

島根原子力発電所 2号炉 審査資料	
資料番号	EP-015(補)改 55(比)
提出年月日	令和2年4月24日

島根原子力発電所 2号炉

重大事故等対策の有効性評価 成立性確認

補足説明資料

比較表

令和2年4月

中国電力株式会社

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 補足説明資料]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">目次</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉の減圧操作について 2. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について 3. G 値について 4. <u>格納容器内における気体のミキシングについて</u> 5. 深層防護の考え方について 6. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて 7. 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の運転継続及び原子炉減圧の判断について 8. <u>6/7 号炉 冷却材再循環ポンプからのリークの有無について</u> 9. <u>崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合) における平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について</u> 10. <u>非常用ディーゼル発電機が起動成功した場合の影響について (崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合))</u> 11. 原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について 12. エントレインメントの影響について 13. <u>復水補給水系 (MUWC) の機能分散について</u> 14. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果 15. <u>再循環流量制御系の運転モードによる評価結果への影響</u> 	<p style="text-align: center;">目次</p>	<p style="text-align: center;">目次</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 発電用原子炉の減圧操作について 2. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について 3. G 値について 4. <u>原子炉格納容器内における気体のミキシングについて</u> 5. 深層防護の考え方について 6. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて 7. 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の運転継続及び原子炉減圧の判断について 8. <u>原子炉再循環ポンプからのリークについて</u> 9. <u>高圧・低圧注水機能喪失における平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について</u> 10. <u>取水機能喪失時の非常用ディーゼル発電設備が起動した場合の影響について</u> 11. 原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について 12. エントレインメントの影響について 13. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果 	<p>・資料構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、低圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉注水と格納容器スプレイを同時に使用する運用としていないことから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉での評価結果は、事象発生約 2.5 秒で原子炉圧力高信号が発生し、再循環ポンプがトリップする。運転モードが評価結果に及ぼす影響はないため、同様</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>16. ほう酸水注入系(SLC)起動後の炉心状態(冷却材保有量等)について</u></p> <p>17. 給水ポンプのトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響</p> <p>18. 給水流量をランアウト流量(68%)で評価することの妥当性</p> <p>19. 実効G値に係る電力共同研究の追加実験について</p> <p>20. 想定事故2においてサイフォン現象を想定している理由について</p> <p>21. <u>使用済燃料プール(SFP)ゲートについて</u></p> <p>22. <u>サイフォン現象によるSFP水の漏えい停止操作について</u></p> <p>23. <u>格納容器過圧・過温破損シナリオにおける原子炉冷却材再循環ポンプからのリークの有無について</u></p>	<p><u>4. ほう酸水注入系起動後の炉心状態(冷却材保有量等)について</u></p> <p>14. 給水ポンプトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響</p>	<p><u>14. ほう素の容量について</u></p> <p>15. 給水ポンプトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響について</p> <p>16. 給水流量をランアウト流量(68%)で評価することの妥当性</p> <p>17. 実効G値に係る電力共同研究の追加実験について</p> <p>18. 想定事故2においてサイフォン現象を想定している理由について</p> <p>19. <u>燃料プールゲートについて</u></p>	<p>の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉と先行2社では記載のロジックが違うものの, 記載内容としては, ほう酸濃度設計値が残留熱除去系の希積分を考慮しても未臨界に必要なほう酸水を確保できる点を説明しており同等である。</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は, 想定事故2の評価において, 静的サイフォンブレーカの効果に期待し, 漏えい箇所の隔離操作による漏えい停止に期待していないため, 同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は, 原子炉再循環ポンプからの漏えいを想定しているが, 格納容器構造の相違により, D/W 雰囲気温度が漏えい評価に影響しないことから, 同様の補足説明資料は作成してい</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>24. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方</p> <p>25. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性</p> <p>26. <u>高圧・低圧注水機能喪失及びLOCA時注水機能喪失シナリオにおける原子炉圧力の最大値の差異について</u></p> <p>27. 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移についての補足説明</p> <p>28. <u>最長許容炉心露出時間及び水位不明判断曲線</u></p> <p>29. 原子炉水位及びインターロックの概要</p> <p>30. <u>格納容器下部(ペDESTAL)外側鋼板の支持能力について</u></p> <p>31. <u>格納容器下部ドライウェル(ペDESTAL)に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮</u></p> <p>32. <u>初期炉心流量90%としたケースにおける給水ポンプトリップ後の流量低下について(原子炉停止機能喪失)</u></p> <p>33. <u>原子炉格納容器への窒素注入について</u></p> <p>34. <u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉格納容器下部水位調整設備の基本設計方針について</u></p>	<p>17. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性</p> <p>1. 原子炉水位及びインターロックの概要</p>	<p>20. 炉心損傷、原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方</p> <p>21. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性</p> <p>22. 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移についての補足説明</p> <p>23. <u>最長許容炉心露出時間及び原子炉水位不明時の対応について</u></p> <p>24. 原子炉水位及びインターロックの概要</p> <p>25. <u>ペDESTAL外側鋼板の支持能力について</u></p> <p>26. <u>ペDESTALに落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮</u></p>	<p>ない。</p> <p>【柏崎6/7】 柏崎6/7の解析結果に係る内容であり、島根2号炉は、当該シナリオで原子炉の圧力差はないため、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【柏崎6/7】 柏崎6/7の解析結果に係る内容であるため、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、SA設備である可搬式窒素供給設備により、7日以内に窒素注入を実施する運用としていることから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、該当の設備を設置する方針ではないことから、同様の補足説明資料は作成していない。</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>35. <u>大LOCAシナリオ想定と異なる事象について</u></p> <p>36. ADS 自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響(参考評価)</p> <p>37. ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について</p> <p>38. <u>TBP 対策の概要について</u></p> <p>39. 原子炉圧力容器表面温度の設置箇所</p> <p>40. <u>重要事故シーケンス組合せにおける要員数評価</u></p> <p>41. <u>原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数について</u></p> <p>42. 逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能の確認実績</p> <p>43. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて</p> <p>44. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について</p> <p>45. 原子炉圧力容器の破損位置について</p> <p>46. 逃がし安全弁(SRV) 出口温度計による炉心損傷の検知性について</p> <p>47. <u>崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)における平均出力燃料集合体の水位について</u></p>	<p>15. ADS 自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響</p> <p>3. <u>逃がし安全弁出口温度による炉心損傷の検知性について</u></p>	<p>27. <u>大破断LOCAシナリオ想定と異なる事象について</u></p> <p>28. ADS 自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響(参考評価)</p> <p>29. ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について</p> <p>30. 原子炉圧力容器表面温度の設置箇所</p> <p>31. <u>逃がし安全弁の耐環境性能の確認実績について</u></p> <p>32. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて</p> <p>33. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について</p> <p>34. 原子炉圧力容器の破損位置について</p> <p>35. 逃がし安全弁(SRV) 出口温度計による炉心損傷の検知性について</p>	<p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、補足説明資料「48. TBP 対策の概要について」に記載している。</p> <p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の同時被災における異なる事故シーケンスが発生した場合を想定した説明資料であり、島根 2 号炉は単独申請のため、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は「59 条補足説明資料 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」に記載している。</p> <p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の解析結果に係る内容であり、島根 2 号炉は、高圧・低圧注</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>48. 炉心損傷前に発生する可能性がある水素の影響について</p> <p>49. 溶融炉心落下位置が原子炉格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価</p> <p>50. <u>水蒸気爆発に伴う圧力上昇が真空破壊弁に及ぼす影響について</u></p> <p>51. 格納容器ベント時に使用するベントラインによる Cs-137 の放出量の差の要因等について</p> <p>52. ジルコニウム (Zr) -水反応時の炉心損傷状態について</p>	<p>22. <u>溶融炉心が原子炉圧力容器下部の偏心位置より落下した場合の影響評価</u></p> <p>23. 格納容器ベント時に使用するベントラインによる Cs-137 の放出量の差の要因等について</p> <p>24. <u>ジルコニウム (Zr) -水反応時の炉心損傷状態について</u></p> <p><u>2. 炉心燃料格子について</u></p>	<p>36. 炉心損傷前に発生する可能性がある水素の影響について</p> <p>37. 溶融炉心落下位置がペDESTALの中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価</p> <p>38. 使用する格納容器フィルタベント系の除去効果 (DF) について</p> <p>39. ジルコニウム (Zr)-水反応時の炉心損傷状態について</p> <p>40. <u>燃料プール水の沸騰状態継続時の鉄筋コンクリートへの熱影響について</u></p>	<p>水機能喪失シナリオにおいて、平均出力燃料集合体にて燃料被覆管の最高温度が発生しているが、有効性評価の本文資料中に平均出力燃料集合体の水位を示しているため、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は Mark-I 改良型格納容器プラントであり、真空破壊弁は格納容器下部に設置されていないため、水蒸気爆発による影響は小さいと考えられることから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、燃料プールの沸騰継続時の鉄筋コンクリートへの影響を確認するため作成している (内容は東海第二 添付資料 4.1.13 と同様)。</p> <p>【東海第二】 各炉心燃料格子の特徴と適用プラント例等に関する一般的な内容</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>5. 原子炉停止機能喪失時の運転点について</u></p> <p><u>6. 非常用炉心冷却系等における系統圧力上昇時の対応操作について</u></p> <p>7. 有効性評価における解析条件の変更等について</p> <p><u>8. SAFER における高圧炉心スプレイ系等の自動起動信号の模擬について</u></p> <p><u>9. 緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱</u></p>	<p>41. 有効性評価解析条件の見直し等について</p>	<p>をまとめた資料であるため、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 原子炉停止機能喪失時のP-Fマップ上の推移を参考として示した資料であるため、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 有効性評価で想定している配管破断を伴うISLOCAへの対応についての説明資料であり、島根2号炉は、対応手順の概要(第2.7.1-2図)に示しており、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 SAFERにおける原子炉水位計装のモデル化に関して説明した資料であり、解析コードに関する知見をまとめた資料であるため、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 東海第二固有の設備である緊急用海水系を用いた場合の格納容器除熱効果を説明した資料であるため、同様の補足説明資料は作成して</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>10. <u>米国等の知見に照らした原子炉停止機能喪失事象の解析条件の妥当性</u></p> <p>11. <u>原子炉停止機能喪失時における給水流量低下操作の考え方と給水ランバックの自動化を今後の課題とする理由</u></p> <p>12. <u>全制御棒挿入失敗の想定が部分制御棒挿入失敗により出力に偏りが生じた場合を包絡しているかについて</u></p> <p>13. <u>原子炉停止機能喪失の300秒以降の燃料被覆管温度挙動について</u></p>		<p>いない。</p> <p>【東海第二】 島根2号炉の評価条件は先行炉と同等であり、米国等の評価条件とも大きな相違はないことから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、給水流量低下操作または給水ランバックを期待しなくても、評価項目パラメータは判断項目を十分下回ることを確認しており、給水流量低下操作、給水ランバックの取り扱いが判断基準に影響を与えないことから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 不安定現象による燃料被覆管温度への影響は限定的であるあることを、REDYコード説明資料で確認していることから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 島根2号炉の燃料被覆管温度は、300秒までに最高値となることを確認していることから、同様の補足説明資料は作成していない。</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 data-bbox="943 212 1546 239"><u>18. 原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作について</u></p> <p data-bbox="943 573 1308 600"><u>19. 格納容器圧力挙動について</u></p> <p data-bbox="943 1108 1418 1136"><u>20. 再循環系のランバック機能について</u></p> <p data-bbox="943 1560 1703 1633"><u>21. 東海第二の有効性評価解析に対する解析コード適用性について</u></p> <p data-bbox="943 1875 1626 1902"><u>25. 残留熱除去系レグシールライン弁の閉止操作について</u></p>		<p data-bbox="2531 212 2813 552">【東海第二】 島根2号炉のLOCA時の隔離操作については、対応手順の概要(第3.1.2.1-2図)に示していることから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p data-bbox="2531 573 2813 1094">【東海第二】 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)」における格納容器パラメータの先行電力との比較を説明した資料であり、島根2号炉は、3連表により比較していることから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p data-bbox="2531 1115 2813 1539">【東海第二】 原子炉再循環ポンプのランバック機能について説明した資料であるが、島根2号炉の有効性評価では、ランバック機能に期待していないことから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p data-bbox="2531 1560 2813 1854">【東海第二】 MARK-II型格納容器における解析コードの検証及び妥当性確認を記載した資料であるため、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p data-bbox="2531 1875 2674 1902">【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>16. TRACGコードのATWS解析への適用例</p>	<p>42. <u>有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について</u> 43. <u>有効性評価における先行プラントとの主要な相違点について</u> 44. <u>ベント実施までの格納容器スプレイの運用について</u> 45. <u>原子炉満水操作の概要について</u> 46. <u>9×9燃料で評価することの代表性について</u> 47. <u>自動減圧機能及び代替自動減圧機能の論理回路について</u> 48. <u>TBP対策の概要について</u> 49. <u>I-131の追加放出量の設定について</u> 50. <u>原子炉隔離時冷却系の水源の違いによる解析結果への影響について</u> 51. <u>逃がし安全弁吹出量の影響について</u> 52. <u>島根2号炉の原子炉中性子計装系の設備概要について</u> 53. <u>事故シーケンスグループの分類及び重要事故シーケンスの選定に係る考え方の整理について</u> 54. <u>崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における事象発生10時間後までの格納容器圧力等の推移について</u> 55. <u>TRACGコードのATWS解析への適用例</u> 56. <u>SCATコードの保守性について</u> 57. <u>外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について</u> 58. <u>原子炉停止機能喪失における起因事象について</u> 59. <u>崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における解析上の除熱条件の設定について</u> 60. <u>原子炉隔離時冷却系による注水時の原子炉圧力挙動について</u> 61. <u>原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持における運用と解析条件について</u> 62. <u>中小破断LOCAにおける対策の有効性について</u> 63. <u>外部電源有無による評価結果への影響について</u> 64. <u>LOCA時注水機能喪失における急速減圧時の弁数による影響について</u> 65. <u>LOCA時注水機能喪失における燃料被覆管温度ノード間比較</u> 66. <u>有効性評価における解析の条件設定について</u></p>	<p>残留熱除去系使用時の基本的な手順について説明した資料であるため、同様の補足説明資料は作成していない。</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>67. <u>SAFERにおける燃料集合体の出力分布の設定について</u></p> <p>68. <u>ISLOCA時における屋外への蒸気排出条件について</u></p> <p>69. <u>燃料プールの監視について</u></p> <p>70. <u>ISLOCA時の冷却水から気相への放射性物質の放出割合について</u></p> <p>71. <u>島根2号炉におけるプレコンディショニングの実施状況と非常用ディーゼル発電機の故障率について</u></p> <p>72. <u>高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源について</u></p> <p>73. <u>インターフェイスシステムLOCA発生時の検知手段について</u></p> <p>74. <u>炉心損傷前に格納容器代替スプレイを実施した場合の影響について</u></p> <p>75. <u>高圧・低圧注水機能喪失における炉心下部プレナム部のボイド率の推移の詳細について</u></p> <p>76. <u>崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスグループのうち大破断LOCAを起因とした事故シーケンスについて</u></p> <p>77. <u>炉心損傷防止TB及びTWシナリオにおける原子炉急速減圧時の弁数の見直しについて</u></p> <p>78. <u>原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系における注水時の原子炉圧力挙動の差異について</u></p> <p>79. <u>放射線防護具類着用の判断について</u></p> <p>80. <u>原子炉ウェル注水について</u></p> <p>81. <u>共通要因故障を考慮した低圧原子炉代替注水系の実現性及びコントロールセンタ切替手順について</u></p> <p>82. <u>サプレッション・チェンバ薬剤注入について</u></p> <p>83. <u>格納容器ベント実施基準の変更に伴う希ガスによる被ばく評価結果への影響について</u></p> <p>84. <u>損傷炉心による炉心シュラウドへの影響について</u></p> <p>85. <u>残留熱代替除去系の格納容器スプレイ流量について</u></p> <p>86. <u>外部水源を用いた総注水量の制限値について</u></p> <p>87. <u>ペDESTAL注水手順及び注水確認手段について</u></p>	<p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、通常時の燃料プールの関連パラメータについて監視対象、監視方法及び確認頻度を示すため作成している。(内容は東海第二添付資料4.1.1と同様)</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>88. <u>格納容器スプレイによるペDESTALへの流入経路について</u></p> <p>89. <u>溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について</u></p> <p>90. <u>水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について</u></p> <p>91. <u>ペDESTAL/ドライウエル水位の推移とペDESTAL/ドライウエル底部の状態について</u></p> <p>92. <u>ドライウエルクーラの使用を仮定した場合の格納容器除熱効果について</u></p> <p>93. <u>デブリが炉外へ放出される場合と炉内に留まる場合の原子炉格納容器内の気体組成と水素燃焼リスクへの影響</u></p> <p>94. <u>有効性評価における格納容器内の水素及び酸素排出等について</u></p> <p>95. <u>コリウムシールドスリット内に溶融デブリが流入した場合の熱伝導解析</u></p> <p>96. <u>水の放射線分解におけるα線の影響について</u></p> <p>97. <u>格納容器除熱に関する基準の変更について</u></p> <p>98. <u>燃料プール水位 (SA) の常時監視について</u></p> <p>99. <u>格納容器ベント実施時のサプレッション・プール水位の不確かさについて</u></p> <p>100. <u>ベントが2Pdまで遅延した場合のCs放出量への影響について</u></p> <p>101. <u>格納容器ベント開始時間見直しに伴う操作の成立性への影響について</u></p> <p>102. <u>格納容器ベントに伴う一時待避中の給油作業中断が重大事故時の対応に与える影響について</u></p> <p>103. <u>復旧班要員による連続作業の成立性について</u></p> <p>104. <u>原子炉注水手段がない場合の原子炉手動減圧タイミングと減圧弁数の関係性について</u></p> <p>105. <u>溶融炉心が原子炉圧力容器の偏心位置から落下し円錐状に堆積した場合の溶融炉心の冠水評価について</u></p> <p>106. <u>ZrO₂耐熱材の侵食開始温度の設定について</u></p> <p>107. <u>有効性評価及び実運用における原子炉水位について</u></p> <p>108. <u>高圧・低圧注水機能喪失 炉心下部プレナム部ボイド率に関する感度解析</u></p> <p>109. <u>格納容器代替スプレイの実施箇所について</u></p>	

25. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性

柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉 重要事故シーケンス(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)の概要

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シーケンスグループ	事象と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源	
高圧・低圧注水機能喪失 (TQVV)	<p>【事象概要】過渡事象(全給水喪失)発生と共に高圧及び低圧のECOS注水機能喪失が発生する。これに対し代替低圧注水設備(MUNO)により炉心へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧ECOS注水機能 (HPCF, RCIC) 低圧ECOS注水機能 (LPFL) 	<p>【高圧注水】-</p> <p>【減圧】S/R弁(8弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象発生から約14分後に手動減圧 <p>【低圧注水】MUNO×2台</p> <ul style="list-style-type: none"> RHR(B)洗浄水ライン経由で注入 再冠水まで定格流量 再冠水後110m³/h、L3~L8水位維持 (POVスプレイとの切替運転) 	<p>【POVスプレイ】MUNO×2台</p> <ul style="list-style-type: none"> RHR(B)洗浄水ライン経由で注入 POV圧力180kPa[range]到達以降140m³/hでスプレイ(炉注水との切替運転) <p>【海水除熱】-</p> <p>【ベント】FV又は耐圧強化(N/W)ベント</p> <ul style="list-style-type: none"> POV圧力Pdで実施(約17時間後) 	<p>【電源】外部電源</p> <p>※外部電源「無し」の場合、事象発生と同時にRIPが全台トリップするため事象進展が速くなる。解析結果を厳しくするため、外部電源「有り」を想定</p> <p>【水源(補給含む)】CSP, 消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> 12時間後から130m³/hでCSPに補給 	<p>×</p> <p><炉心損傷防止> 炉心損傷回避のためには、約1時間までに高圧で注水する必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では炉心損傷は防止できない。</p> <p><格納容器破損防止> リロケーション後、MOC1の発生防止のために下部ベズタルに7時間までに180m³(水深2m)の水張り完了を完了させる必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では対応できない。</p> <p><可搬型設備の実力値を考慮した場合> 消防車の注水は、事象発生後1時間で開始した訓練実績を踏まえ、消防車による注水の実施により、リロケーションを回避でき、RPVの破損及びPCVの破損は回避できると考えられる。</p>
高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX)	<p>【事象概要】過渡事象(全給水喪失)発生と共に高圧のECOS注水機能及び自動減圧機能喪失が発生する。これに対し代替の自動減圧機能により原子炉を減圧、低圧ECOSにより注水し、RHRにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧ECOS注水機能 (HPCF, RCIC) 自動減圧機能 (ADS) 	<p>【高圧注水】-</p> <p>【減圧】トランジェントADS(4弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> L1到達10分後に自動減圧 <p>【低圧注水】RHR-LPFL×1台</p> <ul style="list-style-type: none"> 定格流量、L3~L8水位維持 	<p>【POVスプレイ】-</p> <p>【海水除熱】RHR-S/Cクーリング×1、RHR-SHC×2</p> <ul style="list-style-type: none"> 12時間後にRHR-LPFLを停止、RHR-S/Cクーリング×1、RHR-SHC×2で除熱 <p>【ベント】-</p>	<p>【電源】外部電源</p> <p>【水源(補給含む)】S/C</p> <ul style="list-style-type: none"> 初期水量のみで対応可能。 RHR-SHCへの移行により注水不要となる。 	<p>-</p>
全交流動力電源喪失 (TB)	<p>【事象概要】全交流動力電源喪失が発生すると共に、24時間は代替電源等による交流電源復旧も不可となる。これに対し容量を増強した直流電源により24時間RCICによる原子炉注水を継続し、格納容器ベントにより除熱する。24時間後からは空冷式GTGから給電したLPFLにより注水し(約30分)、水位回復後、格納容器スプレイに切替を行う。加えて、低圧代替注水系(常設)を起動し、これにより原子炉への注水を行う。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源(外部電源、非常用D/G) 	<p>【高圧注水】RCIC</p> <ul style="list-style-type: none"> L2~L8間で水位維持 <p>【減圧】S/R弁(2弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> 24時間後、RHRが待機状態になった後、手動減圧 <p>【低圧注水】RHR-LPFL(B)×1台</p> <ul style="list-style-type: none"> 手動減圧後、定格流量で注水 原子炉水位L8になった時点で、POVスプレイに切替 MUNO×2台 RHR(A)洗浄水ライン経由で注水 	<p>【POVスプレイ】RHR(B)-POVスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> LPFLにより、原子炉水位L8に到達した時点で切替 <p>【海水除熱】代替Hx</p> <ul style="list-style-type: none"> 24時間後に代替Hxを起動 <p>【ベント】FV又は耐圧強化(N/W)ベント</p> <ul style="list-style-type: none"> POV圧力Pdで実施(約16時間後) 原子炉減圧に合わせてベント停止 	<p>【電源】直流電源、空冷式GTG</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源無し 直流電源の負荷切離しを実施し、24時間RCICに供給 24時間後に空冷式GTGから給電 <p>【水源(補給含む)】CSP, 消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> 12時間後から130m³/hでCSPに補給 	<p>○</p> <p><炉心損傷防止> 事象発生24時間後までは、RCICによる注水を継続し、その後、消防車を用いた炉注水または、MUNO(電源車からの受電)と格納容器ベントによるフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷を防止できる。</p>
全交流電源喪失+RC10失効 (TBU)	<p>【事象概要】全交流動力電源喪失が発生すると共に、24時間は代替電源等による交流電源復旧も不可となる。加えて、RC10の機能喪失が重畳する。AM用直流電源により24時間HPACによる原子炉注水を継続し、格納容器ベントにより除熱する。24時間後からは空冷式GTGから給電したLPFLにより注水し(約30分)、水位回復後、格納容器スプレイに切替を行う。加えて、低圧代替注水系(常設)を起動し、これにより原子炉への注水を行う。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源(外部電源、非常用D/G) 原子炉隔離時冷却系 	<p>【高圧注水】HPAC</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象発生約25分、手動起動 24時間後、RHRが待機状態になった後、手動減圧 <p>【減圧】S/R弁(2弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> 24時間後、RHRが待機状態になった後、手動減圧 <p>【低圧注水】RHR-LPFL(B)×1台</p> <ul style="list-style-type: none"> 手動減圧後、定格流量で注水 原子炉水位L8になった時点で、POVスプレイに切替 MUNO×2台 RHR(A)洗浄水ライン経由で注水 	<p>【POVスプレイ】RHR(B)-POVスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> LPFLにより、原子炉水位L8に到達した時点で切替 <p>【海水除熱】代替Hx</p> <ul style="list-style-type: none"> 24時間後に代替Hxを起動 <p>【ベント】FV又は耐圧強化(N/W)ベント</p> <ul style="list-style-type: none"> POV圧力Pdで実施(約16時間後) 原子炉減圧に合わせてベント停止 	<p>【電源】AM用直流電源、空冷式GTG</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源無し 24時間HPACに供給 24時間後に空冷式GTGから給電 <p>【水源(補給含む)】CSP, 消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> 12時間後から130m³/hでCSPに補給 	<p>○</p> <p><炉心損傷防止> 事象発生24時間後までは、HPACによる注水を継続し、その後、消防車を用いた炉注水または、MUNO(電源車からの受電)と格納容器ベントによるフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷を防止できる。</p>
全交流電源喪失+直流電源喪失 (TBD)	<p>【事象概要】全交流動力電源喪失が発生すると共に、24時間は代替電源等による交流電源復旧も不可となる。加えて、直流電源の機能喪失が重畳する。AM用直流電源により、24時間HPACによる原子炉注水を継続し、格納容器ベントにより除熱する。24時間後からは空冷式GTGから給電したLPFLにより注水し(約30分)、水位回復後、格納容器スプレイに切替を行う。加えて、低圧代替注水系(常設)を起動し、これにより原子炉への注水を行う。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源(外部電源、非常用D/G) 直流電源 	<p>【高圧注水】RCIC</p> <ul style="list-style-type: none"> L2~L8間で水位維持 <p>【減圧】S/R弁(2弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> 24時間後、RHRが待機状態になった後、手動減圧 <p>【低圧注水】RHR-LPFL(B)×1台</p> <ul style="list-style-type: none"> 手動減圧後、定格流量で注水 原子炉水位L8になった時点で、POVスプレイに切替 MUNO×2台 RHR(A)洗浄水ライン経由で注水 	<p>【POVスプレイ】</p> <ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系(可搬型) 80m³/hでスプレイ(格納容器圧力0.18MPa到達後) <p>【海水除熱】代替Hx、RHR(B)-S/Cクーリング</p> <p>【ベント】</p> <ul style="list-style-type: none"> POV圧力Pdで実施(約18時間後) 	<p>【電源】空冷式GTG</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源無し 24時間後に空冷式GTGから給電 <p>【水源(補給含む)】CSP, 消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> 4時間後から130m³/hでCSPに補給 	<p>○</p> <p>本事故シーケンスは可搬型設備を使用して、炉心損傷を防止している</p>
全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再開失敗 (TBP)	<p>【事象概要】全交流動力電源喪失が発生すると共に、SRV1弁が開閉する。開閉したSRV1からの蒸気流出により、RCICが動作不能となるまではRCICにより注水する。事象発生から4時間後に、SRV2弁の手動閉により原子炉を減圧し、低圧代替注水系(可搬型)での注水を行う。25.5時間後からは空冷式GTGから給電したLPFLにより注水を行う。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源(外部電源、非常用D/G) SRV1弁開閉 	<p>【高圧注水】RCIC</p> <ul style="list-style-type: none"> L2~L8間で水位維持 <p>【減圧】S/R弁(2弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> 70分以降のL8時点(約3時間後)で手動減圧 <p>【低圧注水】MUNO×2台</p> <ul style="list-style-type: none"> RHR(B)洗浄水ライン経由で注入 70分以降(約3時間後)注水開始、再冠水まで定格流量 再冠水後110m³/h、L3~L8水位維持 (POVスプレイとの切替運転) 	<p>【POVスプレイ】</p> <ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系(可搬型) 80m³/hでスプレイ(格納容器圧力0.18MPa到達後) <p>【海水除熱】代替Hx、RHR(A)-S/Cクーリング</p> <p>【ベント】</p> <ul style="list-style-type: none"> POV圧力Pdで実施(約18時間後) 	<p>【電源】空冷式GTG</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源無し 24時間後に空冷式GTGから給電 <p>【水源(補給含む)】CSP, 消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> 4時間後から130m³/hでCSPに補給 	<p>○</p> <p><炉心損傷防止> 事象発生12時間後までは、RCICによる注水を継続し、その後、消防車を用いた炉注水または、MUNO(電源車からの受電)と格納容器ベントによるフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷を防止できる。</p>
蒸気発生除去機能喪失 (取水機能喪失) (TW)	<p>【事象概要】過渡事象(全給水喪失)発生と共に取水機能喪失が発生する。これに対しRCIC、MUNOで注水を継続する。20時間後に代替原子炉補機冷却系を接続・起動し、RHRにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 取水機能(RCW, RSW) 	<p>【高圧注水】RCIC</p> <ul style="list-style-type: none"> L2~L8間で水位維持 <p>【減圧】S/R弁(2弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> 70分以降のL8時点(約3時間後)で手動減圧 <p>【低圧注水】MUNO×2台</p> <ul style="list-style-type: none"> RHR(B)洗浄水ライン経由で注入 70分以降(約3時間後)注水開始、再冠水まで定格流量 再冠水後110m³/h、L3~L8水位維持 (POVスプレイとの切替運転) 	<p>【POVスプレイ】MUNO×2台</p> <ul style="list-style-type: none"> RHR(B)洗浄水ライン経由で注入 POV圧力180kPa[range]到達以降140m³/hでスプレイ(炉注水との切替運転) <p>【海水除熱】代替Hx、RHR(A)-S/Cクーリング</p> <ul style="list-style-type: none"> 20時間後に代替Hxを起動 <p>【ベント】-</p>	<p>【電源】空冷式GTG</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源無し 70分後から給電(RHR、MUNO等に給電) <p>【水源(補給含む)】CSP, 消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> 12時間後から130m³/hでCSPに補給 	<p>○</p> <p><炉心損傷防止> 事象発生12時間後までは、RCICによる注水を継続し、その後、消防車を用いた炉注水または、MUNO(電源車からの受電)と格納容器ベントによるフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷を防止できる。</p>

