、長期的な挙動は大破断LOCA と同等と考えられるため、「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

ここでは、「Excessive LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却失敗」について、格納容器破損防止対策が有効に機能することを確認するため、保守的に以下の配管が同時に破断することを想定した解析を実施する。

<破断想定箇所>

注水配管 (TAF 上配管)	上蒸気配管 給水配管 RIR (SIIC) 吸込配管 LPFL 注入配管 HPCF 注入配管
TAF 下配管	ドレン配管 計装配管

第1表 破断配管の選定

		燃料有効長頂部位置以下の配管破断	
		無	有
注水配管破断	無	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失しないため Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水が行われると、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失するが、Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水を考慮すると、冠水するまでに要する時間は左記に比べて長くなるものの、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。
	有	原子炉水位の低下は早まるが、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH」と同等程度の事象進展になると考えられる。	原子炉水位の低下は早まり、原子炉注水による炉心冷却もできず、かつ炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失するため、事象進展は極端に早くなる。

第 1 表より、破断箇所は包絡的な条件である注水系配管及び燃料有効長頂部位置以下の配管が同時に破断した場合を想定した評価を実施することとする。

なお、破断箇所が異なることで事象進展は変わると考えられるものの、原子炉圧力容器から格納容器内へ放出されるエネルギーは同程度であり、長期的な挙動は大破断LOCA と同等と考えられるため、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

ここでは、「Excessive LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」について、格納容器破損防止対策が有効に機能することを確認するため、保守的に以下の配管が同時に破断することを想定した解析を実施する。

<主な破断想定箇所>

注水配管 燃料有効長頂部位置以上の配管	蒸気配管 給水配管 低圧注水系配管 低圧炉心スプレイ系配管 高圧炉心スプレイ系配管
燃料有効長頂部位置以下の配管	再循環系配管 底部ドレン配管

島根原子力発電所 2号炉

表 1 配管破断の選定

		TAF 下配管破断	
		無	有
注水配管破断	無	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失しないため Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水が行われると、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失するが、Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水を考慮すると、冠水するまでに要する時間は左記に比べて長くなるものの、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。
	有	原子炉水位の低下は早まるが、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水(重大事故等対策を含む)失敗+デブリ冷却失敗」と同等程度の事象進展になると考えられる。	原子炉水位の低下は早まり、原子炉注水による炉心冷却もできず、かつ、炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失するため、事象進展は極端に早くなる。

表 1 より、破断箇所は包絡的な条件である注水系配管及びTAF 下配管の両方が同時に破断した場合を想定した評価を実施することとする。

以上のように、破断箇所が異なることで事象進展は変わると考えられるものの、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであり、長期的な挙動は大破断LOCA と同等と考えられるため、「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

ここでは、「Excessive LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失+炉心損傷後の原子炉注水(重大事故等対策を含む)失敗+デブリ冷却失敗」について、格納容器破損防止対策が有効に機能することを確認するため、保守的に以下の配管が同時に破断することを想定した解析を実施する。

<破断想定箇所>

注水配管 (TAF 上配管)	主蒸気配管 給水配管 高圧炉心スプレイ系配管 低圧炉心スプレイ系配管 低圧注水系配管
TAF 下配管	再循環配管 底部ドレン配管 計装配管

