

島根原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	EP-015(補)改 71(比)
提出年月日	令和 3 年 5 月 10 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 3 年 5 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> <p><u>1. 原子炉の減圧操作について</u></p> <p>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</p> <p>3. G 値について</p> <p>4. <u>格納容器内における気体のミキシングについて</u></p> <p>5. 深層防護の考え方について</p> <p>6. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて</p> <p>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</p> <p>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></p> <p>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></p> <p>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></p> <p>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</p> <p>12. エントレインメントの影響について</p> <p><u>13. 復水補給水系 (MUWC) の機能分散について</u></p> <p>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</p> <p><u>15. 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>	<p style="text-align: center;">目次</p>	<p style="text-align: center;">目次</p> <p><u>1. 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</u></p> <p><u>2. G 値について</u></p> <p><u>3. 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></p> <p><u>4. 深層防護の考え方について</u></p> <p><u>5. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて</u></p> <p><u>6. 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</u></p> <p><u>7. 原子炉再循環ポンプからのリークについて</u></p> <p><u>8. 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></p> <p><u>9. 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></p> <p><u>10. 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</u></p> <p><u>11. エントレインメントの影響について</u></p> <p>12. 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>	<p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は技術的能力資料「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて記載している。</p> <p>・資料構成の相違 【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</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>13. ほう素の容量について</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<u>について</u></p> <p>15. 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>16. 実効G値に係る電力共同研究の追加実験について</p> <p>17. 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>18. <u>燃料プールゲートについて</u></p>	<p>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、</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ブプレッション・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>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>19. 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>20. 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>21. 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気体組成の推移についての補足説明</p> <p>22. 原子炉水位及びインターロックの概要</p> <p>23. <u>圧力容器ペDESTAL外側鋼板の支持能力について</u></p> <p>24. <u>原子炉格納容器下部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>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】 個別の操作に係る詳細な判断基準を示した内容であり、このような運転操作の考え方についてはプラント固有なものではないため、島根 2号炉は同様の添付資料を作成していない。</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、S A設</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>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>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. <u>ドライウェルサンプへの熔融炉心流入防止対策に期待した場合の熔融炉心・コンクリート相互作用の影響について</u></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>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>25. <u>大破断 LOCA シナリオ想定と異なる事象について</u></p> <p>26. <u>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)</u></p> <p>27. <u>ドライウェルサンプへの熔融炉心流入防止対策に期待した場合の熔融炉心・コンクリート相互作用の影響について</u></p> <p>28. 原子炉圧力容器表面温度の設置箇所</p>	<p>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> <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は技術的能力資料「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて記載している。</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</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>42. <u>逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能の確認実績</u></p> <p>43. <u>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</u></p> <p>44. <u>非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について</u></p> <p>45. <u>原子炉圧力容器の破損位置について</u></p> <p>46. <u>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</u></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>48. <u>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</u></p> <p>49. <u>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</u></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. <u>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</u></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>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. <u>格納容器ベント時に使用するベントラインによるCs-137</u></p>	<p>29. <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>30. <u>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</u></p> <p>31. <u>非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について</u></p> <p>32. <u>原子炉圧力容器の破損位置について</u></p> <p>33. <u>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</u></p> <p>34. <u>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</u></p> <p>35. <u>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</u></p> <p>36. <u>使用する格納容器フィルタベント系の除去効果(DF)につ</u></p>	<p>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>

柏崎刈羽原子力発電所 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>放出量の差の要因等について</u></p> <p>52. <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>の放出量の差の要因等について</u></p> <p>24. <u>ジルコニウム (Z r) -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><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. <u>有効性評価における解析条件の変更等について</u></p> <p>8. <u>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>いて</u></p> <p>37. <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>38. <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>39. <u>有効性評価解析条件の見直し等について</u></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>《比較表なし》</p> <p>【東海第二】 SAFER における原子</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="943 527 1641 554"><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 data-bbox="943 888 1703 957"><u>10. 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 data-bbox="943 1199 1703 1268"><u>11. 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 data-bbox="943 1782 1703 1852"><u>12. 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 data-bbox="2534 212 2810 506">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 data-bbox="2534 527 2810 863">【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いない。</p> <p data-bbox="2534 884 2810 1178">【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 data-bbox="2534 1199 2810 1766">【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 data-bbox="2534 1787 2810 1902">【東海第二】 不安定現象による燃料被覆管温度への影響</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="943 436 1709 510"><u>13. 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 data-bbox="943 747 1525 779"><u>16. TRACGコードのATWS解析への適用例</u></p> <p data-bbox="943 1016 1549 1047"><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 1377 1314 1409"><u>19. 格納容器圧力挙動について</u></p>		<p data-bbox="2534 212 2810 422">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 data-bbox="2534 436 2674 468">【東海第二】</p> <p data-bbox="2534 483 2810 737">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> <p data-bbox="2534 751 2674 783">【東海第二】</p> <p data-bbox="2534 798 2810 1010">TRACコードを用いた参考解析であるため、島根2号炉は同様の補足説明資料を作成していない。</p> <p data-bbox="2534 1024 2674 1056">【東海第二】</p> <p data-bbox="2534 1071 2810 1367">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="2534 1381 2674 1413">【東海第二】</p> <p data-bbox="2534 1428 2810 1902">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>

柏崎刈羽原子力発電所 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>20. 再循環系のランバック機能について</u></p> <p><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><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><u>40. 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></p> <p><u>41. 9×9 燃料で評価することの代表性について</u></p> <p><u>42. 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></p> <p><u>43. 全希ガス漏えい率及び I-131 の追加放出量の設定について</u></p> <p><u>44. 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></p> <p><u>45. 外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について</u></p> <p><u>46. I S L O C A 時における屋外への蒸気排出条件について</u></p> <p><u>47. I S L O C A 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><u>48. 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><u>49. 炉心損傷防止 T B 及び T W 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><u>50. 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><u>51. 外部水源を用いた総注水量の制限値について</u></p>	<p>【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>【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>【東海第二】 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> <p>《比較表なし》</p> <p>《比較表なし》</p> <p>《比較表なし》</p> <p>《比較表なし》</p> <p>《比較表なし》</p> <p>《比較表なし》</p> <p>《比較表なし》</p> <p>《比較表なし》</p> <p>《比較表なし》</p> <p>《比較表なし》</p> <p>《比較表なし》</p> <p>《比較表なし》</p> <p>《比較表なし》</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
		52. <u>格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への流入経路について</u>	《比較表なし》
		53. <u>熔融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について</u>	《比較表なし》
		54. <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>	《比較表なし》
		55. <u>ペDESTAL/ドライウェル水位の推移と原子炉格納容器下部/ドライウェル底部の状態について</u>	《比較表なし》
		56. <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>	《比較表なし》
		57. <u>コリウムシールドスリット内に熔融デブリが流入した場合の熱伝導解析</u>	《比較表なし》
		58. <u>格納容器除熱に関する基準の変更について</u>	《比較表なし》
		59. <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>	《比較表なし》
		60. <u>ベントが2 P dまで遅延した場合のC s放出量への影響について</u>	《比較表なし》
		61. <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>	《比較表なし》
		62. <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>	《比較表なし》
		63. <u>緊急時対策要員による連続作業の成立性について</u>	《比較表なし》
		64. <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>	《比較表なし》
		65. <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>	《比較表なし》
		66. <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>	《比較表なし》
		67. <u>格納容器代替スプレイの実施箇所について</u>	《比較表なし》
		68. <u>燃料補給手順見直しに伴う作業の成立性確認について</u>	《比較表なし》
		69. <u>原子炉満水操作の概要について</u>	《比較表なし》
		70. <u>所内常設蓄電式直流電源設備の負荷切替操作の時間的余裕について</u>	《比較表なし》
		71. <u>Z r O₂耐熱材の侵食開始温度の設定について</u>	《比較表なし》

柏崎刈羽原子力発電所 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. 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</p> <p>各種PRA等の結果により実施した重要事故シーケンスの選定の結果として、<u>当社では多くの事故シーケンスグループにおいて過渡事象を起因とする事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定している。</u></p> <p>内部事象運転時レベル1PRAにて示した通り、過渡事象としては運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の一部を考慮しているが、有効性評価において解析を実施するに際しては、その具体的な事象を設定する必要がある。</p> <p>その考え方は、「<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について</u>」にも一部示しているが、本資料では、高圧・低圧注水機能喪失を例に、設定の考え方を補足する。</p> <p>1. 過渡事象の特徴と選定に際しての整理</p> <p>第1表に<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉設置変更許可申請書添付書類十</u>において評価の対象とした運転時の異常な過渡変化、設計基準事故について、分類・整理した結果を示す。第1表の右端の<u>事象分類</u>は、事象発生時のプラント応答を考慮して分類した結果である。<u>これらを事象の特徴に応じて更にグループ化する。</u>その上で、重要事故シーケンスで想定する過渡事象のグループを選定し、グループ内の過渡事象から、より評価に適した事象を選定する。<u>第2表にグループ化の結果を示す。</u></p> <p>高圧・低圧注水機能喪失では、現状の設置許可ベースの注水機能を喪失した際の重大事故等対策の有効性を確認する。本事象には代替の注水機能による注水が有効な対策と考えられ、<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の有効性評価においても低圧代替注水系(常設)にて注水する場合の対策の有効性を確認している。</u></p> <p>代替の注水機能によって炉心損傷防止を図る場合、原子炉水位の低下が早く、原子炉スクラム時のインベントリが少なくなる事象が厳しいと考えられる。</p> <p><u>外部電源の有無の影響は次項において述べるため除外すると、上記の観点で厳しい事象としては、「全給水喪失」が該当する。</u>このため、高圧・低圧注水機能喪失の重要事故シーケンスの評価においては起因となる過渡事象とし</p>	<p>資料なし</p>	<p>1. 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</p> <p>各種PRA等の結果により実施した重要事故シーケンスの選定の結果として、<u>多くの事故シーケンスグループにおいて過渡事象を起因とする事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定している。</u></p> <p>内部事象運転時レベル1PRAにて示したとおり、過渡事象としては運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の一部を考慮しているが、有効性評価において解析を実施するに際しては、その具体的な事象を設定する必要がある。</p> <p>その考え方は、「<u>島根原子力発電所2号炉事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について</u>」にも一部示しているが、本資料では、高圧・低圧注水機能喪失を例に、設定の考え方を補足する。</p> <p>1. 過渡事象の特徴と選定に際しての整理</p> <p>第1表に<u>島根2号炉設置変更許可申請書添付書類十</u>において評価の対象とした運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故について、分類・整理した結果を示す。第1表の右端は、事象発生時のプラント応答を考慮して分類した<u>PR Aの起因事象</u>である。</p> <p><u>また、第2表に、起因事象のグループ化の結果を示す。</u>そのうえで、重要事故シーケンスで想定する過渡事象のグループを選定し、グループ内の過渡事象から、より評価に適した事象を選定する。</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失では、現状の設置許可ベースの注水機能を喪失した際の重大事故等対策の有効性を確認する。本事象には代替の注水機能による注水が有効な対策と考えられ、<u>島根原子力発電所2号炉の有効性評価においても低圧原子炉代替注水系(常設)にて注水する場合の対策の有効性を確認している。</u></p> <p>代替の注水機能によって炉心損傷防止を図る場合、原子炉水位の低下が早く、原子炉スクラム時のインベントリが少なくなる事象が厳しいと考えられるため、高圧・低圧注水機能喪失の重要事故シーケンスの評価においては起因となる過渡事象として「全給水喪失」を設定した。</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、同様の補足資料を作成していないため、比較の対象としない。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、外部電源の有無の影響について</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>て「全給水喪失」を設定した。</p> <p>2. 外部電源有無の影響</p> <p>外部電源の有無が事象進展及びパラメータの変動に及ぼす影響については、<u>重要事故シーケンスの有効性評価の詳細な条件を設定する段階で感度解析等を実施し、選定した。高圧・低圧注水機能喪失についても、外部電源の有無が事象進展及びパラメータの変動に及ぼす影響を確認している。評価条件を第3 表に、評価結果を第1 図に示す。</u></p> <p><u>評価の結果を比較すると、外部電源有りの場合、過渡事象発生後も再循環ポンプが停止しないため^{※1}、過渡事象発生から原子炉水位低(レベル3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早い。このため、外部電源有りの場合の方が原子炉水位低(レベル3)によってスクラムに至るタイミングがわずかに早い。スクラム後の水位の低下も外部電源有りの場合の方が早い。これは、過渡事象発生から原子炉水位低(レベル3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されており、活発に核分裂反応が生じていることから、スクラム後の崩壊熱が高くなるためである。また、運転員操作の時間余裕の観点でも外部電源有りの場合の方が厳しい。手順としては高圧・低圧注水機能の喪失を確認後、低圧代替注水系(常設)の準備を開始し、注入の準備が出来次第、原子炉の減圧操作となるため、外部電源の有無が減圧のタイミングを決定するものではないが、原子炉水位の低下が早い外部電源有りの場合の方が、より早いタイミングでの減圧が必要となる。ただし、燃料被覆管最高温度(PCT)は、早いタイミングで減圧した外部電源有りの場合の方が高い値を示しているものの、その差は約5℃であり、外部電源の有無によって大きな差が表れるものではない。</u></p> <p><u>上記の通り、外部電源有りの場合の方がスクラムのタイミング及び水位の低下が早いものの、急速減圧に伴うPCTの差はわずかであり、他のパラメータにも時間差以外の大きな違いは見られないことから、結果的に、外部電源の有無は本事故シーケンスの評価において有意な違いをもたらす条件ではないと考える。</u></p> <p><u>※1 過渡事象及び設計基準事故における「原子炉冷却材流量の喪失(再循環ポンプ・トリップ)」を除く</u></p>		<p>2. 外部電源有無の影響</p> <p>外部電源の有無が事象進展及びパラメータの変動に及ぼす影響については、<u>有効性評価の資料中において、「外部電源あり」の解析も行っており、燃料被覆管の最高温度について「外部電源あり」の方が「外部電源なし」より高くなるが、判断基準を満足していることを確認している。</u></p>	<p>て、有効性評価の資料中に既に記載している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、外部電源の有無の影響について、有効性評価の資料中に既に記載している。</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>3. 初期水位の影響</p> <p><u>初期水位が事象進展及びパラメータの変動に及ぼす影響については、重要事故シーケンスの有効性評価の詳細な条件を設定する段階で感度解析等を実施し、確認した。</u></p> <p><u>高圧・低圧注水機能喪失についても、初期水位が事象進展及びパラメータの変動に及ぼす影響を確認している。評価条件を第4表に、評価結果を第2図に示す。</u></p> <p><u>評価の結果から、初期水位を低くすると水位低下及び炉心露出時間に差が表れるものの、急速減圧に伴うPCTの差は約7℃とわずかであり、他のパラメータにも時間差以外の大きな違いは見られないことから、結果的に、初期水位は本事故シーケンスの評価において有意な違いをもたらす条件ではないと考える。</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p>			<p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、初期水位の影響について、不確かさの整理において、事象発生後の炉注水までの水位低下量に比べ軽微であり影響はないと整理している。</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: center;">第1表 運転時の異常な過渡変化・設計基準事故による起回事象の同定</p> <div style="border: 1px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div>		<p style="text-align: center;">第1表 過渡変化・設計基準事故による起回事象の同定</p> <div style="border: 1px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div>	

注1 2号炉の過渡変化は、(5) 過渡変化(注1)については対象外とした。
 注2 (5) 主蒸気調節弁の1号閉鎖) は2017年10月22日において主蒸気調節弁1号のみの閉鎖し、残りの主蒸気調節弁は開放されている過渡変化と認識されており、復元後に異常事態に陥ることから、消滅事故とした。
 注3 (1) 主蒸気調節弁の1号閉鎖) は2017年10月22日において1号以上の主蒸気調節弁が閉鎖している過渡変化と認識されており、復元後に異常事態に陥ることから、消滅事故とした。
 注4 (2) 主蒸気調節弁の1号閉鎖) は2017年10月22日において1号以上の主蒸気調節弁が閉鎖している過渡変化と認識されており、復元後に異常事態に陥ることから、消滅事故とした。

第2表 運転時の異常な過渡変化・設計基準事故象のグループ化

事故分類	事故の特徴(グループ化の観点)	事故グループ
A, B1, B2	タービントリップなどにより原子炉がスクラムする事故であり、タービンバイパス弁は正常に作動する事故であることから、いずれも事故初期から継続して給復水系が利用できる。	非隔離事故
C, D1, D2, E	主蒸気隔離弁(MSIV)などが閉鎖する事故であり、原子炉とタービン側が互いに隔離される事故である。事故初期には給復水系が利用できるが、水源である主復水器のホットウェルが隔離されるため、給復水系の運転継続に支障が生ずる。	隔離事故
F	タービンからの給水流量が全喪失する事故であり、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事故である。事故初期には給復水系が利用できず、他の事故とはプラント応答が異なる。水位低下の観点では給復水系が利用できることからの「G」の水位低下事故よりも厳しい事故と考えられる。	全給水喪失
G	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事故である。給水流量の全喪失までには至らないため、機能は低下しているが事故の初期にも給復水系は利用可能である。	水位低下事故
H1, H2	原子炉保護系(RPS)の誤動作が起因となっている事故や、制御棒の誤引き抜きに関する事故など出力の増加が軽微な事故である。事故初期で原子炉が隔離されないため、給復水系が利用可能である。	RPS 誤動作等
I	外部電源が喪失する事故であり、事故の発生により非常用電源の確保が必要になるなど、他の事故とはプラント応答が異なる。	外部電源喪失
J	原子炉運転中に主蒸気逃がし安全弁(SRV)が誤開放する事故である。誤開放を想定する弁数は発生頻度の観点から1弁としているため、本事故は事故発生後速やかにスクラムに至る事故では無い。原子炉冷却材(蒸気)の流出を伴うが、原子炉水位の低下には給復水系による対応が可能である。SRVを通じてサブプレッションプール水中に蒸気が放出されるため、復水器ホットウェル(H/W)への補給が不足すると復水器H/Wの水位が低下し、給水喪失に至る可能性がある。しかしながら、この場合の事故進展から全給水喪失に至る頻度を概算すると、起因事故「SRV 誤開放」の発生頻度(1×10 ⁻³ /炉年)と、少なくとも「SRV 漏えい」警報の認知失敗、「サブプレッションプール温度高」警報の認知失敗、「主復水器H/W水位低」警報の認知失敗の重畳が生じると考えられ、各警報の認知失敗確率を保守的に0.1として、全給水喪失に至る頻度は1×10 ⁻⁶ /炉年となり、これは他の起因事故の発生頻度と比較しても低い値であり、その他のパラメータの変化や認知失敗確率の保守性を考慮すると、更に低い値になると考えられる。以上の通り、起因事故「SRV 誤開放」の後、「全給水喪失」に至る頻度は十分に低く、起因事故として考慮する必要性は低いものと考ええる。	SRV 誤開放

事故分類	事故の特徴(グループ化の観点)	事故グループ
A, B1, B2	タービントリップなどにより原子炉がスクラムする事故であり、タービンバイパス弁は正常に作動する事故であることから、いずれも事故初期から継続して給復水系が利用できる。	非隔離事故
C, D1, D2, E	主蒸気隔離弁(MSIV)などが閉鎖する事故であり、原子炉とタービン側が互いに隔離される事故である。事故初期には給復水系が利用できるが、水源である主復水器のホットウェルが隔離されるため、給復水系の運転継続に支障が生ずる。	隔離事故
F	タービンからの給水流量が全喪失する事故であり、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事故である。事故初期には給復水系が利用できず、他の事故とはプラント応答が異なる。水位低下の観点では給復水系が利用できることからの「G」の水位低下事故よりも厳しい事故と考えられる。	全給水喪失
G	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事故である。給水流量の全喪失までには至らないため、機能は低下しているが事故の初期にも給復水系は利用可能である。	水位低下事故
H1, H2	原子炉保護系(RPS)の誤動作が起因となっている事故や、制御棒の誤引き抜きに関する事故など出力の増加が軽微な事故である。事故初期で原子炉が隔離されないため、給復水系が利用可能である。	RPS 誤動作等
I	外部電源が喪失する事故であり、事故の発生により非常用電源の確保が必要になるなど、他の事故とはプラント応答が異なる。	外部電源喪失
J	原子炉運転中に主蒸気逃がし安全弁(SRV)が誤開放する事故である。誤開放を想定する弁数は発生頻度の観点から1弁としているため、本事故は事故発生後速やかにスクラムに至る事故では無い。原子炉冷却材(蒸気)の流出を伴うが、原子炉水位の低下には給復水系による対応が可能である。SRVを通じてサブプレッションプール水中に蒸気が放出されるため、復水器ホットウェル(H/W)への補給が不足すると復水器H/Wの水位が低下し、給水喪失に至る可能性がある。しかしながら、この場合の事故進展から全給水喪失に至る頻度を概算すると、起因事故「SRV 誤開放」の発生頻度(1×10 ⁻³ /炉年)と、少なくとも「SRV 漏えい」警報の認知失敗、「サブプレッションプール温度高」警報の認知失敗、「主復水器H/W水位低」警報の認知失敗の重畳が生じると考えられ、各警報の認知失敗確率を保守的に0.1として、全給水喪失に至る頻度は1×10 ⁻⁶ /炉年となり、これは他の起因事故の発生頻度と比較しても低い値であり、その他のパラメータの変化や認知失敗確率の保守性を考慮すると、更に低い値になると考えられる。以上の通り、起因事故「SRV 誤開放」の後、「全給水喪失」に至る頻度は十分に低く、起因事故として考慮する必要性は低いものと考ええる。	SRV 誤開放

事故分類	事故の特徴(グループ化の観点)	事故グループ
A, B1, B2	タービントリップなどにより原子炉がスクラムする事故であり、タービンバイパス弁は正常に作動する事故であることから、いずれも事故初期から継続して給復水系が利用できる。	非隔離事故
C, D1, D2, E	主蒸気隔離弁(MSIV)などが閉鎖する事故であり、原子炉とタービン側が互いに隔離される事故である。事故初期には給復水系が利用できるが、水源である主復水器のホットウェルが隔離されるため、給復水系の運転継続に支障が生ずる。	隔離事故
F	タービンからの給水流量が全喪失する事故であり、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事故である。事故初期には給復水系が利用できず、他の事故とはプラント応答が異なる。水位低下の観点では給復水系が利用できることからの「G」の水位低下事故よりも厳しい事故と考えられる。	全給水喪失
G	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事故である。給水流量の全喪失までには至らないため、機能は低下しているが事故の初期にも給復水系は利用可能である。	水位低下事故
H1, H2	原子炉保護系(RPS)の誤動作が起因となっている事故や、制御棒の誤引き抜きに関する事故など出力の増加が軽微な事故である。事故初期で原子炉が隔離されないため、給復水系が利用可能である。	RPS 誤動作等
I	外部電源が喪失する事故であり、事故の発生により非常用電源の確保が必要になるなど、他の事故とはプラント応答が異なる。	外部電源喪失
J	原子炉運転中に逃がし安全弁が誤開放する事故である。誤開放を想定する弁数は発生頻度の観点から1弁としているため、本事故は事故発生後速やかにスクラムに至る事故ではない。原子炉冷却材(蒸気)の流出を伴うが、原子炉水位の低下には給復水系による対応が可能である。逃がし安全弁を通じてサブプレッションプール水中に蒸気が放出されるため、復水器ホットウェルへの補給が不足すると復水器ホットウェルの水位が低下し、給水喪失に至る可能性がある。しかしながら、この場合の事故進展から全給水喪失に至る頻度を概算すると、起因事故「逃がし安全弁誤開放」の発生頻度(1×10 ⁻³ /炉年)と、少なくとも「逃がし安全弁漏えい」警報の認知失敗、「サブプレッションプール温度高」警報の認知失敗、「復水器ホットウェル水位低」警報の認知失敗の重畳が生じると考えられ、各警報の認知失敗確率を保守的に0.1として、全給水喪失に至る頻度は1×10 ⁻⁶ /炉年となる。これは他の起因事故の発生頻度と比較しても低い値であり、その他のパラメータの変化や認知失敗確率の保守性を考慮すると、さらに低い値になると考えられる。以上のとおり、起因事故「逃がし安全弁誤開放」の後、「全給水喪失」に至る頻度は十分に低く、起因事故として考慮する必要性は低いものと考ええる。	逃がし安全弁 誤開放