○：可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる

×：可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない

柏崎刈羽6号及び7号炉 重要事故シーケンス(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)の概要

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シーケンスグループ	事象と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性	
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源		
崩壊熱除去機能喪失 (TW)	【事象概要】過渡事象(全給水喪失)発生と共に残留熱除去系機能喪失が発生する。これに対しRCIG、HPCFで注水を継続し、格納容器ベントにより除熱する。 【機能喪失の前提】 ・残留熱除去系(RHR)	【高圧注水】RCIG(事象初期)、HPCF 【減圧】S/R弁(1弁) ・手動減圧	【PCVスプレイ】MUWC×2台 ・RHR(B)洗浄水ライン経由で注入 ・PCV圧力180kPa[gage]到達以降140m ³ /hでスプレイ 【海水除熱】－ 【ベント】FV又は耐圧強化(W/W)ベント ・PCV圧力1Pdで実施(約22時間後)	【電源】外部電源 【水源(補給含む)】CSP、消防車 ・12時間後から130m ³ /hでCSPに補給	－	－
原子炉停止機能喪失 (TC)	【事象概要】過渡事象(MSIV閉)発生と共に全OR挿入失敗(ARI含む)が発生する。これに対し、代替RPTで出力上昇を抑制し、RCIG、HPCFで冠水を維持し、SLCIにより未臨界を確保する。 【機能喪失の前提】 ・スクラム機能(RPS) ・代替制御棒挿入機能(ARI)	【原子炉停止】代替RPT、SLC×1 ・SLC注入はスクラム失敗確認から10分後 【高圧注水】M/D-RFP、RCIG、HPCF ・M/D-RFP運転はホットウェル水位低下によるトリップまで ・RCIG、HPCFはD/W圧力「高」で起動、L1.5付近で水位維持 【減圧】－ 【低圧注水】－	【PCVスプレイ】－ 【海水除熱】RHR-S/Cクーリング×3 ・S/C水温高到達から10分後 【ベント】－	【電源】外部電源 【水源】CSP ・高圧注水の初期水源はCSPだが、事象発生から約30秒でD/W圧力「高」によりS/Cに切り替わる。	－	－
LOCA時注水機能喪失 (中小LOCA)	【事象概要】小LOCA(1cm ² の破損想定)発生と共に高圧及び低圧のECCS注水機能喪失が発生する。これに対し代替低圧注水設備(MUWC)により炉心へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。 【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能(HPCF、RCIG) ・低圧ECCS注水機能(LPFL) ・自動減圧機能(ADS)	【高圧注水】－ 【減圧】S/R弁(8弁) ・事象発生から約18分後に手動減圧 【低圧注水】MUWC×2台 ・RHR(B)洗浄水ライン経由で注入 ・再冠水まで定格流量 ・再冠水後110m ³ /h、L3~L8水位維持(PCVスプレイとの切替運転)	【PCVスプレイ】MUWC×2台 ・RHR(B)洗浄水ライン経由で注入 ・PCV圧力180kPa[gage]到達以降140m ³ /hでスプレイ(炉注水との切替運転) 【海水除熱】－ 【ベント】FV又は耐圧強化(W/W)ベント ・PCV圧力1Pdで実施(約17時間後)	【電源】非常用D/G ・外部電源無し 【水源(補給含む)】CSP、消防車 ・12時間後から130m ³ /hでCSPに補給	×	<炉心損傷防止> 炉心損傷回避のためには、約1時間までに高圧で注水する必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では炉心損傷は防止できない。 <格納容器破損防止> リロケーション後、MCCIの発生防止のために下部ベDESTALに7時間までに180m ³ (水深2m)の水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では対応できない。 <可搬型設備の実力値を考慮した場合> 消防車の注水は、事象発生後1時間で開始した訓練実績を踏まえ、消防車による注水の実施により、リロケーションを回避でき、RPVの破損及びPCVの破損は回避できると考えられる。
IS-LOCA	【事象概要】ISLOCA(HPCFポンプ吸込側の配管の10cm ² 破断を想定)が発生する。これに対しRCIG、HPCFで注水すると共に、破断箇所を隔離する。 【機能喪失の前提】－	【高圧注水】RCIG(事象初期) 【減圧】S/R弁(8弁) 事象発生から、15分後に中央制御室による破断箇所隔離に失敗し、漏えい抑制のために手動減圧 (・破断口からの減圧) 【低圧注水】HPCF(健全側)	【PCVスプレイ】－ 【海水除熱】RHR-S/Cクーリング 【ベント】－	【電源】非常用D/G ・外部電源無し 【水源】CSP	－	－

○：可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる

×：可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない

17 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性

(1) 炉心損傷防止対策

※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

事故シーケンスグループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源		
高圧・低圧注水機能喪失	<p>【事象概要】 過渡事象（全給水喪失）発生とともに高圧及び低圧の注水機能喪失が発生する。これに対し低圧代替注水系（常設）を用いて原子炉注水を実施し、代替格納容器スプレ冷却系（常設）を用いた格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等を用いた格納容器除熱を実施する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧注水機能（HPCS^{※1}, RCIC^{※1}） ・低圧注水機能（LPCS^{※1}, LPCI^{※1}）</p>	<p>【高圧注水】 —</p> <p>【減圧】 <u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>（7個） ・事象発生から25分後に<u>手動減圧</u></p> <p>【低圧注水】 <u>低圧代替注水系（常設）</u> ・残留熱除去系C系ライン経由で注入 ・原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）にて水位維持</p>	<p>【格納容器スプレイ】 <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u> ・残留熱除去系B系ライン経由で注入 ・格納容器圧力 0.279MPa [gage] 到達以降 130m³/h でスプレイ（原子炉注水と同時）</p> <p>【海水除熱】 —</p> <p>【格納容器ベント】 <u>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系</u> ・格納容器圧力 0.31MPa [gage] で実施（約28時間）</p>	<p>【電源】 <u>非常用ディーゼル発電機等、常設代替高圧電源装置</u> ・外部電源なし^{※2} ・プラント状況判断の後、常設代替高圧電源装置 2 台により給電（低圧代替注水系（常設）に給電）</p> <p>【水源（補給含む）】 <u>代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・代替淡水貯槽を水源とした注水の開始時点で水位が上昇する流量で補給</p>	×	<p><炉心損傷防止> 炉心損傷回避のためには、事象発生約1時間までに注水する必要があるが、可搬型設備の使用開始は3時間後を想定しているため、可搬型設備では炉心損傷は防止できない。</p>
高圧注水・減圧機能喪失	<p>【事象概要】 過渡事象（全給水喪失）発生とともに高圧注水機能及び原子炉減圧機能の喪失が発生する。これに対し過渡時自動減圧機能を用いて原子炉を減圧した後残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を用いた原子炉注水、残留熱除去系を用いた格納容器除熱を実施する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧注水機能（HPCS^{※1}, RCIC^{※1}） ・減圧機能</p>	<p>【高圧注水】 —</p> <p>【減圧】 <u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>（2個） ・原子炉水位異常低下（レベル1）到達から10分後に自動減圧</p> <p>【低圧注水】 <u>残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系</u> ・原子炉水位高（レベル8）到達後、低圧炉心スプレイ系で原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）にて水位維持</p>	<p>【格納容器スプレイ】 —</p> <p>【海水除熱】 <u>残留熱除去系海水系、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u> ・原子炉水位高（レベル8）到達後に残留熱除去系1系列を低圧注水系からサブプレッション・プール冷却系に移行</p> <p>【格納容器ベント】 —</p>	<p>【電源】 <u>非常用ディーゼル発電機等</u> ・外部電源なし^{※2}</p> <p>【水源（補給含む）】 <u>サブプレッション・チェンバ</u></p>	—	<p>常設重大事故等対処設備に期待していない。</p>

※1 HPCS：高圧炉心スプレイ系，RCIC：原子炉隔離時冷却系，LPCS：低圧炉心スプレイ系，LPCI：残留熱除去系（低圧注水系）
 ※2 事故条件としては外部電源ありを設定しているが、運転員等操作や資源（水源、電源、燃料）の評価においては外部電源なしを考慮

○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不能
 —：常設重大事故等対処設備に期待していない

※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

事故シナリオ グループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源	
全交流動力電源喪失 (長期TB)	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに、24時間は代替電源等による交流電源復旧も不可となる。これに対し直流電源により8時間原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉注水を継続する。8時間後からは低圧代替注水系(可搬型)を用いて原子炉注水を継続し、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)を用いて格納容器冷却を実施する。24時間後からは、常設代替高圧電源装置から給電し、残留熱除去系を用いて原子炉注水及び格納容器除熱の切替運転を実施する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・全交流動力電源(外部電源、非常用ディーゼル発電機等)</p>	<p>【高圧注水】 <u>原子炉隔離時冷却系</u> ・原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)にて水位維持</p> <p>【減圧】 <u>逃がし安全弁(自動減圧機能)</u>(7個) ・事象発生から8時間1分後(可搬型代替注水中型ポンプ接続後)に手動減圧</p> <p>【低圧注水】 <u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・手動減圧後注水 ・原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)にて水位維持</p> <p><u>残留熱除去系(低圧注水系)</u> ・事象発生24時間後注水 ・原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)にて水位維持 ・原子炉注水停止期間中は格納容器除熱に使用</p>	<p>【格納容器スプレイ】 <u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> ・格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達以降 130m³/hでスプレイ(原子炉注水と同時)</p> <p>【海水除熱】 <u>残留熱除去系海水系, 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系), 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)</u> ・原子炉注水との切替運転</p> <p>【格納容器ベント】 -</p>	<p>【電源】 <u>所内常設直流電源設備, 常設代替高圧電源装置</u> ・外部電源なし ・直流電源の負荷切離を実施し、事象発生8時間の間原子炉隔離時冷却系に供給 ・事象発生24時間後に常設代替高圧電源装置から給電</p> <p>【水源(補給含む)】 <u>サブプレッション・チェンバ, 西側淡水貯水設備, 可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・初期水量のみで対応可能。</p>	○ <炉心損傷防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。
全交流動力電源喪失 (TBD)	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに、直流電源の喪失が重畳する。これに対し緊急用蓄電池により8時間高圧代替注水系を用いた原子炉注水を継続する。8時間後からは低圧代替注水系(可搬型)を用いて原子炉注水を継続し、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)を用いて格納容器冷却を実施する。24時間後からは、常設代替高圧電源装置から給電し、残留熱除去系を用いて原子炉注水及び格納容器除熱の切替運転を実施する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・全交流動力電源(外部電源、非常用ディーゼル発電機等) ・直流電源</p>	<p>【高圧注水】 <u>高圧代替注水系</u> ・原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)にて水位維持</p> <p>【減圧】 <u>逃がし安全弁(自動減圧機能)</u>(7個) ・事象発生から8時間1分後(可搬型代替注水中型ポンプ接続後)に手動減圧</p> <p>【低圧注水】 <u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・手動減圧後注水 ・原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)にて水位維持</p> <p><u>残留熱除去系(低圧注水系)</u> ・事象発生24時間後注水 ・原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)にて水位維持 ・原子炉注水停止期間中は格納容器除熱に使用</p>	<p>【格納容器スプレイ】 <u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> ・格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達以降 130m³/hでスプレイ(原子炉注水と同時)</p> <p>【海水除熱】 <u>残留熱除去系海水系, 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系), 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)</u> ・原子炉注水との切替運転</p> <p>【格納容器ベント】 -</p>	<p>【電源】 <u>常設代替直流電源設備, 常設代替高圧電源装置</u> ・外部電源なし ・事象発生24時間後に常設代替高圧電源装置から給電</p> <p>【水源(補給含む)】 <u>サブプレッション・チェンバ, 西側淡水貯水設備, 可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・初期水量のみで対応可能。</p>	○ <炉心損傷防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。

○: 可搬型設備に代替可能
×: 可搬型設備に代替不能
-: 常設重大事故等対処設備に期待していない

※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

事故シーケンスグループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源	
全交流動力電源喪失 (TBP)	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに、逃がし安全弁 1 弁の開固着が重畳する。これに対し常設代替高压電源装置を起動し、低压代替注水系 (常設) により原子炉注水を実施する。その後、常設代替高压電源装置から給電し、残留熱除去系を用いた原子炉注水及び格納容器除熱の切替運転を実施する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・全交流動力電源 (外部電源、非常用ディーゼル発電機等)</p>	<p>【高压注水】 <u>原子炉隔離時冷却系</u> ・原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) にて水位維持</p> <p>【減圧】 <u>逃がし安全弁 (自動減圧機能)</u> (7 個) ・事象発生から 3 時間 1 分後 (可搬型代替注水中型ポンプ接続後) に手動減圧</p> <p>【低压注水】 <u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・手動減圧後注水 ・原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) にて水位維持</p> <p><u>残留熱除去系 (低压注水系)</u> ・事象発生 24 時間後注水 ・原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) にて水位維持 ・原子炉注水停止期間中は格納容器除熱に使用</p>	<p>【格納容器スプレイ】 <u>代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)</u> ・格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達以降 130m³/h でスプレイ (原子炉注水と同時に)</p> <p>【海水除熱】 <u>残留熱除去系海水系, 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系), 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)</u> ・原子炉注水との切替運転</p> <p>【格納容器ベント】 -</p>	<p>【電源】 <u>常設代替直流電源設備, 常設代替高压電源装置</u> ・外部電源なし ・事象発生 24 時間後に常設代替高压電源装置から給電</p> <p>【水源 (補給含む)】 <u>サブプレッション・チェンバ, 西側淡水貯水設備, 可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・初期水量のみで対応可能。</p>	<p><炉心損傷防止> ○ 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	<p>【事象概要】 過渡事象 (全給水喪失) 発生とともに取水機能喪失が発生する。これに対し、原子炉隔離時冷却系、低压代替注水系 (常設) を用いた原子炉注水を実施する。その後、緊急用海水系及び残留熱除去系を用いた原子炉注水及び格納容器除熱の切替運転を実施する。</p> <p>【機能喪失の想定】 ・取水機能 (残留熱除去系海水系)</p>	<p>【高压注水】 <u>原子炉隔離時冷却系</u> ・原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) にて水位維持</p> <p>【減圧】 <u>逃がし安全弁 (自動減圧機能)</u> (7 個) ・サブプレッション・プール熱容量制限到達時</p> <p>【低压注水】 <u>低压代替注水系 (常設)</u> ・残留熱除去系 C 系ライン経由で注入 ・手動減圧後注水 ・原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) にて水位維持</p> <p><u>残留熱除去系 (低压注水系)</u> ・格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達以降注水 ・原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) にて水位維持 ・原子炉注水停止期間中は格納容器除熱に使用</p>	<p>【格納容器スプレイ】 -</p> <p>【海水除熱】 <u>緊急用海水系, 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系), 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)</u> ・格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達以降、除熱開始 ・原子炉注水との切替運転</p> <p>【格納容器ベント】 -</p>	<p>【電源】 <u>常設代替高压電源装置</u> ・外部電源なし ・2 時間後までに常設代替高压電源装置 2 台 (低压代替注水系 (常設) に給電), 低压代替注水系 (常設) による注水開始後、常設代替高压電源装置 5 台から給電 (残留熱除去系等に給電)</p> <p>【水源 (補給含む)】 <u>サブプレッション・チェンバ, 代替淡水貯槽</u> ・初期水量のみで対応可能。</p>	<p><炉心損傷防止> ○ 事象発生 3 時間後までは、原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉注水を継続し、その後、低压代替注水系 (可搬型) による原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる。</p>