・設備設計の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
型式の相違による破断想定箇所の相違。

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>なお、本評価にて扱うExcessive LOCA は、注水系配管の破断による注水系の機能喪失のみを仮定しており、それ以外の重大事故等対処設備（<u>代替格納容器スプレイ系（常設）</u>等）は使用できるとの前提としている。</p> <p>一方で、大規模損壊事象として整理した「<u>格納容器・圧力容器損傷</u>」及び「<u>原子炉建屋損傷</u>」は、<u>建屋・構造物の損壊</u>により Excessive LOCA が発生することを考慮しており、大破断LOCA で講じる対策に期待できず、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できない場合においても、事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、<u>建屋全体が崩壊</u>するような深刻な事故の場合にも可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策により影響緩和を図ることとしている。</p> <p>1. 解析結果について</p> <p>Excessive LOCA 発生後、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、<u>事象発生から約4分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K（約727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。</u>また、<u>事象発生から約0.4時間後に燃料温度は約2,500K（約2,227℃）に到達する。</u>事象発生から<u>70分後</u>、原子炉注水を開始するが、原子炉圧力容器へは入らず破断口から原子炉格納容器へ漏えいするため、原子炉水位は回復することなく、<u>約1.6時間後には炉心支持板破損と同時に原子炉圧力容器が破損する。</u></p> <p>原子炉圧力容器の破損後は、原子炉注水を停止して<u>原子炉格納容器下部への注水に切り替え、格納容器圧力及び温度上昇を抑制するための代替格納容器スプレイ</u>を実施する。事象発生から<u>20.5時間後には代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始し、格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。</u>格納容器圧力、格納容器温度並びに溶融炉心・コンクリート相互作用による<u>原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を図1から図3</u>に示す。</p>	<p>Excessive LOCA発生後、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、<u>事象発生後早期に燃料被覆管の最高温度は1,000K（約727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。</u>また、<u>事象発生から約18分後に燃料温度は約2,500K（約2,227℃）に到達する。</u>事象発生から<u>25分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始するが、注水配管が破断しているため原子炉圧力容器へは注水されず、原子炉水位は回復することなく原子炉圧力容器破損に至る。</u></p> <p>事象発生から<u>25分後に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始し、90分後から代替循環冷却系による格納容器除熱に切り替えることで、原子炉圧力容器破損前の格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制する。</u>原子炉圧力容器破損後は、<u>代替循環冷却系による格納容器除熱に加えて、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水を実施することで、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制するとともに、ペDESTAL（ドライウェル部）へ落下した溶融炉心の冷却を維持する。</u></p> <p><u>格納容器圧力、格納容器雰囲気温度等の推移を第1図から第7</u></p>	<p>なお、本評価にて扱うExcessive LOCA は、注水系配管の破断による注水系の機能喪失のみを仮定しており、それ以外の重大事故等対処設備（<u>格納容器代替スプレイ系（常設）</u>等）は使用できるとの前提としている。</p> <p>一方で、大規模損壊事象として整理した「<u>格納容器・圧力容器損傷</u>」及び「<u>原子炉建屋損傷</u>」は、<u>建物・構築物の損壊</u>により Excessive LOCA が発生することを考慮しており、大破断LOCA で講じる対策に期待できず、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できない場合においても、事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、<u>建物全体が崩壊</u>するような深刻な事故の場合にも可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策により影響緩和を図ることとしている。</p> <p>1. 解析結果について</p> <p>Excessive LOCA発生後、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、<u>事象発生から約18秒後に燃料被覆管の最高温度は1,000K（約727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。</u>また、<u>事象発生から約21分後に燃料温度は約2,500K（約2,227℃）に到達する。</u>事象発生から<u>30分後</u>、原子炉注水を開始するが、原子炉圧力容器へは入らず破断口から<u>原子炉格納容器へ漏えいするため、原子炉水位は回復することなく、約1.2時間後には炉心支持板破損と同時に原子炉圧力容器が破損する。</u></p> <p>原子炉圧力容器の破損後は、原子炉注水を停止して<u>ペDESTALへの注水に切り替え、格納容器圧力及び温度上昇を抑制するための格納容器代替スプレイ</u>を実施する。事象発生から<u>10時間後には残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を開始し、格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。</u>格納容器圧力、格納容器温度並びに溶融炉心・コンクリート相互作用による<u>ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を図1から図3</u>に示す。</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7，東海第二】 1,000K 到達時間等の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉圧力容器と同時に炉心支持板が破損する。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、事象初期に格納容器スプレイを実施しない。</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>原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器スプレイによる原子炉格納容器冷却及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力0.62MPa[gage]を超えることはない。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約172℃となり、限界温度200℃を超えない。</p> <p>原子炉水位の低下が早いことから事象進展が早くなり、約1.6時間後に炉心支持板破損と原子炉圧力容器破損が同時に発生している。このため、原子炉格納容器下部の初期水張りは実施できず、熔融炉心落下時に格納容器圧力の上昇は見られるが、その影響は小さく、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心は、原子炉格納容器下部の初期水張りは実施していないが、熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水により熔融炉心は冷却され、原子炉格納容器下部壁面及び床面に有意な侵食は発生しない。</p>	<p>図に示す。</p> <p>第1図のとおり、格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力0.62MPa[gage]を超えない。また、第2図のとおり、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約153℃となり、限界温度200℃を超えない。</p> <p>原子炉水位の低下が早いことから事象進展が早くなり、約1.3時間後に炉心支持板が破損し、その後、約2.6時間後に原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>原子炉圧力容器の底部ドレン配管からの流入によりペDESTAL（ドライウエル部）が満水となった場合でも、床ドレン及び機器ドレン排水経路による水位1mまでの排水に必要な時間は約1.3時間であり（添付資料3.2.3参照）、原子炉圧力容器が破損する約2.6時間後までにペDESTAL（ドライウエル部）の水位は1mまで排水可能である。</p> <p>第3図及び第4図のとおり、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心は、初期水張り水及び熔融炉心落下後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水により冷却され、ペDESTAL（ドライウエル部）壁面及び床面におけるコンクリートの侵食は発生しない。</p>	<p>原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器スプレイによる原子炉格納容器冷却及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力853kPa[gage]を超えることはない。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約175℃となり、限界温度200℃を超えない。</p> <p>原子炉水位の低下が早いことから事象進展が早くなり、約1.2時間後に炉心支持板破損と原子炉圧力容器破損が同時に発生している。このため、ペDESTALの初期水張りは実施できず、熔融炉心落下時に格納容器圧力の上昇は見られるが、その影響は小さく、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。</p> <p>ペDESTALに落下した熔融炉心は、ペDESTALの初期水張りは実施していないが、熔融炉心落下後のペDESTALへの注水により熔融炉心は冷却され、ペDESTAL壁面及び床面に有意な侵食は発生しない。</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉（Mark-I改）と柏崎6/7（ABWR）、東海第二（Mark-II）の最高使用圧力の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 炉心支持板破損時間及び原子炉圧力容器破損時間の相違。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】 島根2号炉は、底部ドレン配管からの流入によりペDESTALの水位は上昇しない。</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉圧力容器破損時間が早い ため、ペDESTALへの初期水張りが間に合わ</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>したがって、Excessive LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性は確保できる。</p> <p>2. 水素燃焼に関する考察</p> <p>大破断LOCA とExcessive LOCA の双方で、ブローダウン過程で原子炉圧力容器内の水が短時間で流出する点で変わりはない。Excessive LOCA を想定した場合、炉心損傷が早まり、露出炉心への水蒸気供給が減少するため、原子炉圧力容器内の水素ガス生成量は少なくなることが考えられるものの、炉心損傷に伴う水素ガス生成挙動にも大きな差は生じないと考えられる。</p> <p>水素燃焼に係る有効性評価では、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%を大きく上回るため、原子炉格納容器の破損を防止する上では、酸素濃度が可燃限界に到達しない、又は到達することを防止することが重要となる。水の放射線分解によって長期的に発生する酸素ガスは、その発生量は崩壊熱に依存することから「<u>過渡事象±高圧注水失敗±低圧注水失敗±損傷炉心冷却失敗</u>」に示した発生量と同程度となると考える。なお、「水素燃焼」と同様に、G 値の不確かさにより、仮に水の放射線分解による酸素ガスの発生が増加した場合であっても、<u>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）</u>を使用し、原子炉格納容器内のガスを排出することが可能である。</p> <p>以上から、Excessive LOCA の場合においても原子炉格納容器の健全性を確保できる。</p> <p>3. まとめ</p> <p>感度解析結果から、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、Excessive LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できることを確認した。また、「水素燃焼」についても、大破断LOCA とExcessive LOCA で有意な差はないことから、原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p>	<p><u>格納容器内水素濃度及び酸素濃度については、第 5 図及び第 6 図のとおり、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は 13vol% を大きく上回るが、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱により、酸素濃度は可燃限界濃度である 5vol% を下回るため、格納容器内での水素燃焼は発生しない。</u></p> <p><u>サブプレッション・プール水位は、第 7 図のとおり、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水により徐々に上昇するが、事象発生約 162 時間後に通常水位+6.5m に到達し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を実施した以降は、一時的に水位上昇がみられるものの、ベント配管位置よりも低く推移するため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の継続は可能となる。</u></p> <p><u>以上より、Excessive LOCA 発生時にも格納容器の健全性は確保できる。</u></p>	<p>したがって、Excessive LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性は確保できる。</p> <p>2. 水素燃焼に関する考察</p> <p>大破断LOCA とExcessive LOCA の双方で、ブローダウン過程で原子炉圧力容器内の水が短時間で流出する点で変わりはない。Excessive LOCA を想定した場合、炉心損傷が早まり、露出炉心への水蒸気供給が減少するため、原子炉圧力容器内の水素ガス生成量は少なくなることが考えられるものの、炉心損傷に伴う水素ガス生成挙動にも大きな差は生じないと考えられる。</p> <p>水素燃焼に係る有効性評価では、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は 13vol% を大きく上回るため、原子炉格納容器の破損を防止する上では、酸素濃度が可燃限界に到達しない、又は到達することを防止することが重要となる。水の放射線分解によって長期的に発生する酸素ガスは、その発生量は崩壊熱に依存することから「<u>過渡事象±高圧炉心冷却失敗±原子炉減圧失敗±炉心損傷後の原子炉減圧失敗±原子炉注水失敗±DCH 発生</u>」に示した発生量と同程度となると考える。なお、「水素燃焼」と同様に、G 値の不確かさにより、仮に水の放射線分解による酸素ガスの発生が増加した場合であっても、<u>格納容器フィルタベント系</u>を使用し、原子炉格納容器内のガスを排出することが可能である。</p> <p>以上から、Excessive LOCA の場合においても原子炉格納容器の健全性を確保できる。</p> <p>3. まとめ</p> <p>感度解析結果から、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、Excessive LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できることを確認した。また、「水素燃焼」についても、大破断LOCA とExcessive LOCA で有意な差はないことから、原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p>	<p>ない。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉圧力容器が破損するシナリオの気相濃度の推移を「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」に記載していることから、Excessive LOCA 時の気相の濃度の推移を記載していない。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、耐圧強化ベントを使用しない。</p>