備考
<p>・記載方針の相違</p> <p>【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 align="center">第3表 外部電源有無の感度解析における主要解析条件</p>																																																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析条件</th> <th>備考*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">初期条件</td> <td>原子炉熱出力</td> <td>3,926 MW</td> <td>定格出力, ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.07 MPa[gage]</td> <td>定格圧力, ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常運転水位</td> <td>ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td>最大線出力密度</td> <td>44.0 kW/m</td> <td>ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の崩壊熱</td> <td>ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)</td> <td>ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">事故条件</td> <td>起回事象</td> <td>給水流量の全喪失</td> <td>ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>RCIC, HPCF, LPFL の機能喪失 ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>有り/無し</td> <td>感度解析対象</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">重大事故等対策に 関連する機器条件</td> <td>スクラム信号</td> <td>原子炉水位低(レベル3)</td> <td>ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁</td> <td>8 個</td> <td>ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系(常設)</td> <td>最大 300 m³/h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御</td> <td>ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">重大事故等対策に 関連する操作</td> <td>低圧代替注水系(常設)の追加起動及び中央制御室における系統構成</td> <td>急速減圧実施までに完了</td> <td>ベースケースと同等</td> </tr> <tr> <td>原子炉急速減圧操作</td> <td>原子炉水位低(レベル1)到達から 5 分後</td> <td>ベースケースと同等</td> </tr> </tbody> </table>	項目	解析条件	備考*	初期条件	原子炉熱出力	3,926 MW	定格出力, ベースケースと同じ	原子炉圧力	7.07 MPa[gage]	定格圧力, ベースケースと同じ	原子炉水位	通常運転水位	ベースケースと同じ	最大線出力密度	44.0 kW/m	ベースケースと同じ	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	ベースケースと同じ	事故条件	起回事象	給水流量の全喪失	ベースケースと同じ	安全機能の喪失に対する仮定	高圧・低圧注水機能喪失	RCIC, HPCF, LPFL の機能喪失 ベースケースと同じ	外部電源	有り/無し	感度解析対象	重大事故等対策に 関連する機器条件	スクラム信号	原子炉水位低(レベル3)	ベースケースと同じ	逃がし安全弁	8 個	ベースケースと同じ	低圧代替注水系(常設)	最大 300 m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	ベースケースと同じ	重大事故等対策に 関連する操作	低圧代替注水系(常設)の追加起動及び中央制御室における系統構成	急速減圧実施までに完了	ベースケースと同等	原子炉急速減圧操作	原子炉水位低(レベル1)到達から 5 分後	ベースケースと同等			<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, 外部電源の有無の影響について, 有効性評価の資料中に既に記載している。</p>
項目	解析条件	備考*																																															
初期条件	原子炉熱出力	3,926 MW	定格出力, ベースケースと同じ																																														
	原子炉圧力	7.07 MPa[gage]	定格圧力, ベースケースと同じ																																														
	原子炉水位	通常運転水位	ベースケースと同じ																																														
	最大線出力密度	44.0 kW/m	ベースケースと同じ																																														
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	ベースケースと同じ																																														
事故条件	起回事象	給水流量の全喪失	ベースケースと同じ																																														
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧・低圧注水機能喪失	RCIC, HPCF, LPFL の機能喪失 ベースケースと同じ																																														
	外部電源	有り/無し	感度解析対象																																														
重大事故等対策に 関連する機器条件	スクラム信号	原子炉水位低(レベル3)	ベースケースと同じ																																														
	逃がし安全弁	8 個	ベースケースと同じ																																														
	低圧代替注水系(常設)	最大 300 m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	ベースケースと同じ																																														
重大事故等対策に 関連する操作	低圧代替注水系(常設)の追加起動及び中央制御室における系統構成	急速減圧実施までに完了	ベースケースと同等																																														
	原子炉急速減圧操作	原子炉水位低(レベル1)到達から 5 分後	ベースケースと同等																																														
<p>※ 有効性評価「高圧・低圧注水機能喪失」の評価条件をベースケースとする。</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>第4表 原子炉初期水位に関する感度解析における主要解析条件</p>																																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="157 352 210 394"></th> <th data-bbox="210 352 391 394">項目</th> <th data-bbox="391 352 667 394">解析条件</th> <th data-bbox="667 352 914 394">備考*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="157 394 210 636" rowspan="5">初期条件</td> <td data-bbox="210 394 391 447">原子炉熱出力</td> <td data-bbox="391 394 667 447">3,926 MW</td> <td data-bbox="667 394 914 447">定格出力、ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 447 391 489">原子炉圧力</td> <td data-bbox="391 447 667 489">7.07 MPa[gage]</td> <td data-bbox="667 447 914 489">定格圧力、ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 489 391 541">原子炉水位</td> <td data-bbox="391 489 667 541">①通常運転水位(NWL)(13.4 m) ②原子炉水位低(レベル 3)(12.85 m)</td> <td data-bbox="667 489 914 541">感度解析対象</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 541 391 594">最大線出力密度</td> <td data-bbox="391 541 667 594">44.0 kW/m</td> <td data-bbox="667 541 914 594">ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 594 391 636">原子炉停止後の崩壊熱</td> <td data-bbox="391 594 667 636">ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)</td> <td data-bbox="667 594 914 636">ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 636 210 783" rowspan="3">事故条件</td> <td data-bbox="210 636 391 678">起因事象</td> <td data-bbox="391 636 667 678">給水流量の全喪失</td> <td data-bbox="667 636 914 678">ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 678 391 741">安全機能の喪失に対する仮定</td> <td data-bbox="391 678 667 741">高圧・低圧注水機能喪失</td> <td data-bbox="667 678 914 741">RCIC, HPCF, LPFL の機能喪失 ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 741 391 783">外部電源</td> <td data-bbox="391 741 667 783">有り</td> <td data-bbox="667 741 914 783">ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 783 210 1056" rowspan="4">重大事故等対策に 関連する機器条件</td> <td data-bbox="210 783 391 835">スクラム信号</td> <td data-bbox="391 783 667 835">原子炉水位低(レベル 3)</td> <td data-bbox="667 783 914 835">ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 835 391 930">再循環ポンプ(RIP)トリップ</td> <td data-bbox="391 835 667 930">原子炉水位低(レベル 3)で RIP4 台停止, 原子炉水位低(レベル 2)で RIP6 台停止</td> <td data-bbox="667 835 914 930">ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 930 391 982">逃がし安全弁</td> <td data-bbox="391 930 667 982">8 個</td> <td data-bbox="667 930 914 982">ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 982 391 1056">低圧代替注水系(常設)</td> <td data-bbox="391 982 667 1056">最大 300 m³/h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御</td> <td data-bbox="667 982 914 1056">ベースケースと同じ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 1056 210 1255" rowspan="2">重大事故等対策に 関連する操作</td> <td data-bbox="210 1056 391 1161">低圧代替注水系(常設)の追加起動及び中央制御室における系統構成</td> <td data-bbox="391 1056 667 1161">急速減圧実施までに完了</td> <td data-bbox="667 1056 914 1161">ベースケースと同等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 1161 391 1255">原子炉急速減圧操作</td> <td data-bbox="391 1161 667 1255">原子炉水位低(レベル 1) 到達から 5 分後</td> <td data-bbox="667 1161 914 1255">—</td> </tr> </tbody> </table>		項目	解析条件	備考*	初期条件	原子炉熱出力	3,926 MW	定格出力、ベースケースと同じ	原子炉圧力	7.07 MPa[gage]	定格圧力、ベースケースと同じ	原子炉水位	①通常運転水位(NWL)(13.4 m) ②原子炉水位低(レベル 3)(12.85 m)	感度解析対象	最大線出力密度	44.0 kW/m	ベースケースと同じ	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	ベースケースと同じ	事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	ベースケースと同じ	安全機能の喪失に対する仮定	高圧・低圧注水機能喪失	RCIC, HPCF, LPFL の機能喪失 ベースケースと同じ	外部電源	有り	ベースケースと同じ	重大事故等対策に 関連する機器条件	スクラム信号	原子炉水位低(レベル 3)	ベースケースと同じ	再循環ポンプ(RIP)トリップ	原子炉水位低(レベル 3)で RIP4 台停止, 原子炉水位低(レベル 2)で RIP6 台停止	ベースケースと同じ	逃がし安全弁	8 個	ベースケースと同じ	低圧代替注水系(常設)	最大 300 m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	ベースケースと同じ	重大事故等対策に 関連する操作	低圧代替注水系(常設)の追加起動及び中央制御室における系統構成	急速減圧実施までに完了	ベースケースと同等	原子炉急速減圧操作	原子炉水位低(レベル 1) 到達から 5 分後	—			<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、初期水位の影響について、不確かさの整理において、事象発生後の炉注水までの水位低下量に比べ軽微であり影響はないと整理している。</p>
	項目	解析条件	備考*																																																		
初期条件	原子炉熱出力	3,926 MW	定格出力、ベースケースと同じ																																																		
	原子炉圧力	7.07 MPa[gage]	定格圧力、ベースケースと同じ																																																		
	原子炉水位	①通常運転水位(NWL)(13.4 m) ②原子炉水位低(レベル 3)(12.85 m)	感度解析対象																																																		
	最大線出力密度	44.0 kW/m	ベースケースと同じ																																																		
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	ベースケースと同じ																																																		
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	ベースケースと同じ																																																		
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧・低圧注水機能喪失	RCIC, HPCF, LPFL の機能喪失 ベースケースと同じ																																																		
	外部電源	有り	ベースケースと同じ																																																		
重大事故等対策に 関連する機器条件	スクラム信号	原子炉水位低(レベル 3)	ベースケースと同じ																																																		
	再循環ポンプ(RIP)トリップ	原子炉水位低(レベル 3)で RIP4 台停止, 原子炉水位低(レベル 2)で RIP6 台停止	ベースケースと同じ																																																		
	逃がし安全弁	8 個	ベースケースと同じ																																																		
	低圧代替注水系(常設)	最大 300 m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	ベースケースと同じ																																																		
重大事故等対策に 関連する操作	低圧代替注水系(常設)の追加起動及び中央制御室における系統構成	急速減圧実施までに完了	ベースケースと同等																																																		
	原子炉急速減圧操作	原子炉水位低(レベル 1) 到達から 5 分後	—																																																		
<p>※ 有効性評価「高圧・低圧注水機能喪失」の評価条件をベースケースとする。</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>原子炉圧力変化</p> <p>原子炉水位(シュラウド内水位)変化</p> <p>原子炉注水流量変化</p> <p>燃料被覆管温度変化</p> <p>原子炉水位(シュラウド外水位)変化</p> <p>燃料被覆管酸化割合変化</p> <p>----- : 外部電源無し ———— : 外部電源有り(ベースケース)</p> <p>燃料被覆管最高温度 外部電源有 : 874 °C 外部電源無 : 869 °C</p> <p>第1図 高圧・低圧注水機能喪失シーケンスにおける外部電源有無の感度解析 (K7, ADS(L1+5 分後減圧)+MUWC 2 台作動)</p>			<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 外部電源の有無の影響について, 有効性評価の資料中に既に記載している。</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>原子炉圧力変化</p> <p>原子炉水位(シュラウド内水位)変化</p> <p>原子炉注水流量変化</p> <p>燃料被覆管温度変化</p> <p>原子炉水位(シュラウド外水位)変化</p> <p>燃料被覆管酸化割合変化</p> <p>-----: 初期水位 L3(ベースケース) ————: 初期水位 NWL</p> <p>燃料被覆管最高温度 初期水位 L3 : 881°C 初期水位 NWL : 874°C</p> <p>第2図 原子炉初期水位に関する感度解析 (K7, ADS(L1)+MUWC 2 台作動)</p>			<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は, 初期水位の影響について, 不確かさの整理において, 事象発生後の炉注水までの水位低下量に比べ軽微であり影響はないと整理している。</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: center;">3. G 値について</p> <p>1. これまでの許認可解析に用いたG 値と今回の申請で採用したG 値について</p> <p>従来、G値は可燃性ガス濃度制御系性能評価解析で使用しており、以前にはその値として、Regulatory Guide 1.7(Rev.2) [1]の記載に基づき、$G(H_2)/G(O_2)=0.5/0.25$が使用されていた。この値はRegulatory Guide 1.7の前身であるSafetyGuide7(1971年3月)に既に記載されている。当時、既に、一般的知見として水の放射線分解の短時間内の1次反応に基づくG値(以下「初期G値」という。)は$G(H_2)=0.43\sim 0.45$となることが知られており、Regulatory Guide 1.7(Rev.2)のG値はこの初期G値を包絡するものとなっている。</p> <p>しかし、この初期G値は水の放射線分解の1次反応に基づく値であるため、その後の2次反応、つまり水素と酸素の再結合反応を含めた最終的な水素、酸素の発生割合を示す実効的なG値(以下「実効G値」という。)に比べてかなり大きい値となる。</p> <p>格納容器内の可燃性ガス濃度の評価においても必要となるのは正味の発生割合を表すこの実効G値である。これに関して電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」(昭和61年～62年度) [2] (以下「電共研」という。)にて水の放射線分解に関する実験を実施し、可燃性ガス濃度制御系性能評価条件下での実効G値として次の結果を得た。</p> <p style="text-align: center;">沸騰状態 : $G(H_2) < 0.4$, $G(O_2) < 0.2$ 非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.25$, $G(O_2) < 0.125$</p> <p>この結果に基づき、<u>柏崎刈羽原子力発電所6, 7号炉(昭和63年申請)や東京電力東通原子力発電所1号炉等</u>、沸騰水型原子力発電所では、可燃性ガス濃度の評価 [3] において、沸騰状態で$G(H_2)/G(O_2)=0.4/0.2$、非沸騰状態で$G(H_2)/G(O_2)=0.25/0.125$を採用している。</p> <p>電共研では、重大事故条件を想定した環境下でも実験を実施しており、実効G値として次の結果を得ている。</p> <p style="text-align: center;">沸騰状態 : $G(H_2) < 0.27$, $G(O_2) \approx 0$ 非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.06$, $G(O_2) < 0.03$</p>	<p style="text-align: center;">添付資料3.4.2 シビアアクシデント条件下で用いるG 値の設定について</p> <p>1. これまでの許認可解析に用いたG 値と有効性評価で適用したG 値について</p> <p>従来、G値は可燃性ガス濃度制御系性能評価解析(以下「FCS性能解析」という。)で使用しており、以前にはその値として、Regulatory Guide 1.7(Rev.2) [1]の記載に基づき$G(H_2)/G(O_2)=0.5/0.25$が使用されていた。この値はRegulatory Guide1.7の前身であるSafety Guide 7(1971年3月)に記載されている。当時、既に一般的知見として、水の放射線分解の短時間内の一次反応に基づくG値(以下「初期G値」という。)は$G(H_2)=0.43\sim 0.45$となることが知られており、Regulatory Guide 1.7(Rev.2)のG値はこの初期G値を包絡するものとなっている。</p> <p>しかし、この初期G値は水の放射線分解の一次反応に基づく値であるため、その後の二次反応、つまり水素と酸素の再結合反応を含めた最終的な水素、酸素の発生割合を示す実効的なG値(以下「実効G値」という。)に比べてかなり大きい値となる。</p> <p>格納容器内の可燃性ガス濃度の評価においても必要となるのは、正味の発生割合を表す実効G値である。これに関して、電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」(昭和61～62年度) [2] (以下「基本実験」という。)において水の放射線分解に関する実験を実施し、可燃性ガス濃度系性能評価条件下での実効G値として次の結果を得た。</p> <p style="text-align: center;">沸騰状態 : $G(H_2) < 0.4$, $G(O_2) < 0.2$ 非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.25$, $G(O_2) < 0.125$</p> <p>この結果に基づき、<u>東海第二発電所等の沸騰水型原子力発電所</u>では、可燃性ガス濃度の評価 [3] において、沸騰状態で$G(H_2)/G(O_2)=0.4/0.2$、非沸騰状態で$G(H_2)/G(O_2)=0.25/0.125$を採用している。</p> <p>基本実験では、重大事故条件を想定した環境下でも実験を実施しており、実効G値として次の結果を得ている。</p> <p style="text-align: center;">沸騰状態 : $G(H_2) < 0.27$, $G(O_2) \approx 0$ 非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.06$, $G(O_2) < 0.03$</p>	<p style="text-align: center;">2. G 値について</p> <p>1. これまでの許認可解析に用いたG 値と今回の申請で採用したG 値について</p> <p>従来、G値は可燃性ガス濃度制御系性能評価解析で使用しており、以前にはその値として、Regulatory Guide 1.7(Rev.2) [1]の記載に基づき、$G(H_2)/G(O_2)=0.5/0.25$が使用されていた。この値はRegulatory Guide 1.7の前身であるSafety Guide7(1971年3月)に既に記載されている。当時、既に、一般的知見として水の放射線分解の短時間内の1次反応に基づくG値(以下「初期G値」という。)は$G(H_2)=0.43\sim 0.45$となることが知られており、Regulatory Guide 1.7(Rev.2)のG値はこの初期G値を包絡するものとなっている。</p> <p>しかし、この初期G値は水の放射線分解の1次反応に基づく値であるため、その後の2次反応、つまり水素と酸素の再結合反応を含めた最終的な水素、酸素の発生割合を示す実効的なG値(以下「実効G値」という。)に比べてかなり大きい値となる。</p> <p>原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度の評価においても必要となるのは正味の発生割合を表すこの実効G値である。これに関して電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」(昭和61年～62年度) [2] (以下「電共研」という。)にて水の放射線分解に関する実験を実施し、可燃性ガス濃度制御系性能評価条件下での実効G値として次の結果を得た。</p> <p style="text-align: center;">沸騰状態 : $G(H_2) < 0.4$, $G(O_2) < 0.2$ 非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.25$, $G(O_2) < 0.125$</p> <p>この結果に基づき、<u>島根原子力発電所2号炉等の沸騰水型原子力発電所</u>では、可燃性ガス濃度の評価 [3] において、沸騰状態で$G(H_2)/G(O_2)=0.4/0.2$、非沸騰状態で$G(H_2)/G(O_2)=0.25/0.125$を採用している。</p> <p>電共研では、重大事故条件を想定した環境下でも実験を実施しており、実効G値として次の結果を得ている。</p> <p style="text-align: center;">沸騰状態 : $G(H_2) < 0.27$, $G(O_2) \approx 0$ 非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.06$, $G(O_2) < 0.03$</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>この結果に基づき、今回の申請では、水素燃焼の評価において、非沸騰状態でのG値($G(H_2)/G(O_2)=0.06/0.03$)を採用している。</p>	<p>この結果に基づき、<u>有効性評価</u>では、水素燃焼の評価において、非沸騰状態でのG値 ($G(H_2)/G(O_2)=0.06/0.03$) を採用している。</p> <p><u>また、電力共同研究「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究（以下「追加実験」という。）」^[4]において、水の放射線分解に係る追加実験を行った。追加実験では、試験条件の温度、沸騰状態、水素濃度、酸素濃度の感度によるG値への影響を確認しており、基本実験の結果を用いることは妥当であることを確認している。</u></p> <p><u>各評価で用いるG値について、第1表に示す。</u></p>	<p>この結果に基づき、<u>今回の申請</u>では、水素燃焼の評価において、非沸騰状態でのG値($G(H_2)/G(O_2)=0.06/0.03$)を採用している。</p>	<p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、補足説明資料「16.実効G値に係る電力共同研究の追加実験について」において記載している。</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>2. 電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」の概要</p> <p>(1) 実験装置及び実験方法</p> <p>電共研では、BWRの実機事故条件を模擬した水の放射線分解実験を実施することにより、種々の事故条件下で生成される可燃性ガスの生成割合(G値)の検討を行った。</p> <p>実験に使用した実験装置を図2-1及び図2-2に示す。非沸騰実験では15リットルの硬質ガラス製照射容器を使用。また沸騰実験では1.8リットルのステンレス製照射容器を使用している。</p> <p>実験は照射容器内に純水を所定量注入した後、高純度アルゴン(Ar)ガスで脱気し、水素ガス、酸素ガスポンベを用いて雰囲気条件(気液相の水素、酸素初期濃度)を設定する。その後、よう素、鉄、銅等の不純物を所定量添加し、循環ポンプで均一混合させる。沸騰実験の場合、更にマントルヒータにより加熱、沸騰させる。</p> <p>全ての条件が定常状態に達した後、^{60}Coのガンマ線源により照射を開始、水の放射線分解で生成される水素、酸素濃度を溶存水素計(DH計)、溶存酸素計(DO計)及びガスクロマトグラフで測定する。水の吸収線量は、水を媒体とした標準的な換算係数を用いて評価した。</p> <p>実機の事故条件を考慮して、実験ではLOCA条件、FCS性能解析条件、重大事故条件3種類の事故条件を想定し、各事故条件下でG値の実測を実施した。</p> <p>なお、以下で示す図2-3～図2-8は、連続測定である液相中の濃度を除き、サンプリングにより計測された濃度測定値に基づいてフィッティングを行っている。</p> <p>(2) 実験条件及び実験結果</p> <p>表2-1に実験でのパラメータ設定範囲と実機の想定事故条件との比較を示す。実機の想定事故条件は実機の事故時の環境条件及び照射設備を考慮して設定した。</p> <p>実験結果を表2-2、図2-3～図2-8に示す。</p> <p>実験結果は、ガンマ線の吸収線量に対する液相中及び気相中の水素及び酸素濃度(絶対量)で整理している。また、ガンマ線の吸収線量とこれによる分子量の増加量から実効G値を求めている。</p>	<p>2. 電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」(基本実験)</p> <p>2.1 基本実験の概要</p> <p>(1) 実験装置及び実験方法</p> <p>基本実験では、BWRの実機事故条件を模擬した水の放射線分解実験を実施することにより、種々の事故条件下で生成される可燃性ガスの生成割合(G値)の検討を行った。</p> <p>実験に使用した実験装置を第1図及び第2図に示す。非沸騰実験では15リットルの硬質ガラス製照射容器を使用。また、沸騰実験では1.8リットルのステンレス製照射容器を使用している。</p> <p>実験は、照射容器内に純水を所定量注入した後、高純度アルゴン(Ar)ガスで脱気し、水素ガス、酸素ガスポンベを用いて雰囲気条件(気液相の水素、酸素初期濃度)を設定する。その後、よう素、鉄、銅等の不純物を所定量添加し、循環ポンプで均一混合させる。沸騰実験の場合、更にマントルヒータにより加熱、沸騰させる。</p> <p>全ての条件が定常状態に達した後、^{60}Coのガンマ線源により照射を開始、水の放射線分解で生成される水素、酸素濃度を溶存水素計(DH計)、溶存酸素計(DO計)及びガスクロマトグラフで測定する。水の吸収線量は、水を媒体とした標準的な換算係数を用いて評価した。</p> <p>実機の事故条件を考慮して、実験ではLOCA条件、FCS性能解析条件及び重大事故条件の3種類の条件を想定し、各条件下でG値の実測を実施した。</p> <p>なお、以下で示す第3図から第8図は、連続測定である液相中の濃度を除き、サンプリングにより計測された濃度測定値に基づいてフィッティングを行っている。</p> <p>(2) 試験条件及び実験結果</p> <p>実験結果を第2表、第3図から第8図に示す。</p> <p>実験結果は、ガンマ線の吸収線量に対する液相中及び気相中の水素及び酸素濃度(絶対量)で整理している。また、ガンマ線の吸収線量とこれによる分子量の増加量から実効G値を求めている。</p>	<p>2. 電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」の概要</p> <p>(1) 実験装置及び実験方法</p> <p>電共研(基本実験)では、BWRの実機事故条件を模擬した水の放射線分解実験を実施することにより、種々の事故条件下で生成される可燃性ガスの生成割合(G値)の検討を行った。</p> <p>実験に使用した実験装置を図1及び図2に示す。非沸騰実験では15リットルの硬質ガラス製照射容器を使用し、また沸騰実験では1.8リットルのステンレス製照射容器を使用している。</p> <p>実験は照射容器内に純水を所定量注入した後、高純度アルゴン(Ar)ガスで脱気し、水素ガス、酸素ガスポンベを用いて雰囲気条件(気液相の水素、酸素初期濃度)を設定する。その後、よう素、鉄、銅等の不純物を所定量添加し、循環ポンプで均一混合させる。沸騰実験の場合、更にマントルヒータにより加熱、沸騰させる。</p> <p>全ての条件が定常状態に達した後、^{60}Coのガンマ線源により照射を開始、水の放射線分解で生成される水素、酸素濃度を溶存水素計(DH計)、溶存酸素計(DO計)及びガスクロマトグラフで測定する。水の吸収線量は、水を媒体とした標準的な換算係数を用いて評価した。</p> <p>実機の事故条件を考慮して、実験ではLOCA条件、FCS性能解析条件、重大事故条件の3種類の事故条件を想定し、各事故条件下でG値の実測を実施した。</p> <p>なお、以下で示す図3～図8は、連続測定である液相中の濃度を除き、サンプリングにより計測された濃度測定値に基づいてフィッティングを行っている。</p> <p>(2) 実験条件及び実験結果</p> <p>表1に実験でのパラメータ設定範囲と実機の想定事故条件との比較を示す。</p> <p>実機の想定事故条件は実機の事故時の環境条件及び照射設備を考慮して設定した。</p> <p>実験結果を表2、図3～図8に示す。</p> <p>実験結果は、ガンマ線の吸収線量に対する液相中及び気相中の水素及び酸素濃度(絶対量)で整理している。また、ガンマ線の吸収線量とこれによる分子量の増加量から実効G値を求めている。</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>なお、G値とは100eVの放射線エネルギー吸収により発生する分子数であるが、水の放射線分解で生成する水素及び酸素は、水中で起こる化学反応により分子数が変化するため、ここでは、化学反応による変化(よう素等の不純物の影響)を考えに入れた値を実効G値として評価している。</p> <p>(a) LOCA ベースの結果：図2-3, 2-4</p> <p>非沸騰条件の場合には、液相中及び気相中の水素及び酸素濃度にほとんど変化がないことから、実効G値は0と見なし得る。</p> <p>沸騰条件の場合には、水素濃度の実効G値は、照射開始初期は約0.4分子/100eVと高いが、その後に安定し0.2分子/100eV程度になる。また、酸素濃度の場合は0と見なし得る。</p> <p>沸騰実験で得られた実効G値は、非沸騰実験に比べガスの気相への移行速度が大きくなるため全般に大きくなる。</p> <p>(b) FCS 性能解析ベースの結果：図2-5, 2-6</p> <p>非沸騰条件の場合には、得られた実効G値として水素は0.14分子/100eV、酸素は0.06分子/100eVである。</p> <p>沸騰条件の場合には、照射開始初期の水素は0.43分子/100eVだが、その後安定し0.36分子/100eV程度になる。また、酸素は0.14分子/100eVである。</p> <p>FCS性能解析では、沸騰条件の水素のG値として実験結果の0.36分子/100eVに余裕を見て0.4分子/100eVの一定値を用いている。</p> <p>(c) 重大事故ベースの結果：図2-7, 2-8</p> <p>非沸騰条件の場合には、初期水素濃度が高いことによる抑制効果(再結合効果)によって、得られた実効G値として水素は0.06分子/100eV、酸素は0.03分子/100eVとなり、FCS性能解析ベースの約半分である。</p> <p>沸騰条件の場合には、非沸騰条件の場合と同様、水素による抑制効果により実効G値は低減され、水素は0.27分子/100eV、酸素はほぼ0になる。</p> <p>(3) 実験から得られた知見</p> <p>以上の実験結果及び他のパラメータ実験結果からの知見を以下に示す。</p> <p>(a) よう素放出の無いLOCA条件下、非沸騰状態での実効G値は水素、酸素のいずれも0と見なし得る。LOCA条件下での</p>	<p>なお、G値とは100eVの放射線エネルギー吸収により発生する分子数であるが、水の放射線分解で生成する水素及び酸素は、水中で起こる化学反応により分子数が変化するため、ここでは、化学反応による変化(よう素等の不純物の影響)を考えに入れた値を実効G値として評価している。</p> <p>a. LOCAベースの結果：第3図, 第4図</p> <p>非沸騰条件の場合には、液相中及び気相中の水素及び酸素濃度にほとんど変化がないことから、実効G値は0と見なし得る。</p> <p>沸騰条件の場合には、水素濃度の実効G値は、照射開始初期は約0.4分子/100eVと高いが、その後に安定し0.2分子/100eV程度になる。また、酸素濃度の場合は0と見なし得る。</p> <p>沸騰実験で得られた実効G値は、非沸騰実験に比べガスの気相への移行速度が大きくなるため全般に大きくなる。</p> <p>b. FCS性能解析ベースの結果：第5図, 第6図</p> <p>非沸騰条件の場合には、得られた実効G値として水素は0.14分子/100eV、酸素は0.06分子/100eVである。</p> <p>沸騰条件の場合には、照射開始初期の水素は0.43分子/100eVだが、その後安定し0.36分子/100eV程度になる。また、酸素は0.14分子/100eVである。</p> <p>FCS性能解析では、沸騰条件の水素のG値として実験結果の0.36分子/100eVに余裕を見て0.4分子/100eVの一定値を用いている。</p> <p>c. 重大事故ベースの結果：第7図, 第8図</p> <p>非沸騰条件の場合には、初期水素濃度が高いことによる抑制効果(再結合効果)によって、得られた実効G値として水素は0.06分子/100eV、酸素は0.03分子/100eVとなり、FCS性能解析ベースの約半分である。</p> <p>沸騰条件の場合には、非沸騰条件の場合と同様、水素による抑制効果により実効G値は低減され、水素は0.27分子/100eV、酸素はほぼ0になる。</p> <p>(3) 実験から得られた知見</p> <p>以上の実験結果及び他のパラメータ実験結果からの知見を以下に示す。</p> <p>a. よう素放出のないLOCA条件下、非沸騰状態での実効G値は水素、酸素のいずれも0と見なし得る。LOCA</p>	<p>なお、G値とは100eVの放射線エネルギー吸収により発生する分子数であるが、水の放射線分解で生成する水素及び酸素は、水中で起こる化学反応により分子数が変化するため、ここでは、化学反応による変化(よう素等の不純物の影響)を考えに入れた値を実効G値として評価している。</p> <p>(a) LOCAベースの結果：図3及び図4</p> <p>非沸騰条件の場合には、液相中及び気相中の水素及び酸素濃度にほとんど変化がないことから、実効G値は0と見なし得る。</p> <p>沸騰条件の場合には、水素濃度の実効G値は、照射開始初期は約0.4分子/100eVと高いが、その後に安定し0.2分子/100eV程度になる。また、酸素濃度の場合は0と見なし得る。</p> <p>沸騰実験で得られた実効G値は、非沸騰実験に比べガスの気相への移行速度が大きくなるため全般に大きくなる。</p> <p>(b) FCS性能解析ベースの結果：図5及び図6</p> <p>非沸騰条件の場合には、得られた実効G値として水素は0.14分子/100eV、酸素は0.06分子/100eVである。</p> <p>沸騰条件の場合には、照射開始初期の水素は0.43分子/100eVだが、その後安定し0.36分子/100eV程度になる。また、酸素は0.14分子/100eVである。</p> <p>FCS性能解析では、沸騰条件の水素のG値として実験結果の0.36分子/100eVに余裕を見て0.4分子/100eVの一定値を用いている。</p> <p>(c) 重大事故ベースの結果：図7及び図8</p> <p>非沸騰条件の場合には、初期水素濃度が高いことによる抑制効果(再結合効果)によって、得られた実効G値として水素は0.06分子/100eV、酸素は0.03分子/100eVとなり、FCS性能解析ベースの約半分である。</p> <p>沸騰条件の場合には、非沸騰条件の場合と同様、水素による抑制効果により実効G値は低減され、水素は0.27分子/100eV、酸素はほぼ0になる。</p> <p>(3) 実験から得られた知見</p> <p>以上の実験結果及び他のパラメータ実験結果からの知見を以下に示す。</p> <p>(a) よう素放出の無いLOCA条件下、非沸騰状態での実効G値は水素、酸素のいずれも0と見なし得る。LOCA条件下での</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>実効G 値は以下の値となる。</p> <p>沸騰状態 : $G(H_2) < 0.2$, $G(O_2) < 0.1$</p> <p>(b) 多量のような素放出と小さな金属-水反応を仮定したFCS性能解析条件下での実効G 値は以下の値となる。</p> <p>沸騰状態 : $G(H_2) < 0.4$, $G(O_2) < 0.2$</p> <p>非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.25$, $G(O_2) < 0.125$</p> <p>(c) 多量のような素放出と大きな金属-水反応を仮定した重大事故条件下での実効G 値は以下の値となる。上記(b)項のFCS性能解析条件下での値より小さくなる理由は、金属-水反応によって格納容器中に水素が多く存在するため、水素と酸素の再結合反応が促進されたことによるものと考えられる。</p> <p>沸騰状態 : $G(H_2) < 0.27$, $G(O_2) \cong 0$</p> <p>非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.06$, $G(O_2) < 0.03$</p> <p>(d) (a)～(c)項より、実効G 値はよう素放出量が高くなると増加し、金属-水反応割合(水素放出量)が大きくなると減少する。</p> <p>(e) 初期酸素濃度の実効G 値に及ぼす影響は小さい。ただし、酸素濃度が高くなると若干増加する傾向がある。</p> <p>(f) よう素以外の不純物(Fe^{2+}, Cu^{2+}等)の実効G 値に及ぼす影響は小さく、よう素を多量に含む場合は無視し得る。また、よう素を含まない場合には、実効G 値を幾分増加させるが、Fe^{2+}については酸素を減少させる傾向がある。</p>	<p>条件下での実効G 値は以下の値となる。</p> <p>沸騰状態 : $G(H_2) < 0.2$, $G(O_2) < 0.1$</p> <p><u>b.</u> 多量のような素放出と小さな金属-水反応を仮定したFCS性能解析条件下での実効G 値は以下の値となる。</p> <p>沸騰状態 : $G(H_2) < 0.4$, $G(O_2) < 0.2$</p> <p>非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.25$, $G(O_2) < 0.125$</p> <p><u>c.</u> 多量のような素放出と大きな金属-水反応を仮定した重大事故条件下での実効G 値は以下の値となる。上記<u>b.</u>のFCS性能解析条件下での値より小さくなる理由は、金属-水反応によって格納容器中に水素が多く存在するため、水素と酸素の再結合反応が促進されたことによるものと考えられる。</p> <p>沸騰状態 : $G(H_2) < 0.27$, $G(O_2) \cong 0$</p> <p>非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.06$, $G(O_2) < 0.03$</p> <p><u>d.</u> <u>a.</u>～<u>c.</u>により、実効G 値はよう素放出量が高くなると増加し、金属-水反応割合(水素放出量)が大きくなると減少する。</p> <p><u>e.</u> 初期酸素濃度の実効G 値に及ぼす影響は小さい。ただし、酸素濃度が高くなると若干増加する傾向がある。</p> <p><u>f.</u> よう素以外の不純物(Fe^{2+}, Cu^{2+}等)の実効G 値に及ぼす影響は小さく、よう素を多量に含む場合は無視し得る。また、よう素を含まない場合には実効G 値を幾分増加させるが、Fe^{2+}については酸素を減少させる傾向がある。</p>	<p>の実効G 値は以下の値となる。</p> <p>沸騰状態 : $G(H_2) < 0.2$, $G(O_2) < 0.1$</p> <p><u>(b)</u> 多量のような素放出と小さな金属-水反応を仮定したFCS性能解析条件下での実効G 値は以下の値となる。</p> <p>沸騰状態 : $G(H_2) < 0.4$, $G(O_2) < 0.2$</p> <p>非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.25$, $G(O_2) < 0.125$</p> <p><u>(c)</u> 多量のような素放出と大きな金属-水反応を仮定した重大事故条件下での実効G 値は以下の値となる。上記<u>(b)</u>項のFCS性能解析条件下での値より小さくなる理由は、金属-水反応によって原子炉格納容器中に水素が多く存在するため、水素と酸素の再結合反応が促進されたことによるものと考えられる。</p> <p>沸騰状態 : $G(H_2) < 0.27$, $G(O_2) \cong 0$</p> <p>非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.06$, $G(O_2) < 0.03$</p> <p><u>(d)</u> <u>(a)</u>～<u>(c)</u>項より、実効G 値はよう素放出量が高くなると増加し、金属-水反応割合(水素放出量)が大きくなると減少する。</p> <p><u>(e)</u> 初期酸素濃度の実効G 値に及ぼす影響は小さい。ただし、酸素濃度が高くなると若干増加する傾向がある。</p> <p><u>(f)</u> よう素以外の不純物(Fe^{2+}, Cu^{2+}等)の実効G 値に及ぼす影響は小さく、よう素を多量に含む場合は無視し得る。また、よう素を含まない場合には、実効G 値を幾分増加させるが、Fe^{2+}については酸素を減少させる傾向がある。</p>	

表2-1 実験条件のパラメータ範囲と実機の想定事故条件との比較

パラメータ	条件	実験条件	想定事故条件		
			LOCA	FCS性能解析	重大事故
初期水素濃度 (金属-水反応)					
初期酸素濃度					
初期よう素濃度 (炉心からの放出割合)					
不純物					
温度					
pH					

表1 実験条件のパラメータ範囲と実機の想定事故条件との比較

パラメータ	条件	実験条件	想定事故条件		
			LOCA	FCS性能解析	重大事故
初期水素濃度 (金属-水反応)					
初期酸素濃度					
初期よう素濃度 (炉心からの放出割合)					
不純物					
温度					
pH					

第1表 各評価で用いるG値

	可燃性ガス濃度評価	格納容器破損防止対策 の有効性評価
沸騰	G(H ₂)=0.4 G(O ₂)=0.2	G(H ₂)=0.06
非沸騰	G(H ₂)=0.25 G(O ₂)=0.125	G(O ₂)=0.03

表2-2 実験結果

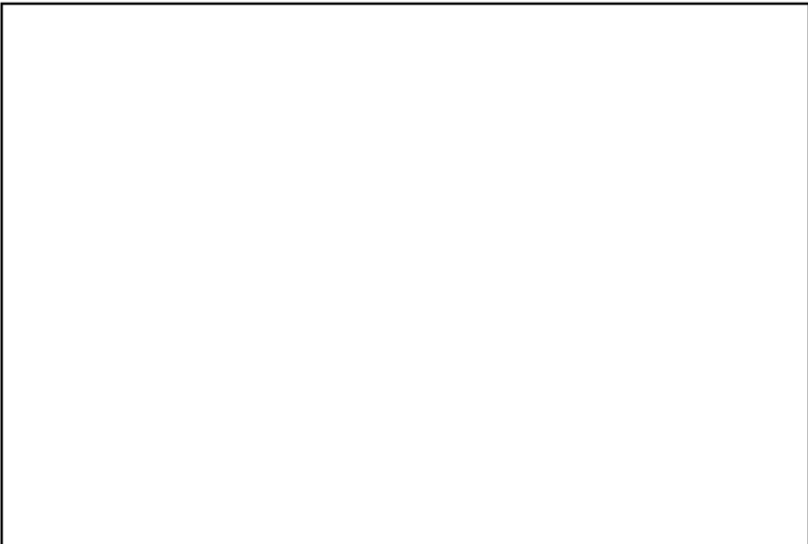

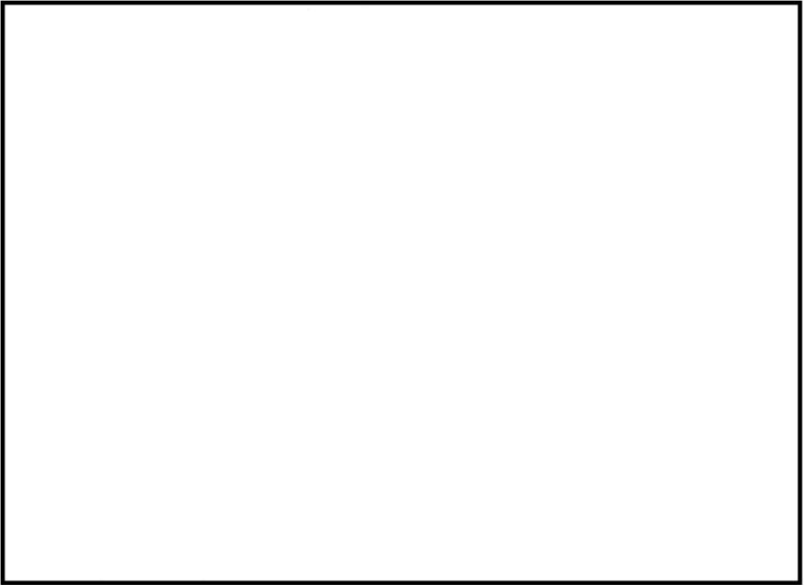
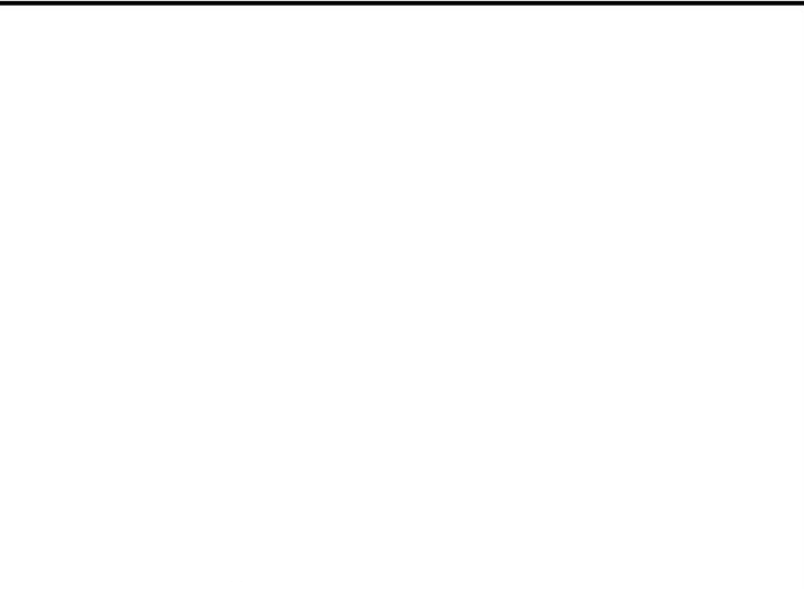
事故条件	パラメータ					実測値(実効G値) [分子/100eV]	
	金属-水 反応割合	初期酸素 濃度	よう素 放出割合	不純物 添加	温度	G(H ₂)	G(O ₂)
LOCA 条件	非沸騰						
	沸騰						
FCS性能 解析条件	非沸騰						
	沸騰						
重大事故 条件	非沸騰						
	沸騰						

第2表 実験結果

事故条件	パラメータ					実測値(実効G値) [分子/100eV]	
	金属-水 反応割合	初期酸素 濃度	よう素 放出割合	不純物 添加	温度	G(H ₂)	G(O ₂)
LOCA 条件	非沸騰						
	沸騰						
FCS性能 解析条件	非沸騰						
	沸騰						
重大事故 条件	非沸騰						
	沸騰						

表2 実験結果

事故条件	パラメータ					実測値(実効G値) [分子/100eV]	
	金属-水 反応割合	初期酸素 濃度	よう素 放出割合	不純物 添加	温度	G(H ₂)	G(O ₂)
LOCA 条件	非沸騰						
	沸騰						
FCS 性能解析 条件	非沸騰						
	沸騰						
重大事故 条件	非沸騰						
	沸騰						

柏崎刈羽原子力発電所 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>図2-1 非沸騰実験装置の概要</p>	<p>第 1 図 非沸騰実験装置の概要</p>	<p>図 1 非沸騰実験装置の概要</p>	
			
<p>図2-2 沸騰実験装置の概要</p>	<p>第 2 図 沸騰実験装置の概要</p>	<p>図 2 沸騰実験装置の概要</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
<div data-bbox="160 976 780 1499" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="804 945 884 1528">図2-3 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (LOCA ベース：非沸騰状態)</p> <div data-bbox="160 275 780 772" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="804 254 884 837">図2-4 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (LOCA ベース：沸騰状態)</p>	<div data-bbox="952 1041 1605 1528" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1626 987 1706 1598">第3図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (LOCA ベース：非沸騰状態)</p> <div data-bbox="952 308 1605 785" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1626 275 1706 886">第4図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (LOCA ベース：沸騰状態)</p>	<div data-bbox="1745 976 2395 1545" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="2418 959 2499 1545">図3 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (LOCAベース：非沸騰状態)</p> <div data-bbox="1745 266 2395 831" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="2418 270 2499 856">図4 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (LOCAベース：沸騰状態)</p>	備考

柏崎刈羽原子力発電所 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
<div data-bbox="166 936 798 1402" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図2-5 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (FCS 性能解析ベース：非沸騰状態)</p> <div data-bbox="166 260 807 739" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図2-6 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (FCS 性能解析ベース：沸騰状態)</p>	<div data-bbox="952 942 1614 1398" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">第5図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (F C S 性能解析ベース：非沸騰状態)</p> <div data-bbox="952 275 1623 726" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">第6図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (F C S 性能解析ベース：沸騰状態)</p>	<div data-bbox="1745 974 2398 1549" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図5 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (F C S 性能解析ベース：非沸騰状態)</p> <div data-bbox="1745 264 2392 831" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図6 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (F C S 性能解析ベース：沸騰状態)</p>	備考

柏崎刈羽原子力発電所 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
<div data-bbox="163 982 795 1493" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="836 989 917 1568">図2-7 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (重大事故ベース：非沸騰状態)</p> <div data-bbox="163 264 795 777" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="836 281 917 861">図2-8 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (重大事故ベース：沸騰状態)</p>	<div data-bbox="949 982 1614 1444" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1629 932 1709 1543">第7図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (苛酷事故ベース：非沸騰状態)</p> <div data-bbox="949 302 1584 737" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1629 254 1709 865">第8図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (苛酷事故ベース：沸騰状態)</p>	<div data-bbox="1742 982 2401 1568" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="2421 993 2502 1577">図7 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (重大事故ベース：非沸騰状態)</p> <div data-bbox="1742 275 2401 861" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="2421 285 2502 869">図8 気相部と液相部における水素及び酸素濃度 (重大事故ベース：沸騰状態)</p>	備考

柏崎刈羽原子力発電所 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>2.2 基本実験の実機への適用性</u></p> <p><u>基本実験において評価したG値を用いるに当たり、実験条件(重大事故条件のうち非沸騰)と実機条件を比較した確認結果を第3表及び第4表に示す。</u></p> <p><u>第3表では、各種パラメータが酸素の実効G値に与える影響を評価しており、実験条件は実機で想定されるシビアアクシデント環境を考慮した場合においても評価結果に与える影響は軽微であることを確認している。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>吸収線量については、水素の実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり^{[2][5]}、酸素についても同様の傾向であることを確認している^[2]。酸素濃度の長期(7日間)の推移を見る観点では、事象進展を考えた上で事象発生から約1.5時間後の吸収線量に相当する$1 \times 10^4 \text{ Gy}$で求めた実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。(第9図参照)</u> ・<u>よう素放出割合については、水素の実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり^{[2][6]}、酸素についても同様の傾向であることを確認している^[2]。しかしながら、第10図を参照すると、左記の程度の割合の相違であれば、G値(測定データの傾き)に大きな違いは現れないと考えられることから、有効性評価において、電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。</u> ・<u>ジルコニウム-水反応割合(溶存水素濃度)については、水素の実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり^{[2][4]}、酸素についても同様の傾向であることを確認している^[2]。このことから、ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(第11図参照)</u> ・<u>初期酸素濃度については、少なくとも初期酸素濃度数vol%程度では、初期酸素濃度は酸素の実効G値に影響を及ぼすものではないと考える^[2]。(第12図参照)</u> ・<u>沸騰・非沸騰については、沸騰状態では酸素の実効G値はほぼ0となる傾向がある。このことから、非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える^[2]。(第13図参照)</u> ・<u>温度については、温度が高いほど、再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく</u> 		<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 3.4.2 水の放射線分解の評価について」において記載している。</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><u>実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える^{[2][5]}。</u> <u>(第14図参照)</u></p> <p>・<u>pHについては、中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小さい傾向を示すが、その差は小さい。このため、中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題はないと考える^[2]。(第15図参照)</u></p> <p><u>第4表では、シビアアクシデント環境下で発生し得る不純物の影響について評価を行い、G値への影響が軽微であることを確認している。</u></p> <p>・<u>金属イオン等 (Fe, Cu, B) については、よう素存在条件下において、金属イオン等 (Fe, Cu, B) が添加された場合の解析結果からは、実効G値への影響は見られない^[2]。(第12図参照)</u></p> <p>・<u>ホウ酸については、水のpHに影響するが、pHの違いによる実効G値への影響は小さい^[2]。</u></p> <p>・<u>コンクリートについては、安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないため、放射線分解への影響は小さい。また、MCCI時にCO₂が発生し水のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響は小さい^{[2][4]}。</u></p> <p>・<u>有機物については、酸素を消費する反応に寄与し、実効G値を低減する^[4]。(第16,17図参照)</u></p> <p><u>以上から、格納容器破損防止対策の有効性評価において、基本実験において評価したG値を用いることは妥当であると判断した。</u></p>		

第3表 各種パラメータが酸素の実効G値に与える影響

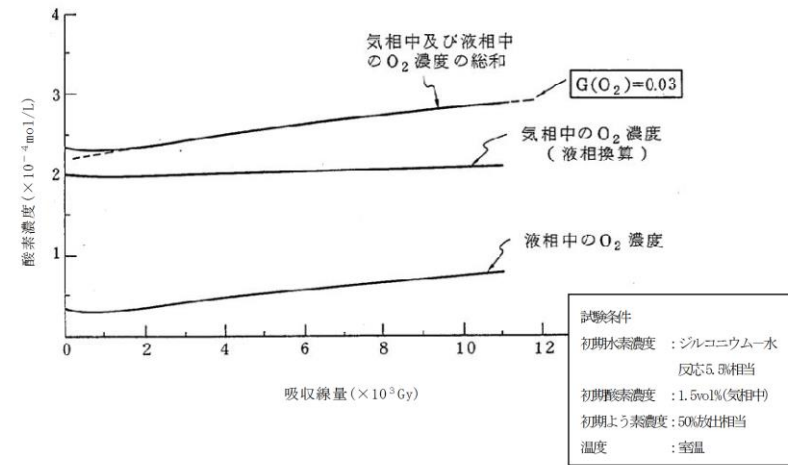
パラメータ	電共研の実験	有効性評価	酸素の実効G値への影響と保守性
吸収線量	~1×10 ⁴ Gy	サブプレッション・プールでの吸収線量は事象発生から約1.5時間後で1×10 ⁴ Gyを超える。	水素の実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり ^[20] 、酸素についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。酸素濃度の長期(7日間)の推移を見る観点では、事象進展を考えた上で事象発生から約1.5時間後の吸収線量に相当する1×10 ⁴ Gyで求めた実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。(第9図参照)
よう素放出割合	50% (立地審査指針における仮想事故条件を設定)	約64%	水素の実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり ^[20] 、酸素についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。しかしながら、第10図を参照すると、左記の程度の割合の相違であれば、G値(測定データの傾き)に大きな違いは現れないと考えられることから、有効性評価において、電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。
ジルコニウム-水反応割合(溶存水素濃度)	5.5%	約10.1%	水素の実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり ^[20] 、酸素についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。このことから、ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(第11図参照)
初期酸素濃度	1.5%	2.5%	少なくとも初期酸素濃度数vol%程度では、初期酸素濃度は酸素の実効G値に影響を及ぼすものでない ^[2] と考える。(第12図参照)
沸騰・非沸騰	非沸騰状態	炉内: 沸騰状態 サブプレッション・プール: 非沸騰状態	沸騰状態で酸素の実効G値はほぼ0となる傾向がある。このことから、非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える ^[2] 。(第13図参照)
温度	室温	室温以上	温度が高いほど、再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える ^[20] 。(第14図参照)
pH	中性	事故対応の中で変動する可能性がある。	中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小さい傾向を示すが、その差は小さい。このため、中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題はないと考える ^[2] 。(第15図参照)

第4表 よう素以外の不純物が酸素の実効G値に与える影響

物質	発生原因	シビアアクシデント環境下における発生量	酸素の実効G値への影響
金属イオン等 (Fe, Cu, B)	炉内構造物等	0~2ppm (TMI-2事故時の冷却材中不純物濃度やBWRプラント通常運転時における金属濃度等の評価を参考に設定)	よう素存在条件下において、金属イオン等(Fe, Cu, B)が添加された場合の解析結果からは、実効G値への影響は見られない ^[2] 。(第12図参照)
ホウ酸	制御棒材の酸化、MCCI時の化学反応	約1×10 ⁻³ mol/L (格納容器内での想定発生量とサブプレッション・プール液相体積から概算)	水のpHに影響するが、pHの違いによる実効G値への影響は小さい ^[2] 。
コンクリート	主成分のSiO ₂ , CaO, Al ₂ O ₃ , MgOなどがMCCI時放出	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けない	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないため、放射線分解への影響は小さい。また、MCCI時CO ₂ が発生し水のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響は小さい ^[20] 。
有機物	電線被覆材などの熱分解や放射線分解	約1.1×10 ⁻⁶ mol/L (格納容器内での想定発生量とサブプレッション・プール液相体積から概算)	酸素を消費する反応に寄与し、実効G値を低減する ^[4] 。(第16, 17図参照)

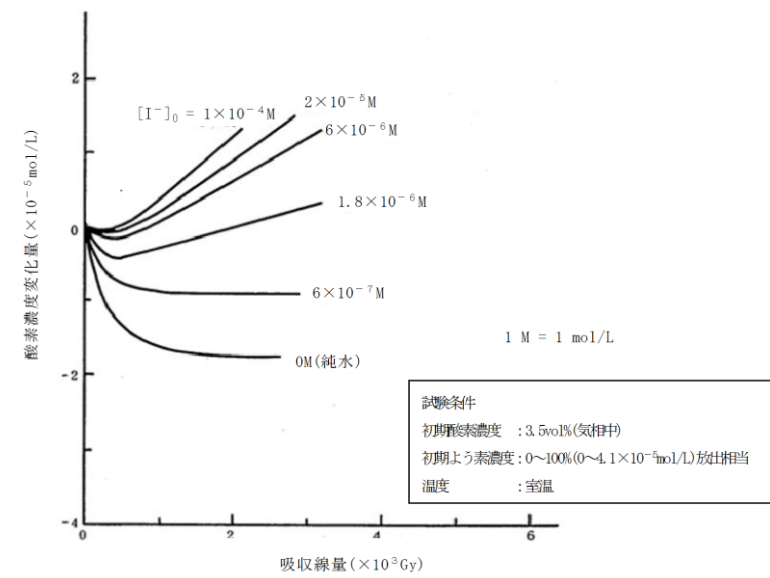
・記載箇所の相違
【東海第二】
島根2号炉は、「添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について」において記載している。

・記載箇所の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、「添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について」において記載している。