○: 可搬型設備に代替可能
×: 可搬型設備に代替不能
-: 常設重大事故等対処設備に期待していない

※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

事故シーケンスグループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源	
崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去機能喪失)	<p>【事象概要】 過渡事象（全給水喪失）発生とともに残留熱除去機能喪失が発生する。これに対し、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）を用いた原子炉注水を実施し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を用いた格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置等を用いた格納容器除熱を実施する。</p> <p>【機能喪失の想定】 ・残留熱除去系</p>	<p>【高圧注水】 原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系 ・原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）にて水位維持</p> <p>【減圧】 逃がし安全弁（自動減圧機能）（7個） ・サブプレッション・プール熱容量制限到達時</p> <p>【低圧注水】 低圧代替注水系（常設） ・残留熱除去系C系ライン経由で注入 ・手動減圧後注水 ・原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）にて水位維持</p>	<p>【格納容器スプレイ】 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・残留熱除去系B系ライン経由で注入 ・格納容器圧力 0.279MPa〔gage〕到達以降 130m³/h でスプレイ（炉注水と同時）</p> <p>【海水除熱】 -</p> <p>【格納容器ベント】 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系 ・格納容器圧力 0.31MPa〔gage〕で実施（約 28 時間）</p>	<p>【電源】 非常用ディーゼル発電機等、常設代替高圧電源装置 ・外部電源なし※2 ・2 時間後までに常設代替高圧電源装置 2 台（低圧代替注水系（常設）に給電）</p> <p>【水源（補給含む）】 サブプレッション・チェンバ、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、可搬型代替注水中型ポンプ ・代替淡水貯槽を水源とした注水の開始時点で水位が上昇する流量で補給</p>	<p>○ <炉心損傷防止> 事象発生 3 時間後までは、原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系を用いた原子炉注水を継続し、その後、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる。</p>
原子炉停止機能喪失	<p>【事象概要】 過渡事象（MS I V閉）発生とともに全制御棒挿入失敗（ARI含む）が発生する。これに対し、代替RPTで出力上昇を抑制し、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系で冠水を維持し、ほう酸注入系により未臨界を確保する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・スクラム機能（RPS） ・代替制御棒挿入機能（ARI）</p>	<p>【原子炉停止】 代替RPT、ほう酸注入系 ・ほう酸注入系の起動は事象発生後の6分後</p> <p>【高圧注水】 電動駆動給水ポンプ、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系 ・給復水系による原子炉注水はホットウェル水位低低による電動給水ポンプトリップまで ・原子炉隔離時冷却系は原子炉水位異常低下（レベル2）到達、高圧炉心スプレイ系は格納容器圧力高で自動起動し、原子炉水位異常低下（レベル1）近傍に水位を維持</p> <p>【減圧】 -</p> <p>【低圧注水】 -</p>	<p>【格納容器スプレイ】 -</p> <p>【海水除熱】 残留熱除去系海水系、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）×2 ・事象発生 17 分後以降除熱開始</p> <p>【格納容器ベント】 -</p>	<p>【電源】 外部電源</p> <p>【水源（補給含む）】 サブプレッション・チェンバ</p>	<p>- 常設重大事故等対処設備に期待していない。</p>

※2 事故条件としては外部電源ありを設定しているが、運転員等操作や資源（水源、電源、燃料）の評価においては外部電源なしを考慮

○：可搬型設備に代替可能
×：可搬型設備に代替不能
-：常設重大事故等対処設備に期待していない

※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

事故シーケンス グループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源		
LOCA時注水機能喪失	<p>【事象概要】 中破断LOCA（再循環系配管 3.7cm²の破損想定）発生とともに高圧及び低圧の非常用炉心冷却系注水機能喪失が発生する。これに対し低圧代替注水系（常設）を用いて原子炉注水を実施し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を用いた格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等を用いた格納容器除熱を実施する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧注水機能（HPCS^{*1}, RCIC^{*1}） ・低圧注水機能（LPCS^{*1}, LPCI^{*1}）</p>	<p>【高圧注水】 —</p> <p>【減圧】 <u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>（7個） ・事象発生から25分後に手動減圧</p> <p>【低圧注水】 <u>低圧代替注水系（常設）</u> ・残留熱除去系C系ライン経由で注入 ・原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）にて水位維持</p>	<p>【格納容器スプレイ】 <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u> ・残留熱除去系B系ライン経由で注入 ・格納容器圧力 0.279MPa[gage]到達以降 130m³/h でスプレイ（炉注水と同時）</p> <p>【海水除熱】 —</p> <p>【格納容器ベント】 <u>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系</u> ・格納容器圧力 0.31MPa [gage] で実施（約28時間）</p>	<p>【電源】 <u>非常用ディーゼル発電機、常設代替高圧電源装置</u> ・外部電源なし ・プラント状況判断の後、常設代替高圧電源装置2台により給電（低圧代替注水系（常設）に給電）</p> <p>【水源（補給含む）】 <u>代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、可搬型代替注水大型ポンプ</u> ・代替淡水貯槽を水源とした注水の開始時点で水位が上昇する流量で補給</p>	×	<p><炉心損傷防止> 炉心損傷回避のためには、約1時間までに注水する必要があるが、可搬型設備の使用開始は3時間を想定しているため、可搬型設備では炉心損傷は防止できない。</p>
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	<p>【事象概要】 ISLOCA（残留熱除去系熱交換器フランジ部の漏えいを想定）が発生する。これに対し、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）を用いて原子炉注水を実施するとともに、破断箇所を隔離する。</p> <p>【機能喪失の想定】 ・HPCS^{*1} ・残留熱除去系B系、C系</p>	<p>【高圧注水】 <u>原子炉隔離時冷却系</u> ・原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）水位維持</p> <p>【減圧】 <u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>（7個） ・事象発生から15分後に手動減圧</p> <p>【低圧注水】 <u>低圧炉心スプレイ系</u> ・原子炉水位異常低下（レベル1）到達時に停止 <u>低圧代替注水系（常設）</u> ・残留熱除去系C系ライン経由で注入 ・事象発生17分後に注水 ・原子炉水位低（レベル3）近傍に水位維持</p>	<p>【格納容器スプレイ】 —</p> <p>【海水除熱】 <u>残留熱除去系海水系、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u> ・事象発生25分後以降除熱開始</p> <p>【格納容器ベント】 —</p>	<p>【電源】 <u>非常用ディーゼル発電機、常設代替高圧電源装置</u> ・外部電源なし</p> <p>【水源（補給含む）】 <u>代替淡水貯槽、サブプレッション・チェンバ</u> ・初期水量のみで対応可能。</p>	○	<p><炉心損傷防止> 事象発生3時間後までは、原子炉隔離時冷却系及び低圧炉心スプレイ系を用いた原子炉注水を継続し、その後、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる。</p>

○：可搬型設備に代替可能
×：可搬型設備に代替不能
—：常設重大事故等対処設備に期待していない

※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

事故シナリオ グループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源	
津波浸水による最終ヒートシンク喪失	<p>【事象概要】 津波により最終ヒートシンク喪失が発生する。また、全交流動力電源喪失が発生するとともに、24時間は代替電源等による交流電源復旧も不可となる。これに対し、浸水防護対策を実施し内包する設備を防護するとともに、直流電源により8時間原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉注水を継続する。8時間後からは低圧代替注水系(可搬型)を用いて原子炉注水を継続し、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)を用いて格納容器冷却を実施する。24時間後からは、常設代替高圧電源装置から給電し、緊急用海水系及び残留熱除去系を用いた原子炉注水及び格納容器除熱の切替運転を実施する。</p> <p>【機能喪失の想定】 ・取水機能(残留熱除去系海水系、非常用ディーゼル発電機海水系)</p>	<p>【高圧注水】 <u>原子炉隔離時冷却系</u> ・原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)にて水位維持</p> <p>【減圧】 <u>逃がし安全弁(自動減圧機能)</u>(7個) ・事象発生から8時間1分後(可搬型代替注水中型ポンプ接続後)に手動減圧</p> <p>【低圧注水】 <u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・手動減圧後注水 ・原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)にて水位維持 <u>残留熱除去系(低圧注水系)</u> ・事象発生24時間後注水 ・原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)にて水位維持 ・原子炉注水停止期間中は格納容器除熱に使用</p>	<p>【格納容器スプレイ】 <u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> ・格納容器圧力0.279MPa[gage]到達以降130m³/hでスプレイ(原子炉注水と同時)</p> <p>【海水除熱】 <u>緊急用海水系、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)、残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)</u> ・原子炉注水との切換え運転</p> <p>【格納容器ベント】 -</p>	<p>【電源】 <u>所内常設直流電源設備、常設代替高圧電源装置</u> ・外部電源なし ・直流電源の負荷切離を実施し、事象発生8時間の間原子炉隔離時冷却系に供給 ・事象発生24時間後に常設代替高圧電源装置から給電</p> <p>【水源(補給含む)】 <u>サブプレッション・チェンバ、西側淡水貯水設備、可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・初期水量のみで対応可能。</p>	<p>○ 常設重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>

○：可搬型設備に代替可能
×：可搬型設備に代替不能
-：常設重大事故等対処設備に期待していない

21. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性

島根2号炉 重要事故シーケンス（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）の概要（1/3）

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シーケンス グループ	事象と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合 の成立性
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源	
高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV)	<p>【事象概要】 過渡事象（全給水喪失）発生とともに高圧及び低圧の注水機能喪失が発生する。これに対し低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能（HPCS） ・原子炉隔離時冷却系（RCIC） ・低圧ECCS注水機能（LPCS, LPCI）</p>	<p>[高圧注水] —</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁6個 ・事象発生から約30分後</p> <p>[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系（常設） ・RHR注入ライン経由で注入 ・再冠水まで定格流量 ・再冠水後、崩壊熱分注水（L3～L8維持）</p>	<p>[PCVスプレイ] 格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・事象発生から約22時間後にPCVスプレイを実施</p> <p>[海水除熱] —</p> <p>[ベント] フィルタベント（W/W） ・サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達で実施（約30時間後）</p>	<p>[電源] 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ガスタービン発電機 ・事象発生10分後から給電 ・外部電源なし</p> <p>[水源（補給含む）] 低圧原子炉代替注水槽 ・準備完了後、輪谷貯水槽より低圧原子炉代替注水槽に適宜補給</p>	<p>×</p> <p><炉心損傷防止> 炉心損傷回避のためには、約1時間までに注水する必要があるが、可搬型設備の使用は約2時間20分を想定しているため、可搬型設備による原子炉注水では炉心損傷は防止できない。</p>
高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX)	<p>【事象概要】 過渡事象（全給水喪失）発生とともに高圧注水機能喪失の発生及び減圧機能として原子炉の手動減圧の失敗を想定する。これに対し代替自動減圧機能により原子炉を減圧、低圧ECCSにより注水し、RHRにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能（HPCS） ・原子炉隔離時冷却系（RCIC） ・減圧機能（手動減圧失敗）</p>	<p>[高圧注水] —</p> <p>[減圧] 代替自動減圧（2個） ・原子炉水位低（L1）到達10分後自動減圧</p> <p>[低圧注水] 低圧ECCS ・再冠水まで定格流量 ・再冠水後、崩壊熱分注水、L3～L8維持</p>	<p>[PCVスプレイ] —</p> <p>[海水除熱] RHRによるS/P水冷却</p> <p>[ベント] —</p>	<p>[電源] 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ・外部電源なし</p> <p>[水源（補給含む）] S/C ・初期水量のみで対応可能</p>	<p>—</p>
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗 (長期TB)	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに24時間は代替電源等による交流電源復旧も不可となる。これに対し容量を増強した直流電源により24時間直流電源を維持し、RCICによる原子炉注水を8時間継続し、8時間以降低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によりPCVスプレイを実施する。24時間後からはガスタービン発電機から給電する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・全交流動力電源喪失（外部電源、非常用D/G等）</p>	<p>[高圧注水] RCIC ・L2～L8で水位維持</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁（6個） ・事象発生から約8時間後に手動減圧</p> <p>[低圧注水] ・低圧原子炉代替注水系（可搬型） ・RHR注入ライン経由で注入 ・水位回復まで定格流量 ・水位回復後、崩壊熱分注水、L3～L8維持</p>	<p>[PCVスプレイ] 格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・事象発生から約19時間後にPCVスプレイを実施</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード） ・事象発生から24時間30分後にPCVスプレイを実施</p> <p>[海水除熱] 原子炉補機冷却系 ・事象発生から約24時間後に原子炉補機冷却系を起動</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・事象発生24時間後から給電 ・常設直流電源により24時間直流電源を維持 ・外部電源なし</p> <p>[水源（補給含む）] 輪谷貯水槽 ・輪谷貯水槽から原子炉へ注水</p>	<p>○</p> <p><炉心損傷防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>

- ：可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる
- ×：可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない
- ：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

・設備設計及び運用の相違
【柏崎6/7、東海第二】

島根2号炉 重要事故シーケンス（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）の概要（2/3）

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

・設備設計及び運用の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

事故シーケンス グループ	事象と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合 の成立性
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源	
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗） + 高圧炉心冷却失敗（TBU）	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに24時間は代替電源等による交流電源復旧も不可となり、高圧及び低圧の注水機能喪失が発生する。これに対し容量を増強した直流電源により24時間直流電源を維持し、HPACによる原子炉注水を8.3時間継続し、それ以降低圧原子炉代替注水系（可搬型）にて原子炉へ注水し、格納容器代替スプレイ系によりPCVスプレイを実施する。24時間後からはガスタービン発電機から給電する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能（HPCS） ・原子炉隔離時冷却系（RCIC） ・低圧ECCS注水機能（LPCS, LPCI） ・全交流動力電源喪失（外部電源、非常用D/G）</p>	<p>[高圧注水] HPAC ・L3～L8で水位維持</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁（6個） ・事象発生から約8.3時間後に手動減圧</p>	<p>[PCVスプレイ] 格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・事象発生から約19時間後にPCVスプレイを実施 残留熱除去系（格納容器冷却モード） ・事象発生から24時間30分後にPCVスプレイを実施</p> <p>[海水除熱] 原子炉補機冷却系 ・事象発生から約24時間後に原子炉補機冷却系を起動</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・事象発生24時間後から給電 ・常設直流電源により24時間直流電源を維持 ・外部電源なし</p>	○ <炉心損傷防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗） + 直流電源喪失（TBD）	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに直流電源喪失し、高圧及び低圧の注水機能喪失が発生する。これに対し容量を増強した直流電源により24時間直流電源を維持し、HPACによる原子炉注水を8.3時間継続し、それ以降低圧原子炉代替注水系（可搬型）にて原子炉へ注水し、格納容器代替スプレイ系によりPCVスプレイを実施する。24時間後からはガスタービン発電機から給電する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能（HPCS） ・原子炉隔離時冷却系（RCIC） ・低圧ECCS注水機能（LPCS, LPCI） ・全交流動力電源喪失（外部電源、非常用D/G） ・直流電源喪失</p>	<p>[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系（可搬型） ・RHR注入ライン経由で注入 ・水位回復まで定格流量 ・水位回復後、崩壊熱分注水、L3～L8維持</p>	<p>[海水除熱] 原子炉補機冷却系 ・事象発生から約24時間後に原子炉補機冷却系を起動</p>	<p>[水源（補給含む）] 輪谷貯水槽 ・輪谷貯水槽から原子炉へ注水</p>	○ <炉心損傷防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗） + SRV再閉失敗+HPCS失敗（TBP）	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに逃がし安全弁1個が開固着し、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで原子炉注水機能が喪失する。これに対し低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水し、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。ガスタービン発電機により直流電源を維持し、非常用母線は24時間後から給電する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能（HPCS） ・低圧ECCS注水機能（LPCS, LPCI） ・全交流動力電源喪失（外部電源、非常用D/G） ・逃がし安全弁1個開固着</p>	<p>[高圧注水] RCIC ・SRV1個開固着により水位低下継続 ・原子炉圧力低下により機能喪失</p> <p>[減圧] （・開固着した逃がし安全弁1個からの蒸気流出） ・自動減圧機能付き逃がし安全弁（6個） 低圧原子炉代替注水系（可搬型）の使用が可能となった時点（約2時間20分後）で手動減圧</p> <p>[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系（可搬型） ・RHR注入ライン経由で注入 ・水位回復まで定格流量 ・水位回復後、崩壊熱分注水（L3～L8維持）</p>	<p>[PCVスプレイ] 格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・事象発生から約21時間後にPCVスプレイを実施 残留熱除去系（格納容器冷却モード） ・事象発生から24時間30分後にPCVスプレイを実施</p> <p>[海水除熱] 原子炉補機冷却系 ・事象発生から約24時間後に原子炉補機冷却系を起動</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・事象発生24時間後から給電 ・常設直流電源により24時間直流電源を維持 ・外部電源なし</p> <p>[水源（補給含む）] 輪谷貯水槽 ・輪谷貯水槽から原子炉へ注水</p>	○ <炉心損傷防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。