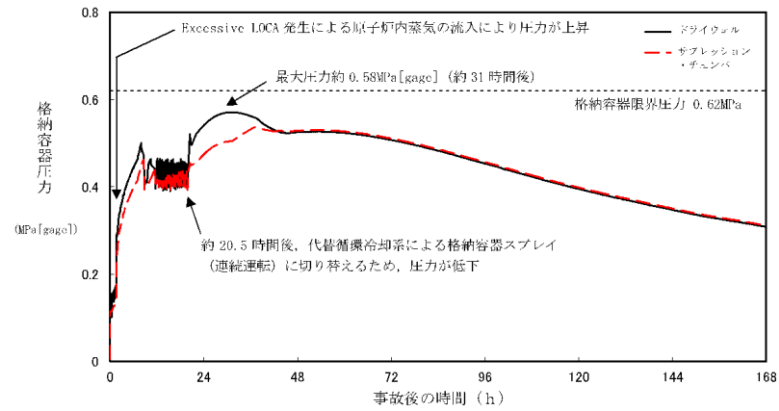


図1 格納容器圧力の推移

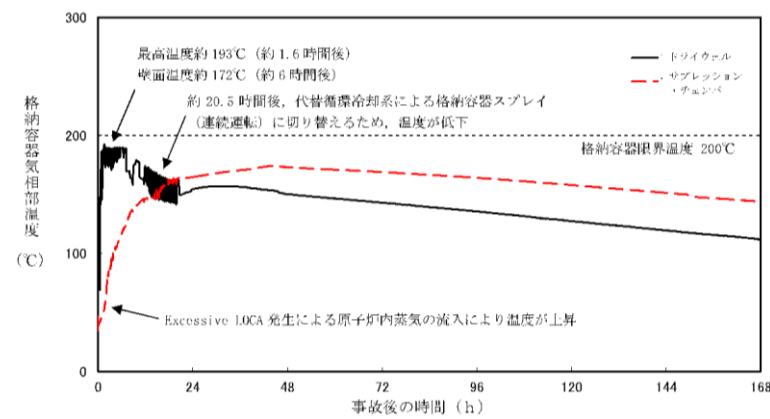
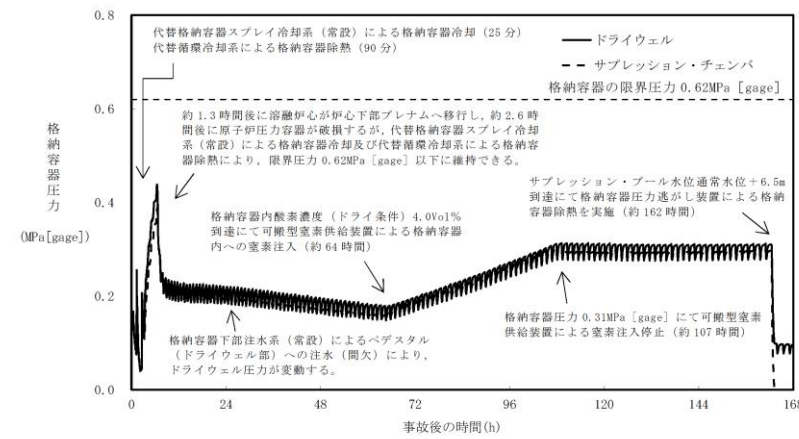
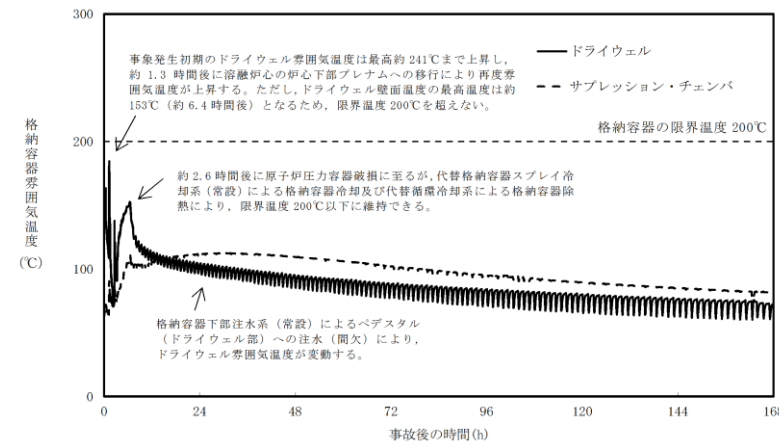


図2 格納容器気相部温度の推移



第 1 図 格納容器圧力の推移



第 2 図 格納容器雰囲気温度の推移

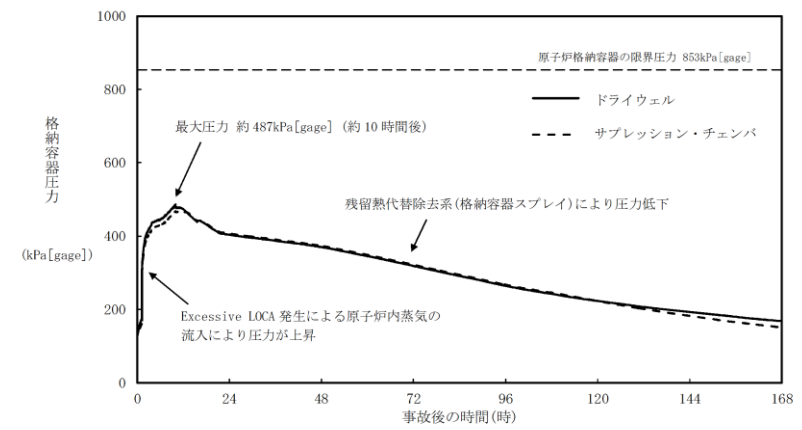


図 1 格納容器圧力の推移

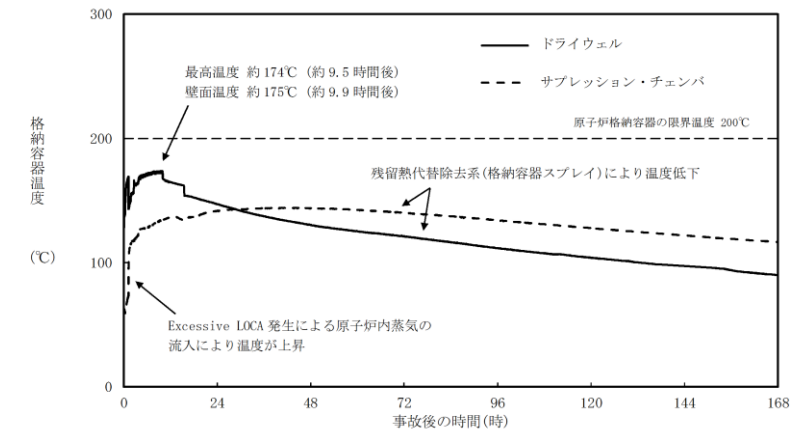


図 2 格納容器温度の推移

(・島根 2 号炉は, Excessive LOCA において, 原子炉注水配管の破断により原子炉への注水ができないため, 原子炉圧力容器は破損するが, 原子炉圧力容器から原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから, 事象進展は大破断 LOCA と同等になり, 柏崎 6/7 及び東海第二と同様である。)

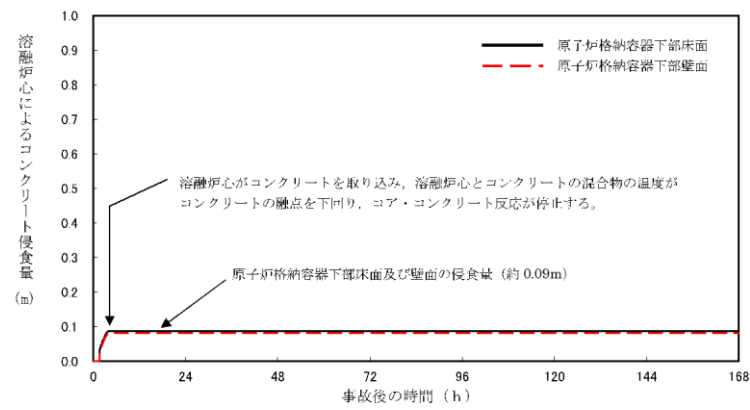
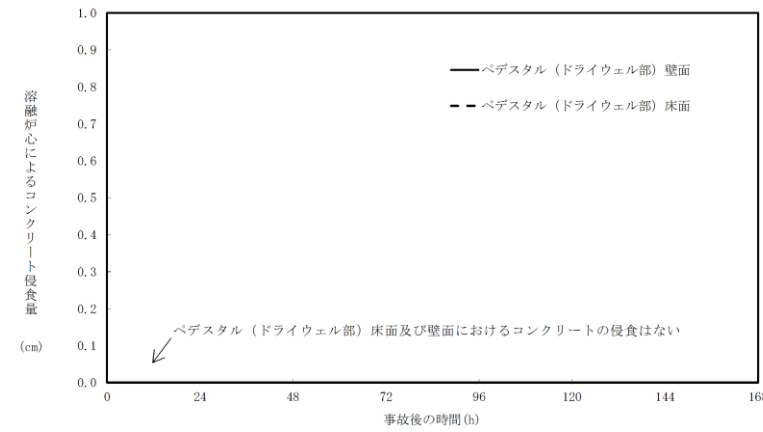
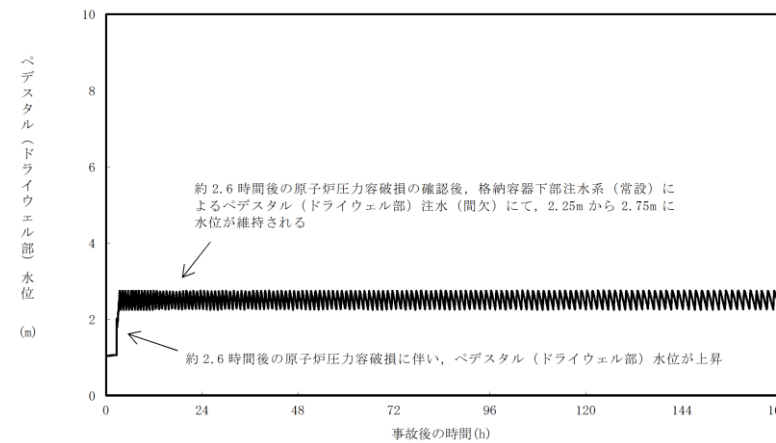