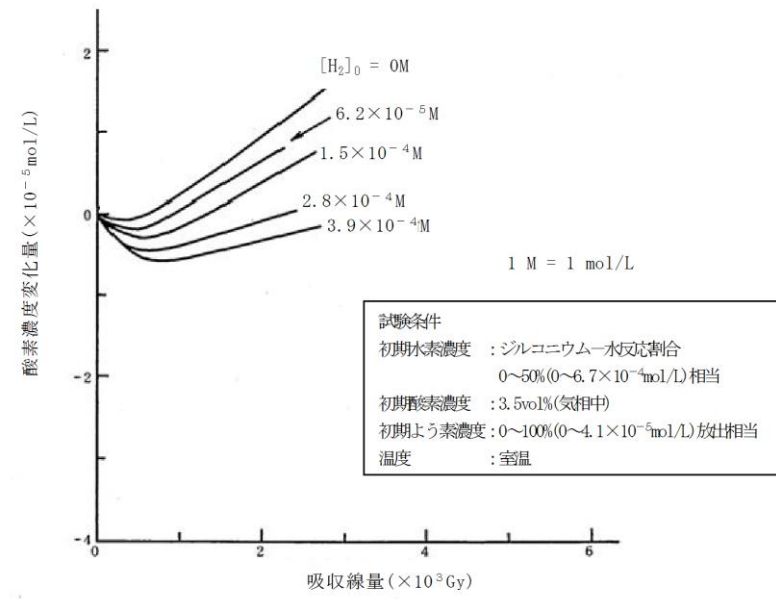
第9図 本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験

結果

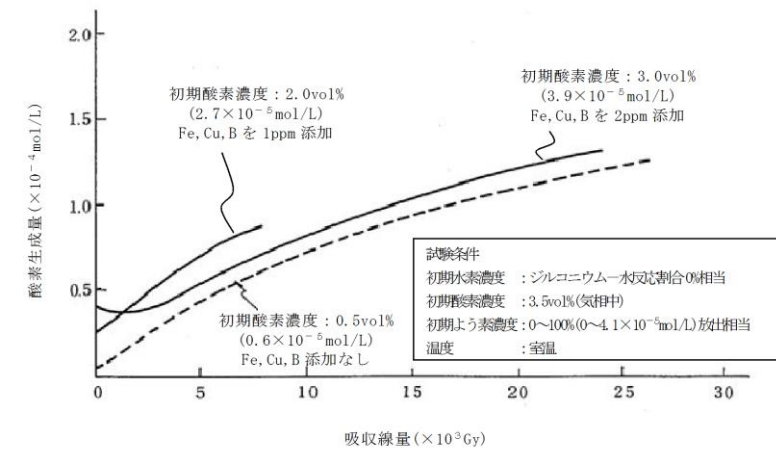


第10図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(よう素濃度を変化させた場合)

・記載箇所の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、「添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について」において記載している。

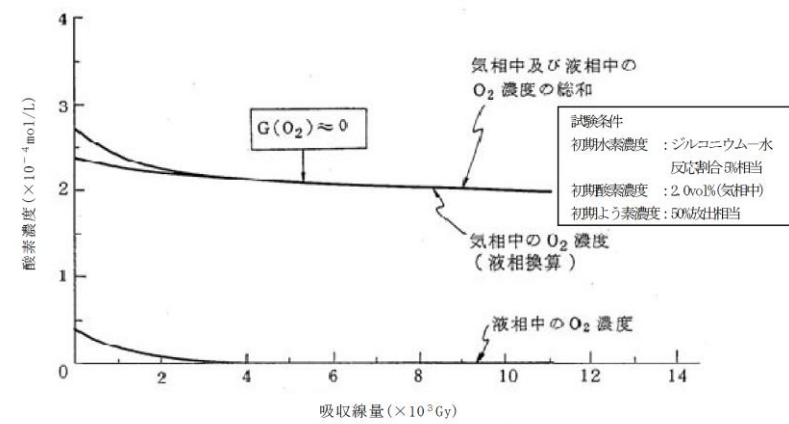


第11図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合)

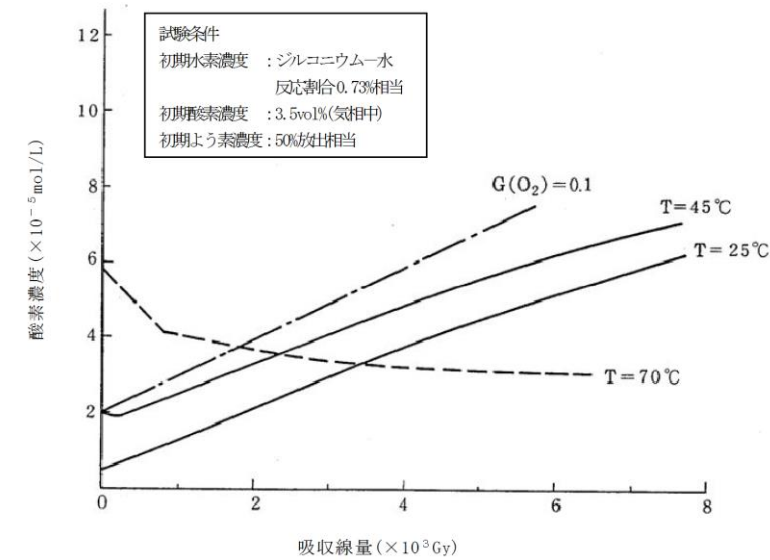


第12図 溶存酸素濃度及び不純物 (Fe, Cu, B) の有無と吸収線量の関係
 (酸素濃度及び不純物 (Fe, Cu, B) の添加量を変化させた場合)

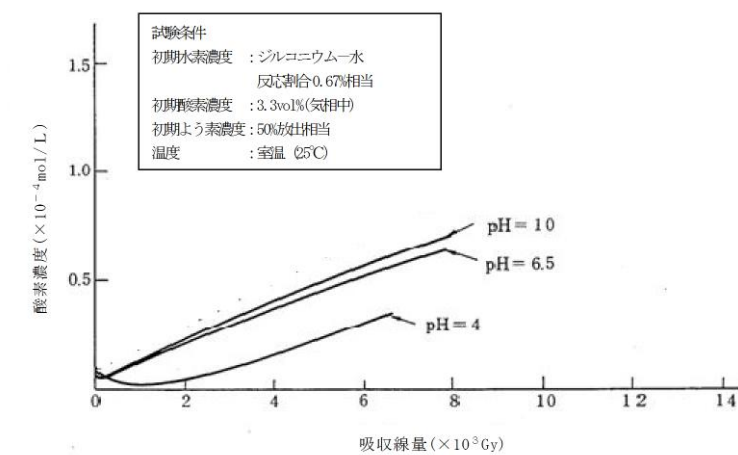
・記載箇所の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、「添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について」において記載している。



第13図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (沸騰状態)



第14図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合)



第15図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (pHを変化させた場合)

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
	<div data-bbox="961 260 1688 688" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="943 705 1703 737">第 16 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (エタノール添加なし)</p> <div data-bbox="961 800 1688 1228" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="943 1245 1703 1276">第 17 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (エタノール添加あり)</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. 電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」の妥当性に関する補足</p> <p>電共研では、研究を進める上での手法の妥当性を確認するため、実験結果に関する過去の知見^[4] ^[5]との比較を行っている。また、この電共研の結果から得られたG値は、可燃性ガス濃度制御系の性能確認に使用されている^[3]。以下、電共研の概要について示す。</p> <p>(1) 実験方法について</p> <p>電共研では、純水に対する照射を行い、照射量と水素及び過酸化水素濃度について確認している。また、オークリッジ国立研究所(ORNL)においても純水に対する照射の実験が行われており、照射量と水素濃度の関係が報告されている。^[4]これらの結果は、照射量に対する水素の生成割合が照射開始から徐々に低下する点で同等の傾向を示している。純水に対する照射試験について、電共研及びORNLにおける実験の概要を図3-1 及び図3-2 に、実験の結果を図3-3 及び図3-4に示す。</p> <p>電共研では、上記の純水に対する照射を行った試験装置を用い、よう素や水素濃度を上昇させた条件での実験を行っている。このことから、照射及びこれに伴って生じる水素及び酸素の濃度を測定する点で、電共研での実験方法は妥当なものと考ええる。</p> <p>(2) 添加物の影響とG 値の増減</p> <p>添加された場合、G 値に影響を及ぼすよう素と水素について、添加量とG 値の変化の傾向について確認するとともに、過去の知見^[5]と電共研の実験結果の傾向が同様であることを確認している。</p> <p>○よう素を添加した場合</p> <p>水中へのよう素の添加がG 値を上昇させる側に作用することについては、従来から知られていたものの^[5]、電共研では、実験系内によるよう素を添加した場合についての、添加量とG 値の関係をj確認している。傾向として、よう素の添加量が増加すると水素及び酸素共にG 値は上昇する傾向を示している。また、この増加の要因は、式①の再結合反応が、式②のよう素がOHラジカルを還元する反応によって阻害されることによ</p>	<p>2.3 基本実験の妥当性に関する補足</p> <p>基本実験では、研究を進める上での手法の妥当性を確認するため、実験結果に係る過去の知見^[5]^[6]との比較を行っている。また、この基本実験の結果から得られたG値は、可燃性ガス濃度制御系の性能確認に使用されている^[3]。以下、基本実験と過去の知見との比較の概要について示す。</p> <p>(1) 実験方法について</p> <p>基本実験では、純水に対する照射を行い、照射量と水素及び過酸化水素濃度について確認している。また、オークリッジ国立研究所(ORNL)においても純水に対する照射の実験が行われており、照射量と水素濃度の関係が報告されている^[5]。これらの結果は、照射量に対する水素の生成割合が照射開始から徐々に低下する点で同等の傾向を示している。純水に対する照射試験について、基本実験及びORNLにおける実験の概要を第18 図及び第19 図、実験の結果を第20 図及び第21 図に示す。</p> <p>基本実験では、上記の純水に対する照射を行った試験装置を用い、よう素や水素濃度を上昇させた条件での実験を行っている。このことから、照射及びこれに伴って生じる水素及び酸素の濃度を測定する点で、基本実験での実験方法は妥当なものと考ええる。</p> <p>(2) 添加物の影響とG 値の増減</p> <p>水中に添加された場合にG 値に影響を及ぼすよう素と水素について、添加量とG 値の変化の傾向について確認するとともに、過去の知見^[6]と基本実験の実験結果の傾向が同様であることを確認している。</p> <p>a. よう素を添加した場合</p> <p>水中へのよう素の添加がG 値を上昇させる側に作用することについては、従来から知られていたものの^[5]、基本実験では実験系内によるよう素を添加した場合についての添加量とG 値の関係をj確認している。傾向として、よう素の添加量が増加すると水素及び酸素共にG 値は上昇する傾向を示している。また、この増加の要因は、式(1)の再結合反応が、式(2)のよう素がOHラジカルを還元する反応によ</p>	<p>3. 電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」の妥当性に関する補足</p> <p>電共研では、研究を進める上での手法の妥当性を確認するため、実験結果に関する過去の知見^[4]^[5]との比較を行っている。また、この電共研の結果から得られたG値は、可燃性ガス濃度制御系の性能確認に使用されている。^[3]以下、電共研の概要について示す。</p> <p>(1) 実験方法について</p> <p>電共研では、純水に対する照射を行い、照射量と水素及び過酸化水素濃度について確認している。また、オークリッジ国立研究所(ORNL)においても純水に対する照射の実験が行われており、照射量と水素濃度の関係が報告されている^[4]。これらの結果は、照射量に対する水素の生成割合が照射開始から徐々に低下する点で同等の傾向を示している。純水に対する照射試験について、電共研及びORNLにおける実験の概要を図9 及び図10 に、実験の結果を図11 及び図12 に示す。</p> <p>電共研では、上記の純水に対する照射を行った試験装置を用い、よう素や水素濃度を上昇させた条件での実験を行っている。このことから、照射及びこれに伴って生じる水素及び酸素の濃度を測定する点で、電共研での実験方法は妥当なものと考え</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>るものと考えられている。これは、式②の反応速度定数k_2と式①の反応速度定数k_1に大きな差があることから推定できる。</p> <p>$H_2+OH\rightarrow H+H_2O$ $k_1 = 3.5 \times 10^7 \text{ mol/l/s}$ 式①</p> <p>$I^-+OH\rightarrow I+OH^-$ $k_2 = 1.5 \times 10^{10} \text{ mol/l/s}$ 式②</p> <p>○よう素及び水素を添加した場合</p> <p>電共研では、実験系内に水素を添加した場合についての、添加量とG値の関係を確認している。傾向として、水素の添加量が増加すると水素及び酸素共にG値は低下する傾向を示している。水素のG値の傾向については、米国原子力規制委員会(NRC)によって反応モデルの作成及び評価が実施されており、よう素が添加されていても水素の添加量が増加するとG値は低下すると報告されている。^[5] また、この低下の要因は、水素濃度の増加によって式①の再結合反応が促進されることで、水素及び酸素の発生割合が低下することによるものと考えられる。NRCにおける評価の結果を図3-5に、電共研における実験の結果を図3-6に示す。</p> <p>4. 参考文献</p> <p>[1] Regulatory Guide 1.7 (Rev. 2 Nov. 1978) Control of Combustible Gas Concentrations In Containment Following A Loss-of-Coolant Accident.</p> <p>[2] 電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」(昭和63年3月)</p> <p>[3] 「沸騰水型原子力発電所 可燃性ガス濃度制御系について」(株式会社東芝, TLR0002A 改訂3, 平成10年2月)</p>	<p>よって阻害されることによるものと考えられる。これは、式(2)の反応速度定数k_2と式(1)の反応速度定数k_1に大きな差があることから推定できる。</p> <p>$H_2 + OH \rightarrow H + H_2O$ $k_1 = 3.5 \times 10^7 \text{ mol/L/s}$ <u>(1)</u></p> <p>$I^- + OH \rightarrow I + OH^-$ $k_2 = 1.5 \times 10^{10} \text{ mol/L/s}$ <u>(2)</u></p> <p>b. よう素及び水素を添加した場合</p> <p>基本実験では、実験系内に水素を添加した場合についての添加量とG値の関係を確認している。傾向として、水素の添加量が増加すると水素及び酸素共にG値は低下する傾向を示している。水素のG値の傾向については、米国原子力規制委員会(NRC)によって反応モデルの作成及び評価が実施されており、よう素が添加されていても水素の添加量が増加するとG値は低下すると報告されている^[6]。また、この低下の要因は、水素濃度の増加によって式(1)の再結合反応が促進されることで、水素及び酸素の発生割合が低下することによるものと考えられる。NRCにおける評価の結果を第22図に、基本実験における実験の結果を第23図に示す。</p> <p>【比較のため、「4.」を記載】</p> <p>4. 参考文献</p> <p>[1] Regulatory Guide 1.7 (Rev. 2 Nov. 1978) Control of Combustible Gas Concentrations In Containment Following A Loss-of-Coolant Accident.</p> <p>[2] 「事故時放射線分解に関する研究」BWR電力共同研究 昭和63年3月</p> <p>[3] 「沸騰水型原子力発電所 可燃性ガス濃度制御系について」(株式会社東芝, TLR002A 改訂3, 平成10年2月)</p> <p>[4] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」BWR電力共同研究 平成12年3月</p>	<p>られている。これは、式②の反応速度定数k_2と式①の反応速度定数k_1に大きな差があることから推定できる。</p> <p>$H_2+OH\rightarrow H+H_2O$ $k_1 = 3.5 \times 10^7 \text{ mol/l/s}$ 式①</p> <p>$I^-+OH\rightarrow I+OH^-$ $k_2 = 1.5 \times 10^{10} \text{ mol/l/s}$ 式②</p> <p>○よう素及び水素を添加した場合</p> <p>電共研では、実験系内に水素を添加した場合についての、添加量とG値の関係を確認している。傾向として、水素の添加量が増加すると水素及び酸素共にG値は低下する傾向を示している。水素のG値の傾向については、米国原子力規制委員会(NRC)によって反応モデルの作成及び評価が実施されており、よう素が添加されていても水素の添加量が増加するとG値は低下すると報告されている^[5]。また、この低下の要因は、水素濃度の増加によって式①の再結合反応が促進されることで、水素及び酸素の発生割合が低下することによるものと考えられる。NRCにおける評価の結果を図13に、電共研における実験の結果を図14に示す。</p> <p>4. 参考文献</p> <p>[1] Regulatory Guide 1.7 (Rev. 2 Nov. 1978) Control of Combustible Gas Concentrations In Containment Following A Loss-of-Coolant Accident.</p> <p>[2] 電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」(昭和63年3月)</p> <p>[3] 「沸騰水型原子力発電所可燃性ガス濃度制御系について」(株式会社東芝, TLR0002A 改訂3, 平成10年2月)</p>	<p>備考</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、補足説明資料「16.実効G値に係る電力共同研究の追</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] Zittel, H. E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM-2412 Part VIII (1970).</p> <p>[5] Parczewski, K. I., et.al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWR’ s”, U. S. NRC Joint ANS/ASME Conference, Aug. (1984).</p>	<p>[5] Zittel, H. E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM-2412 Part VIII (1970).</p> <p>[6] Parczewski, K. I., et.al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWRs”, U. S. NRC Joint ANS/AMSE Conference, Aug. (1984).</p> <p>【ここまで】</p>	<p>[4] Zittel, H. E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM-2412PartV Ⅲ (1970).</p> <p>[5] Przewski, K. 1., et. al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWR’ s”, U. S. NRC Joint ANS/ASME Conference, Aug. (1984).</p>	<p>加実験について」において記載している。</p>

容積	カプセル液相	100 cm ³
	タンク気相	350 cm ³
	タンク液相	250 cm ³
	循環流量	15 cm ³ /min
	初期温度 (実験パラメータ)	15 °C, 95 °C

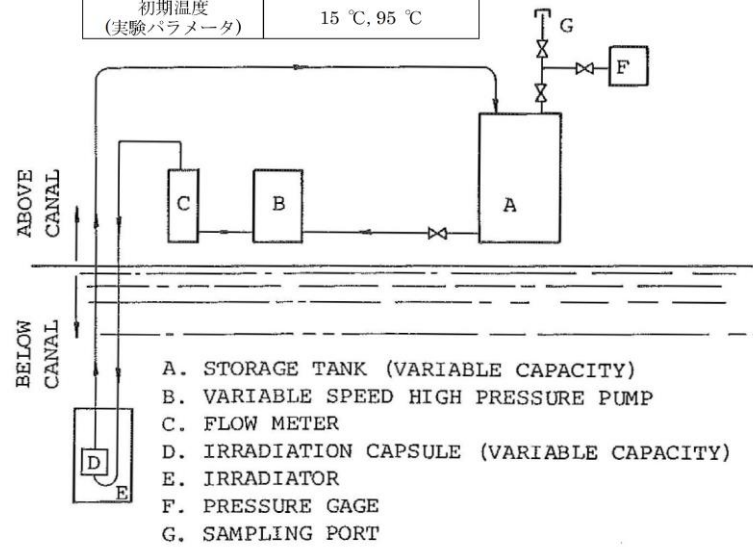
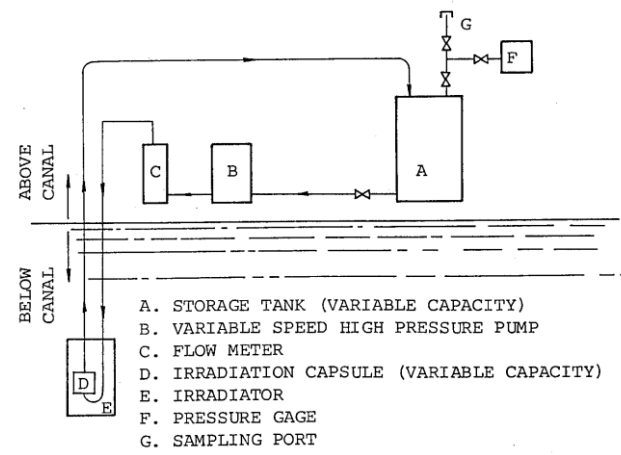


図3-1 ORNL による照射実験のループ

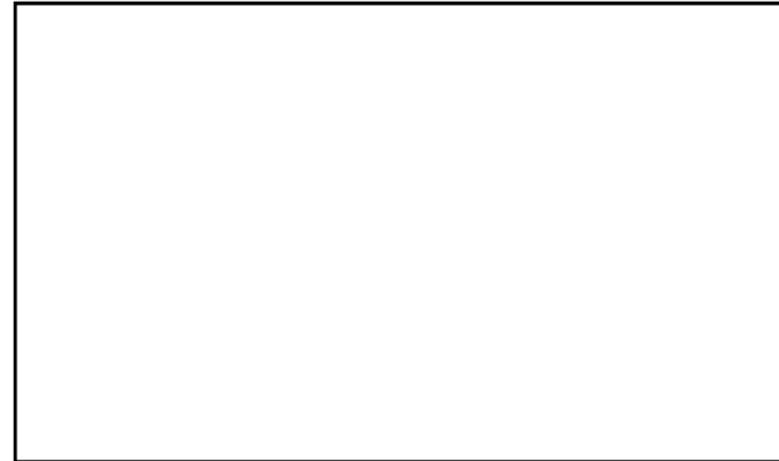


図3-2 電共研による純水照射の手順と実験で用いた容器の略図

容積	カプセル液相	100cm ³
	タンク気相	350cm ³
	タンク液相	250cm ³
	循環流量	14cm ³ /min
	初期温度 (実験パラメータ)	15°C, 95°C



第 18 図 ORNL による照射実験のループ



第 19 図 基本実験による純水照射の手順と実験で用いた容器の概略

容積	カプセル液相	100cm ³
	タンク気相	350cm ³
	タンク液相	250cm ³
	循環流量	15cm ³ /min
	初期温度 (実験パラメータ)	15°C, 95°C

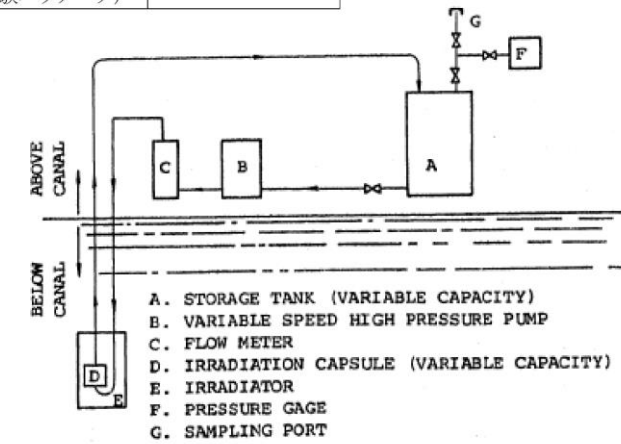


図 9 ORNL による照射実験のループ

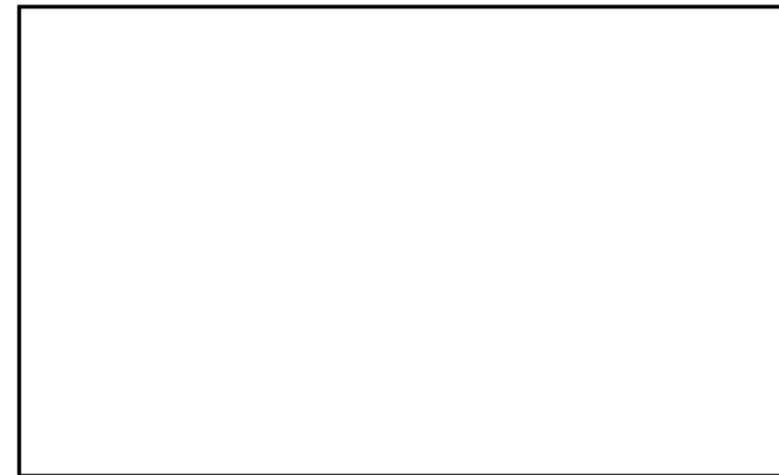


図 10 電共研による純水照射の手順と実験で用いた容器の略図

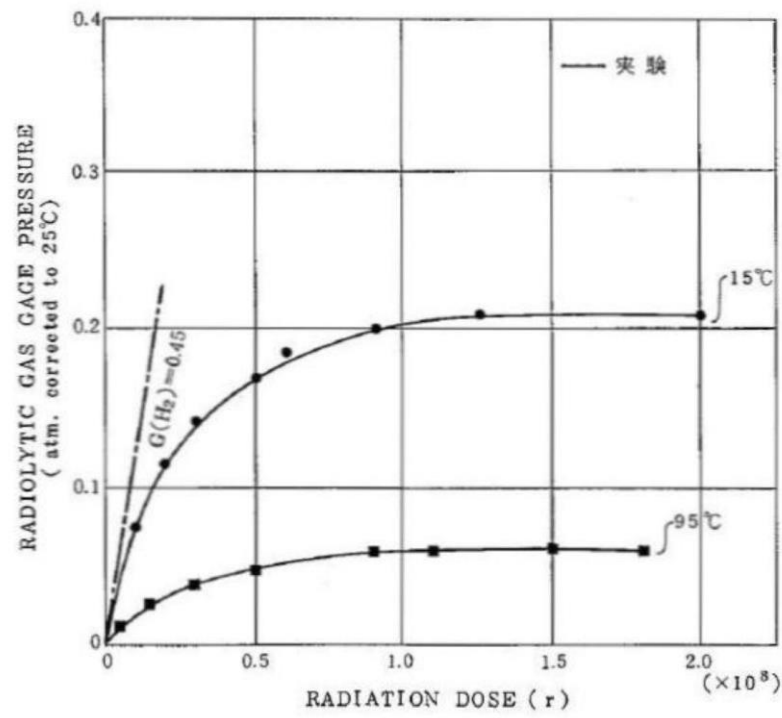


図3-3 ORNL による実験結果(純水に対する照射)

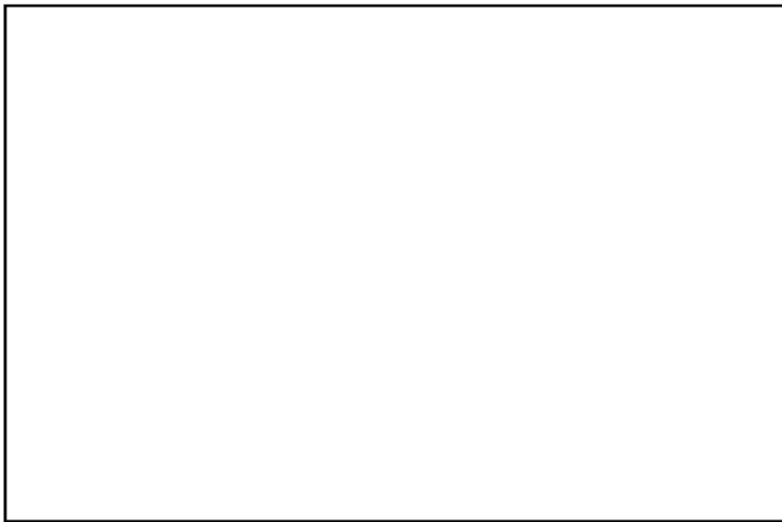
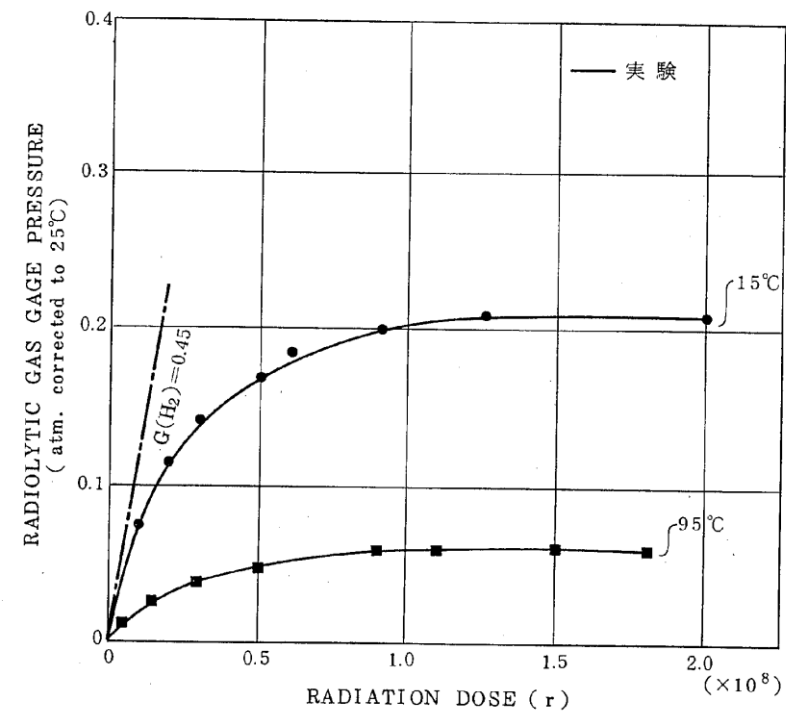


図3-4 電共研による実験結果(純水に対する照射)



第20図 ORNLによる実験結果 (純水に対する照射)



第21図 基本実験による実験結果 (純水に対する照射)

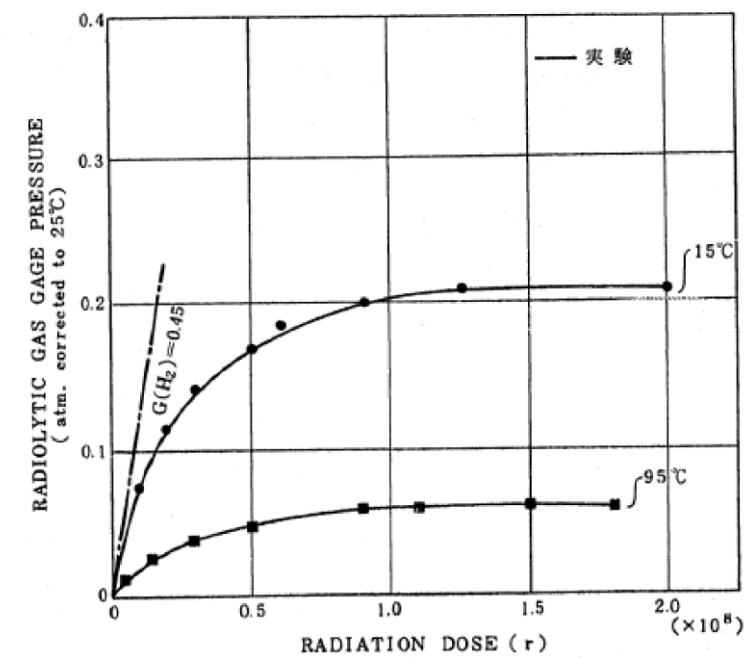


図11 ORNLによる実験結果(純水に対する照射)



図12 電共研による実験結果(純水に対する照射)

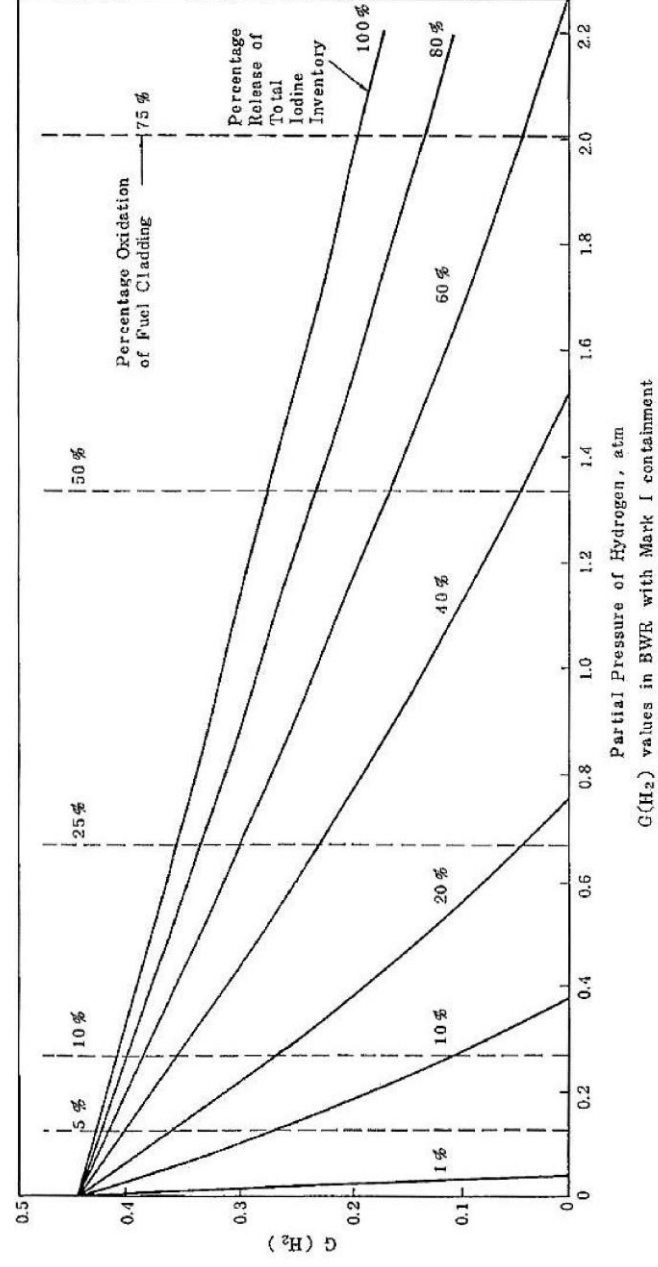
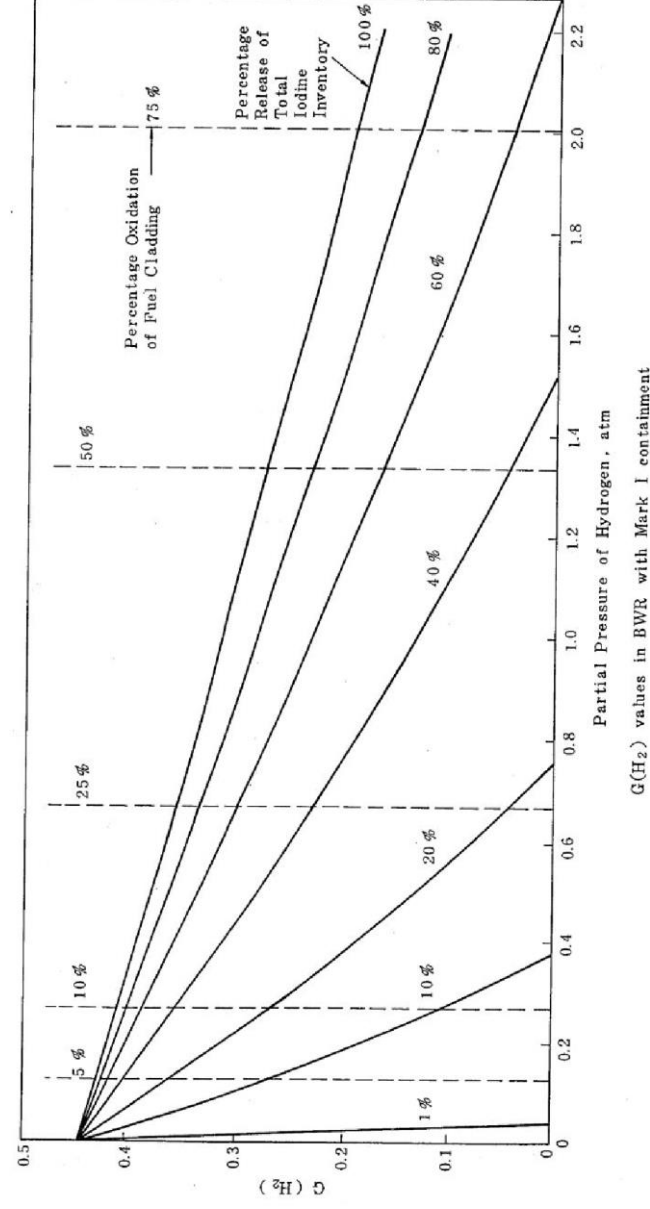


図3-5 NRC による評価結果(よう素及び水素の濃度と $G(H_2)$ の変化)



第22図 NRCによる評価結果
(よう素及び水素の濃度と $G(H_2)$ の変化)

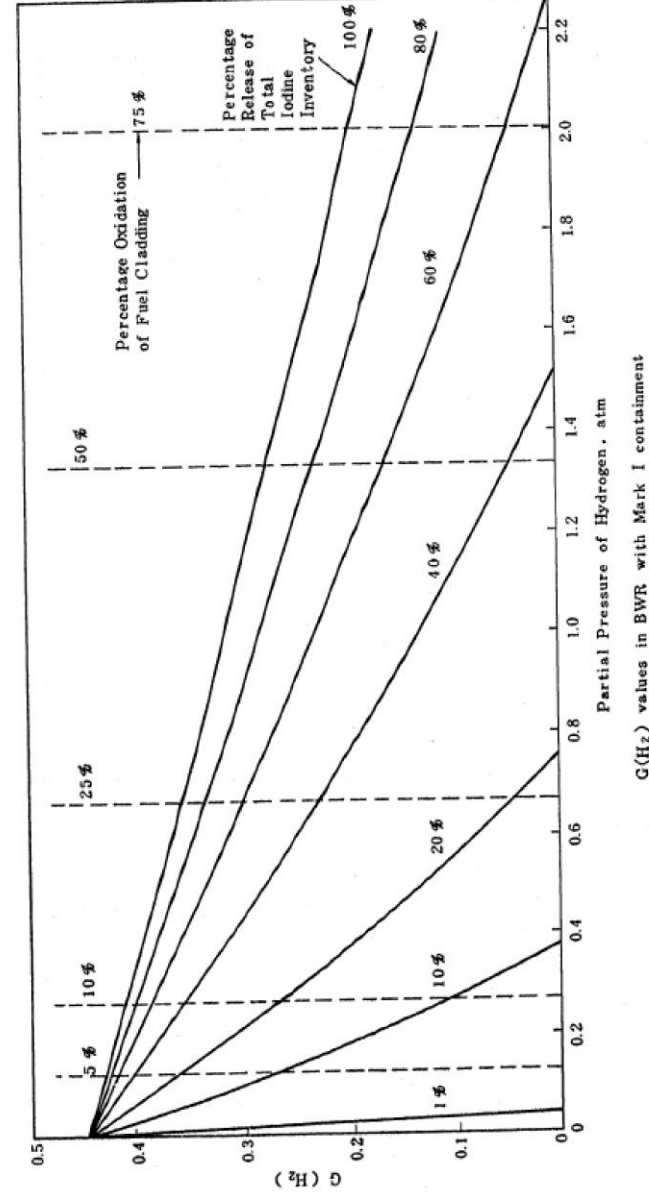


図13 NRCによる評価結果(よう素及び水素の濃度と $G(H_2)$ の変化)