- ：可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる
- ×：可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない
- ：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

島根2号炉 重要事故シーケンス（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）の概要（3/3）

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シーケンス グループ	事象と対応の概要	炉心損傷防止設備			常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合 の成立性	
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源		
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失) (TW)	<p>【事象概要】 過渡事象（全給水喪失）が発生するとともに取水機能喪失が発生する。これに対しRCICによる原子炉注水を継続し、8時間後に原子炉補機代替冷却系を接続・起動し、LPCIにより原子炉へ注水し、RHRにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・取水機能（RSW）</p>	<p>[高压注水] RCIC ・L2～L8で水位維持</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁（6個） ・事象発生から約8時間後</p> <p>[低压注水] LPCI ・水位回復まで定格流量 ・水位回復後、崩壊熱分注水、L3～L8維持</p>	<p>[PCVスプレイ] -</p> <p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系 ・事象発生8時間後に原子炉補機代替冷却系を起動</p> <p>[ベント] -</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・事象発生10分後から給電 ・外部電源なし</p> <p>[水源（補給含む）] S/C ・初期水量のみで対応可能</p>	-	-
崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去機能喪失) (TW)	<p>【事象概要】 過渡事象（全給水喪失）が発生するとともに残留熱除去機能喪失が発生する。これに対しRCICによる原子炉注水を継続し、8時間後からは低圧原子炉代替注水系（常設）にて注水を継続し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・残留熱除去系（RHR）</p>	<p>[高压注水] RCIC ・L2～L8で水位維持</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁（6個） ・事象発生から約8時間後に手動減圧</p> <p>[低压注水] 低圧原子炉代替注水系（常設） ・RHR注入ライン経由で注入 ・水位回復まで定格流量 ・水位回復後、崩壊熱分注水、L3～L8維持</p>	<p>[PCVスプレイ] 格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・事象発生から約19時間後にPCVスプレイを実施</p> <p>[海水除熱] -</p> <p>[ベント] フィルタベント（W/W） ・サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達で実施（約30時間後）</p>	<p>[電源] 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ガスタービン発電機 ・事象発生10分後から給電 ・外部電源なし</p> <p>[水源（補給含む）] 低圧原子炉代替注水槽 ・準備完了後、輪谷貯水槽より低圧原子炉代替注水槽に適宜補給</p>	○	<炉心損傷防止> 事象発生8時間後までは、RCICによる注水を継続し、その後可搬型設備による原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる。
原子炉停止機能喪失 (TC)	<p>【事象概要】 過渡事象（主蒸気隔離弁閉止）発生とともに全制御棒挿入失敗（ARI含む）が発生する。これに対しHPCS及びRCICにより注水を継続し、SLCにより未臨界を確保する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・スクラム機能（RPS） ・代替制御棒挿入機能（ARI） ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能（RPT）</p>	<p>[原子炉停止] SLC ・SLC注入はS/C水温高（49℃）から10分後</p> <p>[高压注水] HPCS, RCIC ・水位回復までは定格流量 ・L1Hで水位維持</p> <p>[減圧] -</p> <p>[低压注水] -</p>	<p>[PCVスプレイ] -</p> <p>[海水除熱] RHRによるS/P水冷却</p> <p>[ベント] -</p>	<p>[電源] 外部電源</p> <p>[水源（補給含む）] S/C ・初期水量のみで対応可能</p>	-	-
LOCA時注水機能喪失 (中破断LOCA)	<p>【事象概要】 LOCA発生とともに高圧及び低圧注水機能喪失が発生する。これに対し低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能（HPCS） ・原子炉隔離時冷却系（RCIC） ・低圧ECCS注水機能（LPCS, LPCI） ・自動減圧機能（ADS）</p>	<p>[高压注水] -</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁（6個） ・事象発生から約30分後に手動減圧</p> <p>[低压注水] 低圧原子炉代替注水系（常設） ・RHR注入ライン経由で注入 ・再冠水まで定格流量 ・再冠水後、崩壊熱分注水（L3～L8維持）</p>	<p>[PCVスプレイ] 格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・事象発生から約21時間後にPCVスプレイを実施</p> <p>[海水除熱] -</p> <p>[ベント] フィルタベント（W/W） ・サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達で実施（約27時間後）</p>	<p>[電源] 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ガスタービン発電機 ・事象発生10分後から給電 ・外部電源なし</p> <p>[水源（補給含む）] 低圧原子炉代替注水槽 ・準備完了後、輪谷貯水槽より低圧原子炉代替注水槽に適宜補給</p>	×	<炉心損傷防止> 炉心損傷回避のためには、約1時間までに注水する必要があるが、可搬型設備の使用は約2時間20分を想定しているため、可搬型設備による原子炉注水では炉心損傷は防止できない。
格納容器バイパス (ISLOCA)	<p>【事象概要】 ISLOCA（残留熱除去系熱交換器フランジ部、残留熱除去系機器等からの漏えいを想定）が発生する。これに対しHPCS及びRCICにより注水を継続し、破断箇所を隔離する。</p> <p>【機能喪失の前提】 -</p>	<p>[高压注水] HPCS, RCIC</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁（6個） ・事象発生から約30分後に中央制御室による破断箇所隔離に失敗し、漏えい抑制のために手動減圧</p> <p>[低压注水] -</p>	<p>格納容器バイパス事象であるため、格納容器側のマネジメントは不要 （ただし、破断箇所の隔離後は通常の停止手順で冷温停止に移行）</p>	<p>[電源] 外部電源</p> <p>[水源（補給含む）] S/C ・初期水量のみで対応可能</p>	-	-

- ：可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる
- ×：可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない
- ：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

・設備設計及び運用の相違
【柏崎6/7、東海第二】

柏崎刈羽6号及び7号炉 重要事故シーケンス(運転中の原子炉における重大事故)の概要

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

格納容器破損モード	事象設定	格納容器破損防止設備			常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
		損傷炉心冷却	格納容器破損防護	電源・水源	
過温・過圧破損 (代替循環冷却)	<p>【事象概要】大LOCA(SHC吸込配管の全破断を想定)発生と共に高圧及び低圧のECGS注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、炉心損傷に至る。これに対し、70分後に空冷式GTGから給電しMUNICにより炉心へ注水し、代替循環冷却の実施により除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧ECGS注水機能(HPCF、RC1C) 低圧ECGS注水機能(LPFL) 全交流動力電源(外部電源、非常用D/G) 	<p>【高圧注水】-</p> <p>【減圧】(破断口からの減圧)</p> <p>【低圧注水】MUNIC×2台(RHR(B)洗浄水ライン経由)</p> <ul style="list-style-type: none"> 70分以降注水開始、再冠水まで定格流量 再冠水後90m³/h、破断口~L1水位維持(PCVスプレイトの切替運転) 代替Hxの準備が完了後、最大流量で原子炉注水 事象発生22時間後、MUNIC全停止 消防車(RHR(B)洗浄水ライン経由) 事象発生22.2時間から開始 	<p>【PCVスプレイト】MUNIC×2台</p> <ul style="list-style-type: none"> RHR(B)洗浄水ライン経由で注入 再冠水後140m³/hでスプレイト(炉注水との切替運転) 20.1時間後、最大流量でPCVスプレイトを実施 <p>【海水除熱】代替Hx</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象発生20時間後準備完了 <p>【代替循環冷却】MUNICを用いた代替循環冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象発生22.5時間から開始 	<p>【電源】空冷式GTG</p> <ul style="list-style-type: none"> 70分後から給電(MUNICに給電) <p>【水源(補給含む)】CSP、消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> 12時間後から130m³/hでCSPに補給 	<p>×</p> <p><炉心損傷防止> 炉心損傷回避のためには、約1時間までに高圧で注水する必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では炉心損傷は防止できない。</p> <p><格納容器破損防止> リロケーション後、MCCIの発生防止のために下部ベデスタルに7時間までに180m³(水深2m)の水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では対応できない。</p> <p><可搬型設備の実力値を考慮した場合> 消防車の注水は、事象発生後1時間で開始した訓練実績を踏まえると、消防車による注水の実施により、リロケーションを回避でき、RPVの破損及びベント等によりPCVの破損は回避できると考えられる。</p>
過温・過圧破損 (格納容器ベント)	<p>【事象概要】大LOCA(SHC吸込配管の全破断を想定)発生と共に高圧及び低圧のECGS注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、炉心損傷に至る。これに対し、70分後に空冷式GTGから給電しMUNICにより炉心へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧ECGS注水機能(HPCF、RC1C) 低圧ECGS注水機能(LPFL) 全交流動力電源(外部電源、非常用D/G) 代替循環冷却 	<p>【高圧注水】-</p> <p>【減圧】(破断口からの減圧)</p> <p>【低圧注水】MUNIC×2台(RHR(B)洗浄水ライン経由)</p> <ul style="list-style-type: none"> 70分以降注水開始、再冠水まで定格流量 再冠水後90m³/h、破断口~L1水位維持(PCVスプレイトの切替運転) 	<p>【PCVスプレイト】MUNIC×2台</p> <ul style="list-style-type: none"> RHR(B)洗浄水ライン経由で注入 再冠水後140m³/hでスプレイト(炉注水との切替運転) <p>【海水除熱】-</p> <p>【ベント】FV又は耐圧強化(W/W)ベント</p> <ul style="list-style-type: none"> PCV圧力2Pdで実施(約38時間後) 	<p>【電源】空冷式GTG</p> <ul style="list-style-type: none"> 70分後から給電(MUNICに給電) <p>【水源(補給含む)】CSP、消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> 12時間後から130m³/hでCSPに補給 	<p>×</p> <p><炉心損傷防止> 炉心損傷回避のためには、約1時間までに高圧で注水する必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では炉心損傷は防止できない。</p> <p><格納容器破損防止> リロケーション後、MCCIの発生防止のために下部ベデスタルに7時間までに180m³(水深2m)の水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備の使用開始は12時間を想定しているため、可搬型設備では対応できない。</p> <p><可搬型設備の実力値を考慮した場合> 消防車の注水は、事象発生後1時間で開始した訓練実績を踏まえると、消防車による注水の実施により、リロケーションを回避でき、RPVの破損及びベント等によりPCVの破損は回避できると考えられる。</p>

○：可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる

×：可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない

柏崎刈羽6号及び7号炉 重要事故シーケンス(運転中の原子炉における重大事故)の概要

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

格納容器破損モード	事象設定	格納容器破損防止設備			常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性	
		損傷炉心冷却	格納容器破損防護	電源・水源		
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (HPWE/DCH) 溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI)	<p>【事象概要】高圧及び低圧のECCS注水機能、自動減圧機能、重大事故等対処設備の原子炉注水機能の喪失が発生、低圧注水機能を喪失しているため手順に従い手動減圧をせず、原子炉が高圧の状態での炉心損傷に至る(※)。その後、手順に従いBAF+燃料有効長10%で手動減圧する。溶融炉心落下前(RPV下鏡300℃を起点)にベデスタルへの2mの水張りを行うと共に格納容器スプレイを行い確実に原子炉の減圧を継続する。RPV破損に伴い溶融炉心と水との相互作用による荷重が生じるが、PCVの健全性は維持される。また2mの水張り及び溶融炉心落下後のベデスタルへの注水によりコア・コンクリート反応は抑制される。その後は注水先を原子炉ではなく下部D/Wとした代替循環冷却を行い格納容器の除熱を継続する。</p> <p>※重大事故等対処設備(MUWC)による炉注水に期待する場合、上記事象による炉心損傷は防止できるため、重大事故等対処設備による炉注水にも期待していない。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧ECCS注水機能(HPCF、RCIC) 自動減圧機能(ADS) 低圧ECCS注水機能(LPFL) 低圧代替注水系(MUWC) 	<p>【高圧注水】-</p> <p>【減圧】S/R弁(2弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位BAF+10%で手動減圧 <p>【低圧注水】-</p>	<p>【PCVスプレイ】代替格納容器スプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> RPV下鏡温度300℃で開始(SRV環境温度緩和、70m³/h) PCV圧力465kPa[gage]で開始、390kPa[gage]で停止(130m³/h) <p>【ベデスタル注水】MUWC</p> <ul style="list-style-type: none"> RPV破損前(下鏡温度300℃(3.7時間後)から2m(90m³/hで2時間)の水張り RPV破損後は20時間後までMUWCで崩壊熱相当量の注水 <p>【海水除熱】代替Hx</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象発生20時間後準備完了 <p>【代替循環冷却】MUWCを用いた代替循環冷却(※)</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象発生20.5時間から開始 ※本シナリオでの注水先は原子炉ではなく下部D/W 	<p>【電源】非常用D/G</p> <p>【水源(補給含む)】CSP、消防車</p> <ul style="list-style-type: none"> 12時間後から130m³/hでCSPに補給 	-	-
溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)					×	<p><格納容器破損防止></p> <p>リロケーション後、MCCIの発生防止のために下部ベデスタルに7時間までに180m³(水深2m)の水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備では対応できない。</p> <p><可搬型設備の実力値を考慮した場合></p> <p>消防車の注水は、事象発生後1時間で開始した訓練実績を踏まえると、消防車によるベデスタルへの注水の実施及びベントにより、PCVの破損は回避できると考えられる。</p>
水素燃焼	過温・過圧破損(代替循環冷却)と同じ。	過温・過圧破損(代替循環冷却)と同じ。	過温・過圧破損(代替循環冷却)と同じ。	過温・過圧破損(代替循環冷却)と同じ。	×	<p><炉心損傷防止></p> <p>過温・過圧破損(代替循環冷却)と同じ。</p> <p><格納容器破損防止></p> <p>過温・過圧破損(代替循環冷却)と同じ。</p> <p>水素燃焼の観点では、炉心損傷及びRPV破損有無に係らず事象発生から7日間は酸素濃度が可燃限界の5vol%に到達しない。</p> <p><可搬型設備の実力値を考慮した場合></p> <p>過温・過圧破損(代替循環冷却)と同じ。</p> <p>水素燃焼の観点では、炉心損傷及びRPV破損有無に係らず事象発生から7日間は酸素濃度が可燃限界の5vol%に到達しない。</p>