図3 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



第3図 ペDESTAL (ドライウェル部) 床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



第4図 ペDESTAL水位の推移

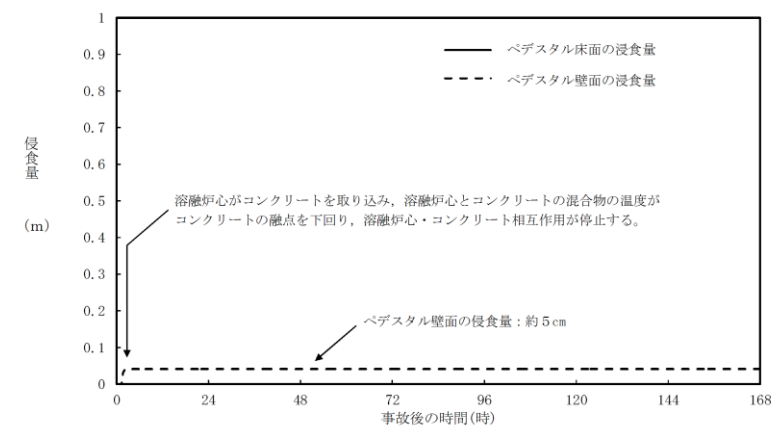
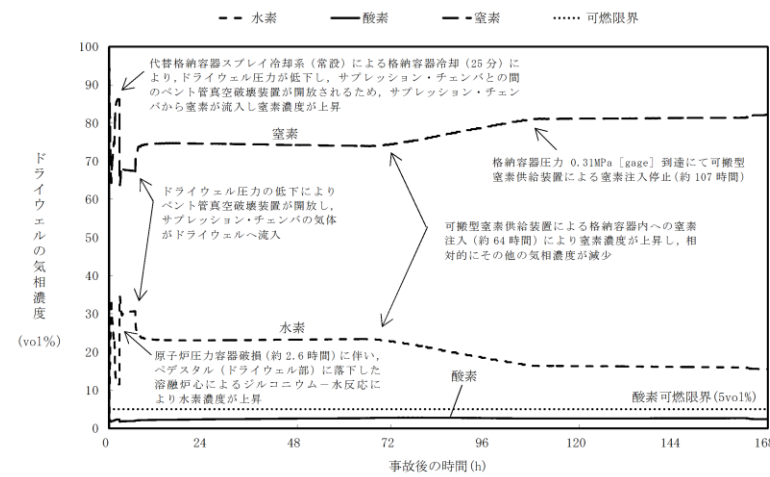


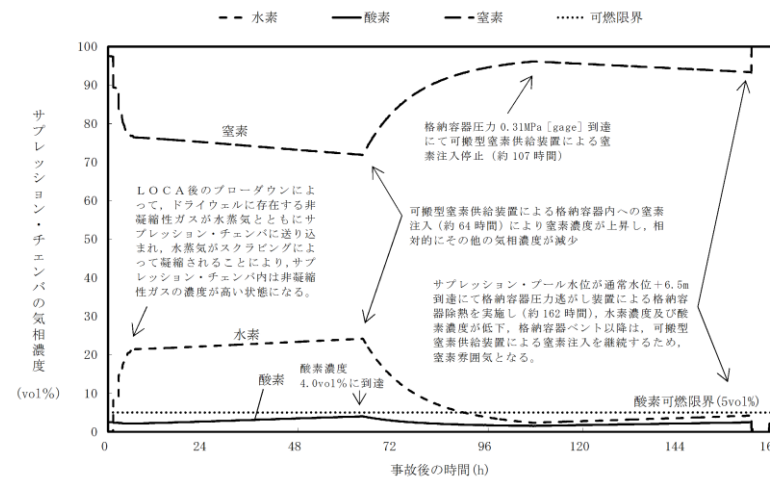
図3 ペDESTAL床面及び壁面の侵食量の推移

・解析結果の相違  
**【東海第二】**  
 島根2号炉は、原子炉圧力容器破損以降はコリウムシールドを設置していないペDESTAL壁面について、コンクリートに侵食が生じているが、東海第二では、ペDESTAL壁面及び床面にコリウムシールドを設置しており、コンクリート侵食は生じない。

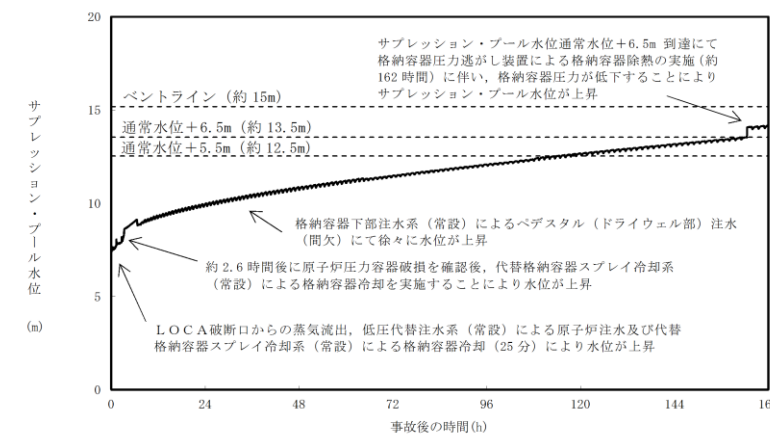
・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 島根2号炉は、原子炉圧力容器が破損するシナリオの原子炉格納容器水位の推移を「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に記載していることから、Excessive LOCA時のペDESTAL水位の推移を記載していない。



第5図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第6図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



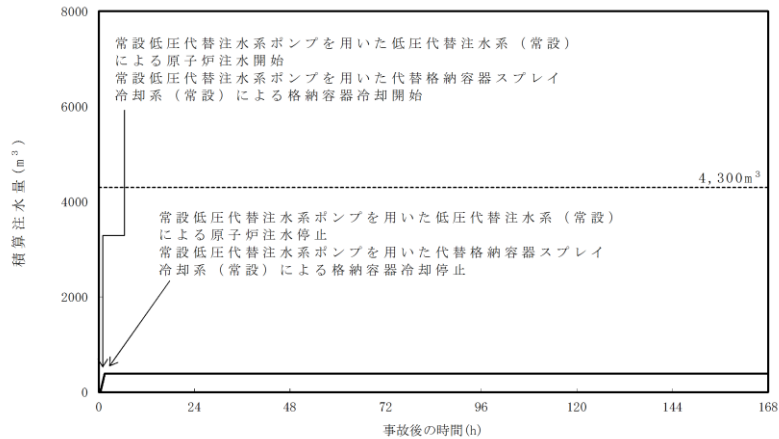
第7図 サプレッション・プール水位の推移

・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 島根2号炉は、原子炉圧力容器が破損するシナリオの気相濃度の推移を「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」に記載していることから、Excessive LOCA時の気相濃度の推移を記載していない。