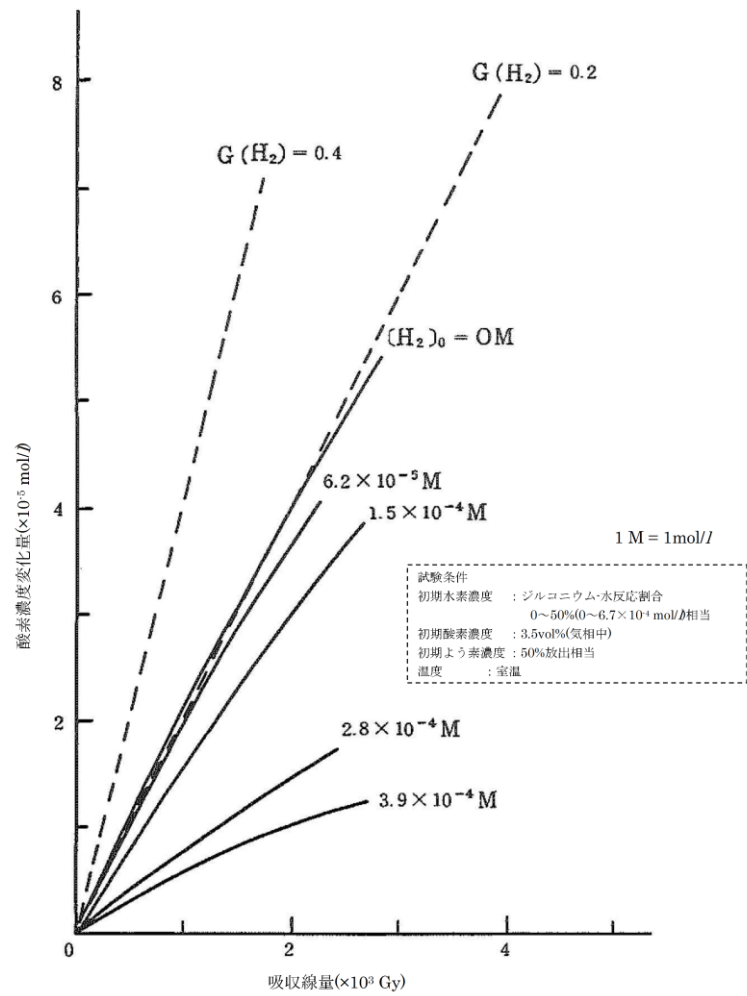
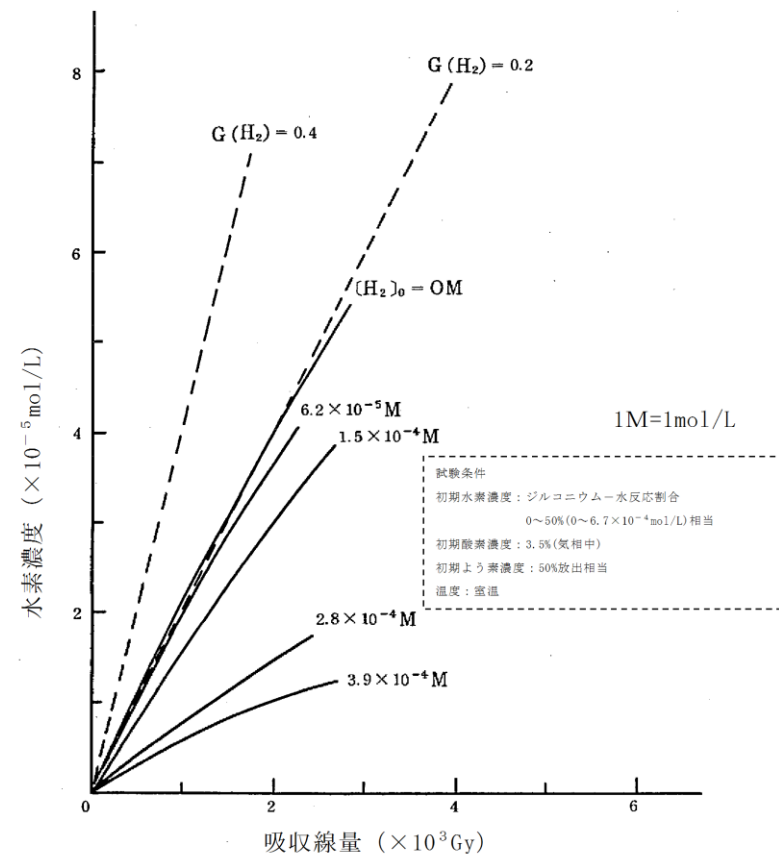


図3-6 電共研による実験結果
(溶存水素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合))



第23図 基本実験による実験結果
(溶存水素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合))

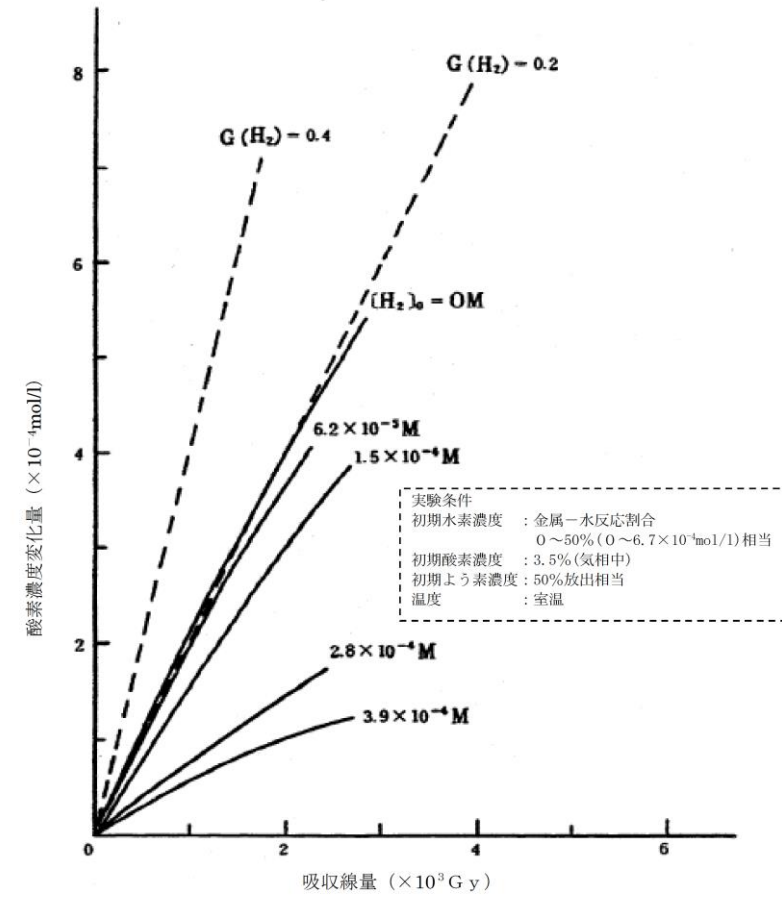


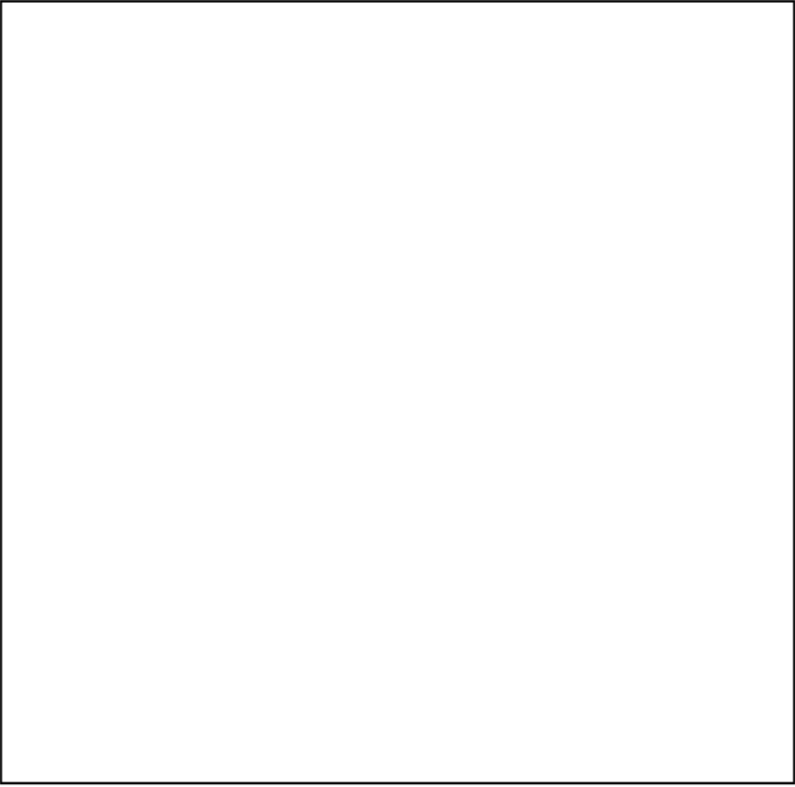
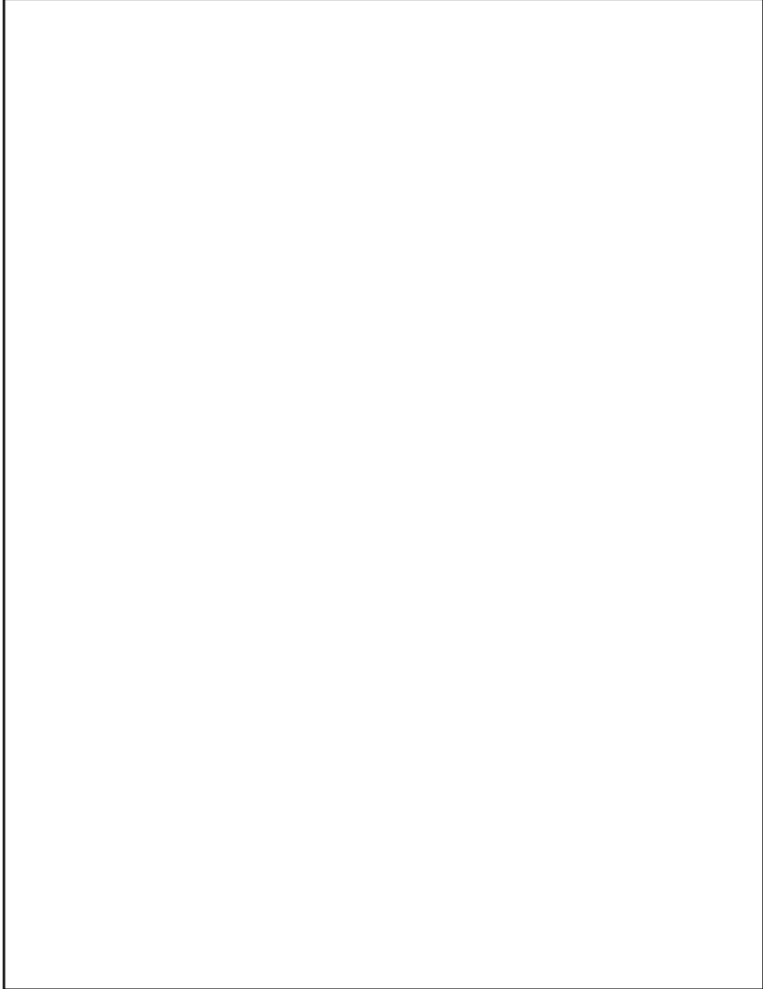

図14 電共研による実験結果
(溶存水素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合))

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>(参考) その他の文献における実効G値に関する報告</p> <p>勝村による報告^[1]では、平成23年3月15日に発生した福島第一原子力発電所4号機の水素爆発の原因を探るため、沸騰水及び海水注入下での水素のG値を実験で測定している。</p> <p>この実験では、沸騰した純水からはG値0.24相当の水素ガスの発生を検出し、沸騰した3.5%食塩水(海水相当)からはG値0.54*相当の水素ガス発生を検出したと報告されており、いずれも<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の有効性評価「水素燃焼」</u>で使用している水素ガスのG値0.06と比べて大きな値となっている。</p> <p>本報告では酸素のG値に関しては論じられていないが、仮に水素ガスのG値と同様に酸素ガスも高いG値で発生したとしても、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至る恐れがある場合には、<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>によって原子炉格納容器内の気体を環境中に排出し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減することができることから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至ることは無い。</p> <p>[1] 勝村庸介,「福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎 - 沸騰水のラジオリシスと水素濃縮 -」放射線化学 第92号 (2011)</p> <p>※水の放射線分解によるG値は、分解初期(初期G値0.45)の後の再結合(水素とOHラジカル)により初期G値を理論的に超えないにも関わらず、G値0.54の水素発生が検出されているが、この原因については、水蒸気凝縮によって水素濃度が高めに測定されたためと考察している。</p>	<p>(参考) その他の文献における実効G値に関する報告</p> <p>勝村による報告^[1]では、平成23年3月15日に発生した福島第一原子力発電所4号機の水素爆発の原因を探るため、沸騰水及び海水注入下での水素のG値を実験で測定している。</p> <p>この実験では、沸騰した純水からはG値0.24相当の水素の発生を検出し、沸騰した3.5%食塩水(海水相当)からはG値0.54*相当の水素発生を検出したと報告されており、いずれも<u>東海第二発電所の有効性評価「水素燃焼」</u>で使用している水素のG値0.06と比べて大きな値となっている。</p> <p>本報告では酸素のG値に関しては論じられていないが、仮に水素のG値と同様に酸素も高いG値で発生したとしても、<u>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至るおそれがある場合には、格納容器圧力逃がし装置によって格納容器内の気体を環境中に排出し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減することができることから、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至ることはない。</u></p> <p>※: 水の放射線分解によるG値は、分解初期(初期G値0.45)の後の再結合(水素とOHラジカル)により初期G値を理論的に超えないにも関わらず、G値0.54の水素発生が検出されているが、この原因については、水蒸気凝縮によって水素濃度が高めに測定されたためと考察している。</p> <p>[1] 勝村庸介, “福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎 - 沸騰水のラジオリシスと水素濃縮 -”, 放射線化学 第92号, (2011).</p>	<p>(参考) その他の文献における実効G値に関する報告</p> <p>勝村による報告^[1]では、平成23年3月15日に発生した福島第一原子力発電所4号機の水素爆発の原因を探るため、沸騰水及び海水注入下での水素のG値を実験で測定している。</p> <p>この実験では、沸騰した純水からはG値0.24相当の水素ガスの発生を検出し、沸騰した3.5%食塩水(海水相当)からはG値0.54*相当の水素ガス発生を検出したと報告されており、いずれも<u>島根原子力発電所2号炉の有効性評価「水素燃焼」</u>で使用している水素ガスのG値0.06と比べて大きな値となっている。</p> <p>本報告では酸素のG値に関しては論じられていないが、仮に水素ガスのG値と同様に酸素ガスも高いG値で発生したとしても、<u>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至る恐れがある場合には、格納容器フィルタベント系によって原子炉格納容器内の気体を環境中に排出し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減することができることから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至ることは無い。</u></p> <p>※水の放射線分解によるG値は、分解初期(初期G値0.45)の後の再結合(水素とOHラジカル)により初期G値を理論的に超えないにも関わらず、G値0.54の水素発生が検出されているが、この原因については、水蒸気凝縮によって水素濃度が高めに測定されたためと考察している。</p> <p>[1] 勝村庸介,「福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎 - 沸騰水のラジオリシスと水素濃縮 -」放射線化学 第92号 (2011)</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>格納容器内における気体のミキシングについて</u></p> <p>BWR の格納容器内の気体のミキシング効果については、電力共同研究等^{[1][2]}によって確認している。その結果として、<u>格納容器内は格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果がある場合には十分なミキシング効果が短時間に得られることを確認している。また、PWR を模擬した体系においても同様にミキシング効果が得られることが確認されている。</u>^[3]</p> <p><u>今回の申請における「水素燃焼」のシナリオでは、間欠的なスプレイの実施及び格納容器内の温度差により、格納容器内は十分にミキシングされるものと考えられる。事象発生から約22.5 時間後の代替循環冷却の運転開始前に数十分間復水移送ポンプの運転を停止するが、この間についても格納容器内の温度差によってミキシングされるものと考えられる。</u></p> <p>格納容器スプレイを実施している場合の格納容器内の気体の流動については、<u>過去に格納容器内への触媒式FCS の設置を検討した際に、汎用CFD コード(STAR-CD)を用いてRCCV 型格納容器をモデル化し、各ノードの水素濃度を評価している。</u>^[1] 評価結果を図1 に示す。評価の結果、<u>格納容器内の気体は良くミキシングされることが確認されており、この結果からも、LOCA 後の長時間経過後に格納容器スプレイを継続している間は十分にミキシングされることが分かる。</u></p> <p>温度差がある場合のミキシング効果についての実験結果^[2]を図2 に示す。図2は5℃の温度差がある場合のミキシング効果を示しており、<u>He 等の軽い気体を含んでいても、実験開始から約20 分後には十分にミキシングされることを示して</u></p>	<p>添付資料 3. 4. 7</p> <p><u>格納容器内における気体のミキシングについて</u></p> <p>BWRの格納容器内の気体のミキシング効果については、電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(S57年度) [1]によって、<u>格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果がある場合には十分なミキシング効果が短時間に得られることを確認している。</u></p> <p><u>格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シナリオでは、事象発生後90分までは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の実施及び格納容器内の温度差により、格納容器内は十分にミキシングされるものと考えられる。また、事象発生後90分以降は、代替循環冷却系による格納容器除熱操作の実施により、格納容器内はミキシングされるものと考えられる。さらに、崩壊熱によって炉心で発生した蒸気が格納容器内へ放出されることによってもミキシングが促進される。</u></p> <p>格納容器スプレイを実施している場合の格納容器内の気体の流動については、上記研究にて実験的に確認されている。実験結果を第1図に示す。10vol%の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると、格納容器スプレイにより短時間で十分なミキシング効果が得られることが示されている。</p> <p><u>格納容器内雰囲気と壁面に温度差がある場合のミキシング効果についての実験結果を第2図に示す。第2図は格納容器内雰囲気と壁面に5℃の温度差がある場合のミキシング効果を示しており10vol%の空気希釈ヘリウムガスを供給して</u></p>	<p>3. <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></p> <p>BWRの原子炉格納容器内における気体のミキシング効果については、電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(S57年度) ^[1]によって確認している。その結果として、<u>原子炉格納容器内は格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果がある場合には十分なミキシング効果が短時間に得られることを確認している。また、PWRを模擬した体系においても同様にミキシング効果が得られることが確認されている。</u>^[2]</p> <p><u>格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シナリオでは、事象発生から約10 時間後の残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱の実施及び原子炉格納容器内の温度差により、原子炉格納容器内は十分にミキシングされるものと考えられる。</u></p> <p>格納容器スプレイを実施している場合の原子炉格納容器内の気体の流動については、<u>電力共同研究にて実験的に確認されている。実験結果を図1 に示す。10vol%の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると、格納容器スプレイにより短時間で十分なミキシング効果が得られていることが示されている。</u></p> <p><u>原子炉格納容器内雰囲気と壁面に温度差がある場合のミキシング効果についての実験結果^[1]を図2 に示す。図2は原子炉格納容器内雰囲気と壁面に5℃の温度差がある場合のミキシング効果を示しており、10vol%の空気希釈ヘリウムガスを供給して</u></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の実施基準に到達しない。</p> <p>・設備設計、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の相違。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 引用している文献が異なる。</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>いる。BWR の格納容器内では、原子炉圧力容器が熱源として考えられるため、少なくとも5℃以上の温度差は生じているものと考えられる。このため、BWR の格納容器内において、気体が成層化する等の位置的な濃度の偏りが生じる可能性は低いと考える。</p>	<p>るが、実験開始から約20分後までには十分にミキシングされることを示している。BWRの格納容器内では、原子炉圧力容器が熱源として考えられるため、格納容器内雰囲気と壁面において少なくとも5℃以上の温度差は生じているものと考えられる。このため、BWRの格納容器内において、気体が成層化する等の位置的な濃度の著しい偏りが生じる可能性は低いと考えられる。さらに、本試験は、より成層化の可能性が高い軽密度気体であるヘリウムにて攪拌効果を確認しているため、格納容器内での水素燃焼を防止するためのベント実施判断基準として設定している酸素については、濃度の著しい偏りが生じる可能性は更に低いと考えられる。</p> <p>また、シビアアクシデント条件下における格納容器内の気体のミキシング効果については、比較的単純な形状から大規模で複雑な形状の試験装置に至る国内外の試験において検討されている。代表的なものとして、旧（財）原子力発電技術機構による試験で得られた知見[2]を以下にまとめる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・軽密度気体（試験では水素をヘリウムで模擬）の放出による自然循環のみでも、ミキシングは比較的良好であった。 ・水蒸気発生を考慮したケースでは、ミキシングは促進された。 ・上部区画へ軽密度気体を放出して濃度の偏りを生じさせたケースでも、格納容器スプレイを作動させることによりミキシングは達成された。 <p>本試験はPWRプラントを模擬したものであるが、複雑な区画を含む形状においても十分なミキシングが得られたことが確認されており、BWRプラントでも同様の効果が期待できると考えられる。</p> <p>したがって、これらの知見を踏まえると、格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンスにおいては、格納容器スプレイの実施、格納容器内の温度差等によりミキシング効果が得られると考えられる。</p> <p><u>なお、格納容器スプレイ停止後は速やかに格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施するため、格納容器内の可燃性ガスは排出される。</u></p>	<p>いるが、実験開始から約20分後には十分にミキシングされることを示している。BWRの原子炉格納容器内では、原子炉圧力容器が熱源として考えられるため、原子炉格納容器内雰囲気と壁面において少なくとも5℃以上の温度差は生じているものと考えられる。このため、BWRの原子炉格納容器内において、気体が成層化する等の位置的な濃度の偏りが生じる可能性は低いと考える。さらに、本試験は、より成層化の可能性が高い軽密度気体であるヘリウムにて攪拌効果を確認しているため、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止するためのベント実施判断基準として設定している酸素については、濃度の著しい偏りが生じる可能性は更に低いと考えられる。</p> <p>また、シビアアクシデント条件下における原子炉格納容器内の気体のミキシング効果については、比較的単純な形状から大規模で複雑な形状の試験装置に至る国内外の試験において検討されている。代表的なものとして、旧（財）原子力発電技術機構による試験で得られた知見[2]を以下にまとめる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・軽密度気体（試験では水素をヘリウムで模擬）の放出による自然循環のみでも、ミキシングは比較的良好であった。 ・水蒸気発生を考慮したケースでは、ミキシングは促進された。 ・上部区画へ軽密度気体を放出して濃度の偏りを生じさせたケースでも、格納容器スプレイを作動させることによりミキシングは達成された。 <p>本試験はPWRプラントを模擬したものであるが、複雑な区画を含む形状においても十分なミキシングが得られたことが確認されており、BWRプラントでも同様の効果が期待できると考えられる。</p> <p>したがって、これらの知見を踏まえると、格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンスにおいては、格納容器スプレイの実施、原子炉格納容器内の温度差等によりミキシング効果が得られると考えられる。</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>水素燃焼における評価事故シーケンスは、残留熱代替除去系を用いる場合であることから、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>[1] <u>社内研究「触媒式FCS 導入に向けた格納容器内熱流動特性の評価(フェーズ2)」(平成19 年3 月)</u></p> <p>[2] <u>電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(昭和58 年3 月)</u></p> <p>[3] <u>重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書(平成15 年3 月)</u></p>	<p>[1] 共同研究報告書, 格納容器内ミキシング確認試験に関する研究 (S57 年度)</p> <p>[2] 重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証事業) に関する総括報告書, 財団法人 原子力発電技術機構 (平成15 年3 月)</p>	<p>[1] <u>共同研究報告書, 格納容器内ミキシング確認試験に関する研究 (S57 年度)</u></p> <p>[2] <u>重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証事業) に関する総括報告書, 財団法人 原子力発電技術機構 (平成15 年3 月)</u></p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 引用している文献が異なる。</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 data-bbox="154 1285 920 1365">図1 事故 (LOCA) 発生後1000時間 (準定常状態) における格納容器内水素濃度分布</p>	 <p data-bbox="1032 1285 1626 1323">第1図 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化</p>	 <p data-bbox="1840 1285 2398 1323">図1 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化</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
<div data-bbox="181 302 893 1228" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="302 1234 759 1276" data-label="Caption"> <p>図2 温度差によるミキシングの影響</p> </div>	<div data-bbox="970 302 1682 1228" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="958 1234 1673 1276" data-label="Caption"> <p>第2図 温度差によるミキシング効果 (ガス濃度変化結果)</p> </div>	<div data-bbox="1754 222 2487 1215" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1762 1234 2454 1276" data-label="Caption"> <p>図2 温度差によるミキシング効果 (ガス濃度変化結果)</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 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>5. 深層防護の考え方について</p> <p>1. 基本的な考え方 深層防護の3層と4層との境界は、著しい炉心損傷の防止という原子炉安全上の重要な目的に照らして、著しい炉心損傷があるか否かで区分する。すなわち、3層＝著しい炉心損傷防止、4層＝著しい炉心損傷後の格納容器損傷防止、とすることが適切である。 ここで、著しい炉心損傷の有無の境界となる3層と4層の間は、防護策間の独立性が特に重要となるが、実運用上は、3層と4層で同じ設備を用いる場合もあることから、従属要因及び共通要因が排除できること、それぞれのレイヤーで多様な設備を有し高い信頼性を確保していることに加え、（後述の）事象評価上の仮定であり3層と4層間の独立性の要求とは異なる考慮であることを明確にする。</p> <p>2. 実態を踏まえた運用 1. で述べたような深層防護のレイヤー設定を踏まえ重大事故等対処設備を設置・運用しているが、原子炉圧力容器内に燃料がある以上は、炉心損傷の前後によらず原子炉圧力容器内に注水する必要があり、「著しい炉心損傷」の前後という深層防護の考え方における境界と、注水先としての原子炉圧力容器・格納容器の境界は必ずしも一致しない。 BWR では、制御棒のみで未臨界を確保でき、原子炉注水も格納容器スプレイも低圧条件ならほぼ同じ設備構成で可能となる。したがって、格納容器内へのスプレイ（又は注水）について、専用のポンプ、弁、配管、水源、電源などを設けることを考えたとしても、少しの設備追加で原子炉圧力容器への注水も可能となるため、炉心損傷の防止（3層での事象の収束）を一層確実にする観点からも、格納容器へのスプレイ（または注水）に特化した設備にするよりも原子炉圧力容器内にも注水できる設備とする方が原子炉安全上有益である。 また、BWR は事象進展（水位低下）が極めて早い大破断LOCA で</p>	<p>【比較のため、「添付資料 1. 1. 1」を記載】</p> <p>添付資料 1. 1. 1 重大事故等対策における深層防護の考え方について</p> <p>東海第二発電所における重大事故等対策における深層防護の考え方について以下に述べる。</p> <p>1. BWRの特徴を踏まえた深層防護の考え方及び重大事故等対策の基本方針 BWRの事故時の運転操作は、炉心損傷防止及び炉心損傷後の格納容器破損防止のいずれの対応においても、原子炉への注水を最優先とし、炉心損傷の防止又は炉心損傷の進展防止を図りつつ、同時に格納容器の健全性を確保することが重要となる。炉心損傷の防止及び炉心損傷の進展防止には原子炉注水、格納容器の健全性確保のためには格納容器注水が有効な対策となる。また、BWRでは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する最大口径配管の破断（大破断LOCA）時にも、比較的小流量の代替注水系により原子炉注水及び格納容器注水に必要な流量を確保することが可能である。 深層防護の観点では、IAEAのように設計基準事故（DBA）をレベル3、設計拡張状態（DEC）をレベル4とする考え方や、WENRAのように単一故障を起因とする事故をレベル3. a、多重故障を起因とする著しい炉心損傷の防止をレベル3. b、著しい炉心損傷後の格納容器破損防止を第4層とする考え方があるが、BWRでは「著しい炉心損傷」の発生の有無に依らず原子炉注水及び格納容器注水が必要となることから、東海第二発電所ではIAEAの深層防護の考え方を参照し、設計基準を超えるレベル4の領域では、原子炉注水及び格納容器注水を同時に実施可能な重大事故等対策を複数整備し信頼性を確保することを重大事故等対策における基本方針としている。 原子炉注水機能及び格納容器注水機能を一つの系統で兼用する場合、それぞれの機能に対して独立した系統を使用する場合と比較して、系統の起動時間の短縮が図れるとともに、数個の弁操作のみで同時に運用することが可能となり運用面でも利点があると考えている。 上記の基本方針に従い、東海第二発電所では原子炉注水及び格納容器注水を同時に実施可能な重大事故等対処設備として、常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、可搬型代替注水</p>	<p>4. 深層防護の考え方について</p> <p>1. 基本的な考え方 深層防護の3層と4層との境界は、著しい炉心損傷の防止という原子炉安全上の重要な目的に照らして、著しい炉心損傷があるか否かで区分する。すなわち、3層＝著しい炉心損傷防止、4層＝著しい炉心損傷後の格納容器損傷防止、とすることが適切である。 ここで、著しい炉心損傷の有無の境界となる3層と4層の間は、防護策間の独立性が特に重要となるが、実運用上は、3層と4層で同じ設備を用いる場合もあることから、従属要因及び共通要因が排除できること、それぞれのレイヤーで多様な設備を有し高い信頼性を確保していることに加え、（後述の）事象評価上の仮定であり3層と4層間の独立性の要求とは異なる考慮であることを明確にする。</p> <p>2. 実態を踏まえた運用 1. で述べたような深層防護のレイヤー設定を踏まえ重大事故等対処設備を設置・運用しているが、原子炉圧力容器内に燃料がある以上は、炉心損傷の前後によらず原子炉圧力容器内に注水する必要があり、「著しい炉心損傷」の前後という深層防護の考え方における境界と、注水先としての原子炉圧力容器・原子炉格納容器の境界は必ずしも一致しない。 BWRでは、制御棒のみで未臨界を確保でき、原子炉注水も格納容器スプレイも低圧条件ならほぼ同じ設備構成で可能となる。したがって、原子炉格納容器内へのスプレイ（又は注水）について、専用のポンプ、弁、配管、水源、電源などを設けることを考えたとしても、少しの設備追加で原子炉圧力容器への注水も可能となるため、炉心損傷の防止（3層での事象の収束）を一層確実にする観点からも、原子炉格納容器へのスプレイ（または注水）に特化した設備にするよりも原子炉圧力容器内にも注水できる設備とする方が原子炉安全上有益である。 また、BWRは事象進展（水位低下）が極めて早い大破断LO</p>	<p>・東海第二については内容が似通っていることから参考のため添付資料を記載しているが、記載ぶりが柏崎 6/7 と記載内容が大きく異なるため、比較の対象としない。</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>あっても、炉心のリロケーションが発生するまでには無注水が継続しても1時間半程度あり、3層での事象の収束が不可能な場合（炉心損傷する場合）でも、原子炉圧力容器内での損傷炉心冷却とするために原子炉圧力容器内への注水を何よりも優先すべきである。よって、深層防護の考え方としては3層と4層を明確に区別しているものの、実際の設備としては、3層用、4層用といった明確な区別をしない方が原子炉安全上有益であり、例えば注水手段は、原子炉圧力容器と格納容器のどちらにも注水できる設備として設置・運用していくことになる。</p> <p>一方、重大事故のうち、格納容器破損モードに対する対策の有効性を評価する上では、著しい炉心損傷に伴うプラント状態や熔融炉心の格納容器内への落下に伴う格納容器内の物理現象を生じさせるために、あえて原子炉圧力容器内への注水をしないといった評価上の仮定を置いたものであり、個々のレイヤー内に十分な信頼性をもたせようとする3層と4層間の独立性の考え方とは別個の要請に基づく処理である。</p> <p>したがって、あるレイヤーで特定の現象を生じさせることを目的とした機能停止を、次のレイヤーにおける機能喪失と扱う必然性はなく、当該機能の信頼性を踏まえて個別に設定すべきである。</p>	<p>中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを整備している。この他に高圧での原子炉注水が可能な常設高圧代替注水系ポンプを整備している。なお、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプについては、原子炉圧力容器破損後に用いるペDESTAL（ドライウエル部）注水機能も備えている。</p> <p>2. 原子炉圧力容器破損後の物理化学現象による格納容器破損防止対策</p> <p>東海第二発電所では、前述の方針に基づき整備した重大事故等対策により、炉心損傷の防止又は原子炉圧力容器の破損防止が可能であることを有効性評価において確認している。また、解析コード、解析条件及び操作開始時間の不確かさに起因した操作遅れ等を考慮した場合にも、同様に炉心損傷の防止又は原子炉圧力容器の破損防止が可能であることを確認している。</p> <p>一方、原子力規制委員会指定の格納容器破損モードのうち、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(以下「DCH」という。)、原子炉圧力容器外熔融燃料-冷却材相互作用(以下「FCI」という。)及び熔融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。)については、原子炉圧力容器破損後に発生する物理化学現象である。</p> <p>前述のとおり、東海第二発電所では重大事故等対策が有効に機能する場合、炉心損傷の防止又は原子炉圧力容器の破損防止が可能であるため、DCH、FCI及びMCCIは発生せず、これらの物理化学現象による格納容器破損防止は達成される。しかしながら、核分裂生成物の環境放出を抑制する障壁としての機能を持つ格納容器の重要性を考慮し、格納容器に対して直接的な脅威となる物理化学現象であるDCH、FCI及びMCCIが仮に発生した場合でも、格納容器破損の防止が達成可能な手段を有しており、かつ、マネジメントを有効に実施可能であることを有効性評価において確認している。これらの物理化学現象に対する有効性評価においては、原子炉圧力容器の破損を発生させるために、原子炉圧力容器破損まで原子炉注水を実施しないとといった評価上の仮定をあえて置いているが、この仮定は深層防護における層間の独立性の考え方とは別個の要請に基づく処理である。</p> <p>【ここまで】</p>	<p>CAであっても、炉心のリロケーションが発生するまでには無注水が継続しても1.5時間程度あり、3層での事象の収束が不可能な場合（炉心損傷する場合）でも、原子炉圧力容器内での損傷炉心冷却とするために原子炉圧力容器内への注水を何よりも優先すべきである。よって、深層防護の考え方としては3層と4層を明確に区別しているものの、実際の設備としては、3層用、4層用といった明確な区別をしない方が原子炉安全上有益であり、例えば注水手段は、原子炉圧力容器と原子炉格納容器のどちらにも注水できる設備として設置・運用していくことになる。</p> <p>一方、重大事故のうち、格納容器破損モードに対する対策の有効性を評価する上では、著しい炉心損傷に伴うプラント状態や熔融炉心の格納容器内への落下に伴う原子炉格納容器内の物理現象を生じさせるために、あえて原子炉圧力容器内への注水をしないといった評価上の仮定を置いたものであり、個々のレイヤー内に十分な信頼性をもたせようとする3層と4層間の独立性の考え方とは別個の要請に基づく処理である。</p> <p>したがって、あるレイヤーで特定の現象を生じさせることを目的とした機能停止を、次のレイヤーにおける機能喪失と扱う必然性はなく、当該機能の信頼性を踏まえて個別に設定すべきである。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. <u>復水補給水系 (MUWC)</u> について</p> <p>MUWCは、深層防護の3層(著しい炉心損傷の防止)における原子炉圧力容器内への注水として、4層(格納容器の破損防止策)における<u>代替格納容器スプレイ</u>、<u>代替循環冷却</u>、<u>損傷炉心の冷却のためのペDESTAL注水手段</u>として、<u>個々の評価にあたりクレジットをとっている。</u></p> <p>MUWC自体は3台のポンプをもっていることに加え、3層の原子炉圧力容器注水機能を構成するものとしては、<u>MUWCの他にも高圧代替注水系 (HPAC) や可搬型代替注水ポンプを有している。</u>同じく4層の格納容器の破損防止機能としては、<u>循環冷却</u>、<u>格納容器ベント</u>、<u>可搬型代替注水ポンプを有している。</u></p> <p>以上を踏まえると、3層、4層それぞれのレイヤーで高い信頼性を有していることから、現象を生じさせるための評価上の仮定として3層でMUWCによる原子炉圧力容器注水を期待しない場合でも、4層の<u>代替格納容器スプレイ</u>、<u>ペDESTAL注水としてクレジットをとることは適切である。</u>(表及び図参照)</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>【比較のため、「添付資料3.1.2.3」を記載】</p> <p>1. 常設低圧代替注水系ポンプの機能</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプは以下の5つの機能に期待している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位を維持し炉心損傷の防止及び炉心損傷の進展を防止するための低圧代替注水機能 ・ 格納容器の過圧・過温破損防止のための代替格納容器スプレイ機能 ・ 格納容器内での溶融炉心の冷却のためのペDESTAL(ドライウェル部)注水機能 ・ 格納容器のトップヘッドフランジ部からの漏えいを抑制するための格納容器頂部注水機能 ・ 使用済燃料プール水位を維持し燃料損傷を防止するための代替使用済燃料プール注水機能 <p>2. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保について</p> <p>(1) 単一の機能に期待する場合</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプは、各注水先の最大流量を包絡する注水量を確保できる設計としている。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプにより注水する際の系統構成は、中央制御室からの遠隔操作により行い、現場操作は不要である。また、各注水先へ注水する際の操作の相違点は、開操作する弁の違いのみであり、各弁の操作も中央制御室からの遠隔操作が可能であることから、困難な操作はない。</p> <p>このように、常設低圧代替注水系ポンプの単一の機能の確保については問題ないと考えられる。</p> <p>(2) 複数の機能に期待する場合</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプは、複数個所への同時注水を想定したものとなっており、想定する同時注水の組合せで必要流量が確保できる設計としている。また、想定する同時注水の組合せで、重大事故等による影響の緩和が可能であることを有効性評価にて示している。</p> <p>① 原子炉注水と格納容器スプレイ</p> <p>大破断LOCAが発生し、非常用炉心冷却系からの注水に失敗した場合、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水と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同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは、</p>	<p>3. <u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u> について</p> <p><u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u>は、深層防護の3層(著しい炉心損傷の防止)における原子炉圧力容器内への注水として、4層(格納容器の破損防止策)における<u>格納容器代替スプレイ</u>、<u>損傷炉心の冷却のためのペDESTAL代替注水手段</u>としての機能を有している。</p> <p><u>低圧原子炉代替注水系 (常設)の他にも</u>、3層の原子炉圧力容器注水機能を構成するものとしては、<u>高圧原子炉代替注水系 (HPAC) や低圧原子炉代替注水系 (可搬型)を有している。</u>同じく4層の原子炉格納容器の破損防止機能としては、<u>残留熱代替除去系</u>、<u>格納容器フィルタベント系</u>、<u>ペDESTAL代替注水系 (可搬型)を有している。</u></p> <p>以上を踏まえると、3層、4層それぞれのレイヤーで高い信頼性を有していることから、現象を生じさせるための評価上の仮定として3層で<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u>による原子炉圧力容器への注水を期待しない場合でも、4層の<u>格納容器代替スプレイ</u>、<u>ペDESTAL注水として機能を期待することは適切である。</u>(表1及び図1参照)</p>	<p>・ 設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉の代替循環冷却機能は残留熱代替除去系にある。</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>原子炉注水 230m³/h, 格納容器スプレイ 130m³/h であるが, この条件で炉心の冷却並びに格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制できることを有効性評価で確認するとともに, この流量が確保できる設計としている。なお, 上記以外の同時注水については, 原子炉へは崩壊熱相当での注水となるため, 上記注水流量を超えることはない。</p> <p>② 原子炉注水とペDESTAL (ドライウエル部) 注水 大破断 L O C A が発生し非常用炉心冷却系からの注水に失敗し, 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に成功した場合, 原子炉水位 L 0 到達後に格納容器冷却を停止し, 原子炉注水とペDESTAL (ドライウエル部) の水張りを実施する。この場合の最大流量の組合せは, 原子炉注水として崩壊熱相当の流量, ペDESTAL (ドライウエル部) の水張りとして 80m³/h であるが, この条件で炉心の冷却及びペDESTAL (ドライウエル部) の必要水位を確保できることを有効性評価にて確認するとともに, この流量が確保できる設計としている。</p> <p>③ 格納容器スプレイとペDESTAL (ドライウエル部) 注水 原子炉注水に失敗し, 原子炉圧力容器が破損する場合, 格納容器スプレイとペDESTAL (ドライウエル部) への注水を同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは, 格納容器スプレイ 300m³/h, ペDESTAL (ドライウエル部) 注水 80m³/h であるが, この条件で格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制並びにペDESTAL (ドライウエル部) に落下した溶融炉心の冷却等ができることを有効性評価で確認するとともに, この流量を確保できる設計としている。</p> <p>④ その他注水先の組合せ その他の組合せとして, 格納容器頂部又は使用済燃料プールへの注水が重畳することも考えられる。これら注水先へは, 間欠的に注水を行い一定量の水位を維持するため, ①, ②及び③の最大流量の注水等と異なるタイミング又は系統の余力で注水等を行うため, 対応が可能である。</p> <p>また, 複数の注水先に注水するための操作については, 各注水先へ注水するための操作に必要な時間を考慮した有効性評価により, 炉心冷却や溶融炉心の冷却等ができることを確認している。</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>以上より、常設低圧代替注水系ポンプの複数の機能の確保についても問題ないと考えられる。</p> <p>3. 常設低圧代替注水系ポンプの機能の冗長性について</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水については、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系及び代替循環冷却系を用いた手段に加え、アクセスルートの確保を確認した後であれば低圧代替注水系（可搬型）によって機能を補うことも可能である。</p> <p>また、格納容器スプレイについては、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、ペデスタル（ドライウェル部）注水については格納容器下部注水系（可搬型）、格納容器頂部注水については格納容器頂部注水系（可搬型）、使用済燃料プール注水については可搬型代替注水大型ポンプ及び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）によって機能を補うことも可能である。このように、常設低圧代替注水系ポンプの各機能については冗長性を持たせることで機能強化を図っている。機能強化のイメージを第1図に示す。</p> <p>【ここまで】</p>		