○：可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる

×：可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない

(2) 格納容器破損防止対策

※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

格納容器破損モード	事象設定	格納容器破損防止設備			常設設備の可搬型での代替
		損傷炉心冷却	格納容器破損防止	電源・水源	
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>【事象概要】 大LOCA（再循環系配管（出口ノズル）の両端破断）発生とともに高圧及び低圧の注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、炉心損傷に至る。これに対し、25分後に常設代替高圧電源装置から給電した低圧代替注水系（常設）により炉心へ注水し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系により格納容器を冷却・除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧注水機能（HPCS, RCIC） ・低圧注水機能（LPCI, LPCS） ・全交流動力電源（外部電源、非常用ディーゼル発電機等）</p>	<p>【高圧注水】 —</p> <p>【減圧】 （破断口からの減圧）</p> <p>【低圧注水】 <u>常設低圧代替注水系ポンプ（2台）</u> ・残留熱除去系C系ライン経由で注入 ・事象発生から25分後に230m³/hで実施</p> <p><u>緊急用海水系、代替循環冷却系</u> ・事象発生90分後から開始</p>	<p>【格納容器スプレイ】 <u>常設低圧代替注水系ポンプ（2台）</u> ・残留熱除去系B系ライン経由で注入 ・事象発生から25分後に130m³/hで実施</p> <p>【ベDESTAL（ドライウエル部）注水】 —</p> <p>【海水除熱】 <u>緊急用海水系、代替循環冷却系</u> ・事象発生90分後から開始</p> <p>【格納容器ベント】 —</p> <p>【窒素注入】 <u>可搬型窒素供給装置</u> ・格納容器内酸素濃度4.0vol%（ドライ条件）到達で窒素注入開始</p>	<p>【電源】 <u>常設代替高圧電源装置</u> ・外部電源なし ・プラントの状況判断の後、常設代替高圧電源装置2台を起動し、緊急用母線に給電（低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に給電） ・その後、常設代替高圧電源装置3台を追加起動し、非常用母線に給電</p> <p>【水源（補給含む）】 <u>代替淡水貯槽、サブプレッション・プール</u> ・初期水量のみで対応可能</p>	<p><損傷炉心冷却> 作業開始から170分で可搬型設備による原子炉注水が可能となるが、炉心損傷しており作業現場周辺の線量が高い場合には作業着手が遅れる可能性がある。原子炉注水を実施できない場合、事象発生から3.3時間後に原子炉圧力容器が破損することから、可搬型設備では原子炉圧力容器破損前の損傷炉心注水は行えない可能性がある。</p> <p>×</p> <p><格納容器破損防止> ベDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時から1m水位が確保されているため、原子炉圧力容器破損に伴い溶融炉心が落下することで蒸気が発生し、格納容器の過圧・過温に寄与する。作業着手が遅れた場合には、格納容器スプレイによって原子炉圧力容器破損時の過圧・過温を抑制できない可能性がある。また、ベDESTAL（ドライウエル部）注水も実施できないため、溶融炉心の露出やベDESTALの侵食によって、格納容器の健全性に影響を与える可能性がある。</p>
水素燃焼	<p>【事象概要】 大LOCA（再循環系配管（出口ノズル）の両端破断）発生とともに高圧及び低圧の注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、炉心損傷に至る。これに対し、25分後に常設代替高圧電源装置から給電した低圧代替注水系（常設）により炉心へ注水し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器圧力逃がし装置により格納容器を冷却・除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧注水機能（HPCS, RCIC） ・低圧注水機能（LPCI, LPCS） ・全交流動力電源（外部電源、非常用ディーゼル発電機等）</p>	<p>【高圧注水】 —</p> <p>【減圧】 （破断口からの減圧）</p> <p>【低圧注水】 <u>常設低圧代替注水系ポンプ（2台）</u> ・残留熱除去系C系ライン経由で注入 ・事象発生から25分後に230m³/hで実施 ・原子炉水位LO到達後、崩壊熱相当の注水量に調整</p>	<p>【格納容器スプレイ】 <u>常設低圧代替注水系ポンプ（2台）</u> ・残留熱除去系B系ライン経由で注入 ・事象発生から25分後に130m³/hで実施 ・原子炉水位LO到達後、130m³/hで圧力制御 (0.400MPa[gage]~0.465MPa[gage])</p> <p>【ベDESTAL（ドライウエル部）注水】 —</p> <p>【海水除熱】 —</p> <p>【格納容器ベント】 <u>格納容器圧力逃がし装置</u> ・サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m到達にて実施（約19時間後）</p> <p>【窒素注入】 —</p>	<p>【電源】 <u>常設代替高圧電源装置</u> ・外部電源なし ・プラントの状況判断の後、常設代替高圧電源装置2台を起動し、緊急用母線に給電（低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に給電） ・その後、常設代替高圧電源装置3台を追加起動し、非常用母線に給電</p> <p>【水源（補給含む）】 <u>代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・代替淡水貯槽を水源とした注水の開始時点で水位が上昇する流量で補給</p>	<p><損傷炉心冷却> 作業開始から170分で可搬型設備による原子炉注水が可能となるが、炉心損傷しており作業現場周辺の線量が高い場合には作業着手が遅れる可能性がある。原子炉注水を実施できない場合、事象発生から3.3時間後に原子炉圧力容器が破損することから、可搬型設備では原子炉圧力容器破損前の損傷炉心注水は行えない可能性がある。</p> <p>×</p> <p><格納容器破損防止> ベDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時から1m水位が確保されているため、原子炉圧力容器破損に伴い溶融炉心が落下することで蒸気が発生し、格納容器の過圧・過温に寄与する。作業着手が遅れた場合には、格納容器スプレイによって原子炉圧力容器破損時の過圧・過温を抑制できない可能性がある。また、ベDESTAL（ドライウエル部）注水も実施できないため、溶融炉心の露出やベDESTALの侵食によって、格納容器の健全性に影響を与える可能性がある。</p>

○：可搬型設備に代替可能
×：可搬型設備に代替不能
—：常設重大事故等対処設備に期待していない

※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

格納容器破損モード	事象設定	格納容器破損防止設備			常設設備の可搬型での代替
		損傷炉心冷却	格納容器破損防止	電源・水源	
<p>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)</p>	<p>【事象概要】 給水流量の全喪失の発生とともに高圧及び低圧の注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、重大事故等対処設備による原子炉注水を考慮しないため炉心損傷に至る。 手順に従い、原子炉水位が燃料有効長頂部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で、逃がし安全弁2弁を用いて原子炉を手動減圧する。 原子炉圧力容器破損が破損し、溶融炉心がベDESTAL (ドライウエル部) に落下することで、溶融炉心と水の相互作用による荷重が生じるが、代替循環冷却系による格納容器除熱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により格納容器の健全性は維持される。また、ベDESTAL (ドライウエル部) のプール水及び溶融炉心落下後のベDESTAL (ドライウエル部) 注水により溶融炉心・コンクリート相互作用は抑制される。その後は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。</p>	<p>【高圧注水】 -</p> <p>【減圧】 <u>逃がし安全弁 (自動減圧機能) (2弁)</u> ・原子炉水位が燃料有効長頂部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で手動減圧 (DCH防止)</p> <p>【低圧注水】 <u>緊急用海水系、代替循環冷却系</u> ・原子炉圧力容器破損 (約4.5時間後) 後、100m³/hで原子炉注水</p>	<p>【格納容器スプレイ】 <u>常設低圧代替注水系ポンプ (2台)</u> ・残留熱除去系B系ライン経由で注入 ・原子炉圧力容器破損 (約4.5時間後) を検知後、300m³/hでスプレイ ・格納容器圧力が低下傾向に転じた後、130m³/hで圧力制御 (0.400MPa[gage]~0.465MPa[gage])</p> <p>【ベDESTAL (ドライウエル部) 注水】 <u>常設低圧代替注水系ポンプ (2台)</u> ・炉心損傷を確認後、ベDESTAL (ドライウエル部) 水位調整 ・原子炉圧力容器破損 (約4.5時間後) を検知後、80m³/hで注水 ・ベDESTAL (ドライウエル部) 水位を2.25m~2.75mに制御</p> <p>【海水除熱】 <u>緊急用海水系、代替循環冷却系</u> ・事象発生90分後から開始</p> <p>【格納容器ベント】 -</p> <p>【窒素注入】 <u>可搬型窒素供給装置</u> ・格納容器内酸素濃度4.0vol% (ドライ条件) 到達で窒素注入開始</p>	<p>【電源】 <u>常設代替高圧電源装置</u> ・外部電源なし ・プラントの状況判断の後、常設代替高圧電源装置2台を起動し、緊急用母線に給電 (低圧代替注水系 (常設) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) に給電) ・その後、常設代替高圧電源装置3台を追加起動し、非常用母線に給電</p> <p>【水源 (補給含む)】 <u>代替淡水貯槽、サブプレッション・プール</u> ・初期水量のみで対応可能。</p>	<p>×</p> <p><格納容器破損防止> ベDESTAL (ドライウエル部) には通常運転時から1m水位が確保されているため、原子炉圧力容器破損に伴い溶融炉心が落下することで蒸気が発生し、格納容器の過圧・過温に寄与する。作業着手が遅れた場合には、格納容器スプレイによって原子炉圧力容器破損時の過圧・過温を抑制できない可能性がある。また、ベDESTAL (ドライウエル部) 注水も実施できないため、溶融炉心の露出やベDESTALの侵食によって、格納容器の健全性に影響を与える可能性がある。</p>
<p>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI)</p>	<p>【機能喪失の前提】 ・高圧注水機能 (HPCS, RCIC) ・低圧注水機能 (LPCS, LPCI) ・全交流動力電源 (外部電源, 非常用ディーゼル発電機等)</p> <p>【評価上の仮定】 ・原子炉圧力容器破損までの重大事故等対処設備による原子炉注水を考慮しない</p>				
<p>溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)</p>					

○：可搬型設備に代替可能
×：可搬型設備に代替不能
-：常設重大事故等対処設備に期待していない

島根2号炉 重要事故シーケンス（運転中の原子炉における重大事故）の概要

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

格納容器破損モード	事象設定	格納容器破損防止設備			常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成性		
		損傷炉心冷却	格納容器破損防止	電源・水源			
過温・過圧破損防止（残留熱代替除去系を使用する場合）	<p>【事象概要】 大破断LOCA（再循環ポンプ吸込側配管の瞬時同時破断を想定）発生とともに高圧及び低圧注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、炉心損傷に至る。これに対し、ガスタービン発電機から給電した、残留熱代替除去系により炉心への注水、格納容器の除熱を実施する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能（HPCS） ・原子炉隔離時冷却系（RCIC） ・低圧ECCS注水機能（LPCS, LPCI） ・全交流動力電源喪失（外部電源、非常用D/G）</p>	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] -（LOCAにより減圧）</p> <p>[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系（常設） ・RHR（A）注入ライン経由で注入 残留熱代替除去系 ・事象発生10時間から開始</p>	<p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系 ・事象発生10時間後準備完了</p> <p>[代替循環冷却] 残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却 ・事象発生10時間から開始</p> <p>[窒素注入] 可搬式窒素供給装置 ・事象発生12時間後から注入開始</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・外部電源なし ・事象発生10分後から給電</p> <p>[水源（補給含む）] 低圧原子炉代替注水槽（原子炉注水） ・準備完了後、輪谷貯水槽より低圧原子炉代替注水槽に適宜補給</p>	○	<p><格納容器破損防止> リロケーション後、MCCIの発生防止のためにベDESTALに約3.3時間までに水深2.4mの水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備で対応できる。</p>	
過温・過圧破損防止（残留熱代替除去系を使用しない場合）	<p>【事象概要】 大破断LOCA（再循環ポンプ吸込側配管の瞬時両端破断を想定）発生とともに高圧及び低圧注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、炉心損傷に至る。これに対しガスタービン発電機から給電した低圧原子炉代替注水系（常設）により炉心へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能（HPCS） ・原子炉隔離時冷却系（RCIC） ・低圧ECCS注水機能（LPCS, LPCI） ・全交流動力電源喪失（外部電源、非常用D/G）</p>	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] -（LOCAにより減圧）</p> <p>[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系（常設） ・RHR（A）注入ライン経由で注入</p>	<p>[PCVスプレイ] 格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・事象発生約27時間後にPCVスプレイを実施</p> <p>[海水除熱] -</p> <p>[ベント] フィルタベント（W/W） ・サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達で実施（約32時間）</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・外部電源なし ・事象発生10分後から給電</p> <p>[水源（補給含む）] 低圧原子炉代替注水槽（原子炉注水） ・準備完了後、輪谷貯水槽より低圧原子炉代替注水槽に適宜補給 輪谷貯水槽（格納容器スプレイ）</p>	○	<p><格納容器破損防止> リロケーション後、MCCIの発生防止のためにベDESTALに約3.3時間までに水深約2.4mの水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備で対応できる。</p>	
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）	<p>【事象概要】 過渡事象（全給水喪失）が発生するとともに高圧及び低圧の注水機能（重大事故等対処設備を含む）、自動減圧機能喪失が発生し、炉心損傷に至る。この後に、手順に従いBAF+燃料有効長20%でRPV破損前に手動減圧する。溶融炉心落下前にベDESTALへの水張りをを行う。落下溶融炉心と水との相互作用による荷重が生じるが、PCVの健全性は維持される。また、水張り及び溶融炉心落下後のベDESTALへの注水によりコンクリート反応は抑制される。その後は注水先を原子炉ではなく、ドライウェルとした代替循環冷却を行い、格納容器の除熱を継続する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能（HPCS） ・原子炉隔離時冷却系（RCIC） ・低圧ECCS注水機能（LPCS, LPCI） ・自動減圧機能（ADS） ・全交流動力電源喪失（外部電源、非常用D/G）</p>	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個） ・BAF+燃料棒有効長20%で手動減圧</p> <p>[低圧注水] -</p>	<p>[ベDESTAL注水] 格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・RPV破損前は、原子炉圧力容器下鏡温度300℃到達（約3.1時間後）を確認し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）でベDESTAL水位2.4m（注水量225m³）まで水張り ベDESTAL代替注水系（可搬型） ・RPVの破損を確認後、ベDESTAL代替注水系（可搬型）で崩壊熱相当に余裕を見た注水量にてベDESTALに注水</p> <p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系 ・事象発生10時間後準備完了</p> <p>[代替循環冷却] 残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却 ・事象発生10時間から開始 ※本シナリオでは注水先は原子炉ではなく、格納容器</p> <p>[窒素注入] 可搬式窒素供給装置 ・事象発生12時間後から注入開始</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・外部電源なし ・事象発生10分後から給電</p> <p>[水源（補給含む）] 輪谷貯水槽（ベDESTAL注水、格納容器スプレイ）</p>	-	-	
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（FCI）			<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個） ・BAF+燃料棒有効長20%で手動減圧</p> <p>[低圧注水] -</p>	<p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系 ・事象発生10時間後準備完了</p> <p>[代替循環冷却] 残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却 ・事象発生10時間から開始 ※本シナリオでは注水先は原子炉ではなく、格納容器</p> <p>[窒素注入] 可搬式窒素供給装置 ・事象発生12時間後から注入開始</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・外部電源なし ・事象発生10分後から給電</p> <p>[水源（補給含む）] 輪谷貯水槽（ベDESTAL注水、格納容器スプレイ）</p>	○	<p><格納容器破損防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>
溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）			<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個） ・BAF+燃料棒有効長20%で手動減圧</p> <p>[低圧注水] -</p>	<p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系 ・事象発生10時間後準備完了</p> <p>[代替循環冷却] 残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却 ・事象発生10時間から開始 ※本シナリオでは注水先は原子炉ではなく、格納容器</p> <p>[窒素注入] 可搬式窒素供給装置 ・事象発生12時間後から注入開始</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・外部電源なし ・事象発生10分後から給電</p> <p>[水源（補給含む）] 輪谷貯水槽（ベDESTAL注水、格納容器スプレイ）</p>	○	<p><格納容器破損防止> 過温・過圧破損（残留熱代替除去系を使用する場合）と同じ。 水素燃焼の観点では、炉心損傷及びRPV破損有無に係らず事象発生から7日間は酸素濃度が可燃限界の5vol%に到達しない。</p>
水素燃焼	過温・過圧破損（残留熱代替除去系を使用する場合）と同じ。	過温・過圧破損（残留熱代替除去系を使用する場合）と同じ。	過温・過圧破損（残留熱代替除去系を使用する場合）と同じ。	過温・過圧破損（残留熱代替除去系を使用する場合）と同じ。	○	<p><格納容器破損防止> 過温・過圧破損（残留熱代替除去系を使用する場合）と同じ。 水素燃焼の観点では、炉心損傷及びRPV破損有無に係らず事象発生から7日間は酸素濃度が可燃限界の5vol%に到達しない。</p>	