・記載方針の相違  
**【東海第二】**  
 島根2号炉は、原子炉圧力容器破損するシナリオの原子炉格納容器水位の推移を「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」に記載していることから、Excessive LOCA時のサプレッション・プール水位の推移を記載していない。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>7日間における水源の対応について (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)</p> <p>添付資料 3.1.2.9</p> <p>○水源                      復水貯蔵槽水量：約1,700m<sup>3</sup>                      淡水貯水池：約18,000m<sup>3</sup></p> <p>○水使用パターン                      ①低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水                      事象発生70分後から低圧代替注水系 (常設) により注水する。                      冠水後は、破断口～原子炉水位低 (レベル1) の範囲で注水する (約90m<sup>3</sup>/h)。                      ②代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器スプレィ                      原子炉水位が破断口～原子炉水位低 (レベル1) の範囲で、格納容器スプレィを実施 (140m<sup>3</sup>/h)。                      ③淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送                      事象発生12時間後から可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 4台を用いて130m<sup>3</sup>/hで淡水貯水池の水を復水貯蔵槽へ給水する。                      ④代替循環冷却系 (常設) の影響緩和のための措置                      事象発生20時間後から、低圧代替注水系 (常設) において、原子炉圧力容器内へ注水 (最大300m<sup>3</sup>/h) を0.1時間行う。その後、代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) に切り替えを行い、最大流量 (160m<sup>3</sup>/h) で1.9時間、格納容器スプレィを実施する。なお、RWC全停止後、事象発生約22.2時間～約22.5時間まで、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) により90m<sup>3</sup>/hで原子炉注水を行う。</p> <p>○時間評価 (右1上図)                      事象発生12時間後までは復水貯蔵槽を水源として原子炉注水及び格納容器スプレィを実施するため、復水貯蔵槽水量は減少する。事象発生12時間後から復水貯蔵槽への補給を開始するため、水量の減少割合は低下する。事象発生後約22.5時間後から、代替循環冷却系の運転を開始し、以降は原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内を加熱により安定して冷却することが可能である。</p> <p>○水源評価結果                      時間評価の結果から復水貯蔵槽が枯渇することはない。また、7日間の対応を考慮すると、約500m<sup>3</sup>必要となる。低圧原子炉代替注水系 (常設) の補給を考慮すると、約5,800m<sup>3</sup>必要とされる。各炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有することから、6号及び7号炉の同時被災を考慮した場合も必要水量を確保可能であり、安定して冷却を継続することが可能である。</p>	<p>添付資料 3.1.2.13</p> <p>7日間における水源の対応について                      (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))</p> <p>1. 水源に関する評価                      ① 淡水源 (有効水量)                      ・代替淡水貯槽：約4,300m<sup>3</sup></p> <p>2. 水使用パターン                      ① 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水                      事象発生25分後、定格流量で代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施する。                      代替循環冷却系による原子炉注水が開始される事象発生約90分後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を停止する。                      ② 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却                      事象発生25分後から炉心水位回復まで、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却を実施する。                      代替循環冷却系による格納容器除熱が開始される事象発生約90分後に、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却を停止する。</p> <p>3. 時間評価                      原子炉注水等によって、代替淡水貯槽の水量は減少する。                      事象発生90分後までに代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施し、その後、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水等を停止するため、代替淡水貯槽の水量の減少は停止する。                      この間の代替淡水貯槽の使用水量は合計約400m<sup>3</sup>である。</p>	<p>添付資料 3.1.2.8</p> <p>7日間における水源の対応について (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)</p> <p>○水源                      低圧原子炉代替注水ポンプ：約740m<sup>3</sup>                      輪谷貯水池 (西1/西2) ※：約7,000 m<sup>3</sup> (約3,500m<sup>3</sup> × 2)                      ※設置許可基準規則 56条【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置)</p> <p>○水使用パターン                      ①低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水                      事象発生後、最大流量 (250m<sup>3</sup>/h) で注水する。                      冠水後は、崩壊熱に応じた注水量で注水する。                      ②輪谷貯水池 (西1/西2) から低圧原子炉代替注水ポンプへの移送                      事象発生2時間30分後から大量送水車を用いて120m<sup>3</sup>/hで低圧原子炉代替注水ポンプへ移送する。</p> <p>○時間評価 (右1上図)                      事象発生後2時間30分までは低圧原子炉代替注水ポンプを水源として原子炉注水を実施するため、低圧原子炉代替注水ポンプ水量は減少する。事象発生2時間30分後から低圧原子炉代替注水ポンプへの補給を開始するため水量は回復する。事象発生後約10時間後から、残留熱代替除去系の運転を開始し、以降は原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱により安定して冷却することが可能である。</p> <p>○水源評価結果                      時間評価の結果から低圧原子炉代替注水ポンプが枯渇することはない。また、7日間の対応を考慮すると、約500m<sup>3</sup>必要となる。低圧原子炉代替注水系 (常設) 及び輪谷貯水池 (西1/西2) に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有することから、必要水量は確保可能であり、安定して冷却を継続することが可能である。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>解析結果の相違                      【柏崎6/7, 東海第二】                      島根2号炉は、本シナシナシにおいて、外部水源を用いた格納容器スプレィを実施しない。</li> <li>評価結果の相違                      【柏崎6/7, 東海第二】</li> <li>解析条件の相違                      【柏崎6/7】                      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。</li> <li>記載方針の相違                      【柏崎6/7】                      島根2号炉は、残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱は内部水源にて実施するため、水源が枯渇しないことを明記。</li> </ul>



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="964 703 1691 829">第1図 外部水源による積算注水量 (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))</p> <p data-bbox="943 882 1706 1092">4. 水源評価結果 時間評価の結果から、7日間の対応において合計約400m<sup>3</sup>の水が必要となるが、代替淡水貯槽に約4,300m<sup>3</sup>の水を保有することから必要水量を確保している。このため、安定して冷却を継続することが可能である。</p>		

7 日間における燃料の対応について (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)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

7日間における燃料の対応について (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)

添付資料 3.1.2.10

時系列	合計	判定
<p>7 号炉 7 日間の燃料消費量は約 420.0kL (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) であるが、保守的に最大負荷 (定格出力運転) を想定し、7 日間の燃料消費量は約 352.8kL である。</p>	<p>7 日間の燃料消費量は約 352.8kL である。</p>	<p>軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり、7 日間対応可能。</p>
<p>6 号炉 7 日間の燃料消費量は約 420.0kL (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) であるが、保守的に最大負荷 (定格出力運転) を想定し、7 日間の燃料消費量は約 352.8kL である。</p>	<p>7 日間の燃料消費量は約 352.8kL である。</p>	<p>軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり、7 日間対応可能。</p>
<p>5 号炉 7 日間の燃料消費量は約 420.0kL (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) であるが、保守的に最大負荷 (定格出力運転) を想定し、7 日間の燃料消費量は約 352.8kL である。</p>	<p>7 日間の燃料消費量は約 352.8kL である。</p>	<p>軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり、7 日間対応可能。</p>
<p>4 号炉 7 日間の燃料消費量は約 420.0kL (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) であるが、保守的に最大負荷 (定格出力運転) を想定し、7 日間の燃料消費量は約 352.8kL である。</p>	<p>7 日間の燃料消費量は約 352.8kL である。</p>	<p>軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり、7 日間対応可能。</p>
<p>3 号炉 7 日間の燃料消費量は約 420.0kL (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) であるが、保守的に最大負荷 (定格出力運転) を想定し、7 日間の燃料消費量は約 352.8kL である。</p>	<p>7 日間の燃料消費量は約 352.8kL である。</p>	<p>軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり、7 日間対応可能。</p>
<p>2 号炉 7 日間の燃料消費量は約 420.0kL (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) であるが、保守的に最大負荷 (定格出力運転) を想定し、7 日間の燃料消費量は約 352.8kL である。</p>	<p>7 日間の燃料消費量は約 352.8kL である。</p>	<p>軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり、7 日間対応可能。</p>
<p>1 号炉 7 日間の燃料消費量は約 420.0kL (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) であるが、保守的に最大負荷 (定格出力運転) を想定し、7 日間の燃料消費量は約 352.8kL である。</p>	<p>7 日間の燃料消費量は約 352.8kL である。</p>	<p>軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり、7 日間対応可能。</p>

添付資料 3.1.2.10

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

添付資料 3.1.2.14

7 日間における燃料の対応について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合))

保守的に全ての設備が、事象発生直後から 7 日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
<p>常設代替高圧電源装置 5 台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 420.0L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 5 台 (運転台数) = 約 352.8kL</p>	<p>7 日間の燃料消費量は約 352.8kL である。</p>	<p>軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり、7 日間対応可能。</p>
<p>室素供給装置用電源車 1 台起動 (格納容器内への室素注入) 110.0L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1 台 (運転台数) = 約 18.5kL</p>	<p>7 日間の燃料消費量は約 18.5kL である。</p>	<p>可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kL であり、7 日間対応可能。</p>
<p>緊急時対策用発電機 1 台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 411L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1 台 (運転台数) = 約 70.0kL</p>	<p>7 日間の燃料消費量は約 70.0kL である。</p>	<p>緊急時対策用発電機燃料油貯蔵タンクの容量は約 75kL であり、7 日間対応可能。</p>

島根原子力発電所 2号炉

添付資料 3.1.2.9

7 日間における燃料の対応について (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))