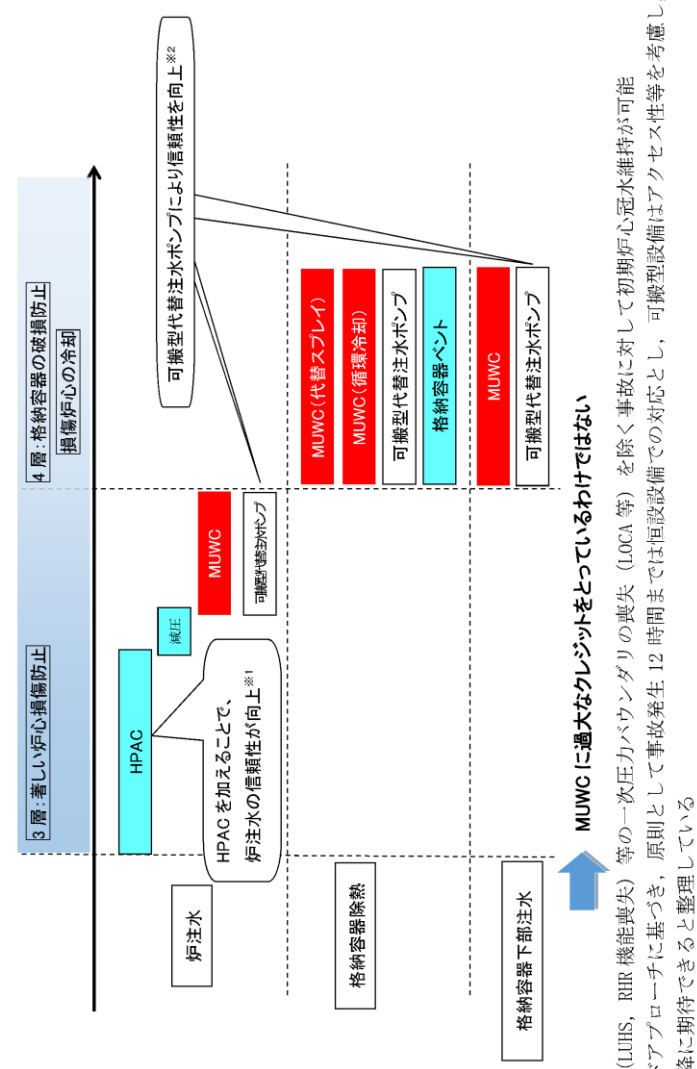
表 重大事故の各現象におけるクレジットの取り方

破損モード	事故シナリオ	3層 (③-2)	4層 (④-1)
3.1 格納容器過圧・過温破損	大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + SBO	常設代替交流電源設備 (GTG) が炉心損傷までに電源を供給できなため原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る = 著しい炉心の損傷に伴うプラント状態を生じさせるために、3層では注水機能に期待せず	損傷炉心の冷却 【事象初期 (~22.5h)】 MWC2 台で RPV 内の損傷炉心に注水 【事象後期 (22.5h~)】 MWC2 台を使用した循環冷却 (原子炉注水・格納容器スプレイの同時実施)
3.2 DCH	TQUX	全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る = 溶融炉心の格納容器内への落下に伴う格納容器内の物理現象を生じさせるために、3層では注水機能に期待せず	【事象初期 (~20.5h)】 MWC1 台で原子炉格納容器下部に溶融炉心の落下に先立って水張り + その後の原子炉格納容器下部への注水 【事象初期 (~20.5h)】 同左 + MWC2 台で原子炉格納容器内にスプレイ
3.3 炉外 FCI	TQUV		
3.5 MCCI			【事象後期 (20.5h~)】 MWC2 台を使用した循環冷却 (格納容器下部注水・格納容器スプレイの同時実施)

表 1 重大事故の各現象に対する対応例

破損モード	事故シナリオ	3層 (③-2)	④層 (④-1)
3.1 格納容器過圧・過温破損	大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + SBO	常設代替交流電源設備 (GTG) が炉心損傷までに電源を供給出来ないため原子炉注水が出来ず著しい炉心損傷に至る = 著しい炉心の損傷に伴うプラント状態を生じさせるために、3層では注水機能に期待せず	損傷炉心の冷却 【事象初期 (~10h)】 低圧原子炉代替注水系 (常設) で原子炉圧力容器内の損傷炉心に注水 【事象後期 (10h~)】 残留熱代替除去系を使用した循環冷却 (原子炉注水・格納容器スプレイの同時実施)
3.2 DCH	TQUX	全ての原子炉注水機能が喪失するため、原子炉注水ができず著しい炉心損傷に至る = 溶融炉心の格納容器内への落下に伴う格納容器内の物理現象を生じさせるために、3層では注水機能に期待せず	【事象初期 (~10h)】 同左 【事象初期 (~10h)】 ベデスタル代替注水系 (可搬型) でベデスタルに溶融炉心の落下に先立って水張り + その後のベデスタルへの注水 【事象後期 (10h~)】 残留熱代替除去系を使用した循環冷却 (格納容器スプレイ)
3.3 炉外 FCI	TQUV		
3.5 MCCI			【事象後期 (10h~)】 残留熱代替除去系を使用した循環冷却 (格納容器スプレイ)

- ・設備設計の相違
 - ・運用の相違
- 【柏崎 6/7】

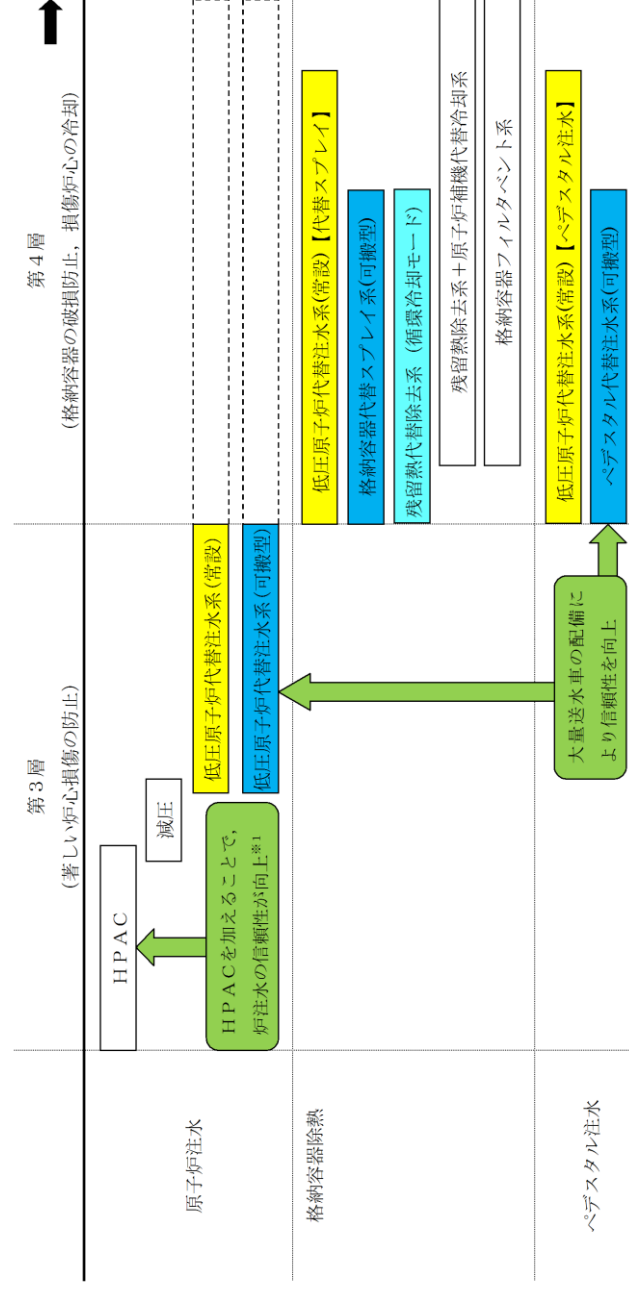


※1 : TQUV, TW (LUHS, RHR機能喪失)等の一次圧力バウンダリの喪失(LOCA等)を除く事故に対して初期炉心冠水維持が可能
 ※2 : フェーズドアップローチに基づき、原則としては恒設設備での対応とし、可搬型設備はアクセシビリティ等を考慮し、12時間以降に期待できると整理している

図 ③-2 層, 4層における注水等に期待する設備

	原子炉注水	格納容器注水 (格納容器スプレイ) (ペデスタル注水)
[第4層] D E C (重大事故等 処設備)	常設低圧代替注水系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ 代替循環冷却系ポンプ (A), (B) 常設高圧代替注水系ポンプ	
[第3層] D B A (設計基準事故 処設備)	残留熱除去系ポンプ (A), (B) 残留熱除去系ポンプ (C) 低圧炉心スプレイ系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	

第1図 第3層及び第4層にて期待する注水設備



※1 : TQUV, TW (LUHS, RHR機能喪失)等の一次圧力バウンダリの喪失(LOCA等)を除く事故に対して初期炉心冠水維持が可能

図1 第3層及び第4層における注水等に期待する設備

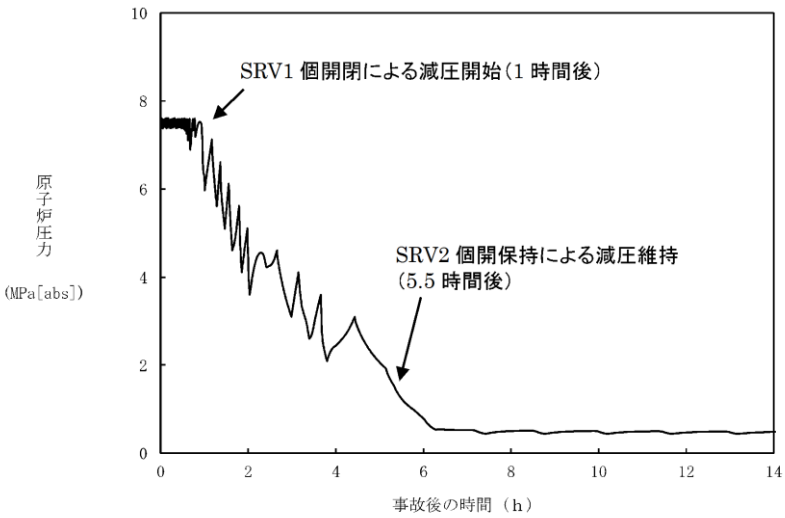
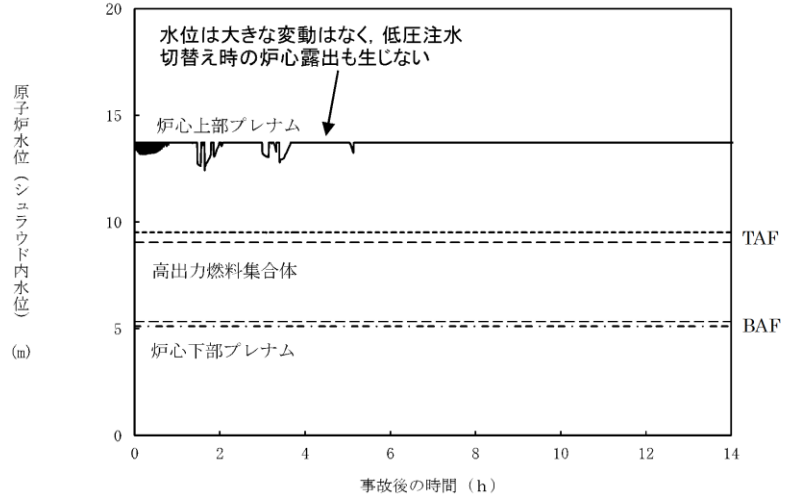
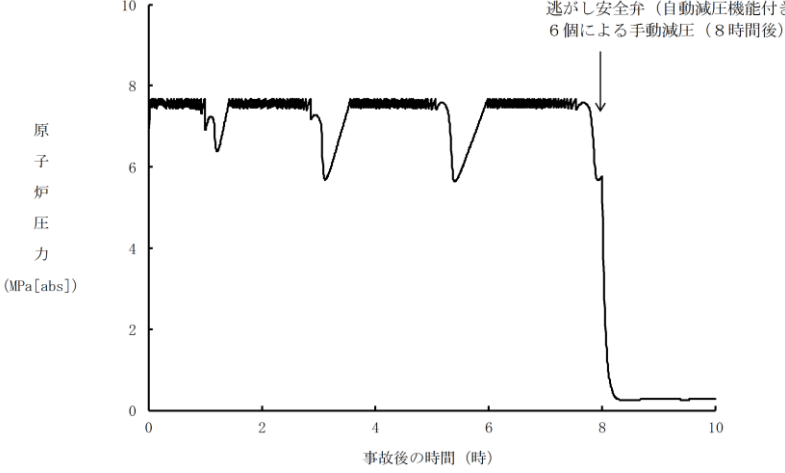
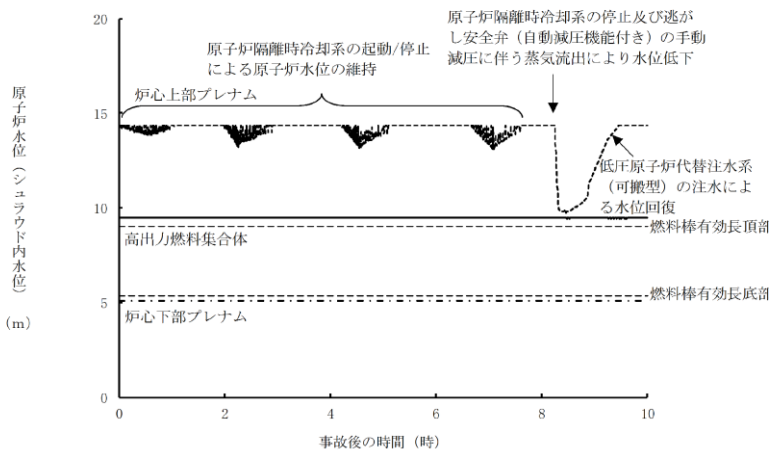
備考
 ・設備設計の相違
 ・運用の相違
 【柏崎6/7】

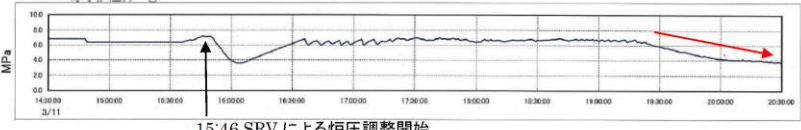
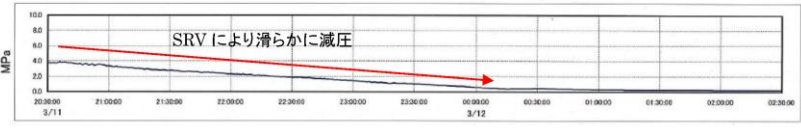
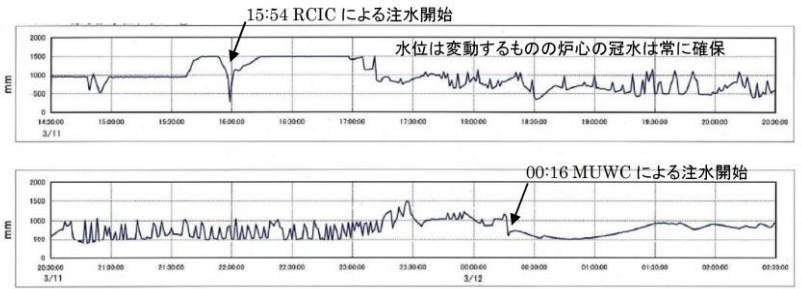
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>6. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて</p> <p>1. BWR の圧力制御方式について</p> <p><u>従来のBWR</u> では、圧力制御方式としてタービン入口圧力制御方式を採用しており、主蒸気加減弁は弁上流側の圧力により通過蒸気流量を制御している。</p> <p>SAFER の主蒸気流量モデルは、このタービン入口圧力制御方式による圧力制御を簡略的に模擬しており、通過蒸気流量は以下の式により計算される。</p> $W_{ST} = \frac{W_{SR}}{2\Delta P_R} \left[\sqrt{G_S^2 + 4\Delta P_R (P + \Delta P_R + G_S - P_R)} - G_S \right]$ <p>ここで、</p> <p>WST : 主蒸気加減弁を通過する流量 WSR : 定格主蒸気流量 ΔPR : 定常状態での配管内圧力低下 GS : 圧力調整幅 P : 過渡時の圧力 PR : 定格圧力</p> <p>2. <u>ABWR の圧力制御方式及びSAFER のABWR への適用性について</u></p> <p><u>ABWR</u> では、圧力制御方式として原子炉ドーム圧力制御方式を採用しており、主蒸気加減弁は原子炉ドーム圧力により通過蒸気流量を制御している。</p> <p><u>原子炉スクラム後は、タービン入口圧力制御方式及び原子炉ドーム圧力制御方式によらず、主蒸気加減弁及びタービンバイパス弁により圧力設定に応じた一定の原子炉圧力制御に移行することとなる。(第1図参照)</u></p> <p><u>SAFER の主蒸気流量モデルは、原子炉ドーム圧力制御方式を模擬したものではないが、有効性評価においては、早期に原子炉スクラムすることから、圧力制御方式の差異は、第1図に示す一定の原子炉圧力まで低下する事象発生初期のごく短時間に現れる程度である。上記より事故後長期の冷却材インベントリ評価に対する影響は無視できる。</u></p>	<p>資料なし</p>	<p>5. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて</p> <p>1. BWRの圧力制御方式について</p> <p><u>BWR-5</u>では、圧力制御方式としてタービン入口圧力制御方式を採用しており、主蒸気加減弁は弁上流側の圧力により通過蒸気流量を制御している。</p> <p>SAFERの主蒸気流量モデルは、このタービン入口圧力制御方式による圧力制御を簡略的に模擬しており、通過蒸気流量は以下の式により計算される。</p> $W_{ST} = \frac{W_{SR}}{2\Delta P_R} \left[\sqrt{G_S^2 + 4\Delta P_R (P + \Delta P_R + G_S - P_R)} - G_S \right]$ <p>ここで、</p> <p>W_{ST} : 主蒸気加減弁を通過する流量 W_{SR} : 定格主蒸気流量 ΔP_R : 定常状態での配管内圧力低下 G_S : 圧力調整幅 P : 過渡時の圧力 P_R : 定格圧力</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>ABWR固有の圧力制御方式に対するSAFER解析の適用性を示した内容であることから、島根2号炉では、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 data-bbox="172 212 908 331"><u>また、主蒸気隔離弁閉止後においては、タービン系が隔離されることから、原子炉圧力は逃がし安全弁による制御となるため圧力制御による差異は発生しない。</u></p> <p data-bbox="172 344 908 422"><u>このことから、原子炉ドーム圧力制御方式を採用しているABWRにSAFER 解析を適用する影響は無視しうる程度と考えられる。</u></p> <div data-bbox="181 787 845 1255"> <p data-bbox="181 787 845 1255">The graph plots reactor pressure in MPa[abs] on the y-axis (0 to 10) against time in minutes on the x-axis (0 to 50). The pressure starts at approximately 7.5 MPa at time 0. It rises to a peak of about 8.5 MPa between 5 and 15 minutes, with a jagged line indicating fluctuations. After 15 minutes, the pressure drops sharply to near 0 MPa by 20 minutes and remains stable thereafter. Annotations include: '圧力制御方式により 差異が生じる箇所' (Point where differences occur due to pressure control method) pointing to the initial rise; '原子炉圧力は一定制御となる' (Reactor pressure becomes constant control) pointing to the stable low-pressure region.</p> </div> <p data-bbox="181 1285 884 1318"><u>第1図 原子炉圧力の推移 (高圧・低圧注水機能喪失の例)</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>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</p> <p>1. 事象初期の注水 RCIC は事象初期に原子炉が高圧状態でかつ交流動力電源が全て喪失した状態でも原子炉注水を可能とする重要な設備である。 事象初期に全交流動力電源喪失となった場合、あるいは、交流動力電源が生きていた場合でもLOCA のように大容量の注水を必要とする事象を除き、崩壊熱を消費しサプレッション・チェンバ・プール (S/P) への熱負荷を軽減する観点からRCIC による原子炉注水を継続する。</p> <p>2. 低圧注水への移行の判断 福島事故時の福島第一3号炉の高圧注水系 (HPCI) 停止・再起動不可の反省も踏まえ、低圧注水機能の信頼性が高い*ことを確認した時点で、高圧注水 (RCIC) から低圧注水に移行するのが基本的な方針である。 *「低圧注水機能の信頼性が高い」の例：低圧注水2 系統が駆動源や水源も含め待機でき冗長性が確保されていること。 →常設代替交流電源設備 (GTG) で駆動し復水貯蔵槽 (CSP) を水源とする低圧代替注水系 (常設) で1 系統、付帯するディーゼル機関で駆動し、ろ過水タンクを水源とする消火ポンプでもう1 系統、等。</p> <p>3. 原子炉減圧のペース 原子炉減圧は、RCIC による注水で原子炉水位を維持しつつ、主蒸気逃がし安全弁 (SRV) の1 個ないし2 個を使用し、S/P の熱容量の制限にかからないよう徐々に減圧する。こうすることで、急激な減圧による原子炉冷却材の流出に伴う炉心露出を回避することができる。</p> <p>4. 低圧注水の信頼性を確保できないと判断した場合 低圧注水機能の信頼性を確保できないと判断した場合には、RCIC による原子炉注水を継続する。RCIC の最長継続運転時間は、RCIC の制御に用いる蓄電池の容量から決まる24 時間となる。RCIC で注水継続している時間内に低圧注水機能の信頼性を</p>	<p>資料なし</p>	<p>6. 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</p> <p>1. 事象初期の注水 原子炉隔離時冷却系 (以下「RCIC」という。) は事象初期に原子炉が高圧状態でかつ交流動力電源がすべて喪失した状態でも原子炉注水を可能とする重要な設備である。 事象初期に全交流動力電源喪失となった場合、あるいは、交流動力電源が生きていた場合でもLOCAのように大容量の注水を必要とする事象を除き、崩壊熱を消費しサプレッション・チェンバ (以下「S/C」という。) への熱負荷を軽減する観点からRCICによる原子炉注水を継続する。 なお、高圧原子炉代替注水系についても同様の考え方である。</p> <p>2. 低圧注水への移行の判断 RCICから低圧注水に移行する考え方を以下に示す。</p> <p>(1) RCIC運転継続について 残留熱除去系によるサプレッション・プール (以下「S/P」という。) 水冷却が行えない場合は、崩壊熱を消費しS/Cへの熱負荷を軽減する観点からRCICによる原子炉注水を継続する。</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、高圧注水系運転時に低圧注水系が準備完了した場合でも、高圧注水系を機能の健全性が確認されている温度 (S/P水温度100℃) まで運転継続する。</p>

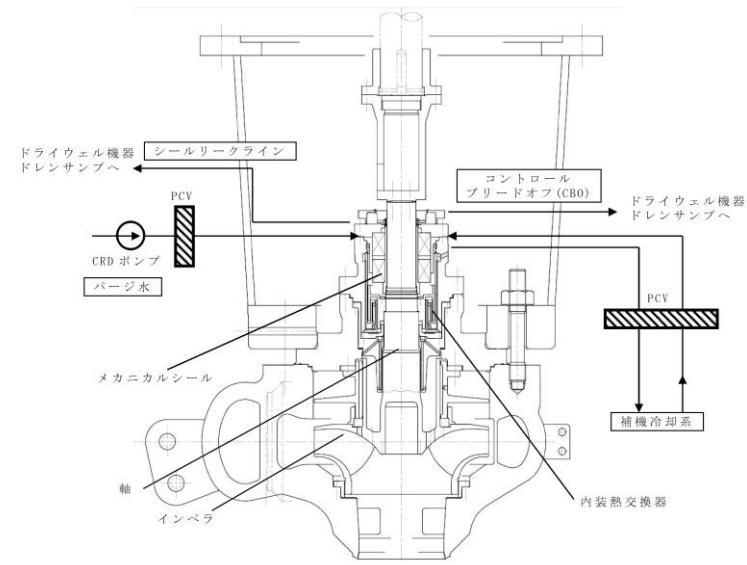
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>確保し低圧注水に移行する。</u> <u>最長継続時間を超えるおそれがある場合、もしくはRCIC が機能喪失した場合には、低圧注水機能の信頼性が高くなくても低圧注水に移行する。</u></p> <p>5. 操作に伴うパラメータの挙動 (1) 評価 ○事象の流れ <u>事象発生</u> → <u>RCIC で注水</u> → <u>低圧注水確保</u> → <u>SRV1 個を閉じ減圧</u> → <u>SRV2 個を開保持</u> → <u>炉圧1MPa 以下を維持</u> → <u>注水をMUWC2 台に切替</u></p> <p>○結果 <u>SRV1 個の開閉に伴う原子炉圧力の変動はあるものの(第1-1</u></p>		<p><u>また、代替注水手段確保後に原子炉を減圧した場合、RCIC は原子炉減圧により機能喪失するため、健全な注水手段の一つを意図的に喪失させることとなる。</u> <u>長期の注水手段確保(残留熱除去系の復旧、多様な代替注水手段の準備、資源(水源、燃料等)の長期間確保)の観点から、健全に注水しているRCIC を可能な限り運転継続する。</u></p> <p>(2) RCIC 運転継続状態での原子炉急速減圧の条件について <u>事故対応手順ではS/P水温度が熱容量制限(S/P水温度77℃)に到達した時点で急速減圧に移行することとなっている。ただし、崩壊熱除去機能喪失時においてRCIC が運転している場合は、崩壊熱を消費しS/Cへの熱負荷を軽減しつつ注水を維持する観点から、S/P水温度が77℃に到達しても急速減圧には移行しない。</u> <u>S/P水温度が100℃に到達した場合は、RCIC の機能維持が困難となる恐れ^{※1}があるため、原子炉の急速減圧を行い、代替注水手段による原子炉注水に切替える。</u> <u>※1：S/Pを水源として運転している場合において、S/P水温度100℃までは機器の健全性が確認されている。</u></p> <p>3. 操作に伴うパラメータの挙動 (1) 評価 ○事象の流れ <u>事象発生</u> → <u>RCIC で注水</u> → <u>低圧注水確保</u> → <u>RCIC 機能維持が困難となる条件に到達</u> → <u>逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6個を開し減圧(評価上、減圧と同時にRCIC 停止)</u> → <u>注水を低圧原子炉代替注水系(常設)に切替</u></p> <p>○結果 <u>評価上、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6個の開と同</u></p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、高圧注水系運転時に低圧注水系が準備完了した場合でも、高圧注水系を機能の健全性が確認されている温度(S/P水温度100℃)まで運転継続する。</p> <p>・解析条件の相違</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 data-bbox="181 210 926 289">図), 原子炉水位は減圧に伴う変動も小さく安定的に維持されていることが確認できる (第1-2 図)。</p>  <p data-bbox="371 1108 706 1138">第1-1 図 原子炉圧力の挙動</p>  <p data-bbox="201 1780 854 1810">第1-2 図 減圧時の原子炉水位 (シュラウド内) の挙動</p>		<p data-bbox="1789 210 2504 289">時にRCICが停止しているものの、原子炉水位の低下は小さく安定的に維持されていることが確認できる (図1, 図2)。</p> <p data-bbox="1789 300 2504 468">実際の手順はRCIC運転継続の状態では逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 6個を開し、原子炉圧力低下によるRCIC停止までは注水を継続していることから、本結果より原子炉水位の低下は小さいと考えられる。</p>  <p data-bbox="1973 1108 2270 1138">図1 原子炉圧力の挙動</p>  <p data-bbox="1804 1780 2410 1810">図2 減圧時の原子炉水位 (シュラウド内) の挙動</p>	<p data-bbox="2546 210 2671 239">【柏崎 6/7】</p> <p data-bbox="2546 1108 2745 1180">・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p data-bbox="2546 1780 2745 1852">・解析結果の相違 【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>(2) 福島事故時の福島第二4号炉 (2F-4) の実挙動</p> <p>福島事故時の2F-4では、津波到達後の3月11日15時46分からSRV による炉圧調整を開始するとともに、15時54分からRCIC による原子炉注水を開始。</p> <p>SRV により炉圧を滑らかに低減させる間に、復水補給水系 (MUWC) による注水を準備し、RCICを約8時間運転させた後の3月12日00時16分にMUWC による注水に移行した。</p> <p>第2-1図に原子炉圧力の挙動、第2-2 図に原子炉水位の挙動を示す。炉圧をゆっくりと下げつつ、炉心の冠水を常に維持しながらRCICからMUWCに注水を切り替えている。</p>  <p>15:46 SRV による炉圧調整開始</p>  <p>SRV により滑らかに減圧</p> <p>第2-1 図 原子炉圧力の挙動 (2F-4)</p>  <p>15:54 RCIC による注水開始</p> <p>水位は変動するものの炉心の冠水は常に確保</p> <p>00:16 MUWC による注水開始</p> <p>第2-2 図 原子炉水位 (狭帯域) の挙動 (2F-4)</p> <p>以上</p>			<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載方針の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>柏崎 6/7 固有の説明資料。</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>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></p> <p>1. <u>概要</u></p> <p><u>冷却材再循環ポンプ (RIP) は第1図(a)に示すように、ポンプ本体及び補助系統 (モータ冷却水系、パージ水系及び2次シール水系) から構成される。モータ冷却水系は、ポンプ軸に設置したスラストカラー (補助インペラ) により強制循環させた冷却水によりモータ部の冷却を行い、熱交換器を介して熱を放出する閉ループ構造となっている。パージ水系は、原子炉冷却材中の不純物 (クラッド) がケーシング内に侵入するのを防ぐため、制御棒駆動系 (CRD系) からパージ水を供給し、ケーシング側から原子炉圧力容器側に向かう流れを作る構造となっている。なお、2次シール水系については分解点検時に使用するため、通常運転時はシール水が供給されず、閉ループが構成される。</u></p>  <p style="text-align: center;">(a) 通常運転時 (b) ケーブル貫通部のシール部</p> <p style="text-align: center;">第1図 冷却材再循環ポンプ</p> <p><u>冷却材再循環ポンプとCRD系が停止し、モータ冷却水とパージ水が喪失した場合、モータ冷却水系と2次シール水系は閉ループで構成されていること、またパージ水系についても逆止弁があることから、これらの補助系統から原子炉冷却材が漏えいすることはない。</u></p> <p><u>一方、第1図(b)に示すケーブル貫通部は、原子炉冷却材温度の影響は受けにくいものの、周辺温度である下部ドライウエル雰囲気温度の影響を受け易く、下部ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ケーブル貫通部のシール機能が維持できず原子炉冷却材が漏えいする可能性がある。</u></p> <p><u>以上から、炉心損傷防止の重要事故シーケンスの中で下部ドライウエル雰囲気温度が最も高くなる「全交流動力電源喪失」につ</u></p>	<p style="text-align: center;">添付資料2.3.1.9</p> <p style="text-align: center;"><u>再循環系ポンプからのリークについて</u></p> <p>1. はじめに</p> <p><u>再循環系ポンプ (以下「PLRポンプ」という。) の概略図を第1図に示す。通常運転中、PLRポンプメカニカルシール部は、制御棒駆動水圧系によるシールパージラインからの封水注入及びPLRポンプ内装熱交換器への原子炉補機冷却系による冷却水通水によって、熱的な防護が図られている (第2図)。</u></p> <p>一方、全交流動力電源喪失 (以下「SBO」という。) 時には、制御棒駆動水圧系及び原子炉補機冷却系が停止し、シールパージラインからの封水注入及びPLRポンプ内装熱交換器への冷却水の通水が停止するため、メカニカルシール部は高温の原子炉冷却材にさらされることで温度が上昇する。シール部の健全性が高温・高圧の原子炉冷却材により失われた場合、PLRポンプからの原子炉冷却材の漏えいが想定される (第3図)。</p> <p>このため、SBO時におけるPLRポンプへの冷却水が喪失した場合のメカニカルシールからの原子炉冷却材の漏えい量を評価する実証試験を実施した。</p>	<p>7. <u>原子炉再循環ポンプからのリークについて</u></p> <p>1. はじめに</p> <p><u>原子炉再循環ポンプ (以下「PLRポンプ」という。) の概略図を第1図に示す。通常運転中、PLRポンプメカニカルシール部は、制御棒駆動水圧系によるシールパージラインからの封水注入及びPLRポンプ内装熱交換器への原子炉補機冷却系による冷却水通水によって、熱的な防護が図られている (図2)。</u></p> <p>一方、全交流動力電源喪失 (以下「SBO」という。) 時には、制御棒駆動水圧系及び原子炉補機冷却系が停止し、シールパージラインからの封水注入及びPLRポンプ内装熱交換器への冷却水の通水が停止するため、メカニカルシール部は高温の原子炉冷却材にさらされて温度が徐々に上昇する。シール部の健全性が高温・高圧の原子炉冷却材により失われた場合、PLRポンプからの原子炉冷却材の漏えいが想定される (図3)。</p> <p>このため、SBO時におけるPLRポンプへの冷却水が喪失した場合のメカニカルシールからの原子炉冷却材の漏えい量を評価する実証試験を実施した。</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>A B W R プラントである柏崎 6/7 の原子炉再循環系ポンプはインターナショナルポンプであり、原子炉冷却材の漏えい想定箇所が異なる。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>A B W R プラントである柏崎 6/7 の原子炉再循環系ポンプはインターナショナルポンプであり、原子炉冷却材の漏えい想定箇所が異なる。</p>

いて、原子炉冷却材再循環ポンプのケーブル貫通部からの漏えいの発生有無の評価を行った。



第1図 PLRポンプ 概略図

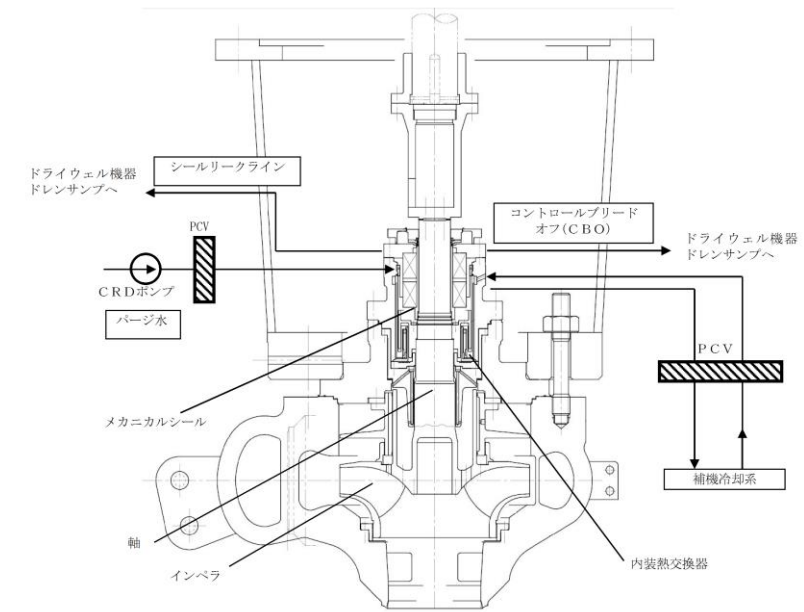
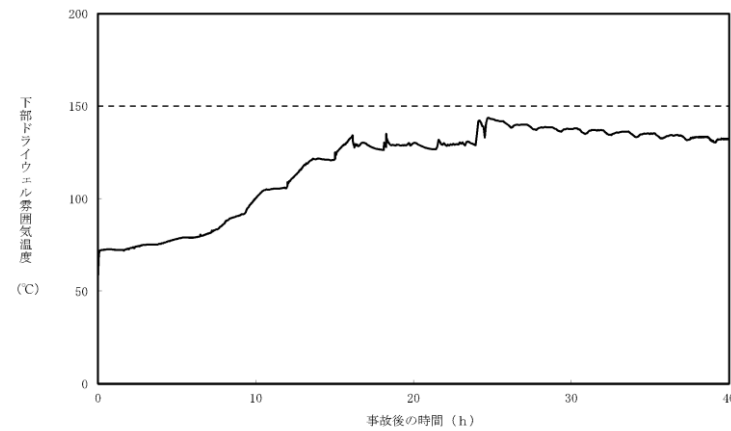


図1 PLRポンプ 概略図

2. ケーブル貫通部からの漏えいの発生有無の評価

全交流動力電源喪失時の下部ドライウエル雰囲気温度の解析結果を第2 図に示す。



第2 図 全交流動力電源喪失時の下部ドライウエル雰囲気温度

下部ドライウエル雰囲気温度は最大で145°C程度である。このことから、ケーブル貫通部のシール部温度についても周辺温度である下部ドライウエル雰囲気温度以上の温度になるとは考えられず、最大でも145°C程度となると考えられる。

一方、ケーブル貫通部のシール部には、第1 表の部品及び材料が使われている。

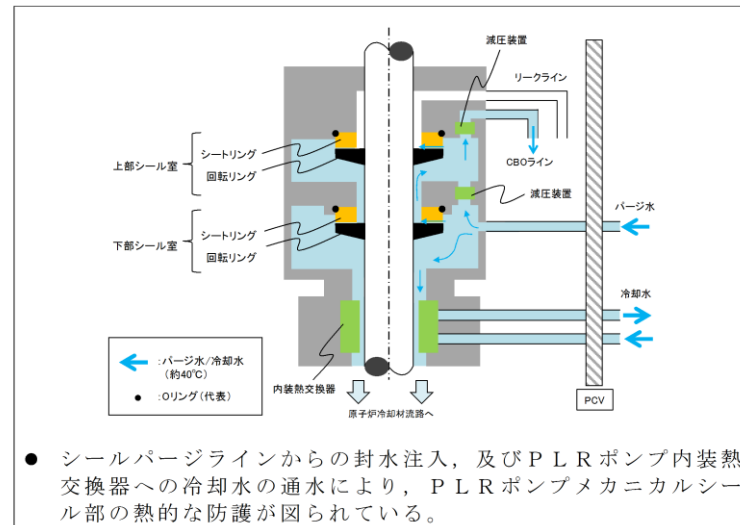
第1 表 冷却材再循環ポンプのケーブル貫通部の部品及び許容温度

部品	材料	許容温度
シール端子モールド	硬質ゴム	約 70 [°C]
シール端子ロッド絶縁部 /絶縁リング	FRP (繊維強化プラスチック)	約 150 [°C]