- ：可搬型設備で代替することで格納容器破損を防止できる
- ×：可搬型設備の代替では格納容器破損を防止できない
- ：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

・設備設計及び運用の相違
【柏崎6/7、東海第二】

重要事故シーケンス(使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故)の概要

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

No	事故シーケンス	起因事象	重大事故等対処設備等				常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性	
			冷却材漏えい・隔離	注水	除熱	サポート系(電源等)		
1	想定事故1	冷却機能および注水機能喪失	なし	燃料プール代替注水系 ・常設スプレイヘッド等を使った可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水 (12時間後)	期待しない	・非常用ディーゼル発電機(外電喪失時)による給電有り ・水源:淡水貯水池	—	—
2	想定事故2	サイフォン現象等による使用済燃料プール水の小規模な喪失	漏えいあり 隔離操作は現場(2F弁室)にて実施を想定	燃料プール代替注水系 ・常設スプレイヘッド等を使った可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水 (12時間後)	期待しない	・非常用ディーゼル発電機(外電喪失時)による給電有り ・水源:淡水貯水池	—	—

○：可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる

×：可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない

(3) 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策

※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

想定事故	起回事象	燃料損傷防止対策				常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替
		漏えい・隔離	注水	除熱	電源・水源	
想定事故 1	使用済燃料プール冷却機能及び注水機能喪失	なし	<p><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した注水 事象発生から 8 時間後に注水開始 	期待しない	<p>【電源】常設代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源なし プラント状況判断の後、常設代替高圧電源装置 2 台により給電（代替燃料プール注水系（注水ライン）に給電） <p>【水源（補給含む）】西側淡水貯設備</p> <ul style="list-style-type: none"> 初期水量のみで対応可能 	— 常設重大事故等対処設備に期待していない。
想定事故 2	冷却材流出（使用済燃料プール冷却浄化系の配管破断）	<p>【漏えい】使用済燃料プール冷却浄化系ポンプの下流側における配管破断</p> <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系に比べて耐震性の低い使用済燃料プール冷却浄化系を想定 <p>【漏えい停止】サイフォンブレーク用配管</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.23m 下まで低下した時点で漏えいが停止する 	<p><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した注水 事象発生から 8 時間後に注水開始 	期待しない	<p>【電源】常設代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源なし プラント状況判断の後、常設代替高圧電源装置 2 台により給電（代替燃料プール注水系（注水ライン）に給電） <p>【水源（補給含む）】西側淡水貯槽設備</p> <ul style="list-style-type: none"> 初期水量のみで対応可能 	— 常設重大事故等対処設備に期待していない。

○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不能
 —：常設重大事故等対処設備に期待していない

島根2号炉 燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の概要

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シナリオ	起回事象	重大事故等対処設備等			常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性	
		冷却材漏えい・隔離	注水	除熱		
想定事故1	燃料プール冷却及び注水機能喪失	なし	[燃料プール注水] 燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル使用) ・事象発生約7.9時間後に注水開始	期待しない	[電源] 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ・外部電源なし [水源(補給含む)] 輪谷貯水槽(燃料プール注水)	<燃料損傷防止> ○ 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。
想定事故2	燃料プール冷却等の配管破断	漏えい(FPC, RHRポンプよりプール側) サイフォンブレイク配管により漏えい停止	[燃料プール注水] 燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル使用) ・事象発生約7.6時間後に注水開始	期待しない	[電源] 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ・外部電源なし [水源(補給含む)] 輪谷貯水槽(燃料プール注水)	<燃料損傷防止> ○ 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。

- ：可搬型設備で代替することで燃料損傷を防止できる
- ×：可搬型設備の代替では燃料損傷を防止できない
- －：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

・設備設計及び運用の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

重要事故シーケンス(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故)の概要

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

No	事故シーケンス	起因事象	重大事故等対処設備等					常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性	
			停止系	減圧	注水	除熱	サポート系(電源等)		
1	崩壊熱除去機能喪失	運転中の残留熱除去系の故障	—	炉圧上昇に伴い手動減圧実施する。	待機中の残留熱除去系による低圧注水モード(2時間後)	注水完了後、残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード	・非常用ディーゼル発電機による電源あり ・水源:サブプレッション・チェンバのプール水	—	—
2	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	—	炉圧上昇に伴い手動減圧実施する。	低圧代替注水系(常設)(145分後)	代替原子炉補機冷却系、常設代替交流電源設備を用いた残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード(20時間後)	・代替原子炉補機冷却系 ・常設代替交流電源設備 ・水源:復水貯蔵槽(水源切り替え不要)	×	<炉心損傷防止> 崩壊熱による冷却材の蒸発により、有効燃料棒頂部まで約5時間で至るため、可搬型設備での代替では炉心損傷は防げない。 <格納容器破損防止> 12時間後からの可搬型設備を用いた注水の実施により、格納容器破損は防止できる可能性がある。 <可搬型設備の実力値を考慮した場合> 消防車の注水は、事象発生後1時間で開始した訓練実績を踏まえると、消防車による注水の実施により、燃料損傷を防止できると考えられる。
3	原子炉冷却材の流出	RHRの系統切替時ミニマムフロー弁の閉操作忘れ	—	—	残留熱除去系による低圧注水モード(2時間後)	注水完了後、残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード	・非常用ディーゼル発電機による電源あり ・水源:サブプレッション・チェンバのプール水	—	—
4	反応度の誤投入	運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引抜されている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定	安全保護系(SRNMベリオド短延)	—	—	—	【電源】外部電源 制御棒引き抜き阻止スクラム	—	—

○：可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる

×：可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない

(4) 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策

※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない

事故シーケンス グループ	起因事象	燃料損傷防止対策				常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	
		原子炉停止	炉心冷却	除熱	電源・水源		
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	崩壊熱除去機能喪失	—	<u>逃がし安全弁（1弁）</u> ・注水前に炉圧上昇に伴い原子炉減圧操作を実施 <u>待機中の残留熱除去系（低圧注水系）</u> ・原子炉減圧操作の実施後、定格流量で注水することにより、水位を回復 ・事象発生から約2時間後に注水操作開始	<u>待機中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系海水系</u> ・注水による水位回復後に系統構成を行い、事象発生から3時間45分後に除熱操作開始	【電源】非常用ディーゼル発電機 ・外部電源なし 【水源（補給含む）】サブプレッション・チェンバ	—	—
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	—	<u>逃がし安全弁（1弁）</u> ・注水前に炉圧上昇に伴い原子炉減圧操作を実施 <u>低圧代替注水系（常設）</u> ・残留熱除去系C系ライン経由で注入 ・原子炉減圧操作の実施後、原子炉冷却材の蒸散を補うために必要な流量を注水することにより、通常運転水位を維持 ・事象発生から25分後に起動準備操作完了	<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、緊急用海水系</u> ・注水による水位維持の間に系統構成を行い、事象発生から4時間10分後に除熱操作開始	【電源】常設代替交流電源設備 ・外部電源なし ・事象発生から21分で常設代替高圧電源装置2台により低圧代替注水系（常設）に給電 ・事象発生から1時間45分で常設代替高圧電源装置5台により残留熱除去系等に給電 【水源（補給含む）】代替淡水貯槽 ・初期水量のみで対応可能	○	<燃料有効長頂部の冠水、遮蔽維持水位の維持> 低圧代替注水系（可搬型）により、事象発生6.3時間後までに原子炉注水を実施することで、燃料有効長頂部の冠水が可能。また、事象発生4.5時間後までに原子炉注水を実施することで、遮蔽維持水位の維持が可能
原子炉冷却材の流出	残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出	—	<u>待機中の残留熱除去系（低圧注水系）</u> ・定格流量で注水することにより、水位を回復 ・事象発生から約2時間後に注水操作開始	<u>待機中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系海水系</u> ・注水による水位維持の間に漏えい箇所の隔離及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）への系統構成を行い、準備完了後に除熱開始 ・注水により水位を維持している間に漏えい箇所の隔離を実施するため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）への系統構成の時間余裕は十分長い	【電源】非常用ディーゼル発電機 ・外部電源なし 【水源（補給含む）】サブプレッション・チェンバ	—	—
反応度の誤投入	運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象	<u>安全保護系</u> ・原子炉出力ベリオド短（10秒）	—	—	—	—	—

○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不能
 —：常設重大事故等対処設備に期待していない

島根原子力発電所 2号炉

備 考

島根2号炉 重要事故シーケンス（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故）の概要

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シーケンス	起回事象	重大事故等対処設備等				常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性	
		停止系	減圧	注水	除熱	電源・水源	
崩壊熱除去機能喪失	運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障による崩壊熱除去機能喪失	—	炉圧上昇に伴い手動減圧を実施	【低圧注水】 残留熱除去系（低圧注水モード） ・事象発生2時間後から注水を実施	【海水除熱】 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ・原子炉水位回復から約30分後から除熱を開始	【電源】非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ・外部電源なし	—
全交流動力電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等による外部電源を喪失（及び全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失による全交流動力電源喪失）	—	炉圧上昇に伴い手動減圧を実施	【低圧注水】 低圧原子炉代替注水系（常設） ・事象発生2時間後から注水を実施	【海水除熱】 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ・事象発生10時間後から除熱を実施	【電源】ガスタービン発電機 ・外部電源なし ・事象発生10分後から給電 【水源（補給含む）】低圧原子炉代替注水槽 ・準備完了後、輪谷貯水槽より低圧原子炉代替注水槽に適宜補給	○ ＜燃料損傷防止＞ 崩壊熱による冷却材の蒸発により、TAF到達まで約6.1時間であり、原子炉注水を2時間30分から開始できることから、可搬型設備で対応できる。
原子炉冷却材の流出	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の系統切替時に原子炉冷却材が流出（ミニマムフロー弁の開操作忘れ）	—	—	【低圧注水】低圧ECCS 残留熱除去系（低圧注水モード） ・事象発生2時間後から注水を実施	【海水除熱】 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ・原子炉注水後除熱を開始	【電源】非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ・外部電源なし	—
反応度の誤投入	制御棒の最大反応度値に対する核的制限値を超える斜め隣接の制御棒が誤引抜される	安全保護系（中性子束高）	—	—	—	【電源】 外部電源	—

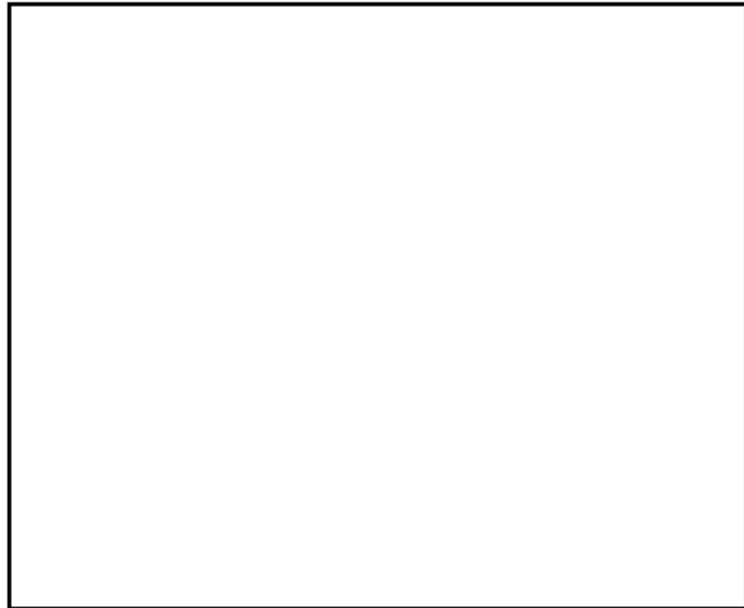
○：可搬型設備で代替することで燃料破損を防止できる

×：可搬型設備の代替では燃料破損を防止できない

—：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

・設備設計及び運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】

29. 原子炉水位及びインターロックの概要



原子炉水位	圧力容器基準点 (底部) からの水位	主なインターロック等
L-8: 原子炉水位高 (レベル8)	約 13. 9m	原子炉隔離時冷却系トリップ
L-3: 原子炉水位低 (レベル3)	約 12. 9m	原子炉スクラム R1P4台トリップ
L-2: 原子炉水位低 (レベル2)	約 11. 7m	原子炉隔離時冷却系自動起動 (給水機能) R1P6台トリップ
L-1. 5: 原子炉水位低 (レベル1. 5)	約 10. 2m	主蒸気隔離弁閉 高圧炉心注水系自動起動 原子炉隔離時冷却系自動起動 (ECCS機能)
L-1: 原子炉水位低 (レベル1)	約 9. 4m	低圧注水系自動起動
TAF: 有効燃料棒頂部	約 9m	有効燃料棒頂部

1 原子炉水位及びインターロックの概要

原子炉水位関連の主要インターロックの概要を第1表に示す。

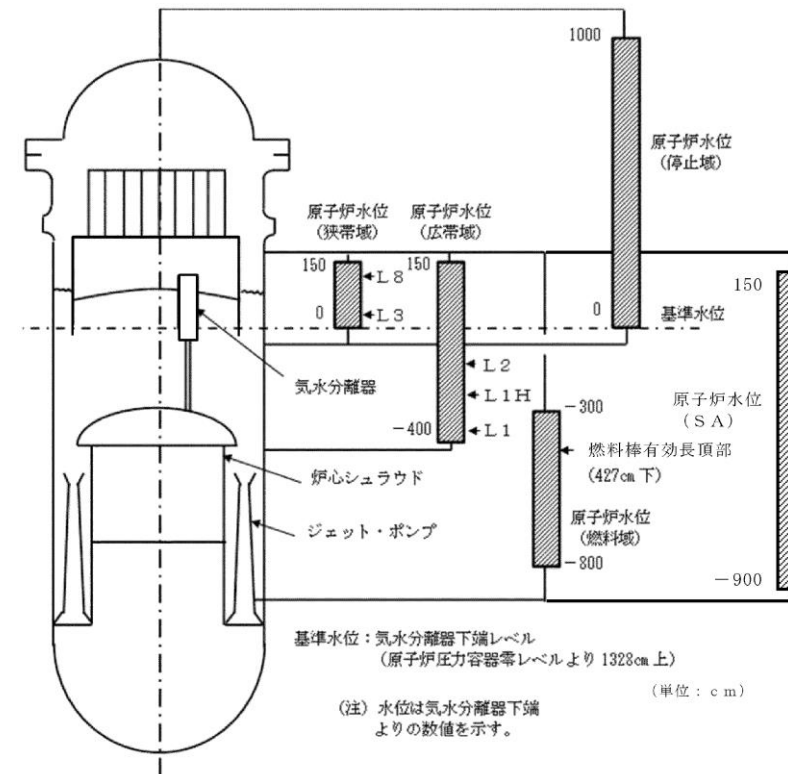
第1表 インターロック概要

原子炉水位	設定点 (原子炉圧力容器底部から)	主要なインターロック
L 8 : 原子炉水位高 (レベル8)	+1,481cm	原子炉隔離時冷却系トリップ 高圧炉心スプレイ系注入弁閉止
L 3 : 原子炉水位低 (レベル3)	+1,372 cm	原子炉スクラム 非常用ガス処理系自動起動
L 2 : 原子炉水位異常低下 (レベル2)	+1,243 cm	原子炉隔離時冷却系自動起動 高圧炉心スプレイ系自動起動 主蒸気隔離弁閉止 再循環系ポンプ全台 (2台) トリップ
L 1 : 原子炉水位異常低下 (レベル1)	+961 cm	残留熱除去系 (低圧注水系) 自動起動 低圧炉心スプレイ系自動起動 自動減圧タイマー作動*