保守的にすべての設備が、事象発生直後から 7 日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
<p>大量送水車 1 台起動 0.0677m³/h × 24h × 7 日 × 1 台 = 11.3736m³</p>	<p>7 日間の燃料消費量は約 73m³ である。</p>	<p>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の容量は約 730m³ であり、7 日間対応可能。</p>
<p>大型送水ポンプ車 1 台起動 0.31m³/h × 24h × 7 日 × 1 台 = 52.08m³</p>		
<p>可搬式室素供給装置 1 台起動 0.0469 m³/h × 24h × 7 日 × 1 台 = 7.8792m³</p>		
<p>ガスタービン発電機 1 台起動 (燃料消費率は保守的に最大負荷 (定格出力運転) 時を想定) 2.09m³/h × 24h × 7 日 × 1 台 = 351.12m³</p>	<p>7 日間の燃料消費量は約 352m³ である。</p>	<p>ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 450m³ であり、7 日間対応可能。</p>
<p>緊急時対策用発電機 1 台 (燃料消費率は保守的に最大負荷 (定格出力運転) 時を想定) 0.0469 m³/h × 24h × 7 日 × 1 台 = 7.8792m³</p>	<p>7 日間の燃料消費量は約 8m³ である。</p>	<p>緊急時対策用燃料地下タンクの容量は約 45m³ であり、7 日間対応可能。</p>

備考

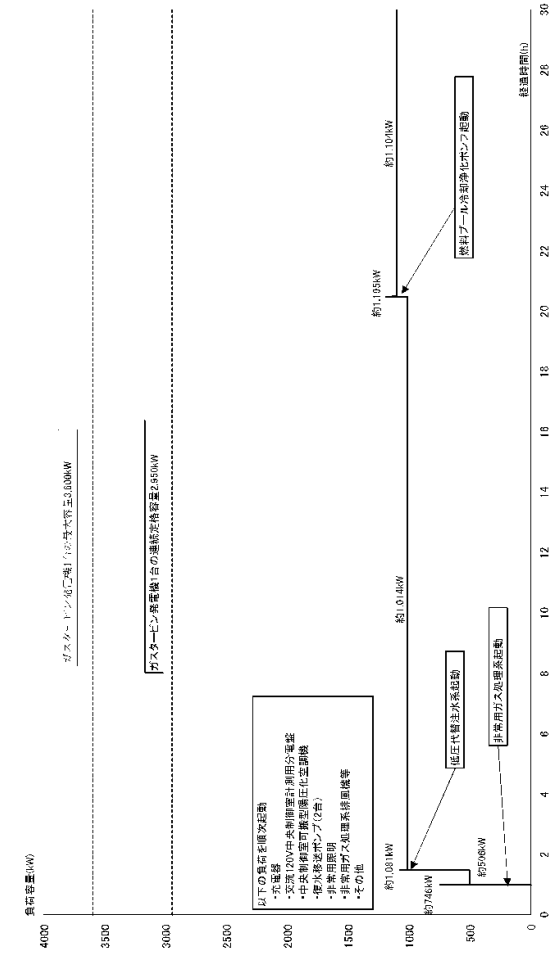
・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、緊急時対策用発電機用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。

・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)

添付資料 3.1.2.11

常設代替交流電源設備の負荷 (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)



負荷積算イメージ

※非常用ガス処理系温分除去装置, 及び非常用ガス処理系フィルタ装置を含む。

6号炉	
直流125V充電器盤A	約94kW
直流125V充電器盤A・2	約56kW
AM用直流125V充電器盤	約41kW
直流125V充電器盤B	約98kW
交流120V中央制御室計測用分電盤A,B	約12kW
非常用照明	約100kW
中央制御室可搬型扇圧化空調機	3kW
復水移送ポンプ	55kW
復水移送ポンプ	55kW
燃料プール希釈浄化ポンプ(起動時)	90kW (181kW)
非常用ガス処理系排風機等*	約37kW
その他必要な設備	約98kW
その他必要な設備	約366kW
合計(連続定格容量)	約1104kW
	(約1195kW)

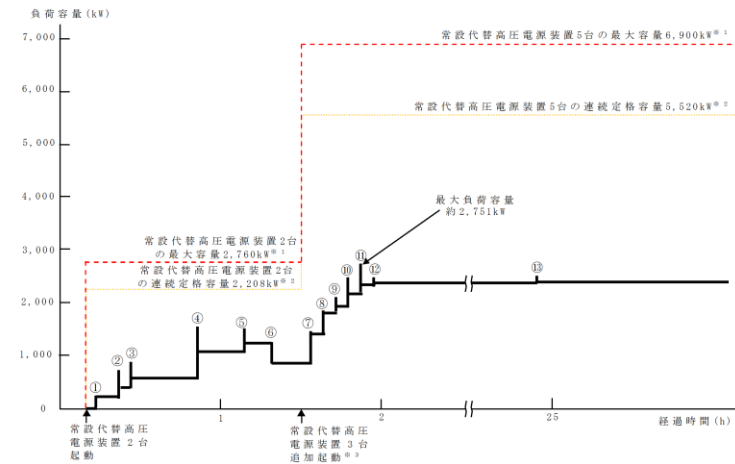
東海第二発電所 (2018.9.12版)

添付資料 3.1.2.15

常設代替交流電源設備の負荷  
(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))

主要負荷リスト 【電源設備:常設代替高压電源装置】

起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続最大負荷容量 (kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約120 約97	約245	約217
②	常設低圧代替注水ポンプ	約190	約702	約407
③	常設低圧代替注水ポンプ	約190	約892	約597
④	緊急用海水ポンプ その他必要な負荷	約510 約4	約1,579	約1,111
⑤	代替循環冷却系ポンプ	約140	約1,468	約1,251
⑥	停止負荷 常設低圧代替注水ポンプ2台 非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器A ・非常用照明** ・120/240V計測用主母線盤2A ・その他必要な負荷 ・その他不要な負荷**	約79 約108 約134 約14 約234	約1,453	約1,440
⑦	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器B ・非常用照明** ・120/240V計測用主母線盤2B ・その他必要な負荷**	約60 約66 約134 約135	約1,860	約1,855
⑧	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他必要な負荷 停止負荷	約55 約8 約95 約-52	約2,149	約1,901
⑨	中央制御室空調機系空調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他必要な負荷	約45 約8 約183	約2,538	約2,197
⑩	非常用母線移動ファン その他必要な負荷	約8 約154	約2,751	約2,359
⑪	ほう酸水注入ポンプ	約37	約2,486	約2,396
⑫	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30	約2,505	約2,426



※1 常設代替高压電源装置定格出力運転時の容量 (1,380kW×運転台数=最大容量)  
 ※2 非常用母線の負荷(約1/2)の給電に伴い、負荷容量が増加するため、常設代替高压電源装置を3台追加起動する  
 ※3 有効性評価で期待していないが電源供給される不要な負荷

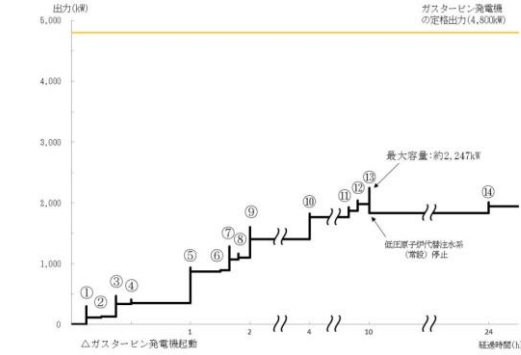
島根原子力発電所 2号炉

添付資料 3.1.2.10

常設代替交流電源設備の負荷  
(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))

主要負荷リスト  
電源設備:ガスタービン発電機 定格出力:4,800kW

起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の最大負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約111	約300	約111
②	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	約18	約129	約129
③	低圧原子炉代替注水ポンプ	約210	約471	約339
④	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約15	約409	約354
⑤	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系, モニタリング・ポスト他 (D系高压母線自動投入負荷)	約518	約938	約872
⑥	格納容器水素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度 (SA) 監視設備	約20	約892	約892
⑦	B-中央制御室送風機	約180	約1,287	約1,072
⑧	B-中央制御室非常用再循環送風機	約30	約1,164	約1,102
⑨	B-中央制御室冷凍機	約300	約1,604	約1,402
⑩	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (C系高压母線自動投入負荷)	約359	約1,823	約1,761
⑪	A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約110	約1,931	約1,871
⑫	B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約110	約2,041	約1,981
⑬	残留熱代替除去ポンプ	約75	約2,247	約1,831
⑭	B-燃料プール冷却水ポンプ	約110	約2,006	約1,941