ケーブル貫通部のシール部材の許容温度はそれぞれ約70°C、約150°Cとなっており、シール端子モールド及びそれに取り付くリングについてはシール機能を維持できないが、シール端子ロッド絶縁部及び絶縁リングについてはシール機能を維持できると考えられる。

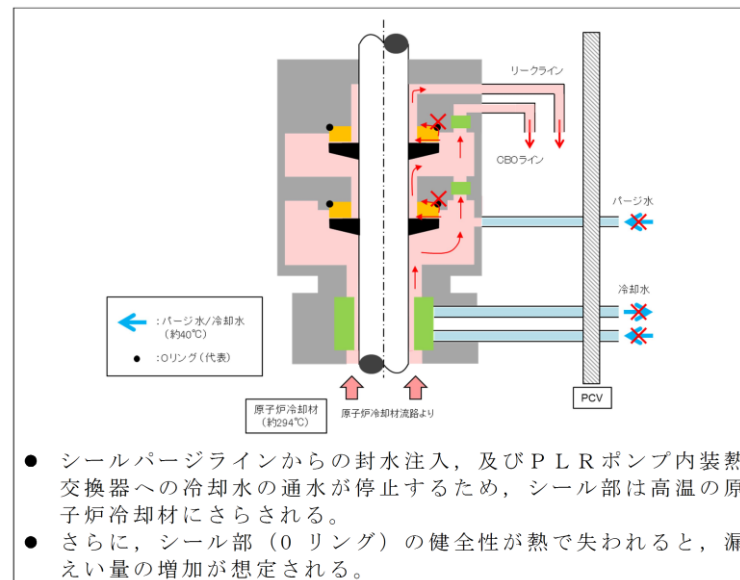
以上から、下部ドライウエル雰囲気温度が最も高くなる全交流動力電源喪失時でも、ケーブル貫通部のシール機能は維持され、有意な原子炉冷却材の漏えいが発生することはないと考えられる。

・設備設計の相違
【柏崎 6/7】
A B W R プラントである柏崎 6/7 の原子炉再循環系ポンプはインターナルポンプであり、原子炉冷却材の漏えい想定箇所が異なる。



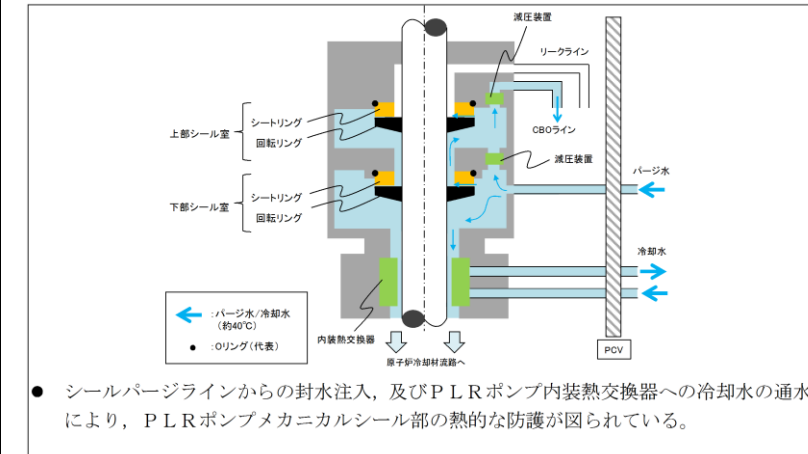
- シールパージラインからの封水注入、及びPLRポンプ内装熱交換器への冷却水の通水により、PLRポンプメカニカルシール部の熱的な防護が図られている。

第2図 PLRポンプ メカニカルシールの状況 (通常運転時)



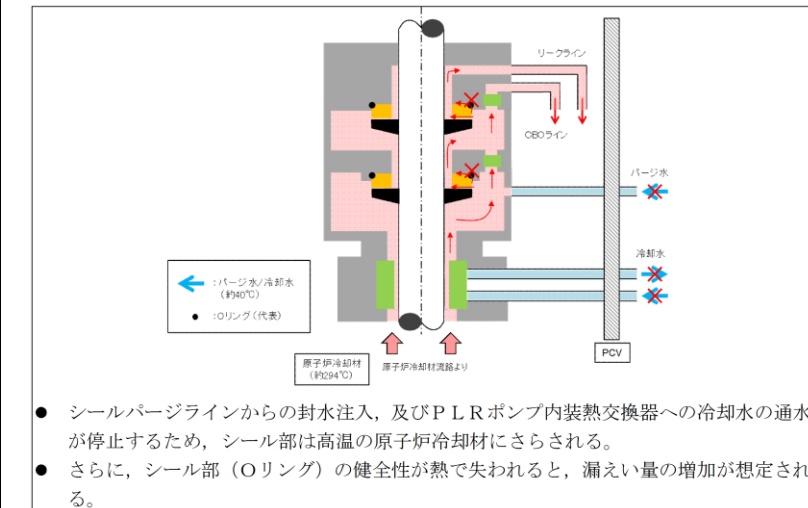
- シールパージラインからの封水注入、及びPLRポンプ内装熱交換器への冷却水の通水が停止するため、シール部は高温の原子炉冷却材にさらされる。
- さらに、シール部 (Oリング) の健全性が熱で失われると、漏れ量の増加が想定される。

第3図 PLRポンプ メカニカルシールの状況 (冷却水喪失時)



- シールパージラインからの封水注入、及びPLRポンプ内装熱交換器への冷却水の通水により、PLRポンプメカニカルシール部の熱的な防護が図られている。

図2 PLRポンプ メカニカルシールの状況 (通常運転時)



- シールパージラインからの封水注入、及びPLRポンプ内装熱交換器への冷却水の通水が停止するため、シール部は高温の原子炉冷却材にさらされる。
- さらに、シール部 (Oリング) の健全性が熱で失われると、漏れ量の増加が想定される。

図3 PLRポンプ メカニカルシールの状況 (冷却水喪失時)

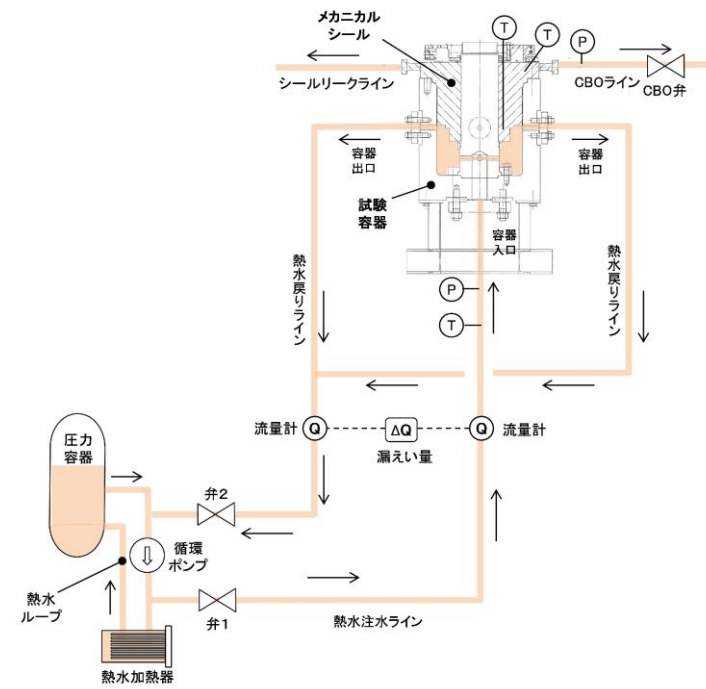
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>2. 実証試験による評価</p> <p>(1) 試験概要</p> <p>PLRポンプで使用している実機メカニカルシールを使用し、冷却水喪失時を模擬した試験条件で試験を実施した。</p> <p>a. 実施場所：多目的蒸気源試験設備</p> <p>b. 試験装置：PLRポンプメカニカルシールフルスケール※実証試験設備 (第4図)</p> <p>※：試験に用いたメカニカルシールは実機と同一品とし、軸径及びメカニカルシール部ギャップも実機と同一とした。BWRで使用されているメカニカルシールは全てタンデム型コンタクトシールであり、代表としてNシールを使用した。</p> <p>c. 系統構成：実機メカニカルシールの系統構成を模擬 (第5図)</p> <p>d. 試験方法：メカニカルシールに供給する熱水を循環させることにより、温度・圧力を制御し、実機におけるSBO発生後の温度・圧力を模擬するとともに、熱水の入口流量と出口流量の差を漏えい量として計測した。なお、圧力の変化は、原子炉隔離時冷却系(RCIC)作動による原子炉圧力の減圧幅を包絡する条件とし、温度はその圧力に対応する飽和温度とした。</p>	<p>2. 実証試験による評価</p> <p>(1) 試験概要</p> <p>PLRポンプで使用している実機メカニカルシールを使用し、冷却水喪失時を模擬した試験条件で試験を実施した。</p> <p>a. 実施場所：多目的蒸気源試験設備</p> <p>b. 試験装置：PLRポンプメカニカルシールフルスケール※実証試験設備 (図4)</p> <p>※：試験に用いたメカニカルシールは実機と同一品とし、軸径及びメカニカルシール部ギャップも実機と同一とした。BWRで使用されているメカニカルシールは全てタンデム型コンタクトシールであり、代表としてNシールを使用した。</p> <p>c. 系統構成：実機メカニカルシールの系統構成を模擬 (図5)</p> <p>d. 試験方法：メカニカルシールに供給する熱水を循環させることにより、温度・圧力を制御し、実機におけるSBO発生後の温度・圧力を模擬するとともに、熱水の入口流量と出口流量の差を漏えい量として計測した。なお、圧力の変化は、原子炉隔離時冷却系(RCIC)作動による原子炉圧力の減圧幅を包絡する条件とし、温度はその圧力に対応する飽和温度とした。</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>ABWRプラントである柏崎6/7の原子炉再循環系ポンプはインターナルポンプであり、原子炉冷却材の漏えい想定箇所が異なる。</p>



第4図 試験装置外観



図4 試験装置外観



第5図 実証試験時の系統構成

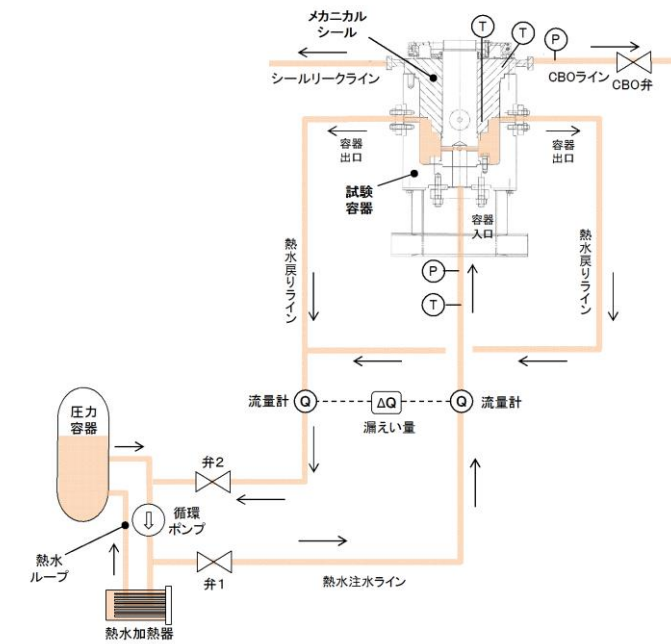


図5 実証試験時の系統構成

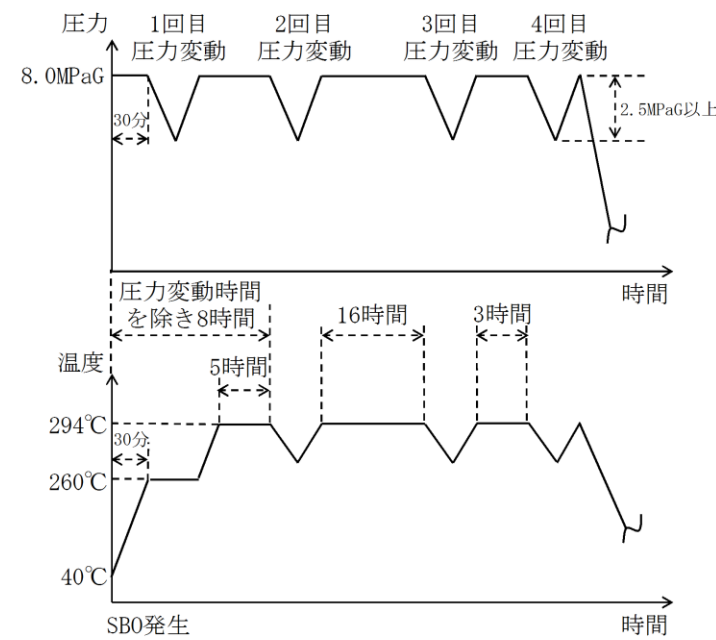
(2) 試験条件

SBO発生時の温度・圧力を包絡するよう試験を実施した。試験条件を第1表に示す。また、試験時間における温度・圧力を第6図に示す。

第1表 試験条件

	値	備考
圧力	8.0MPa[gage]	R C I C 起動後の原子炉圧力を包絡する値
温度	294℃	R C I C 起動後の原子炉冷却材温度を包絡する値
試験時間	24 時間以上	S B O 時の圧力・温度を包絡した状態における時間
圧力変動幅	2.5MPa 以上*	S B O 発生後の炉圧変動幅を包絡する値

※ SBO発生後、約8時間後までのRCICによる圧力変動幅をSAFER解析結果より決定した。なお、圧力変動中の温度は飽和温度とした。



第6図 試験時間における温度及び圧力条件

(2) 試験条件

SBO発生時の温度・圧力を包絡するよう試験を実施した。試験条件を表1に示す。また、試験時間における温度・圧力を図6に示す。

表1 試験条件

	値	備考
圧力	8.0MPa[gage]	SBO発生後の炉圧を包絡する値
温度	294℃	SBO発生後の炉水温度を包絡する値
試験時間	24 時間以上	SBO時の圧力・温度を包絡した状態における時間
圧力変動幅	2.5MPa[gage]以上*	SBO発生後の炉圧変動幅を包絡する値

※SBO発生後、約8時間後までのRCICによる圧力変動幅をSAFER解析結果より決定した。なお、圧力変動中の温度は飽和温度とした。

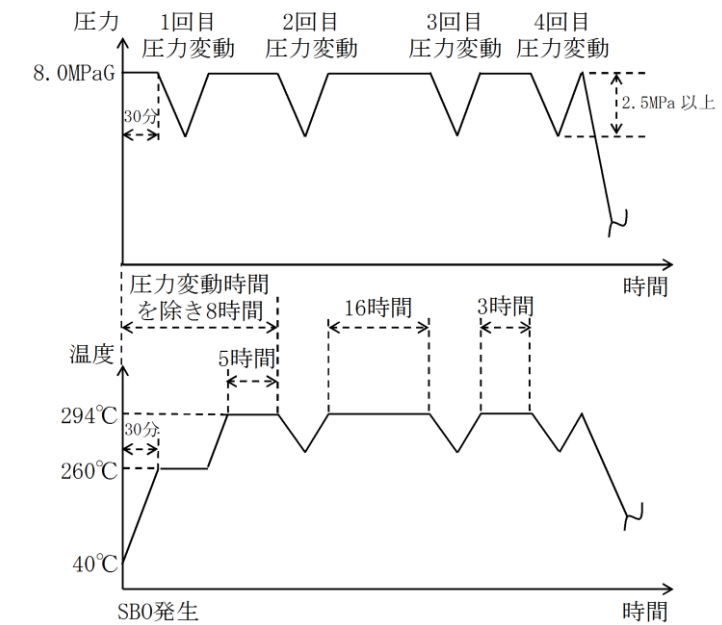


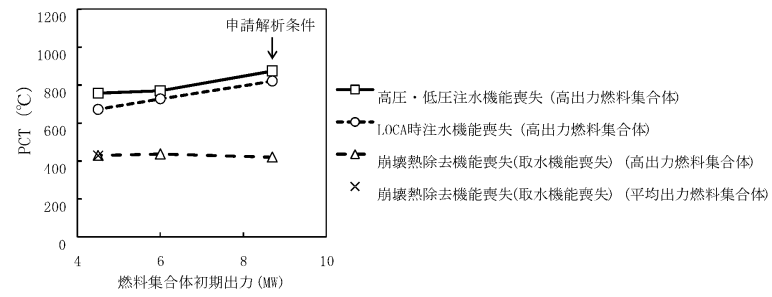
図6 試験時間における温度及び圧力条件

・設備設計の相違【柏崎6/7】
A B W R プラントである柏崎 6/7 の原子炉再循環系ポンプはインターナルポンプであり、原子炉冷却材の漏えい想定箇所が異なる。

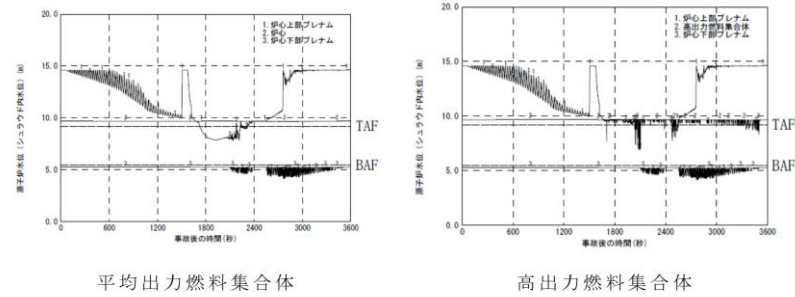
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>3. 試験結果及び漏えい量の影響について</p> <p><u>実証試験時のメカニカルシールへの熱水注入の系統構成の概要を第5図に示す。</u></p> <p>SBO時のRCIC又は<u>高圧代替注水系運転時</u>における原子炉冷却材圧力及び温度を包絡した熱水並びに圧力変動を加えた熱水を試験容器下部からメカニカルシール室へ注水し、試験中の漏えい量を測定した。</p> <p>SBO時における冷却水喪失時を模擬した実証試験を実施した結果、高温の熱水の浸入によりメカニカルシールのOリングの一部が損傷するものの、その損傷部分を通して外部に漏えいする経路により漏えい量は制限されるため、完全ではないものの、ある程度のシール機能を有し続けることで、試験時間が24時間以上においても、最大漏えい量は約0.6t/hであった。</p> <p>RCIC等の注水流量及び逃がし安全弁から放出される<u>冷却材流量</u>と比較しても十分小さい(RCICの注入流量の約1%)ことから炉内インベントリの観点で事象進展に及ぼす影響は小さく、また、<u>格納容器</u>への熱負荷は小さいことから<u>格納容器健全性</u>に影響を与えることはない。</p>	<p>3. 試験結果及び漏えい量の影響について</p> <p>SBO時のRCIC又は<u>高圧原子炉代替注水系運転時</u>における原子炉冷却材圧力及び温度を包絡した熱水並びに圧力変動を加えた熱水を試験容器下部からメカニカルシール室へ注水し、試験中の漏えい量を測定した。</p> <p>SBO時における冷却水喪失時を模擬した実証試験を実施した結果、高温の熱水の浸入によりメカニカルシールのOリングの一部が損傷するものの、その損傷部分を通して外部に漏えいする経路により漏えい量は制限されるため、完全ではないものの、ある程度のシール機能を有し続けることで、試験時間が24時間以上においても、最大漏えい量は約0.6t/hであった。</p> <p>RCIC等の注水流量及び逃がし安全弁から放出される<u>原子炉冷却材流量</u>と比較しても十分小さい(RCICの注入流量の約1%)ことから炉内インベントリの観点で事象進展に及ぼす影響は小さく、また、<u>原子炉格納容器</u>への熱負荷は小さいことから<u>原子炉格納容器健全性</u>に影響を与えることはない。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>A B W R プラントである柏崎 6/7の原子炉再循環系ポンプはインターナルポンプであり、原子炉冷却材の漏えい想定箇所が異なる。</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>9. <u>崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)</u>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</p> <p>1. 燃料集合体初期出力の燃料被覆管最高温度への影響の整理 <u>崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)</u>において、平均出力燃料集合体で燃料被覆管最高温度が発生する理由は、以下のように整理できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 注水設備の観点からは、本事故シーケンスでは<u>高圧注水系(原子炉隔離時冷却系)</u>と<u>低圧注水系(低圧代替注水系(常設))</u>を用いた原子炉注水を行うため、<u>広範囲の原子炉圧力において注水がなされることにより、高出力燃料集合体が過度に露出することはない。</u>平均出力燃料集合体と高出力燃料集合体は、上下プレナム間差圧が均等になるよう集合体入口流量が配分されるため、燃料集合体初期出力が高く、発生するボイドの割合が大きい高出力燃料集合体では、二相水位としては高めとなり、燃料被覆管温度の上昇が抑制される。 崩壊熱の観点からは、本事故シーケンスは事故後時間が経過しているため崩壊熱が十分低下しており、平均出力燃料集合体と高出力燃料集合体の燃料棒1本当たりの出力の差(絶対値)は、事故直後に比べて小さくなり、温度上昇率の差が小さくなる。このため、二相水位が低いことにより炉心露出期間が長くなる平均出力燃料集合体における燃料被覆管温度が高くなる傾向となる。 	<p>添付資料 2. 1. 1 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</p> <p>1. 燃料集合体初期出力の燃料被覆管最高温度への影響の整理 <u>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」</u>等において、平均出力燃料集合体で燃料被覆管最高温度が発生する理由は、以下のように整理できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 注水設備の観点からは、<u>これらの事故シーケンスでは事象発生後、早期に低圧代替注水系(常設)を用いた原子炉注水を行うため、原子炉水位の低下により平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合体は一部露出するものの高出力燃料集合体が過度に露出することはない。</u>平均出力燃料集合体と高出力燃料集合体は、上下プレナム間差圧が均等になるよう集合体入口流量が配分されるため、<u>初期の燃料集合体出力が高く、発生するボイドの割合が大きい高出力燃料集合体では、二相水位としては高めとなり、燃料被覆管温度の上昇が抑制される。</u>燃料被覆管温度が最大となる位置においても炉心の露出時間が長期間とならないことから、燃料被覆管温度の上昇が抑制される。 崩壊熱の観点からは、<u>設計基準事故のLOCA解析と比較して、これらの事故シーケンスは事故後時間が経過しているため崩壊熱が十分低下しており、平均出力燃料集合体と高出力燃料集合体の燃料棒1本当たりの出力の差(絶対値)は、事故直後に比べて小さくなり、温度上昇率の差が小さくなる。</u>このため、二相水位が低いことにより炉心露出期間が長くなる平均出力燃料集合体における燃料被覆管温度が高くなる傾向となる。 	<p>8. <u>高圧・低圧注水機能喪失</u>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</p> <p>1. 燃料集合体初期出力の燃料被覆管最高温度への影響の整理 <u>高圧・低圧注水機能喪失</u>において、平均出力燃料集合体で燃料被覆管最高温度が発生する理由は、以下のように整理できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 注水設備の観点からは、<u>本事故シーケンスでは低圧原子炉代替注水系(常設)により原子炉注水を行うため、原子炉水位の低下により平均出力燃料集合体、高出力燃料集合体は共に一部が露出するものの高出力燃料集合体が過度に露出することはない。</u>平均出力燃料集合体と高出力燃料集合体は、上下プレナム間差圧が均等になるよう集合体入口流量が配分されるため、<u>燃料集合体初期出力が高く、発生するボイドの割合が大きい高出力燃料集合体では、二相水位としては高めとなり、燃料被覆管温度が最大となる位置においても炉心の露出時間が長期間とならないことから、燃料被覆管温度の上昇が抑制される。</u> 崩壊熱の観点からは、<u>設計基準事故のLOCA解析と比べ本事故シーケンスは事故後時間が経過しているため崩壊熱が十分低下しており、平均出力燃料集合体と高出力燃料集合体の燃料棒1本当たりの出力の差(絶対値)は、事故直後に比べて小さくなり、温度上昇率の差が小さくなる。</u>このため、二相水位が低いことにより炉心露出期間が長くなる平均出力燃料集合体における燃料被覆管温度が高くなる傾向となる。 <p>図1に、高圧・低圧注水機能喪失における平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合体の原子炉水位の挙動を示す。平均出力燃料集合体と比較して、高出力燃料集合体では炉心の露</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、平均出力燃料集合体でPCTが発生する代表事故シーケンスグループとして、「高圧・低圧注水機能喪失」を選定。 (以降, 同様な相違については記載省略) 解析条件の相違 【柏崎6/7】 比較対象の事故シーケンスが異なっており、島根2号炉は、当該の事故シーケンスにおいて、高圧注水系の注水を実施しない。

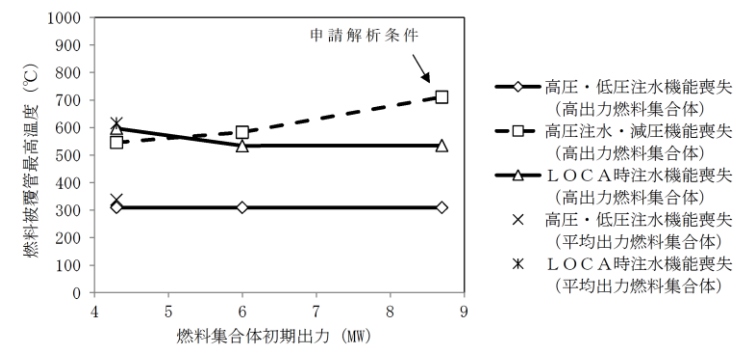
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																	
<p>2. 燃料集合体初期出力に対する燃料被覆管最高温度の感度解析</p> <p>燃料集合体初期出力の燃料被覆管最高温度への影響を確認するため、<u>第1表</u>に示すとおり、代表的な事故シーケンスについて、高出力燃料集合体の初期出力を変化させた場合の燃料被覆管最高温度に関する感度解析を実施した。</p> <p><u>第1図</u>に、燃料集合体初期出力と燃料被覆管最高温度の関係を示す。<u>高圧・低圧注水機能喪失及びLOCA 時注水機能喪失</u>では、<u>ベースケース</u>での高出力燃料集合体初期出力の場合において燃料被覆管最高温度が最も高くなり、<u>崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)</u>では、<u>いずれの高出力燃料集合体初期出力の場合においても、ほぼ同等の燃料被覆管最高温度となっている。</u></p> <p>以上から、<u>崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)</u>において、不確かさを考慮すれば、平均出力燃料集合体の燃料被覆管最高温度を代表としても問題とならない。</p> <p style="text-align: center;">第1表 解析ケース</p> <table border="1" data-bbox="163 1606 831 1890"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th colspan="2">初期出力 (高出力燃料集合体)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>約 9MW</td> <td>申請解析条件</td> </tr> <tr> <td>約 6MW</td> <td>申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間</td> </tr> <tr> <td>約 4.5MW</td> <td>平均出力燃料集合体初期出力と同じ</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">LOCA 時注水機能喪失</td> <td>約 9MW</td> <td>申請解析条件</td> </tr> <tr> <td>約 6MW</td> <td>申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間</td> </tr> <tr> <td>約 4.5MW</td> <td>平均出力燃料集合体初期出力と同じ</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)</td> <td>約 9MW</td> <td>申請解析条件</td> </tr> <tr> <td>約 6MW</td> <td>申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間</td> </tr> <tr> <td>約 4.5MW</td> <td>平均出力燃料集合体初期出力と同じ</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンス	初期出力 (高出力燃料集合体)		高圧・低圧注水機能喪失	約 9MW	申請解析条件	約 6MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間	約 4.5MW	平均出力燃料集合体初期出力と同じ	LOCA 時注水機能喪失	約 9MW	申請解析条件	約 6MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間	約 4.5MW	平均出力燃料集合体初期出力と同じ	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	約 9MW	申請解析条件	約 6MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間	約 4.5MW	平均出力燃料集合体初期出力と同じ	<p>2. 燃料集合体初期出力に対する燃料被覆管最高温度の感度解析</p> <p>燃料集合体初期出力の燃料被覆管最高温度への影響を確認するため、<u>第1表</u>に示すとおり、代表的な事故シーケンスについて、高出力燃料集合体の初期出力を変化させた場合の燃料被覆管最高温度に関する感度解析を実施した。</p> <p>なお、燃料棒の線出力密度については、初期出力に比例して変化させている。</p> <p><u>第1図</u>に、燃料集合体初期出力と燃料被覆管最高温度の関係を示す。<u>高圧注水・減圧機能喪失</u>では、申請解析条件での高出力燃料集合体初期出力の場合において燃料被覆管最高温度が最も高くなり、<u>高圧・低圧注水機能喪失及びLOCA時注水機能喪失</u>では、<u>いずれの高出力燃料集合体初期出力の場合においても、ほぼ同等の燃料被覆管最高温度となっている。</u></p> <p>以上から、高圧・低圧注水機能喪失等において、平均出力燃料集合体の燃料被覆管最高温度を代表としても問題とならない。</p> <p style="text-align: center;">第1表 高出力燃料集合体初期出力と燃料被覆管最高温度の関係</p> <table border="1" data-bbox="964 1648 1558 1900"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th colspan="2">高出力燃料集合体初期出力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>約 8.7MW</td> <td>申請解析条件</td> </tr> <tr> <td>約 6.0MW</td> <td>申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間</td> </tr> <tr> <td>約 4.3MW</td> <td>平均出力燃料集合体初期出力と同等</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">高圧注水・減圧機能喪失</td> <td>約 8.7MW</td> <td>申請解析条件</td> </tr> <tr> <td>約 6.0MW</td> <td>申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間</td> </tr> <tr> <td>約 4.3MW</td> <td>平均出力燃料集合体初期出力と同等</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">LOCA 時注水機能喪失</td> <td>約 8.7MW</td> <td>申請解析条件</td> </tr> <tr> <td>約 6.0MW</td> <td>申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間</td> </tr> <tr> <td>約 4.3MW</td> <td>平均出力燃料集合体初期出力と同等</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンス	高出力燃料集合体初期出力		高圧・低圧注水機能喪失	約 8.7MW	申請解析条件	約 6.0MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間	約 4.3MW	平均出力燃料集合体初期出力と同等	高圧注水・減圧機能喪失	約 8.7MW	申請解析条件	約 6.0MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間	約 4.3MW	平均出力燃料集合体初期出力と同等	LOCA 時注水機能喪失	約 8.7MW	申請解析条件	約 6.0MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間	約 4.3MW	平均出力燃料集合体初期出力と同等	<p>出時間が長期間とならないことから、平均出力燃料集合体で燃料被覆管最高温度が発生する。</p> <p>2. 燃料集合体初期出力に対する燃料被覆管最高温度の感度解析</p> <p>燃料集合体初期出力の燃料被覆管最高温度への影響を確認するため、<u>表1</u>に示すとおり、代表的な事故シーケンスについて、高出力燃料集合体の初期出力*を変化させた場合の燃料被覆管最高温度に関する感度解析を実施した。</p> <p>なお、<u>燃料棒の線出力密度については、初期出力に比例して変化させている。</u></p> <p><u>図2</u>に、燃料集合体初期出力と燃料被覆管最高温度の関係を示す。<u>LOCA時注水機能喪失</u>では、<u>感度解析条件 (再循環配管 (出口ノズル) における破断面積 4.2cm² の場合)</u>での高出力燃料集合体初期出力の場合において燃料被覆管最高温度が最も高くなり、<u>高圧・低圧注水機能喪失</u>では、<u>申請解析条件での高出力燃料集合体初期出力以外の場合において、ほぼ同等の燃料被覆管最高温度となっている。</u></p> <p>以上から、<u>高圧・低圧注水機能喪失</u>において、<u>不確かさを考慮すれば平均出力燃料集合体の燃料被覆管最高温度を代表としても問題とならない。</u></p> <p>※ 高出力燃料集合体の初期出力は、下記のとおり設定している。</p> <p>高出力燃料集合体の初期出力＝ 線出力密度/軸方向出力分布×燃料棒本数×燃料棒有効長</p> <p>なお、平均出力燃料集合体の初期出力は、定格熱出力 2,436MW を燃料集合体体数 560 体で除した値を設定している。</p> <p style="text-align: center;">表1 解析ケース</p> <table border="1" data-bbox="1736 1606 2463 1890"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th colspan="2">初期出力 (高出力燃料集合体)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>約 9 MW</td> <td>申請解析条件</td> </tr> <tr> <td>約 6 MW</td> <td>申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間</td> </tr> <tr> <td>約 4.5 MW</td> <td>平均出力燃料集合体初期出力と同じ</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">LOCA 時注水機能喪失</td> <td>約 9 MW</td> <td>申請解析条件</td> </tr> <tr> <td>約 6 MW</td> <td>申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間</td> </tr> <tr> <td>約 4.5 MW</td> <td>平均出力燃料集合体初期出力と同じ</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンス	初期出力 (高出力燃料集合体)		高圧・低圧注水機能喪失	約 9 MW	申請解析条件	約 6 MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間	約 4.5 MW	平均出力燃料集合体初期出力と同じ	LOCA 時注水機能喪失	約 9 MW	申請解析条件	約 6 MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間	約 4.5 MW	平均出力燃料集合体初期出力と同じ	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 感度解析を実施する事故シーケンスの相違。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 感度解析を実施する事故シーケンスの相違。</p>
事故シーケンス	初期出力 (高出力燃料集合体)																																																																			
高圧・低圧注水機能喪失	約 9MW	申請解析条件																																																																		
	約 6MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間																																																																		
	約 4.5MW	平均出力燃料集合体初期出力と同じ																																																																		
LOCA 時注水機能喪失	約 9MW	申請解析条件																																																																		
	約 6MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間																																																																		
	約 4.5MW	平均出力燃料集合体初期出力と同じ																																																																		
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	約 9MW	申請解析条件																																																																		
	約 6MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間																																																																		
	約 4.5MW	平均出力燃料集合体初期出力と同じ																																																																		
事故シーケンス	高出力燃料集合体初期出力																																																																			
高圧・低圧注水機能喪失	約 8.7MW	申請解析条件																																																																		
	約 6.0MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間																																																																		
	約 4.3MW	平均出力燃料集合体初期出力と同等																																																																		
高圧注水・減圧機能喪失	約 8.7MW	申請解析条件																																																																		
	約 6.0MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間																																																																		
	約 4.3MW	平均出力燃料集合体初期出力と同等																																																																		
LOCA 時注水機能喪失	約 8.7MW	申請解析条件																																																																		
	約 6.0MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間																																																																		
	約 4.3MW	平均出力燃料集合体初期出力と同等																																																																		
事故シーケンス	初期出力 (高出力燃料集合体)																																																																			
高圧・低圧注水機能喪失	約 9 MW	申請解析条件																																																																		
	約 6 MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間																																																																		
	約 4.5 MW	平均出力燃料集合体初期出力と同じ																																																																		
LOCA 時注水機能喪失	約 9 MW	申請解析条件																																																																		
	約 6 MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間																																																																		
	約 4.5 MW	平均出力燃料集合体初期出力と同じ																																																																		



第1図 燃料集合体初期出力に対する燃料被覆管最高温度 (PCT) の感度解析結果



第2図 原子炉水位挙動の例 (高圧・低圧注水機能喪失)



第1図 燃料集合体初期出力に対する燃料被覆管最高温度の感度解析結果

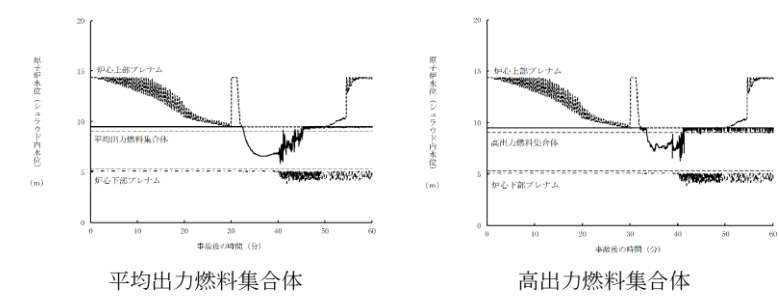


図1 原子炉水位挙動 (高圧・低圧注水機能喪失)

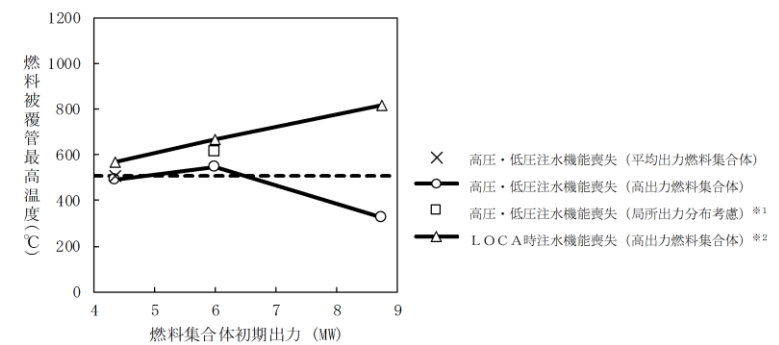


図2 燃料集合体初期出力に対する燃料被覆管最高温度の感度解析結果

※1 高出力燃料集合体の初期出力が約6 MWにおいて、高出力燃料棒の最大線出力密度を44kW/mに設定した場合の高出力燃料棒の燃料被覆管最高温度をプロット
 約6 MW = [高出力燃料棒の線出力密度 (44kW/m) × 高出力燃料棒の本数 (1本) + 平均出力燃料棒の線出力密度 (約30kW/m) × 平均出力燃料棒の本数 (73本)] × 燃料棒有効長 / 軸方向出力分布

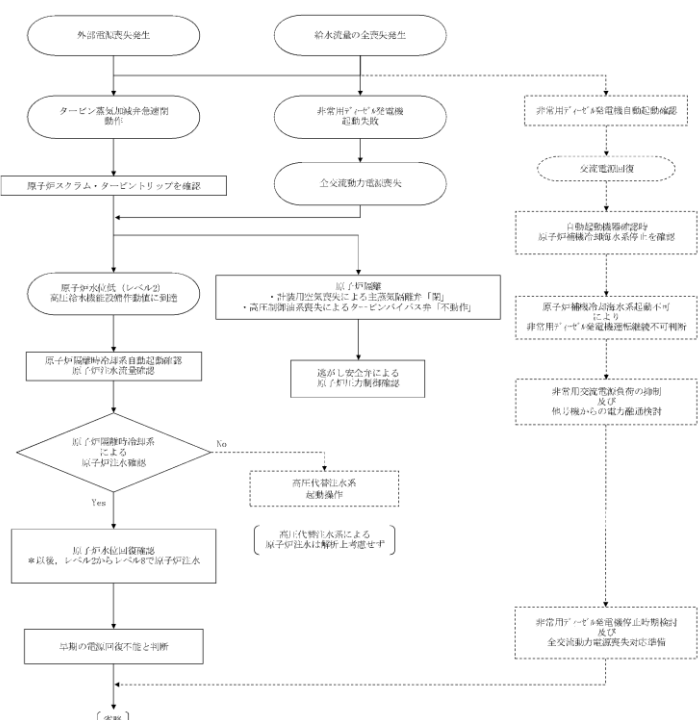
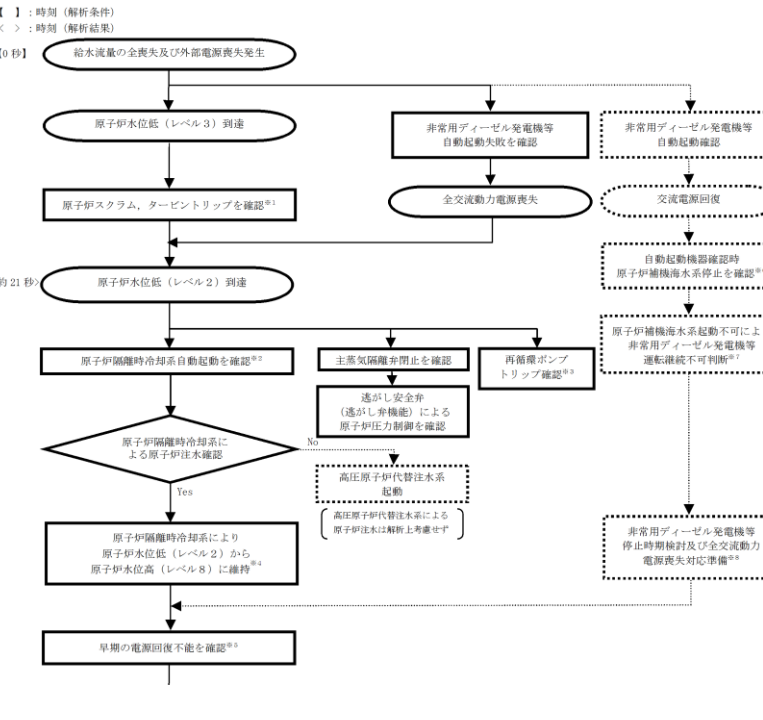
※2 再循環配管 (出口ノズル) における破断面積4.2cm²の結果をプロット