※：ドライウェル圧力高信号とのアンド条件で作動

24. 原子炉水位及びインターロックの概要

原子炉圧力容器水位計装説明図を図1に示す。



原子炉水位	基準水位からの水位	主な水位信号の機能
L 8 (レベル8)	132cm 上	原子炉隔離時冷却系トリップ
L 3 (レベル3)	16cm 上	原子炉スクラム
L 2 (レベル2)	112cm 下	主蒸気隔離弁閉 原子炉隔離時冷却系起動
L 1 H (レベル1 H)	261cm 下	高圧炉心スプレイ系起動
L 1 (レベル1)	381cm 下	低圧炉心スプレイ系起動 低圧注水系起動
T A F	427cm 下	燃料棒有効長頂部

図1 原子炉圧力容器水位計装説明図

・設備設計の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 3. 1</p> <p>有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について</p> <p>第 1 表～第 4 表に炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策，<u>使用済燃料プールの燃料損傷防止対策</u>及び運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価の各重要事故シーケンス等において機能喪失を仮定した設備の一覧を示す。</p>	<p>42. 有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について</p> <p>第 1 表～第 4 表に炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策，<u>燃料プールの燃料損傷防止対策</u>及び運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価の各重要事故シーケンス等において機能喪失を仮定した設備の一覧を示す。</p>	

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (1/3)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
・高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象(給水流量の全喪失)	—	高圧代替注水系 代替循環冷却系(緊急用海水系)
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	
・高圧注水・減圧機能喪失	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系(低圧注水系)※1	高圧代替注水系
	過渡事象(給水流量の全喪失)	—	
・全交流動力電源喪失(長期TB)	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	(常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電(～24時間))
	原子炉減圧失敗	自動減圧系	
	外部電源喪失	—	
	DG失敗	非常用ディーゼル発電機	
・全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	HPCCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)	高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機	(常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電(～24時間))
	外部電源喪失	—	
	直流電源喪失	125V系蓄電池	
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機 非常用ディーゼル発電機 原子炉隔離時冷却系	

※1 残留熱除去系(低圧注水系)の機能喪失に伴い、格納容器スプレイス、サブレーション・プールの冷却、停止時冷却の機能喪失を仮定

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (1/3)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象(給水流量の全喪失)	—	高圧原子炉代替注水系
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	
高圧注水・減圧機能喪失	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧原子炉代替注水系
	過渡事象(給水流量の全喪失)	—	
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	
	原子炉減圧失敗	自動減圧系 手動減圧の失敗	
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCCS失敗	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による非常用高圧母線の受電(～24h)
	HPCCS失敗	高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機	
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による非常用高圧母線の受電(～24h)
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機 原子炉隔離時冷却系	

・設備設計の相違
【東海第二】
残留熱代替除去系は炉心損傷防止の設備としていない

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (2/3)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備 (常設代替高圧電源装置による非常 用母線の受電 (~24 時間))
・全交流動力電源喪失 (T BP)	外部電源喪失	—	—
	DG失敗	非常用ディーゼル発電機	
	逃がし安全再開鎖失敗	逃がし安全弁1個閉固着	
	HPCS失敗	高圧炉心スプレイスディーゼル発電機	
・崩壊熱除去機能喪失 (取水 水機能が喪失した場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	
	RHR失敗	残留熱除去系海水系	
	—	全交流動力電源喪失 (非常用ディーゼ ル発電機海水系, 高圧炉心スプレイス ディーゼル発電機海水系, 外部電源喪 失)	
・崩壊熱除去機能喪失 (残 留熱除去系が故障した 場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	
	RHR失敗	残留熱除去系	
・原子炉停止機能喪失	過渡事象 (主蒸気隔離弁の誤閉 止) 原子炉停止失敗	—	(代替制御棒挿入機能)

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (2/3)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備 (常設代替交流電源設備による非 常用高圧母線の受電 (~24h))
全交流動力電源喪失 (外部電源喪 失+DG失敗) + 直流電源喪失	全交流動力電源喪失 (外部電 源喪失+DG失敗)	非常用ディーゼル発電機等	—
	直流電源喪失	115V-B系所内用蓄電池 230V系蓄電池	
	—	原子炉隔離時冷却系	
全交流動力電源喪失 (外部電源喪 失+DG失敗) + SRV再開失敗 +HPCS失敗	全交流動力電源喪失 (外部電 源喪失+DG失敗)	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による非 常用高圧母線の受電 (~24h)
	SRV再開失敗	逃がし安全弁1個が閉固着	
	HPCS失敗	高圧炉心スプレイスディーゼル 発電機	

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (2/3)

事故シケンスグループ	重要事故シケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備 (常設代替高圧電源装置による非常 用母線の受電 (~24 時間))
・全交流動力電源喪失 (T BP)	外部電源喪失	-	-
	DG失敗	非常用ディーゼル発電機	
	逃がし安全再閉鎖失敗	逃がし安全弁1個閉鎖	
	HPCS失敗	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	
・崩壊熱除去機能喪失 (取水 機能が喪失した場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失)	-	-
	RHR失敗	残留熱除去系海水系	
・崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した 場合)	-	全交流動力電源喪失 (非常用ディーゼル 発電機海水系, 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機海水系, 外部電源喪 失)	-
	過渡事象 (給水流量の全喪失)	-	
・原子炉停止機能喪失	RHR失敗	残留熱除去系	-
	過渡事象 (主蒸気隔離弁の誤閉 止)	-	
	原子炉停止失敗	原子炉自動スクラム 原子炉手動スクラム 代替制御棒挿入機能	

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (3/3)

事故シケンスグループ	重要事故シケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失)	-	-
	崩壊熱除去失敗	原子炉補機海水系 原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイ補機冷却系 (高 圧炉心スプレイ補機海水系)	
	-	全交流動力電源喪失 (外部電源喪 失, 非常用ディーゼル発電機等)	
	過渡事象 (給水流量の全喪失)	-	
崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	崩壊熱除去失敗	残留熱除去系	-
	原子炉停止機能喪失	原子炉自動スクラム 原子炉手動スクラム 代替制御棒挿入機能	
LOCA時注水機能喪失	中破断LOCA	-	-
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 (低圧注水モード)	
	-	給水流量の全喪失 自動減圧系*	
	インターフェースシステム OCA	インターフェースシステムLO CAが発生した側の残留熱除去 系の機能喪失	
格納容器バイパス (インターフェ ースシステムLOCA)	-	給水流量の全喪失	-

※ 「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を踏まえて設定

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (3/3)

事故シケケンスグループ	重要事故シケケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
・LOCA時注水機能喪失	中破断LOCA	—	高圧代替注水系
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	代替循環冷却系 (緊急用海水系)
・格納容器バイパス (インターフェイズシステムLOCA)	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 (低圧注水系) *1 自動減圧系	—
	—	外部電源喪失による給復水系停止	—
・津波浸水による最終ヒートシンク喪失	ISLOCA	ISLOCAの発生を想定する残留熱除去系B系 高圧炉心スプレイス系 残留熱除去系C系	—
	—	外部電源喪失による給復水系停止	—
・格納容器バイパス (インターフェイズシステムLOCA)	—	—	—
	—	—	—

*1 残留熱除去系 (低圧注水系) の機能喪失に伴い、格納容器スプレイス、サブプレッション・プール冷却、停止時冷却の機能喪失を仮定

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (3/3)

事故シケケンスグループ	重要事故シケケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失) 崩壊熱除去失敗	—	—
	—	原子炉補機海水系 原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイス補機冷却系 (高圧炉心スプレイス補機海水系) 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機等)	—
崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失) 崩壊熱除去失敗	—	—
	原子炉停止失敗	残留熱除去系 —	代替制御棒挿入機能
LOCA時注水機能喪失	中破断LOCA	—	—
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	—
格納容器バイパス (インターフェイズシステムLOCA)	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 (低圧注水モード) 給水流量の全喪失 自動減圧系*	—
	—	—	—

* 「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を踏まえて設定

・設備設計の相違
【東海第二】
残留熱代替除去系は炉心損傷防止の設備としていない

第2表 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (1/2)

格納容器破損モード	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
・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) ・水素燃焼	大破断LOCA	—	格納容器下部注水系 (常設)
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系 高圧代替注水系*3	
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 (低圧注水系) *1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失) 残留熱除去系海水系*2	
	—	—	
・雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用できない場合)	大破断LOCA	—	格納容器下部注水系 (常設)
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系 高圧代替注水系*3	
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 (低圧注水系) 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失) 代替循環冷却系 残留熱除去系海水系*2	
	—	—	

※1 残留熱除去系 (低圧注水系) の機能喪失に伴い、格納容器スプレイス、サブプレッション・プールの機能喪失を仮定

※2 緊急用海水系を優先して使用するため、残留熱除去系海水系の機能喪失の有無が評価に与える影響はない

※3 大破断LOCA発生に従属して機能喪失

第2表 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧

格納容器破損モード	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
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) 水素燃焼	大破断LOCA	—	—
	ECCS注水機能喪失	高圧炉心スプレイス系 低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 (低圧注水モード) 非常用ディーゼル発電機等	
	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	
	—	—	
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)	大破断LOCA	—	残留熱代替除去系
	ECCS注水機能喪失	高圧炉心スプレイス系 低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 (低圧注水モード) 非常用ディーゼル発電機等	
	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	
	—	—	
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	低圧原子炉代替注水系 (常設) 高圧原子炉代替注水系 ペダスタル代替注水系 (常設) 残留熱代替除去系 (原子炉注水)
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 (低圧注水モード) 非常用ディーゼル発電機等	
—	—	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)

・記載方針の相違
【東海第二】
 「安全機能の喪失に対する仮定等」には機能喪失するSA設備は記載しない

第2表 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (2/2)

格納容器破損モード	重要事象シケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
格納容器放出／格納容器 ・高圧溶融物放出／格納容器 器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融 燃料一冷却材相互作用 ・溶融炉心・コンクリート 相互作用	過渡事象(給水流量の全喪失)	—	高圧代替注水系
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系	低圧代替注水系(常設) ※3
	低圧炉心冷却失敗	原子炉隔離時冷却系	代替循環冷却系(原子炉注水) ※3
	—	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系(低圧注水系) ※1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失) 残留熱除去系海水系 ※2	

※1 残留熱除去系(低圧注水系)の機能喪失に伴い、格納容器スプレイス、サブレシジョン・プールの冷却、停止時冷却の機能喪失を仮定

※2 緊急用海水系を優先して使用するため、残留熱除去系海水系の機能喪失の有無が評価に与える影響はない

※3 原子炉圧力容器破損前

第2表 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧

格納容器破損モード	重要事象シケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
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) 水素燃焼	大破断LOCA	—	—
	ECCS注水機能喪失	高圧炉心スプレイス系 低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系(低圧注水モード) 非常用ディーゼル発電機等	
	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系含む)	
	—	—	残留熱代替除去系
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)	大破断LOCA	—	
	ECCS注水機能喪失	高圧炉心スプレイス系 低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系(低圧注水モード) 非常用ディーゼル発電機等	
	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系含む)	
	—	—	
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気 気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料一 冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	過渡事象(給水流量の全喪失)	—	低圧原子炉代替注水系(常設)
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系	高圧原子炉代替注水系
	低圧炉心冷却失敗	原子炉隔離時冷却系	ベデスタル代替注水系(常設)
	—	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系(低圧注水モード) 非常用ディーゼル発電機等 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系含む)	残留熱代替除去系(原子炉注水)

第3表 使用済燃料プールの燃料損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (1/1)

想定事故	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
想定事故 1	冷却機能喪失及び注水機能喪失	残留熱除去系 燃料プール冷却浄化系 補給水系	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイン/ズル)
想定事故 2	プール水の小規模な喪失 冷却機能喪失及び注水機能喪失	— 残留熱除去系 燃料プール冷却浄化系 補給水系	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイン/ズル)

第3表 燃料プールの燃料損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧

想定事故	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
想定事故 1	冷却機能喪失	燃料プール冷却系 残留熱除去系	燃料プールのスプレイン系 (常設スプレインヘッド使用)
	注水機能喪失	燃料プール冷却系 残留熱除去系 復水輸送系 燃料プール補給水系	
想定事故 2	燃料プール内の水の小規模な喪失	—	燃料プールのスプレイン系 (常設スプレインヘッド使用)
	冷却機能喪失	燃料プール冷却系 残留熱除去系	
	注水機能喪失	燃料プール冷却系 残留熱除去系 復水輸送系 燃料プール補給水系	

・設備設計の相違
【東海第二】

第4表 運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (1/1)

事故シケンスグループ	重要事故シケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障 (RHR喪失)	-	-
	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	運転中の残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)	
全交流動力電源喪失	外部電源喪失	-	-
	交流電源喪失	非常用ディーゼル発電機	
	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	-	
原子炉冷却材の流出	-	残留熱除去系海水系	
	原子炉冷却材の流出 (RHR系統切替時のLOCA)	-	-
	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	
反応度の誤投入	反応度の誤投入	-	-

第4表 運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧

事故シケンスグループ	重要事故シケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なSA設備
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失	-	-
	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	運転中の残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	
全交流動力電源喪失	外部電源喪失	-	-
	全交流動力電源喪失	非常用ディーゼル発電機等	
	-	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	
原子炉冷却材の流出	残留熱除去系切替時の冷却材流出	-	-
	流出隔離・炉心冷却失敗	運転中の残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	
反応度の誤投入	制御棒の誤引き抜き	-	-

・設備設計の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド(改正 平成 29年 11月 29日 原子力規制委員会決定) 抜粋</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(b) 中小破断 LOCA 時</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 中小破断 LOCA の発生後、「高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する場合」、又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する場合」に、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 高圧注水機能として IC、RCIC 及び高圧 ECCS の機能喪失を、低圧注水機能として低圧 ECCS の機能喪失を、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉冷却材バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注水を行うために原子炉の減圧又は高圧注水系による炉心冷却を必要とする範囲とする。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 代替注水設備等による炉心冷却機能の確保</p> <p>ii. 逃がし安全弁の手動作動による原子炉の減圧及び低圧注水によって炉心冷却機能を確保（代替注水設備の動作に原子炉の減圧が必要となる場合）</p> </div>	