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

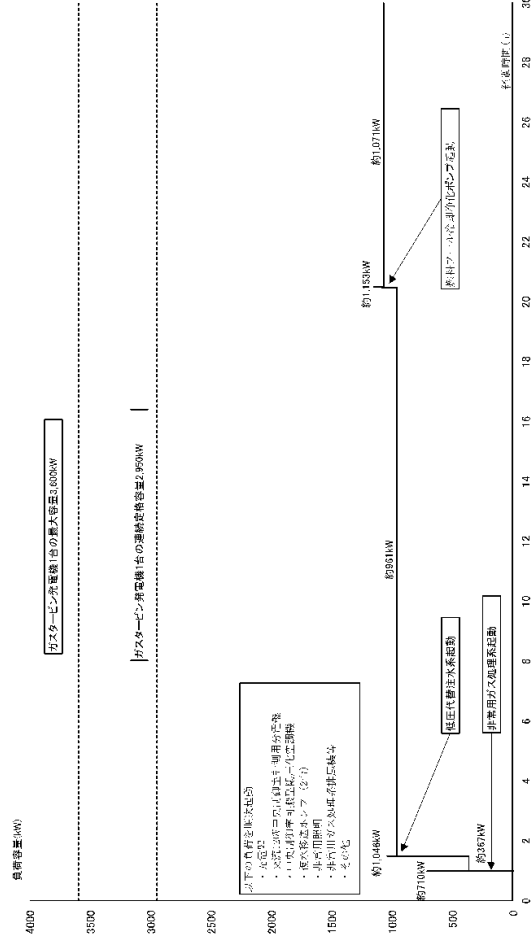
備考

・設備設計の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
常設代替交流電源設備から電源供給が必要となる負荷の相違。

常設代替交流電源設備の負荷 (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)

<7号炉>

	7号炉
直流 125V 充電器盤 A	約 94kW
直流 125V 充電器盤 A-2	約 56kW
AM 用直流 125V 充電器盤	約 41kW
直流 125V 充電器盤 B	約 98kW
交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A,B	約 6kW
非常用照明	約 100kW
中央制御室可搬型陽圧化学調機	3kW
復水移送ポンプ	55kW
燃料プールの冷却ポンプ (起動時)	110kW (192kW)
非常用ガス処理系排風機等*	約 20kW
その他必要な設備	約 113kW
合計 (連続最大容量)	約 1071kW
	(約 1153kW)



負荷概算イメージ

\*: 非常用ガス処理系温分除去装置, 及び非常用ガス処理系フィルタ装置を含む。

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

まとめ資料比較表 [有効性評価 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）]

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>3.1.3 <u>代替循環冷却系を使用しない場合</u></p> <p>3.1.3.1 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、<u>代替循環冷却系を使用しない場合を想定し、代替循環冷却系以外の設備による格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</u></p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第3.1.3.1図から第3.1.3.3図に、対応手順の概要を第3.1.3.4図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.1.3.1表に示す。</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、<u>事象発生10時間までの6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計28名<sup>*1</sup>である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員12名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名、緊急時対策要員（現場）は8名<sup>*1</sup>である。</u></p> <p><u>また、事象発生10時間以降に追加に必要な要員は、フィルタ装置薬液補給作業を行うための参集要員20名である。</u></p> <p>必要な要員と作業項目について第3.1.3.5図に示す。</p>	<p>3.1.3 <u>代替循環冷却系を使用できない場合</u></p> <p>3.1.3.1 格納容器破損防止対策</p> <p><u>「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、代替循環冷却系を使用する場合を想定し、期待する格納容器破損防止対策の有効性を評価している。代替循環冷却系は多重化設計とした上で、さらなる後段の対策として格納容器圧力逃がし装置を整備するため、重大事故時の事象発生後短期に格納容器圧力逃がし装置を使用することは実質的には考えられないが、本格納容器破損モードで想定される事故シーケンスに対して、代替循環冷却系を使用できない場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置の有効性を評価する観点から、格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</u></p> <p><u>(添付資料3.1.3.1)</u></p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第3.1.3-1図に、対応手順の概要を第3.1.3-2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.1.3-1表に示す。</p> <p><u>(添付資料3.1.2.1)</u></p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、<u>事象発生2時間までの重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員（初動）20名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直発電長1名、当直副発電長1名及び運転操作対応を行う当直運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は4名、現場操作を行う重大事故等対応要員は10名である。</u></p> <p><u>また、事象発生2時間以降に追加に必要な参集要員は、タンクローリによる燃料給油操作を行うための重大事故等対応要員2名及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を行うための重大事故等対応要員3名である。</u></p> <p>必要な要員と作業項目について第3.1.3-3図に示す。</p>	<p>3.1.3 <u>残留熱代替除去系を使用しない場合</u></p> <p>3.1.3.1 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、<u>残留熱代替除去系を使用しない場合を想定し、残留熱代替除去系以外の設備による格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</u></p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第3.1.3.1-1(1)図から第3.1.3.1-1(3)図に、対応手順の概要を第3.1.3.1-2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.1.3.1-1表に示す。</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、<u>重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計31名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名、当直副長1名、運転操作対応を行う運転員5名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名、緊急時対策要員（現場）は19名である。</u></p> <p>必要な要員と作業項目について第3.1.3.1-3図に示す。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析結果の相違</li> <li>【東海第二】東海第二では、格納容器ベント開始時間が早期のため、代替循環冷却系を多重化している東海第二の特徴を踏まえた記載。</li> <li>・運用及び体制の相違</li> <li>【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。</li> <li>・運用の相違</li> <li>【柏崎6/7、東海第二】プラント基数、設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認</li> </ul>

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>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、<u>28名</u>で対処可能である。</p> <p>※1 <u>有効性評価で考慮しない作業（原子炉ウェル注水）に必要な要員4名を含めると、緊急時対策要員（現場）が12名、合計が32名になる。</u></p> <p>a. <u>原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認</u></p> <p>原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認については、「3.1.2.1 a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認」と同じ。</p> <p>b. <u>全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備</u></p> <p>全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備については、「3.1.2.1 b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備」と同じ。</p>	<p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、<u>20名</u>で対処可能である。</p> <p>a. <u>原子炉スクラム、LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認</u></p> <p>原子炉スクラム、<u>LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認</u>については、「3.1.2.1 a. 原子炉スクラム、<u>LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認</u>」と同じ。</p>	<p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、<u>31名</u>で対処可能である。</p> <p>(1) <u>原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系等機能喪失確認</u></p> <p>原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系等機能喪失確認については、「3.1.2.1 (1) <u>原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系等機能喪失確認</u>」と同じ。</p> <p>(2) <u>全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備</u></p> <p>全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備については、「3.1.2.1 (2) <u>全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備</u>」と同じ。</p>	<p>している。なお、これら要員31名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・体制の相違</li> <li>【柏崎6/7、東海第二】運用及び設備の相違に伴う、必要要員数の相違。</li> <li>・記載方針の相違</li> <li>【柏崎6/7、東海第二】島根2号炉は、解析上考慮していない要員も含めた要員数を記載している。</li> <li>・a～d及びeの一部の相違点の理由は、残留熱代替除去系を使用する場合と同じ。</li> <li>・運用の相違</li> <li>【東海第二】島根2号炉は、本シーケンスの対応としてLOCA発生による事象初期の格納容器スプレイを実施しないが、東海第二では実施することから項目に追加している。</li> <li>・記載箇所の相違</li> <li>【東海第二】島根2号炉は、全交流動力電源喪失の確認を「b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備」で記載している。</li> </ul>