・解析結果の相違【東海第二】

・解析結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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</u> (<u>崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)</u>)</p> <p>1. はじめに 有効性評価の崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合) シナリオにおいては、外部電源の喪失に加え、取水機能喪失により非常用ディーゼル発電機 (以下「D/G」という。) の冷却水の冷却手段が喪失することから、全交流動力電源喪失を想定している。</p> <p>実際には、冷却水の冷却手段を喪失した状態でも、D/G は起動可能であり、一定時間の電源供給が行われると考えられる。ここでは、これによる影響について考察する。</p> <p>2. 非常用ディーゼル発電機による給電の影響について 第1 図に、冷却水の冷却手段を喪失したD/G の起動 (外部電源なし) を考慮した対応手順の概要を示す。</p> <p>取水機能喪失により冷却水の冷却手段が喪失した状態で、D/G が起動することで、全交流動力電源喪失は回避される。</p> <p>しかし、この際も逃がし安全弁の動作の影響や崩壊熱による原子炉冷却材の蒸発により、原子炉水位は低下する。原子炉水位が原子炉水位低 (レベル2) に到達した時点で原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が開始され、原子炉水位の維持が行われる。</p>	<p>添付資料 2. 4. 1. 3</p> <p>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</p> <p>1. はじめに <u>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」</u>においては、<u>外部電源喪失を想定するとともに、非常用ディーゼル発電機等の取水機能も喪失することを想定するため、全交流動力電源喪失となる。</u></p> <p><u>本事故シーケンスグループの有効性評価では全交流動力電源喪失を想定して運転員等操作時間を設定していることから、対応手順や運転員等操作時間に与える影響はない。しかしながら、実際には、海水冷却手段を喪失した場合でも、非常用ディーゼル発電機等は起動可能であり、一定時間の電源供給が行われることから、これによる影響について考察する。</u></p> <p>2. 非常用ディーゼル発電機による給電の影響について</p> <p><u>外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の海水冷却手段が喪失した場合、海水冷却手段が喪失した状態で非常用ディーゼル発電機等が自動起動することで、全交流動力電源喪失は回避される。</u></p> <p><u>その後、原子炉圧力制御に伴い原子炉圧力容器内の蒸気が流出し、保有水量が減少することで原子炉水位は低下する。原子炉水位が原子炉水位異常低下 (レベル2) に到達した時点で原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が開始され、原子炉水位が維持される。</u></p>	<p>9. <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></p> <p>1. はじめに 有効性評価の崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合) シナリオにおいては、外部電源の喪失に加え、取水機能喪失により非常用ディーゼル発電機等の冷却手段が喪失することから、全交流動力電源喪失を想定している。</p> <p>実際には、冷却水の冷却手段を喪失した状態でも、非常用ディーゼル発電機等は起動可能であり、一定時間の電源供給が行われると考えられる。ここでは、これによる影響について考察する。</p> <p>2. 非常用ディーゼル発電機等による給電の影響について 図1 に、冷却水の冷却手段を喪失した非常用ディーゼル発電機等の起動 (外部電源なし) を考慮した対応手順の概要を示す。</p> <p>取水機能喪失により冷却水の冷却手段が喪失した状態で、非常用ディーゼル発電機等が起動することで、全交流動力電源喪失は回避される。</p> <p>しかし、この際も逃がし安全弁の動作の影響や崩壊熱による原子炉冷却材の蒸発により、原子炉水位は低下する。原子炉水位が原子炉水位低 (レベル2) に到達した時点で原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が開始され、原子炉水位の維持が行われる。</p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。</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>この時、<u>D/G</u> は、冷却水の冷却手段を喪失しているため、運転継続によって、冷却水及び潤滑油温度が上昇し、その運転が不可能になることが想定される。</p> <p>このため、<u>D/G</u> による電源供給は可能であるものの、早期の電源回復不能と判断し、<u>常設代替交流電源設備及び低圧代替注水系(常設)の起動準備を開始する。その後、D/G を停止し、全交流動力電源喪失に至った時点で、常設代替交流電源設備からの電源供給を開始し、逃がし安全弁による原子炉減圧及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を行う。</u></p> <p><u>D/G</u> を停止するまでの対応は、中央制御室のみで実施可能であり、要員の配置に与える影響はなく、また、その後の対応手順は、全交流動力電源喪失を最初から想定した場合と同様である。なお、<u>D/G</u> が起動することによって、待機中の機器（原子炉補機冷却系など）が自動起動するが、プラントに悪影響を及ぼすものではない。</p> <p>3. まとめ 取水機能が喪失し、冷却水の冷却手段が喪失した場合も<u>D/G</u> の起動は可能である。この場合、冷却水の冷却手段がないことにより<u>D/G</u> を停止するまで、給電が行われ、全交流動力電源喪失に至る時間が延長されるのみであり、対応手順に影響は及ぼ</p>	<p>この際、<u>自動起動した非常用ディーゼル発電機等は、海水冷却手段を喪失しているため、運転継続によって冷却水及び潤滑油温度が上昇し、インターロックにより停止する。</u></p> <p>非常用ディーゼル発電機等が停止するまでの対応は、中央制御室のみで実施可能であり、要員の配置に与える影響はなく、また、その後の対応手順は、<u>非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を最初から想定した場合と同様である。なお、非常用ディーゼル発電機等が起動することによって、待機中の機器が自動起動するが、プラントに悪影響を及ぼすものではない。</u></p> <p>3. まとめ <u>非常用ディーゼル発電機等は、海水冷却手段が喪失した場合でも自動起動するが、海水冷却手段がないことによる温度上昇に伴いインターロックにより自動停止するまで給電が行われ、全交流動力電源喪失に至る時間が延長されるのみであり、対応</u></p>	<p>この時、<u>非常用ディーゼル発電機等は、冷却水の冷却手段を喪失しているため、運転継続によって、冷却水及び潤滑油温度が上昇し、その運転が不可能になることが想定される。</u></p> <p>このため、<u>非常用ディーゼル発電機等による電源供給は可能であるものの、早期の電源回復不能と判断し、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機等を停止する。</u></p> <p><u>非常用ディーゼル発電機等を停止するまでの対応は、中央制御室のみで実施可能であり、要員の配置に与える影響はなく、また、その後の対応手順は、全交流動力電源喪失を最初から想定した場合と同様である。なお、非常用ディーゼル発電機等が起動することによって、待機中の機器（原子炉補機冷却系）が自動起動するが、プラントに悪影響を及ぼすものではない。</u></p> <p>3. まとめ 取水機能が喪失し、冷却水の冷却手段が喪失した場合も<u>非常用ディーゼル発電機等</u>の起動は可能である。この場合、冷却水の冷却手段がないことにより<u>非常用ディーゼル発電機等</u>を停止するまで、給電が行われ、全交流動力電源喪失</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違 【東海第二】 東海第二では、取水機能喪失により非常用ディーゼル発電機用海水ポンプが起動していない場合は、自動停止する。 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、常設代替交流電源設備の起動後も原子炉隔離時冷却系による注水を継続し、原子炉隔離時冷却系の機能維持が不可と判断された場合に低圧注水へ移行する運用としているため、原子炉注水の記載はしていない。 ・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>さない。</p> 	<p>手順に影響を及ぼすことはない。</p>	<p>に至る時間が延長されるのみであり，対応手順に影響は及ぼさない。</p> 	<p>東海第二では，取水機能喪失により非常用ディーゼル発電機用海水ポンプが起動していない場合は，自動停止する。</p>
<p>第1図 冷却水が喪失したD/G が起動した時の対応手順の概要(抜粋) (崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))</p>		<p>図1 冷却水が喪失した非常用ディーゼル発電機等が起動した時の対応手順の概要(抜粋) (崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))</p>	<p>・運用の相違 【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>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</p> <p>炉心損傷後、原子炉へ注水できない場合には、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待するために原子炉減圧を遅らせ、シュラウド内の原子炉水位計(燃料域水位計)で原子炉水位が「有効燃料棒底部(BAF)+燃料棒有効長さの10%高い位置」を下回った場合に逃がし安全弁(SRV) 2個で原子炉の減圧を実施する手順としている。</p> <p>原子炉減圧を実施する水位および弁数は、以下の評価結果をもとに決定している。</p> <p>(1) 原子炉減圧のタイミングについて</p>	<p>添付資料 3. 2. 1</p> <p>原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧について</p> <p>原子炉への注水手段がなく原子炉圧力容器の破損に至るおそれがある場合には、原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧を実施する必要がある。この際、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待するために原子炉減圧を遅らせ、原子炉水位計(燃料域)で原子炉水位が「燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置」(以下「BAF+20%」という。)に到達した場合に、逃がし安全弁(自動減圧機能) 2個で原子炉の減圧を実施する手順としている。</p> <p>減圧を実施する水位及び弁の個数については、以下の評価結果を基に決定している。</p> <p>(1) 原子炉手動減圧のタイミングについて</p>	<p>10. 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</p> <p>原子炉への注水手段がなく原子炉圧力容器の破損に至るおそれがある場合には、原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧を実施する必要がある。この際、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待するために原子炉減圧を遅らせ、シュラウド内の原子炉水位計(燃料域)で原子炉水位が「燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置」(以下「BAF+20%」という。)に到達した場合に、逃がし安全弁(自動減圧機能付き) 2個で原子炉の減圧を実施する手順としている。</p> <p>減圧を実施する水位及び弁の個数については、以下の評価結果を基に決定している。</p> <p>1. 原子炉手動減圧のタイミングについて</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、溶融炉心、水蒸気及び水素ガスの急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため、原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施し、原子炉冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下に低減する必要がある。</p> <p>しかしながら、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待するという観点で原子炉減圧を遅くする一方で、原子炉圧力容器破損のタイミングが見通せない中で運転員による手動操作が必要な状況下であることを踏まえると、到達予測が容易である原子炉水位で判断することが妥当とした。なお、原子炉水位が低下し燃料棒有効長底部(以下「BAF」という。)を下回った以降、原子炉減圧を実施した場合には、SA事象進展等に対して以下の悪影響が考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位計(燃料域)による水位確認が不可となる。 ・燃料がヒートアップしているため、水素発生量が増加する。 ・水素発生量の増加により反応熱が増加し、原子炉圧力容器破損タイミングが早くなる。 ・減圧から原子炉圧力容器破損の時間が短く、高圧破損のリスクが上昇する。 ・水素発生量の増加及び原子炉圧力容器破損の早期化によ 	<p>・評価結果の相違【柏崎6/7】</p>

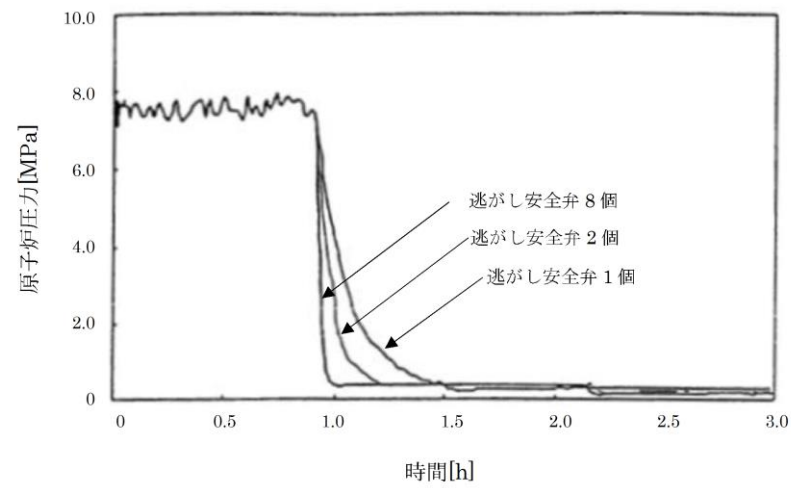
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>原子炉へ注水できない場合の原子炉減圧のタイミングを決定するため、原子炉水位が「原子炉水位低(レベル1)」に到達してから10分、20分、30分、40分、50分、60分後のそれぞれのタイミングで原子炉を減圧する場合の解析を実施し、水素の積算発生量を評価した。</p> <p>ここでの原子炉減圧は、SRV8個(自動減圧機能付逃がし安全弁全弁)によって実施されるものとした。</p> <p>評価結果を第1表に示す。水素の積算発生量については、50分後と60分後の間に大きな差が表れた。</p> <p>この評価結果から、酸化反応(ジルコニウム-水反応)が活発になる前の、原子炉水位低(レベル1)から40分後までに原子炉減圧を実施する必要があると判断した。</p> <p>なお、表1のSRV8個での10分、20分、30分、40分のタイミングでの原子炉減圧の結果からは、原子炉減圧のタイミングを遅くすることで水素発生量が減少している。しかしながら、第2表のSRV2個及び1個で原子炉減圧する場合を見ると、原子炉減圧のタイミングを遅くしても、水素発生量は減少せず、10分、20分、30分、40分で増減(ばらつき)を示している。第2表のSRV2個及び1個で原子炉減圧する場合の評価結果を踏まえ、第1表のSRV8個での評価結果もばらつきが表れた結果であり、顕著な傾向を示したものは無いと考える。しかしながら、50分後と60分後の間に大きな差が生じるのはこのばらつきの影響ではなく、炉心形状が維持されている段階での炉心のヒートアップのタイミングに大量の蒸気が通過することによるものであると考えられる。このため、10分、20分、30分、40分での水素発生量のばらつきは本結論に影響を与えるものではない。</p> <p>(2) 原子炉減圧の弁数について</p> <p>原子炉減圧の際に開放する弁数を決定するため、原子炉水位低(レベル1)到達から10~40分後に、SRV1個、2個、8個で原子炉減圧した場合のそれぞれについて、水素発生量と燃料被覆管の荷重を評価した。</p>	<p>原子炉への注水手段がない場合の原子炉手動減圧のタイミングを検討するため、原子炉水位が「原子炉水位異常低下(レベル1)」(以下「L1」という。)に到達後10分から50分のそれぞれのタイミングで減圧する場合の解析を実施し、水素の積算発生量を評価した。減圧に用いる逃がし安全弁(自動減圧機能)の弁の個数は、7個(逃がし安全弁(自動減圧機能)全て)、2個及び1個のそれぞれで実施されるものとした。</p> <p>評価結果を第1表に示すとともに、それぞれの弁の個数で減圧した場合の原子炉水位及び積算水素発生量の推移を、第1図から第6図に示す。これらの評価結果から、水素の積算発生量については、おおむねL1到達後35分から50分の間で大きな差が現れた。</p> <p>この評価結果から、酸化反応(ジルコニウム-水反応)が活発になる前の、L1到達後35分までに減圧を実施することが望ましいと判断した。</p> <p>(2) 原子炉手動減圧に用いる弁の個数について</p> <p>第1表より、(1)で判断した原子炉手動減圧を実施するタイミング(L1到達後35分)近辺の減圧タイミングに着目すると、逃がし安全弁(自動減圧機能)1個の場合の水素発生量が大きくなっている。また、減圧時の炉内蒸気流量の観点では、逃が</p>	<p>り、原子炉格納容器過圧・過温破損を防止するためのマネジメントの時間余裕が短くなる。</p> <p>これらを踏まえ、原子炉への注水手段がない場合の原子炉手動減圧のタイミングを検討するため、原子炉水位が「原子炉水位低(レベル1)」(以下「L1」という。)に到達後10分から60分までのそれぞれのタイミングで減圧する場合の解析を実施し、水素の積算発生量*1を評価した。減圧に用いる逃がし安全弁の弁の個数は、6個(逃がし安全弁(自動減圧機能付き)全弁)で実施されるものとした。</p> <p>評価結果を第1表、第1図及び第2図に示す。水素の積算発生量については、L1到達後40分後と50分後の間に大きな差が表れた。</p> <p>この評価結果から、酸化反応(ジルコニウム-水反応)が活発になる前の、L1到達後40分後までに減圧を実施することが望ましいと判断した。</p> <p>なお、第1表の逃がし安全弁(自動減圧機能付き)全弁(6個)での原子炉減圧の結果及び第2表の逃がし安全弁2個及び1個での原子炉減圧の結果について、10分、20分、30分、40分のタイミングで多少の増減(ばらつき)を示しているものの、50分後と60分後の間に大きな差が生じるのはこのばらつきの影響ではなく、炉心形状が維持されている段階での炉心のヒートアップのタイミングに大量の蒸気が通過することによるものであると考えられる。このため、10分、20分、30分、40分での水素発生量の多少のばらつきは本結論に影響を与えるものではない。</p> <p>※1 事象が安定した時点である事象発生から3時間後までの積算量。なお、3時間以降の水素量の増加はない。</p> <p>2. 原子炉手動減圧に用いる弁の個数について</p> <p>第2表及び第7図から第10図より、1.で判断した原子炉手動減圧を実施するタイミング(L1到達後40分)近辺の減圧タイミングに着目すると、逃がし安全弁1個の場合の水素発生量が大きくなっている。また、減圧時の炉内蒸気流量の</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価結果の相違【東海第二】 ・評価結果の相違【東海第二】 ・評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】 ・評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】 ・評価結果の相違【柏崎6/7】 ・評価結果の相違【柏崎6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 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>評価結果を第2表に示す。水素発生量は、逃がし安全弁1個で原子炉減圧した場合以外は、ほぼ同等となった。原子炉減圧時の炉内蒸気流量の観点では、SRV8個で原子炉減圧した場合よりも、逃がし安全弁2個で原子炉減圧した場合の方が流量が少ないことから、被覆管に対する負荷が小さいものと考える。</p> <p>原子炉減圧完了までの時間については、第1図に示す通り、弁数が少ないほど長くなるが、いずれの場合も原子炉圧力容器破損までの時間に対しては十分な余裕があるため、原子炉圧力容器破損時の熔融炉心落下量など、原子炉圧力容器破損後の事象進展に与える影響は小さい。</p> <p>以上から、原子炉減圧の際に開放する弁数はSRV2個とした。</p> <p>(3) 原子炉減圧を実施する水位について</p> <p>(1)の評価結果から、原子炉の減圧を原子炉水位低(レベル1)到達から50分後以降に実施する場合に水素の積算発生量の顕著な増加が見られること及び、(2)の評価結果から、原子炉の減圧を原子炉水位低(レベル1)到達から10~40分後に実施する場合には、原子炉減圧実施時間に応じた水素の積算発生量に傾向が確認されないことを踏まえ、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待する観点から、原子炉減圧は水位低(レベル1)から40分後に実施するものとし、判断基準としてはこれに相当する原子炉水位を用いることとした。原子炉水位低(レベル1)から40分後の原子炉水位を評価すると、原子炉水位はBAF+10%程度であるため、これを原子炉減圧実施の水位とした。</p>	<p>し安全弁(自動減圧機能)7個の場合よりも逃がし安全弁(自動減圧機能)2個の場合の方が、炉内蒸気流量が小さいことから、被覆管に対する負荷が小さいものと考える。</p> <p>減圧完了までの時間については、第1図、第3図及び第5図のとおり、弁の個数が少ないほど長くなるが、いずれの場合も原子炉圧力容器破損までの時間に対しては十分な余裕があるため、原子炉圧力容器破損時の熔融炉心落下量など、原子炉圧力容器破損後の事象進展に与える影響は小さい。</p> <p>以上から、原子炉手動減圧の際に開放する弁の個数は逃がし安全弁(自動減圧機能)2個とした。</p> <p>(3) 原子炉手動減圧を実施する原子炉水位について</p> <p>上記評価結果より、原子炉手動減圧をL1到達後35分以降に実施する場合に水素の積算発生量に顕著な増加が見られること、また、減圧をL1到達後10分から35分の間で実施する場合には水素の積算発生量に有意な傾向が確認されないことを踏まえ、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待する観点から、減圧はL1到達後35分で実施するものとし、判断基準としてはこのタイミングに相当する原子炉水位を用いることとした。</p> <p>第3図より、L1到達後35分での原子炉水位はBAF+20%程度であることから、これを原子炉手動減圧実施の水位とした。</p>	<p>観点では、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)全弁(6個)の場合よりも逃がし安全弁2個の場合の方が、炉内蒸気流量が小さいことから、燃料被覆管にかかる荷重が小さいものと考える。なお、低圧注水がある場合、水位回復の観点から早めに減圧すべきであるが、低圧注水がない場合には、注水ができない状況であってもできるだけ燃料破損を遅らせる観点から減圧に用いる弁数は少ない方が望ましい。</p> <p>水素発生量については、減圧が遅くなるほど蒸気量は小さくなるが炉心ヒートアップは進むこともあり、減圧時間が遅い方が水素発生量が多くなる傾向となっている。</p> <p>水素発生量を抑えつつ、燃料被覆管の荷重を低く抑える観点から、減圧時に開放する適切な弁数は2個と判断した。ただし、減圧が遅くなり水素ガスが多く発生したとしても、450kg程度であれば、原子炉過圧破損の観点から原子炉格納容器圧力への影響は過大ではないと考える。</p> <p>減圧完了までの時間については、第3図から第6図に示すとおり、弁の個数が少ないほど長くなるが、いずれの場合も原子炉圧力容器内破損までの時間に対しては十分な余裕があるため、原子炉圧力容器破損時の熔融炉心落下量など、原子炉圧力容器破損後の事象進展に与える影響は小さい。</p> <p>以上から、原子炉手動減圧の際に開放する弁数は逃がし安全弁2個とした。</p> <p>3. 原子炉手動減圧を実施する水位について</p> <p>上記評価結果より、原子炉手動減圧をL1到達後50分後以降に実施する場合に水素の積算発生量の顕著な増加が見られること、また、減圧をL1到達後10分から40分の間で実施する場合には水素の積算発生量に有意な傾向が確認されないことを踏まえ、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待する観点から、原子炉減圧はL1到達後40分で実施するものとし、判断基準としてはこのタイミングに相当する原子炉水位を用いることとした。原子炉水位低(レベル1)から40分後の原子炉水位を評価すると、原子炉水位はBAF+20%程度であることから、これを減圧実施の水位とした。仮に原子炉水位がBAF+20%で減圧操作できなかった場合でも、BAFに到達するまでに約30分間の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であることから、操作の不確かさはない。</p>	<p>・評価結果の相違【柏崎6/7】</p> <p>・評価結果の相違【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違【柏崎6/7】</p>

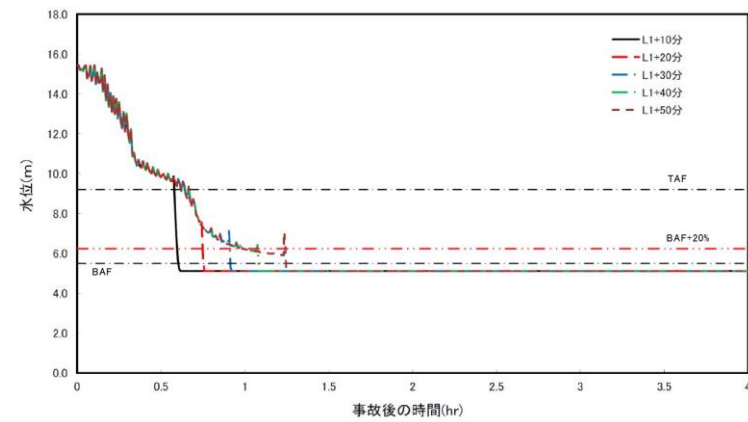
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、海外における同様の判断基準を調査した結果、米国の緊急時操作ガイドライン(EPG)^[1]の例では、不測事態の蒸気冷却の手順において、原子炉へ注水できない場合の原子炉減圧の判断基準をBAF+70%程度としていることを確認した。これは、BAF+70%程度よりも原子炉水位が高い状況では、注水が無くかつ原子炉減圧していない状態でも冠水部分の燃料から発生する蒸気により露出部分の燃料を冷却できると判断しているものと推定される。当社の判断基準は、米国の例との差異はあるものの、上述の評価結果を踏まえ定めているものであり、妥当であると考え。</p> <p>(4) 原子炉水位の確認手段について</p> <p>原子炉水位は、原子炉水位計(燃料域水位計)によって確認する。原子炉水位がBAF+10%に到達する時点(事象発生から約1.4時間後)では、原子炉圧力容器内の気相部温度は飽和温度を超えているが、ドライウェル内の気相部温度は約80℃であることから、原子炉水位計の凝縮槽内の水位は維持され、原子炉水位計による原子炉水位の確認は可能と考える。</p> <p>また、仮に水位不明となった場合は急速減圧を実施する手順となっており、同等の対応となることから、運転員の対応に影響はない。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>なお、海外における同様の判断基準を調査した結果、米国の緊急時操作ガイドライン(EPG)^[1]の例では、不測事態の蒸気冷却の手順において、原子炉へ注水できない場合の原子炉減圧の判断基準をBAF+70%程度としていることを確認した。これは、BAF+70%程度よりも原子炉水位が高い状況では、注水が無くかつ原子炉減圧していない状態でも、冠水部分の燃料から発生する蒸気により露出部分の燃料を冷却できると判断しているものと推定される。当社の判断基準は、米国の例との差異はあるものの、上述の評価結果を踏まえ蒸気冷却効果、水素発生量及び被覆管に対する負荷の観点から定めているものであり、妥当であると考え。</p> <p>(4) 原子炉水位の確認手段について</p> <p>原子炉水位は、原子炉水位計(燃料域)によって確認する。原子炉水位がBAF+20%に到達する時点(事象発生から約38分後)では、原子炉圧力容器内の気相部温度は飽和温度を超えているが、ドライウェル内の気相部温度は80℃程度であることから、原子炉水位計の凝縮槽内の水位は維持され、原子炉水位計による原子炉水位の確認は可能と考える。</p> <p>また、仮に水位不明となった場合は炉心損傷を判断した時点で急速減圧を実施する手順となっており、同等の対応となることから、運転員の対応に影響はない。</p>	<p>なお、海外における同様の判断基準を調査した結果、米国の緊急時操作ガイドライン(EPG)^[1]の例では、不測事態の蒸気冷却の手順において、原子炉へ注水できない場合の原子炉減圧の判断基準をBAF+70%程度としていることを確認した。これはBAF+70%程度よりも原子炉水位が高い状況では、注水が無くかつ原子炉減圧していない状態でも、冠水部分の燃料から発生する蒸気により露出部分の燃料を冷却できると判断しているものと推定される。当社の判断基準は、米国の例との差異はあるものの、上述の評価結果を踏まえ蒸気冷却効果、水素発生量及び被覆管に対する負荷の観点から定めているものであり、妥当であると考え。</p> <p>4. 原子炉水位の確認手段について</p> <p>原子炉水位は原子炉水位計(燃料域)によって確認し、第11図に示す補正曲線を用いて原子炉圧力に対する補正を行いBAF+20%を判断する。高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱において、原子炉水位計(燃料域)がBAF+20%に到達する時点(事象発生から約1時間後)では、原子炉圧力容器内の気相部温度は飽和温度を超えているが、ドライウェル内の気相部温度は約77℃であり、第12図に示す水位不明判断曲線の水位不明領域に入っていないことから、原子炉水位計(燃料域)の凝縮槽内の水位は維持され、原子炉水位計(燃料域)による原子炉水位の確認は可能と考える。</p> <p>また、第12図に示す水位不明判断曲線は、すべての原子炉水位計の水位不明判断に使用し、仮に水位不明となった場合は急速減圧を実施する手順となっており、同等の対応となることから、運転員の対応に影響はない。</p> <p>なお、原子炉水位計の凝縮槽内の水位を確認する手段として、凝縮槽表面の気相部と液相部に温度計を設置することとしており、気相部と液相部に温度差がある場合には、凝縮槽</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、BAF+20%補正曲線で判断する手段を記載 ・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、水位不明でないことを水位不明曲線で判断する手段を記載 ・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉水位低(レベル1)到達以降、水位不明となった場合は原子炉水位低(レベル1)到達から40分後に減圧する。 ・記載表現の相違 【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>[参考文献]</p> <p>[1] “ABWR design Control Document [Tier 2, Chapter 18 Human Factors Engineering]”, GE Nuclear Energy, Mar. , 1997</p>	<p>[1] “ABWR Design Control Document [Tier2, Chapter18, Human Factors Engineering]”, GE Nuclear Energy, Mar. 1997.</p>	<p>内の水位が維持されており、また、気相部と液相部に温度差がない場合には、凝縮槽内の水が蒸発し、水位不明となっていることを判断することが可能である。</p> <p>5. 原子炉手動減圧に用いる逃がし安全弁の選定について</p> <p>原子炉注水機能喪失時の原子炉手動減圧に用いる逃がし安全弁は、以下に示す条件を考慮し「B弁」及び「M弁」を選定している。</p> <p>【選定条件】</p> <p>①自動減圧機能及び代替自動減圧機能を有する弁とし、本機能が作動した場合に必要な以上の逃がし安全弁が開としないようにする。</p> <p>②過熱蒸気による逃がし安全弁損傷防止の観点から、開放する弁は可能な限り隔離させる。(第13図)</p> <p>③残留熱除去系の機能喪失防止の観点から、開放する弁は残留熱除去系ストレーナから可能な限り隔離させる。(第14図)</p> <p>④サブプレッション・プール水温度の上昇を均一にするため、可能な限り離れた排気管の位置の弁とする。(第14図)</p> <p>第14図に示すとおり、「B弁」と「M弁」の排気ラインは比較的近接しているが、サブプレッション・プール水量(2800m³)を勘案すると原子炉からの蒸気凝縮は十分可能である。サブプレッション・プールへの熱影響の観点(【選定条件】④)からは、「B弁」と「M弁」の排気ラインは比較的近接しているが、重大事故対応における悪影響を考慮し、その他の選定条件(【選定条件】①～③)をすべて満たす弁を選定している。</p> <p>[参考文献]</p> <p>[1] “ABWR design Control Document [Tier 2, Chapter 18 Human Factors Engineering]”, GE Nuclear Energy, Mar. , 1997</p>	<p>島根2号炉は、凝縮槽に設置している温度計による水位確認手段を記載。</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉手動減圧に用いる逃がし安全弁の選定の考え方を記載</p>