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>c. 炉心損傷確認</u> 炉心損傷確認については、「3.1.2.1 c. 炉心損傷確認」と同じ。</p> <p><u>d. 水素濃度監視</u> 水素濃度監視については、「3.1.2.1 d. 水素濃度監視」と同じ。</p>	<p><u>b. 原子炉への注水機能喪失の確認</u> 原子炉への注水機能喪失の確認については、「3.1.2.1 b. 原子炉への注水機能喪失の確認」と同じ。</p> <p>c. 炉心損傷確認 炉心損傷確認については、「3.1.2.1 c. 炉心損傷確認」と同じ。 <u>(添付資料 3.1.3.2)</u></p> <p><u>d. 早期の電源回復不能判断及び対応準備</u> 早期の電源回復不能判断及び対応準備については、「3.1.2.1 d. 早期の電源回復不能判断及び対応準備」と同じ。</p>	<p>(3) 炉心損傷確認 炉心損傷確認については、「3.1.2.1 (3) 炉心損傷確認」と同じ。</p>	<p>・記載箇所の相違 【東海第二】 島根2号炉は、「a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系等機能喪失確認」で非常用炉心冷却系等の機能喪失を記載しているが、東海第二では、SBOで非常用炉心冷却系の機能喪失を確認しているため、「a. 原子炉スクラム、LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認」で非常用炉心冷却系の機能喪失、「b. 原子炉への注水機能喪失の確認」でRCICの機能喪失を記載している。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、水素濃度及び酸素濃度監視設備の電源が交流電源であるため、「e. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動」に記載している。</p> <p>・記載箇所の相違 【東海第二】 島根2号炉は、早期の電源回復不能判断を「b. 全交流動力電源喪失」で記載している。</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>e. <u>常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水</u></p> <p>常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水については、「3.1.2.1 e. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水」と同じ。</p> <p><b>【比較のため、「d.」を記載】</b></p> <p>d. <u>水素濃度監視</u></p> <p>水素濃度監視については、「3.1.2.1 d. 水素濃度監視」と同じ。</p> <p><b>【ここまで】</b></p> <p>f. <u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却</u></p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却については、「3.1.2.1 f. 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却」と同じ。</p>	<p>e. <u>常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水</u></p> <p>常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水については、「3.1.2.1 e. 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水」と同じ。</p> <p><u>なお、代替循環冷却系が使用できない場合の評価であることから、原子炉水位LOまで冠水した後は、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水の流量を崩壊熱相当に調整し、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器スプレイを停止する。</u></p> <p><u>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 等である。</u></p> <p>(添付資料 3.1.2.2, 3.1.3.3)</p> <p>f. <u>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動</u></p> <p>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動については、「3.1.2.1 h. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動」と同じ。</p> <p>g. <u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却</u></p>	<p>(4) <u>常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水</u></p> <p>常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水については、「3.1.2.1 (4) 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水」と同じ。</p> <p>(5) <u>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動</u></p> <p>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動については、「3.1.2.1 (5) 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動」と同じ。</p> <p>(6) <u>格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却</u></p>	<p>失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備」で記載している。</p> <p>・運用の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根2号炉は、本シーケンスの対応としてLOCA発生による事象初期の格納容器スプレイを実施しないが、東海第二では実施することから項目に追加している。</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根2号炉は、原子炉注水による記載を「3.1.2.1 d. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水」で記載している。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p><b>【柏崎6/7】</b></p> <p>島根2号炉は、水素濃度及び酸素濃度監視設備を同時に起動する。</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><b>【比較のため、代替循環冷却系を使用する場合の「f.」を記載】</b></p> <p>原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。<u>崩壊熱及び原子炉注水流量による原子炉水位推定により炉心の冠水を確認した後、ドライウエル雰囲気温度計を用いて格納容器温度が 190℃超過を確認した場合又は格納容器内圧力を用いて格納容器圧力が 0.465MPa[gage]到達を確認した場合は、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa[gage]以下となった時点で停止する。</u></p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器内圧力、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）</u>等である。</p> <p>また、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却と同時に原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入を実施する。</u></p> <p><u>炉心を冠水維持できる範囲（原子炉水位低（レベル 1）から破断口高さ）を、崩壊熱及び原子炉注水流量からの推定手段により確認し、原子炉注水と格納容器スプレイの切替を繰り返し行う。</u></p> <p><b>【ここまで】</b></p> <p>格納容器スプレイを継続することによりサプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するため、<u>格納容器ベントに伴うサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇を考慮（約 2m）し、サプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1m を超えないように格納容器スプレイを停止する。</u></p> <p>格納容器スプレイの停止を確認するために必要な計装設備は、<u>サプレッション・チェンバ・プール水位</u>である。</p> <p><u>g. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱</u></p>	<p>格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び雰囲気温度が徐々に上昇する。<u>ドライウエル圧力を用いて格納容器圧力が 0.465MPa [gage] 到達を確認した場合は、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器冷却を実施し、格納容器圧力を 0.400MPa[gage]から 0.465MPa [gage] の範囲で制御する。</u></p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、<u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）</u>等である。</p> <p>格納容器スプレイを継続することによりサプレッション・プール水位が上昇するため、<u>格納容器ベントに伴うサプレッション・プール水位の上昇（約 1.3m）を考慮し、サプレッション・プール水位がベントライン下端位置を超えないように格納容器スプレイを停止する。</u></p> <p>格納容器スプレイの停止を確認するために必要な計装設備は、<u>サプレッション・プール水位</u>である。</p> <p><u>h. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱</u></p>	<p>原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。<u>原子炉格納容器の雰囲気冷却するため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。ドライウエル温度（SA）を用いて格納容器温度が約 190℃超過を確認した場合又はドライウエル圧力（SA）等を用いて格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達を確認した場合、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 640kPa[gage]到達によって開始した場合、格納容器圧力が 588kPa[gage]以下となった時点で停止する。</u></p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、<u>ドライウエル圧力（SA）、格納容器代替スプレイ流量</u>等である。</p> <p>格納容器スプレイを継続することによりサプレッション・プール水位が上昇するため、<u>サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器スプレイを停止する。</u></p> <p>格納容器スプレイの停止を確認するために必要な計装設備は、<u>サプレッション・プール水位（SA）</u>である。</p> <p><u>(7) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱</u></p>	<p>・解析条件の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b> 島根 2号炉は、原子炉注水と格納容器スプレイを別のポンプにて実施しているが、柏崎 6/7 は復水移送ポンプにて原子炉注水と格納容器スプレイを交互に実施している。</p> <p><b>【東海第二】</b> 東海第二では、常設低圧代替注水系ポンプにて、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施している。</p> <p>・運用の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b> 格納容器スプレイ停止基準の相違</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><u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器除熱の準備として、<u>原子炉格納容器二次隔離弁</u>を中央制御室からの遠隔操作により開する。</p> <p><u>格納容器圧力が原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa[gage]に接近した場合又はサブプレッション・チェンバ・プール水位が格納容器真空破壊弁高さに到達した場合、原子炉格納容器一次隔離弁を原子炉建屋内の原子炉区域外からの人力操作によって全開することで、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器内圧力</u>等である。</p> <p><u>サブプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置</u>のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、<u>サブプレッション・チェンバ・プール水位</u>等である。</p> <p>以降、損傷炉心の冷却は、<u>低圧代替注水系(常設)</u>による注水により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>により継続的に行う。</p>	<p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>による<u>格納容器除熱</u>の準備として、<u>第一弁</u>を中央制御室からの遠隔操作により開する。</p> <p><u>サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却の停止後、第二弁を中央制御室からの遠隔操作によって全開することで、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>による<u>格納容器除熱</u>を確認するために必要な計装設備は、<u>サブプレッション・チェンバ圧力</u>等である。</p> <p><u>サブプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置</u>のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、<u>サブプレッション・プール水位</u>である。</p> <p>以降、損傷炉心の冷却は、<u>低圧代替注水系(常設)</u>による注水により継続的に行い、また、<u>格納容器除熱</u>は、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>により継続的に行う。</p>	<p><u>格納容器フィルタベント系</u>による<u>原子炉格納容器除熱</u>の準備として、<u>第2弁</u>を中央制御室からの遠隔操作により開する。<u>また、FCVS排気ラインドレン排出弁を現場操作により開する。</u></p> <p><u>サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した場合、第1弁を中央制御室からの遠隔操作によって開操作することで、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。</u></p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>による<u>原子炉格納容器除熱</u>を確認するために必要な計装設備は、<u>ドライウエル圧力(SA)</u>等である。</p> <p><u>サブプレッション・チェンバ側からの格納容器フィルタベント系</u>のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、<u>サブプレッション・プール水位(SA)</u>である。</p> <p>以降、損傷炉心の冷却は、<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>による注水により継続的に行い、また、<u>原子炉格納容器除熱</u>は、<u>格納容器フィルタベント系</u>により継続的に行う。</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施時(準備操作含む)の被ばく評価結果を考慮し、第2弁(ベント装置側)から開操作する。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、排気管へ流入した雨水の排出のため、FCVS排気ラインドレン排出弁を常時全開運用とし、格納容器ベント前に全閉することを記載。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は電源がある場合、中央制御室で操作可能である。</p>