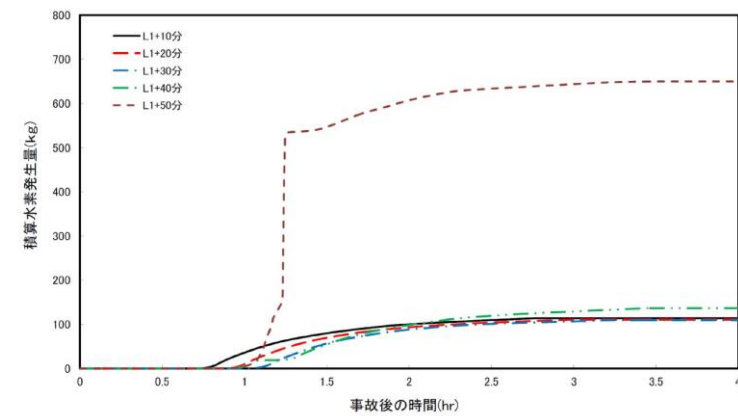
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																				
<p align="center">第1表 原子炉減圧のタイミングに関する評価結果 (SRV8個で原子炉減圧した場合)</p> <table border="1" data-bbox="160 296 914 411"> <thead> <tr> <th>原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れ</th> <th>10分</th> <th>20分</th> <th>30分</th> <th>40分</th> <th>50分</th> <th>60分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素発生量[kg]</td> <td>370</td> <td>270</td> <td>220</td> <td>180</td> <td>270</td> <td>820*</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 原子炉水位の低下に伴う燃料棒の過熱により、原子炉水位低(レベル1)到達後50分を過ぎたタイミングで原子炉を減圧すると、ジルコニウム-水反応による水素発生量が著しく増加する。(「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」におけるジルコニウム-水反応による水素発生量は約1400kg)</p>	原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れ	10分	20分	30分	40分	50分	60分	水素発生量[kg]	370	270	220	180	270	820*	<p align="center">第1表 原子炉手動減圧に関する解析結果</p> <table border="1" data-bbox="997 814 1519 1318"> <thead> <tr> <th>減圧弁数</th> <th>L1到達後の時間遅れ[分]</th> <th>水素発生量[kg]</th> <th>被覆管への荷重*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">逃がし安全弁(自動減圧機能) 7個</td> <td>10</td> <td>114</td> <td>87</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>111</td> <td>78</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>109</td> <td>163</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>137</td> <td>119</td> </tr> <tr> <td>50</td> <td>650</td> <td>68</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">逃がし安全弁(自動減圧機能) 2個</td> <td>10</td> <td>272</td> <td>40</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>253</td> <td>106</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>295</td> <td>92</td> </tr> <tr> <td>35</td> <td>295</td> <td>51</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>578</td> <td>98</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">逃がし安全弁(自動減圧機能) 1個</td> <td>10</td> <td>403</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>405</td> <td>83</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>469</td> <td>63</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>599</td> <td>103</td> </tr> </tbody> </table> <p align="right">*減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]</p> <p>(減圧時に燃料被覆管が受ける荷重としては、燃料被覆管内外の圧力差による応力等が考えられ、蒸気流量の増加とともに大きくなると考えられることから、加わる荷重の指標として蒸気流量を参考としている)</p>	減圧弁数	L1到達後の時間遅れ[分]	水素発生量[kg]	被覆管への荷重*	逃がし安全弁(自動減圧機能) 7個	10	114	87	20	111	78	30	109	163	40	137	119	50	650	68	逃がし安全弁(自動減圧機能) 2個	10	272	40	20	253	106	30	295	92	35	295	51	40	578	98	逃がし安全弁(自動減圧機能) 1個	10	403	80	20	405	83	30	469	63	40	599	103	<p align="center">第1表 原子炉減圧のタイミングに関する評価結果 (逃がし安全弁(自動減圧機能付き)全弁(6個)で減圧した場合)</p> <table border="1" data-bbox="1745 302 2493 417"> <thead> <tr> <th>原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れ</th> <th>10分</th> <th>20分</th> <th>30分</th> <th>40分</th> <th>50分</th> <th>60分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>積算水素発生量(3時間後まで)[kg]</td> <td>70</td> <td>70</td> <td>70</td> <td>80</td> <td>350</td> <td>310</td> </tr> </tbody> </table> <p align="center">第2表 減圧弁数に関する評価結果</p> <table border="1" data-bbox="1745 810 2493 1297"> <thead> <tr> <th>減圧弁数</th> <th>L1到達後の時間遅れ[分]</th> <th>原子炉水位(燃料域)の目安</th> <th>積算水素発生量(3時間後まで)[kg]</th> <th>被覆管への荷重*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">逃がし安全弁(自動減圧機能付き)全弁(6個)</td> <td>10</td> <td>BAF+121%</td> <td>70</td> <td>130</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>BAF+69%</td> <td>70</td> <td>110</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>BAF+29%</td> <td>70</td> <td>130</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>BAF+18%</td> <td>80</td> <td>150</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">逃がし安全弁 2個</td> <td>10</td> <td>BAF+121%</td> <td>140</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>BAF+69%</td> <td>130</td> <td>70</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>BAF+29%</td> <td>140</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>BAF+18%</td> <td>160</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">逃がし安全弁 1個</td> <td>10</td> <td>BAF+121%</td> <td>200</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>BAF+69%</td> <td>200</td> <td>50</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>BAF+29%</td> <td>220</td> <td>30</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>BAF+18%</td> <td>380</td> <td>30</td> </tr> </tbody> </table> <p align="right">* 原子炉減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]</p> <p>(減圧時に燃料被覆管が受ける荷重としては、燃料被覆管内外の圧力差による応力等が考えられ、蒸気流量の増加とともに大きくなると考えられることから、加わる荷重の指標として蒸気流量を参考としている。)</p>	原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れ	10分	20分	30分	40分	50分	60分	積算水素発生量(3時間後まで)[kg]	70	70	70	80	350	310	減圧弁数	L1到達後の時間遅れ[分]	原子炉水位(燃料域)の目安	積算水素発生量(3時間後まで)[kg]	被覆管への荷重*	逃がし安全弁(自動減圧機能付き)全弁(6個)	10	BAF+121%	70	130	20	BAF+69%	70	110	30	BAF+29%	70	130	40	BAF+18%	80	150	逃がし安全弁 2個	10	BAF+121%	140	80	20	BAF+69%	130	70	30	BAF+29%	140	60	40	BAF+18%	160	100	逃がし安全弁 1個	10	BAF+121%	200	60	20	BAF+69%	200	50	30	BAF+29%	220	30	40	BAF+18%	380	30	<p>・評価結果の相違【柏崎6/7】</p> <p>・記載方針の相違【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】</p>															
原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れ	10分	20分	30分	40分	50分	60分																																																																																																																																																	
水素発生量[kg]	370	270	220	180	270	820*																																																																																																																																																	
減圧弁数	L1到達後の時間遅れ[分]	水素発生量[kg]	被覆管への荷重*																																																																																																																																																				
逃がし安全弁(自動減圧機能) 7個	10	114	87																																																																																																																																																				
	20	111	78																																																																																																																																																				
	30	109	163																																																																																																																																																				
	40	137	119																																																																																																																																																				
	50	650	68																																																																																																																																																				
逃がし安全弁(自動減圧機能) 2個	10	272	40																																																																																																																																																				
	20	253	106																																																																																																																																																				
	30	295	92																																																																																																																																																				
	35	295	51																																																																																																																																																				
	40	578	98																																																																																																																																																				
逃がし安全弁(自動減圧機能) 1個	10	403	80																																																																																																																																																				
	20	405	83																																																																																																																																																				
	30	469	63																																																																																																																																																				
	40	599	103																																																																																																																																																				
原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れ	10分	20分	30分	40分	50分	60分																																																																																																																																																	
積算水素発生量(3時間後まで)[kg]	70	70	70	80	350	310																																																																																																																																																	
減圧弁数	L1到達後の時間遅れ[分]	原子炉水位(燃料域)の目安	積算水素発生量(3時間後まで)[kg]	被覆管への荷重*																																																																																																																																																			
逃がし安全弁(自動減圧機能付き)全弁(6個)	10	BAF+121%	70	130																																																																																																																																																			
	20	BAF+69%	70	110																																																																																																																																																			
	30	BAF+29%	70	130																																																																																																																																																			
	40	BAF+18%	80	150																																																																																																																																																			
逃がし安全弁 2個	10	BAF+121%	140	80																																																																																																																																																			
	20	BAF+69%	130	70																																																																																																																																																			
	30	BAF+29%	140	60																																																																																																																																																			
	40	BAF+18%	160	100																																																																																																																																																			
逃がし安全弁 1個	10	BAF+121%	200	60																																																																																																																																																			
	20	BAF+69%	200	50																																																																																																																																																			
	30	BAF+29%	220	30																																																																																																																																																			
	40	BAF+18%	380	30																																																																																																																																																			
<p align="center">第2表 原子炉減圧時の弁数に関する評価結果</p> <table border="1" data-bbox="172 789 893 1157"> <thead> <tr> <th>原子炉減圧時の弁数</th> <th>原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れ</th> <th>水素発生量[kg]</th> <th>被覆管への荷重*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">SRV8個</td> <td>10分</td> <td>370</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td>20分</td> <td>270</td> <td>270</td> </tr> <tr> <td>30分</td> <td>220</td> <td>210</td> </tr> <tr> <td>40分</td> <td>180</td> <td>220</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">SRV2個</td> <td>10分</td> <td>360</td> <td>90</td> </tr> <tr> <td>20分</td> <td>400</td> <td>140</td> </tr> <tr> <td>30分</td> <td>280</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>40分</td> <td>400</td> <td>70</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">SRV1個</td> <td>10分</td> <td>560</td> <td>70</td> </tr> <tr> <td>20分</td> <td>640</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td>30分</td> <td>510</td> <td>50</td> </tr> <tr> <td>40分</td> <td>620</td> <td>60</td> </tr> </tbody> </table> <p align="right">※ 原子炉減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]</p>	原子炉減圧時の弁数	原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れ	水素発生量[kg]	被覆管への荷重*	SRV8個	10分	370	100	20分	270	270	30分	220	210	40分	180	220	SRV2個	10分	360	90	20分	400	140	30分	280	80	40分	400	70	SRV1個	10分	560	70	20分	640	60	30分	510	50	40分	620	60	<p align="center">第1表 原子炉手動減圧に関する解析結果</p> <table border="1" data-bbox="997 814 1519 1318"> <thead> <tr> <th>減圧弁数</th> <th>L1到達後の時間遅れ[分]</th> <th>水素発生量[kg]</th> <th>被覆管への荷重*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">逃がし安全弁(自動減圧機能) 7個</td> <td>10</td> <td>114</td> <td>87</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>111</td> <td>78</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>109</td> <td>163</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>137</td> <td>119</td> </tr> <tr> <td>50</td> <td>650</td> <td>68</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">逃がし安全弁(自動減圧機能) 2個</td> <td>10</td> <td>272</td> <td>40</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>253</td> <td>106</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>295</td> <td>92</td> </tr> <tr> <td>35</td> <td>295</td> <td>51</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>578</td> <td>98</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">逃がし安全弁(自動減圧機能) 1個</td> <td>10</td> <td>403</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>405</td> <td>83</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>469</td> <td>63</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>599</td> <td>103</td> </tr> </tbody> </table> <p align="right">*減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]</p> <p>(減圧時に燃料被覆管が受ける荷重としては、燃料被覆管内外の圧力差による応力等が考えられ、蒸気流量の増加とともに大きくなると考えられることから、加わる荷重の指標として蒸気流量を参考としている)</p>	減圧弁数	L1到達後の時間遅れ[分]	水素発生量[kg]	被覆管への荷重*	逃がし安全弁(自動減圧機能) 7個	10	114	87	20	111	78	30	109	163	40	137	119	50	650	68	逃がし安全弁(自動減圧機能) 2個	10	272	40	20	253	106	30	295	92	35	295	51	40	578	98	逃がし安全弁(自動減圧機能) 1個	10	403	80	20	405	83	30	469	63	40	599	103	<p align="center">第2表 減圧弁数に関する評価結果</p> <table border="1" data-bbox="1745 810 2493 1297"> <thead> <tr> <th>減圧弁数</th> <th>L1到達後の時間遅れ[分]</th> <th>原子炉水位(燃料域)の目安</th> <th>積算水素発生量(3時間後まで)[kg]</th> <th>被覆管への荷重*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">逃がし安全弁(自動減圧機能付き)全弁(6個)</td> <td>10</td> <td>BAF+121%</td> <td>70</td> <td>130</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>BAF+69%</td> <td>70</td> <td>110</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>BAF+29%</td> <td>70</td> <td>130</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>BAF+18%</td> <td>80</td> <td>150</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">逃がし安全弁 2個</td> <td>10</td> <td>BAF+121%</td> <td>140</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>BAF+69%</td> <td>130</td> <td>70</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>BAF+29%</td> <td>140</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>BAF+18%</td> <td>160</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">逃がし安全弁 1個</td> <td>10</td> <td>BAF+121%</td> <td>200</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>BAF+69%</td> <td>200</td> <td>50</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>BAF+29%</td> <td>220</td> <td>30</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>BAF+18%</td> <td>380</td> <td>30</td> </tr> </tbody> </table> <p align="right">* 原子炉減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]</p> <p>(減圧時に燃料被覆管が受ける荷重としては、燃料被覆管内外の圧力差による応力等が考えられ、蒸気流量の増加とともに大きくなると考えられることから、加わる荷重の指標として蒸気流量を参考としている。)</p>	減圧弁数	L1到達後の時間遅れ[分]	原子炉水位(燃料域)の目安	積算水素発生量(3時間後まで)[kg]	被覆管への荷重*	逃がし安全弁(自動減圧機能付き)全弁(6個)	10	BAF+121%	70	130	20	BAF+69%	70	110	30	BAF+29%	70	130	40	BAF+18%	80	150	逃がし安全弁 2個	10	BAF+121%	140	80	20	BAF+69%	130	70	30	BAF+29%	140	60	40	BAF+18%	160	100	逃がし安全弁 1個	10	BAF+121%	200	60	20	BAF+69%	200	50	30	BAF+29%	220	30	40	BAF+18%	380	30	<p>・評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】</p>
原子炉減圧時の弁数	原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れ	水素発生量[kg]	被覆管への荷重*																																																																																																																																																				
SRV8個	10分	370	100																																																																																																																																																				
	20分	270	270																																																																																																																																																				
	30分	220	210																																																																																																																																																				
	40分	180	220																																																																																																																																																				
SRV2個	10分	360	90																																																																																																																																																				
	20分	400	140																																																																																																																																																				
	30分	280	80																																																																																																																																																				
	40分	400	70																																																																																																																																																				
SRV1個	10分	560	70																																																																																																																																																				
	20分	640	60																																																																																																																																																				
	30分	510	50																																																																																																																																																				
	40分	620	60																																																																																																																																																				
減圧弁数	L1到達後の時間遅れ[分]	水素発生量[kg]	被覆管への荷重*																																																																																																																																																				
逃がし安全弁(自動減圧機能) 7個	10	114	87																																																																																																																																																				
	20	111	78																																																																																																																																																				
	30	109	163																																																																																																																																																				
	40	137	119																																																																																																																																																				
	50	650	68																																																																																																																																																				
逃がし安全弁(自動減圧機能) 2個	10	272	40																																																																																																																																																				
	20	253	106																																																																																																																																																				
	30	295	92																																																																																																																																																				
	35	295	51																																																																																																																																																				
	40	578	98																																																																																																																																																				
逃がし安全弁(自動減圧機能) 1個	10	403	80																																																																																																																																																				
	20	405	83																																																																																																																																																				
	30	469	63																																																																																																																																																				
	40	599	103																																																																																																																																																				
減圧弁数	L1到達後の時間遅れ[分]	原子炉水位(燃料域)の目安	積算水素発生量(3時間後まで)[kg]	被覆管への荷重*																																																																																																																																																			
逃がし安全弁(自動減圧機能付き)全弁(6個)	10	BAF+121%	70	130																																																																																																																																																			
	20	BAF+69%	70	110																																																																																																																																																			
	30	BAF+29%	70	130																																																																																																																																																			
	40	BAF+18%	80	150																																																																																																																																																			
逃がし安全弁 2個	10	BAF+121%	140	80																																																																																																																																																			
	20	BAF+69%	130	70																																																																																																																																																			
	30	BAF+29%	140	60																																																																																																																																																			
	40	BAF+18%	160	100																																																																																																																																																			
逃がし安全弁 1個	10	BAF+121%	200	60																																																																																																																																																			
	20	BAF+69%	200	50																																																																																																																																																			
	30	BAF+29%	220	30																																																																																																																																																			
	40	BAF+18%	380	30																																																																																																																																																			



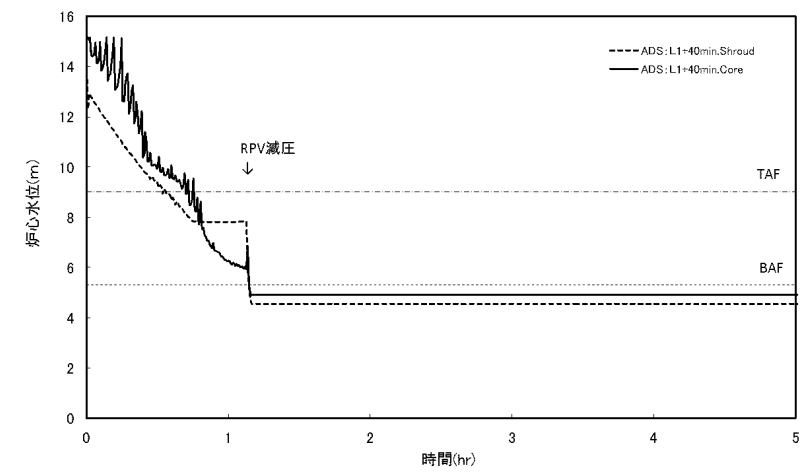
第1図 原子炉減圧時の原子炉圧力の推移



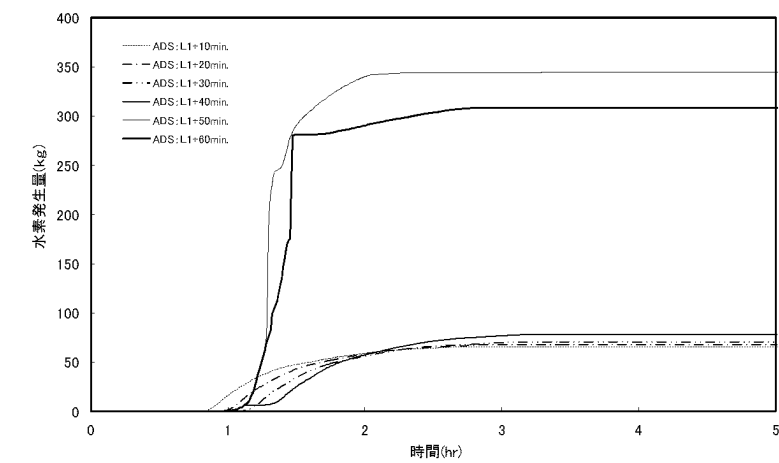
第1図 原子炉水位の時間変化
(逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 個)



第2図 積算水素発生量の時間変化
(逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 個)

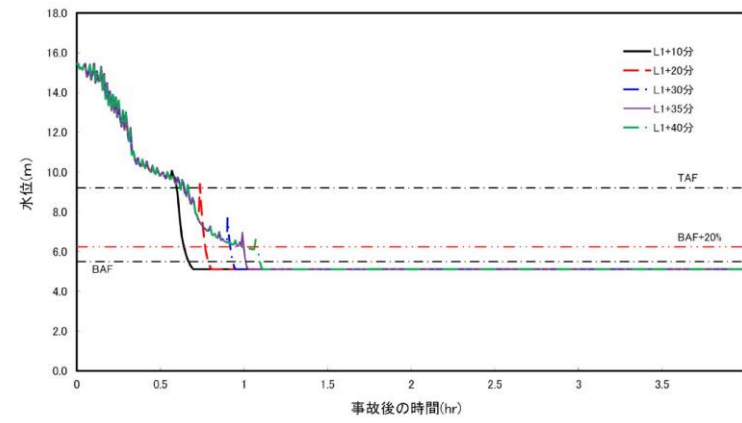


第1図 原子炉水位の時間変化
(逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 全弁 (6 個))

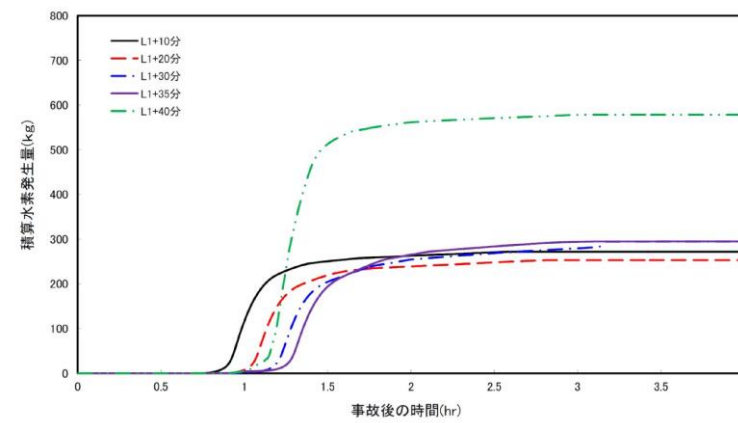


第2図 積算水素発生量の時間変化
(逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 全弁 (6 個))

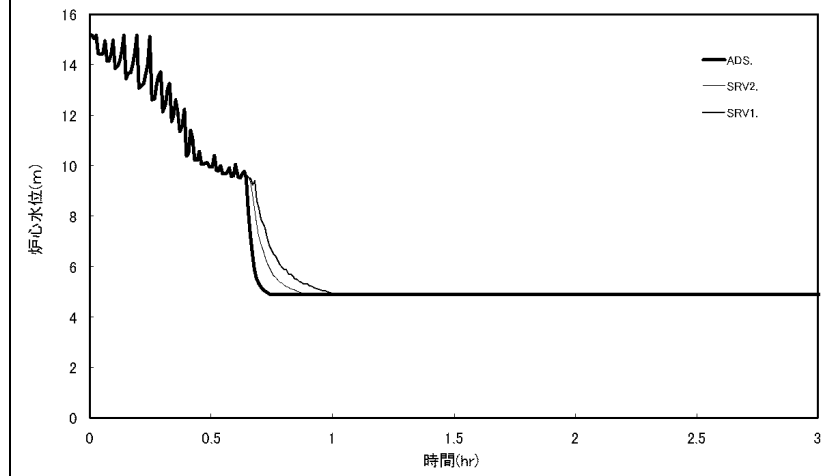
・評価結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】



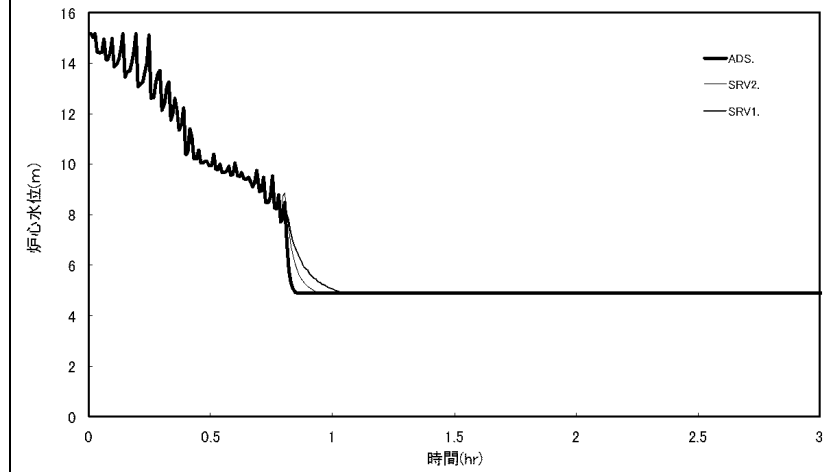
第3図 原子炉水位の時間変化
(逃がし安全弁 (自動減圧機能) 2 個)



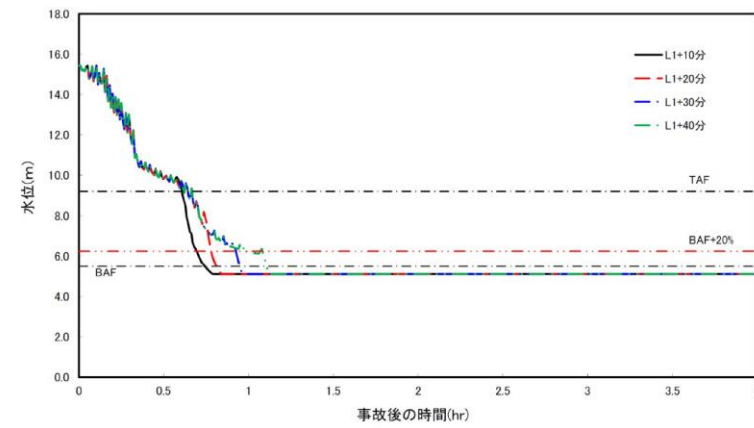
第4図 積算水素発生量の時間変化
(逃がし安全弁 (自動減圧機能) 2 個)



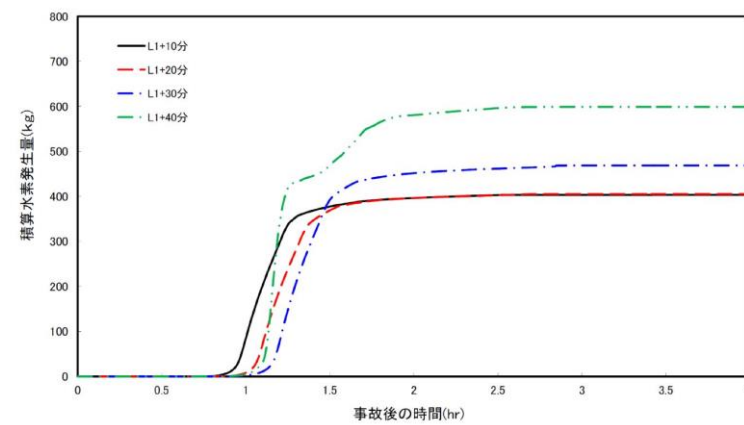
第3図 原子炉水位の時間変化
(L 1+10 分で減圧)



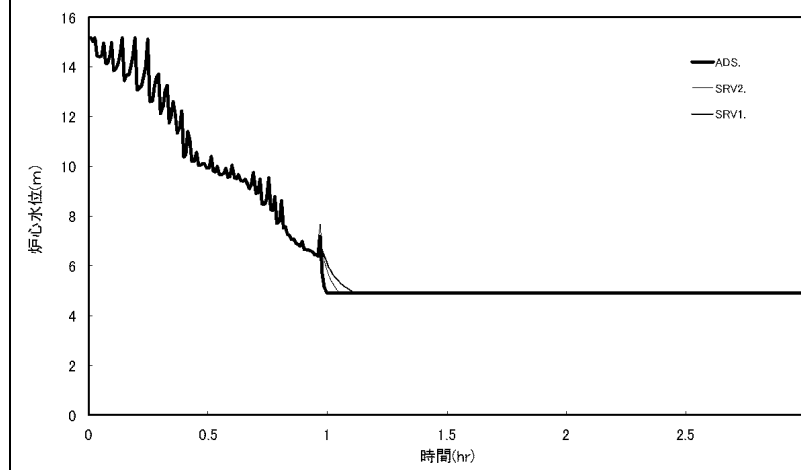
第4図 原子炉水位の時間変化
(L 1+20 分で減圧)



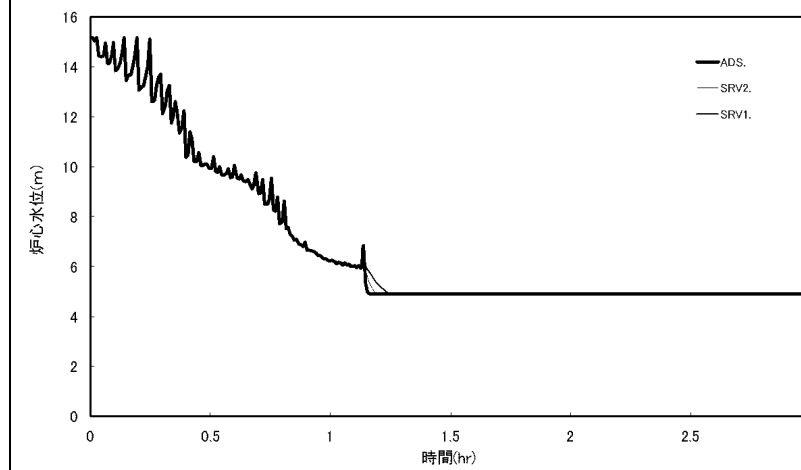
第5図 原子炉水位の時間変化
(逃がし安全弁 (自動減圧機能) 1 個)



第6図 積算水素発生量の時間変化
(逃がし安全弁 (自動減圧機能) 1 個)



第5図 原子炉水位の時間変化
(L 1+30 分で減圧)



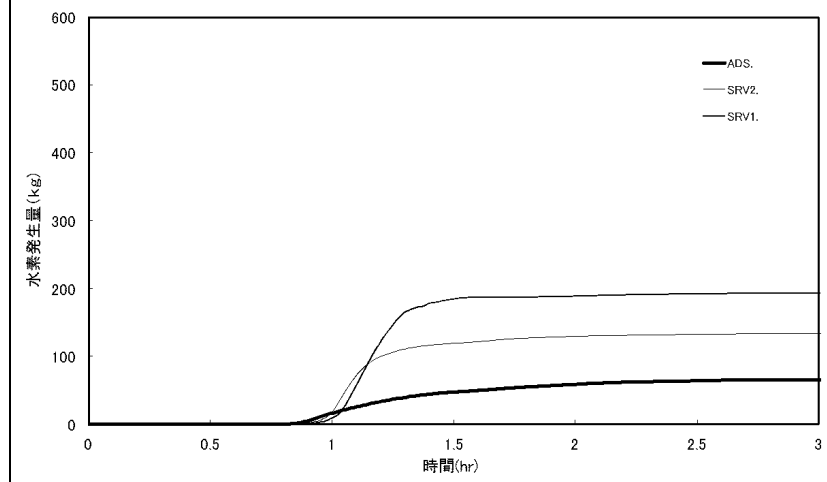
第6図 原子炉水位の時間変化
(L 1+40 分で減圧)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

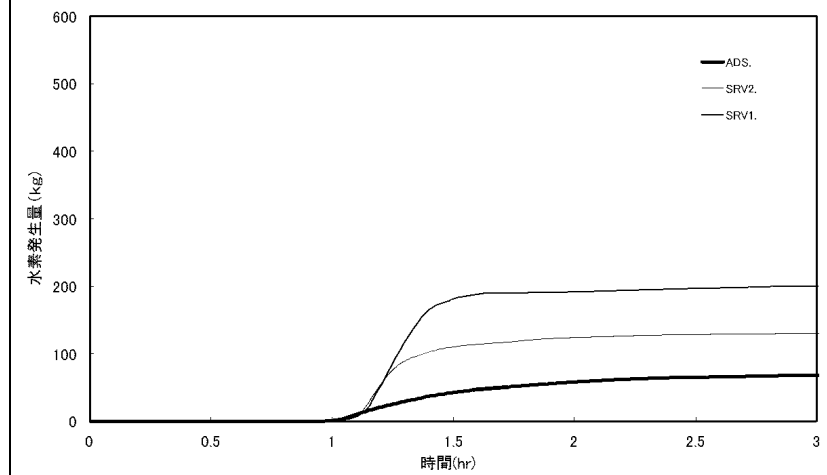
東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

島根原子力発電所 2号炉

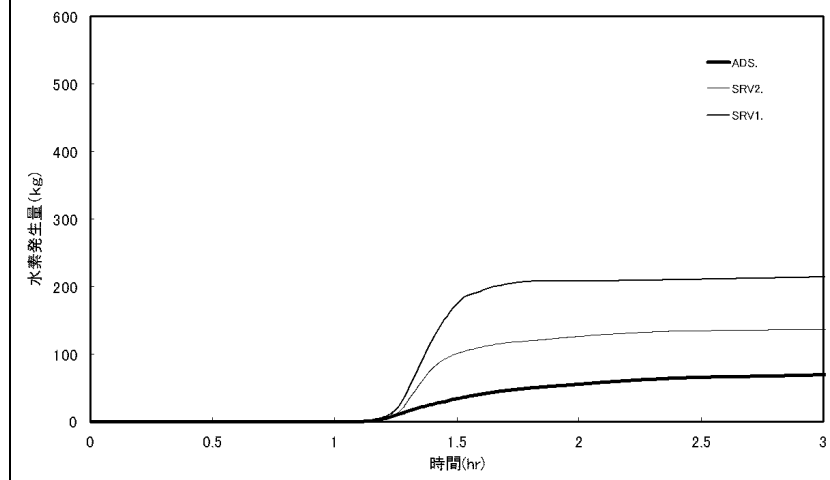
備考



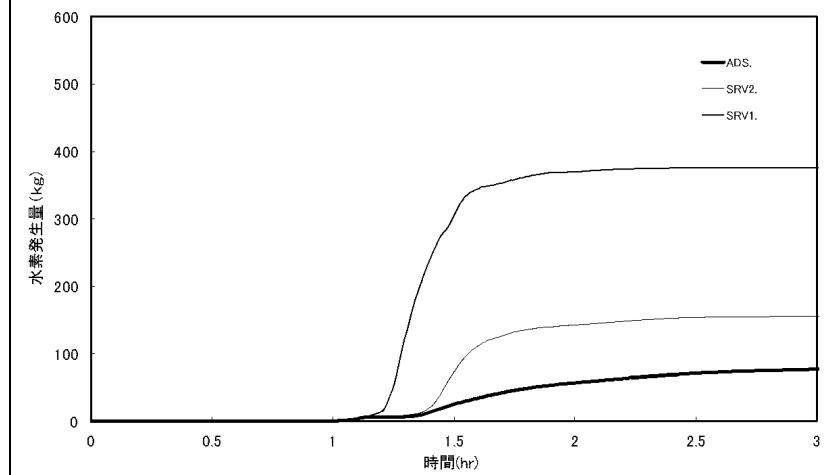
第7図 積算水素発生量の時間変化
(L 1+10分で減圧)



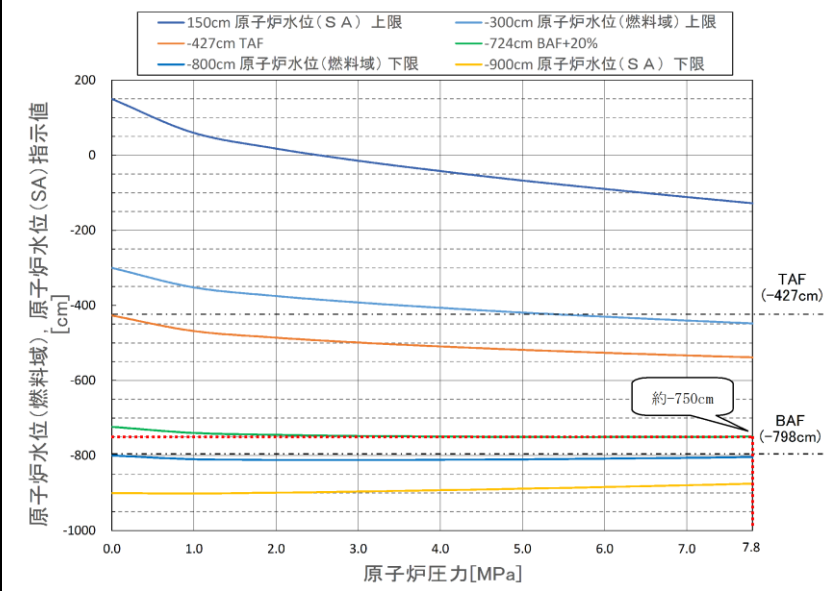
第8図 積算水素発生量の時間変化
(L 1+20分で減圧)



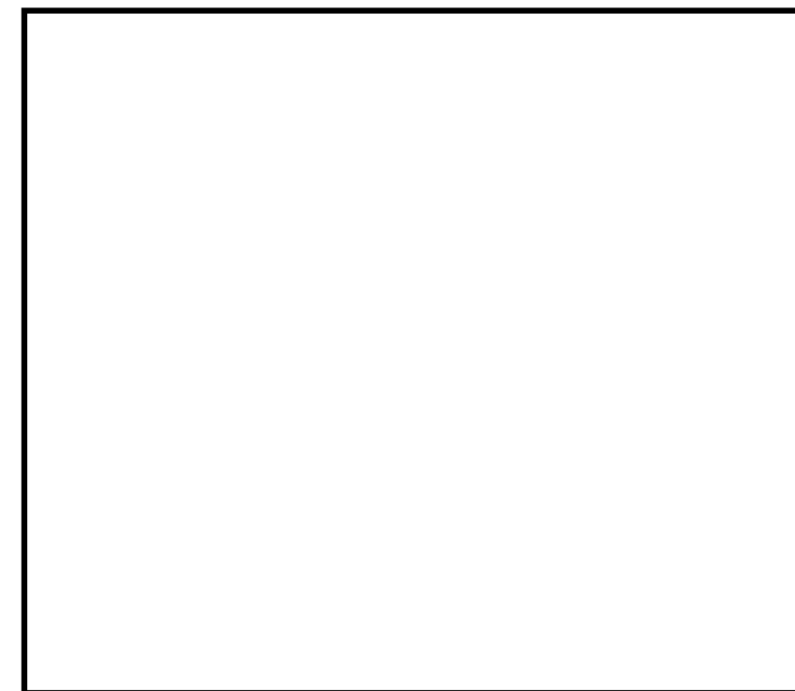
第9図 積算水素発生量の時間変化
(L 1+30分で減圧)



第10図 積算水素発生量の時間変化
(L 1+40分で減圧)



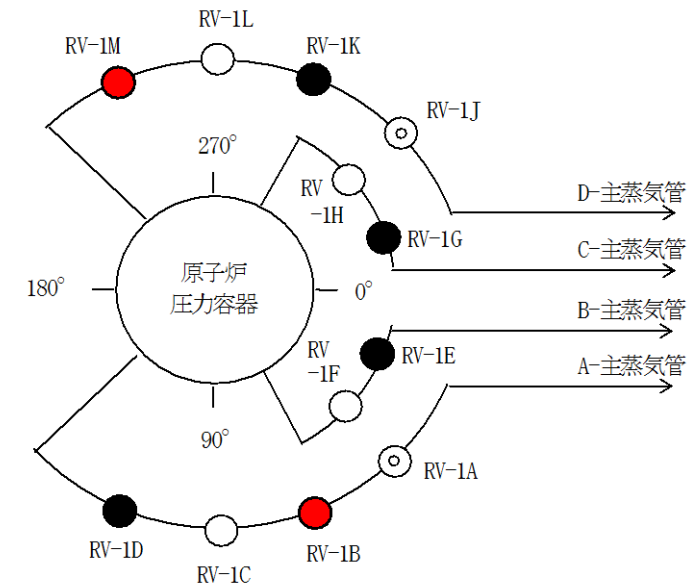
第11図 原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A）補正曲線



第12図 水位不明判断曲線

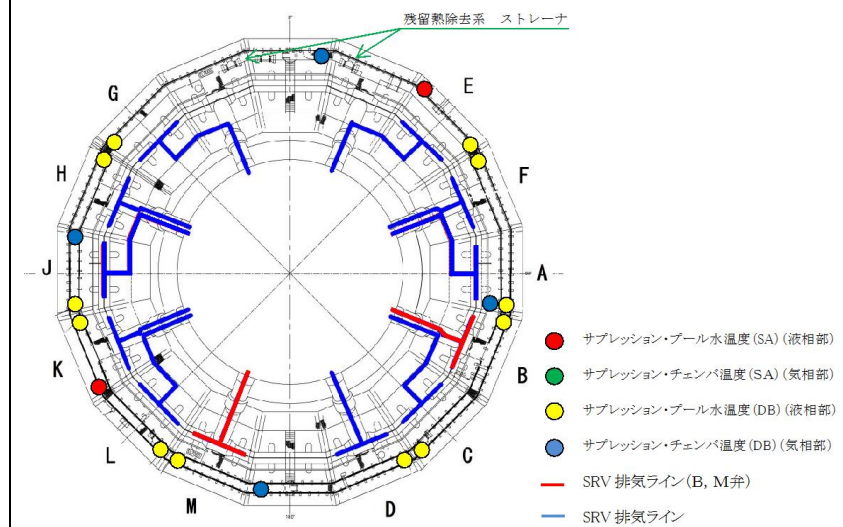
・記載表現の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
島根 2号炉は, B A F + 20% 補正曲線で判断する手段を記載

・記載表現の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
島根 2号炉は, 水位不明でないことを水位不明曲線で判断する手段を記載



- 凡例
- : 逃がし安全弁 (自動減圧機能+逃がし弁機能)
 - : 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
 - ⊙ : 逃がし安全弁 (逃がし弁機能+逃がし安全弁窒素ガス代替供給系)

第13図 逃がし安全弁の配置図

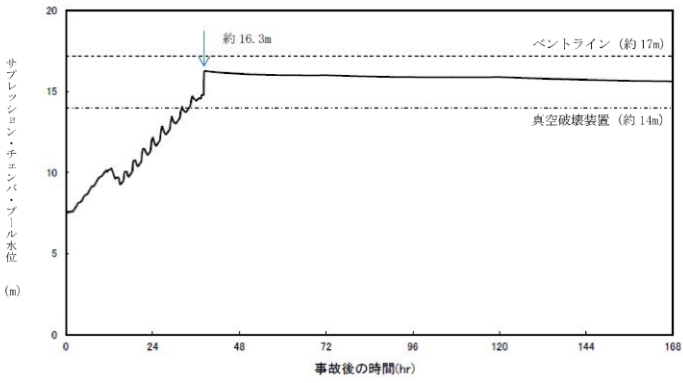
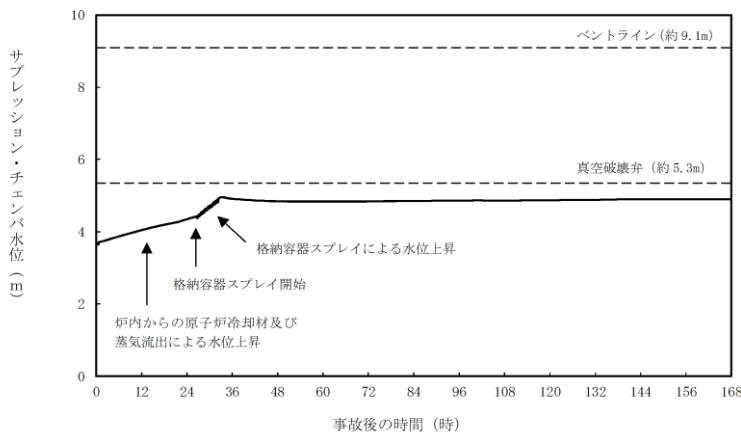


第14図 サプレッション・チェンバ内の逃がし安全弁排気管の配置図

・記載表現の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉は, 原子炉手動減圧に用いる逃がし安全弁の選定の考え方を記載

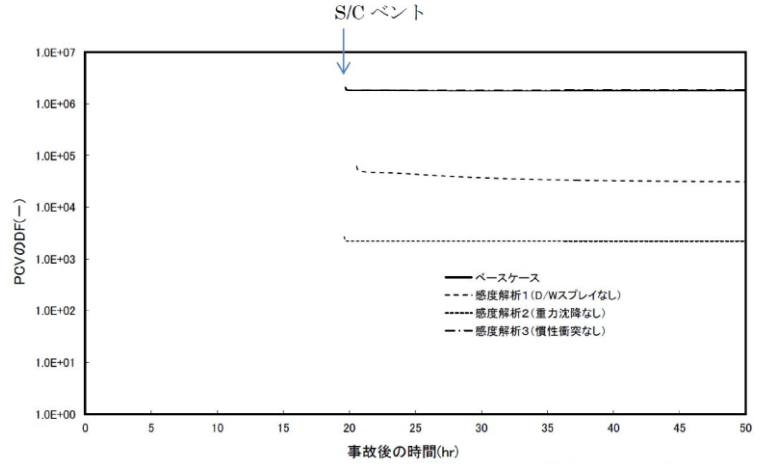
・記載表現の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉は, 原子炉手動減圧に用いる逃がし安全弁の選定の考え方を記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>12. エントレインメントの影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>有効性評価シナリオにおいて、最もサプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するシナリオは、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）シナリオであり、原子炉注水、格納容器スプレイを継続した場合、サプレッション・チェンバ・プール水位は上昇し、格納容器ベント実施後に、サプレッション・チェンバ・プール水位は最も高くなる。</p> <p>ここでは、上記状態におけるエントレインメントの影響について評価する。</p> <p>2. エントレインメントの影響</p> <p>サプレッション・チェンバのプール水が飽和温度となっている状態で、サプレッション・チェンバからの格納容器ベントを実施すると、サプレッション・チェンバ内の気体が排出されるため、ドライウェルに蓄水していた水やベント管内の水がサプレッション・チェンバへ流入し、真空破壊装置近辺であったサプレッション・チェンバ・プール水位が約16.3m まで上昇する（第1図参照）。</p> <p>このとき、以下に示すように、サプレッション・チェンバのプール水が全て減圧沸騰するという保守的な仮定により水位上昇を評価すると、サプレッション・チェンバ・プール水位は約0.7m 上昇し、約17.0m となる。サプレッション・チェンバのベントライン下端高さは約17.2m であるため、エントレインメントは回避できると考えられる。</p> <p>なお、現実的にはサプレッション・チェンバ・プールの下部には水頭圧がかかるため全体が減圧沸騰することはないことから、サプレッション・チェンバ・プール水位は約17.0m より低くなると考えられる。</p> <p>また、サプレッション・チェンバのプール水面の飛沫が、格納容器ベント時に同伴してベント配管内に取り込まれたとしても、配管内に滞留水が形成されない構造の設計としているため、ベントラインが閉塞することはない。</p>	<p>資料なし</p>	<p>11. エントレインメントの影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>有効性評価シナリオにおいて、最もサプレッション・プール水位が上昇するシナリオは、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）シナリオであり、原子炉注水、格納容器スプレイを継続した場合、サプレッション・プール水位は上昇し、格納容器ベント実施後、サプレッション・プール水位は最も高くなる。</p> <p>ここでは、上記状態におけるエントレインメントの影響について評価する。</p> <p>2. エントレインメントの影響</p> <p>サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m に到達した時点で格納容器スプレイを停止し、その後速やかにウェットウェルベントを実施する場合、図1に示すとおり、ベント時のサプレッション・プール水位は約5.0m であり、ベントライン下端（約9.1m）に対して余裕がある。</p> <p>このとき、サプレッション・プールの水が全て減圧沸騰するという保守的な仮定により水位上昇を評価すると、ベント時のサプレッション・プール水位は、約5.0m に対して減圧沸騰により若干上昇するが、ほぼ変化はない。サプレッション・チェンバのベントライン下端高さは約9.1m であるため、エントレインメントは回避できると考えられる。</p> <p>なお、現実的にはサプレッション・チェンバの下部には水頭圧がかかるため全体が減圧沸騰することはないことから、水位は全て減圧した場合よりも低くなると考えられる。</p> <p>また、サプレッション・プール水面の飛沫が、ベント時に同伴してベント配管内に取り込まれたとしても、配管内に滞留水が形成されない構造設計としているため、ベントラインが閉塞することはない。</p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・設備設計の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違【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>＜サブプレッション・チェンバ・プール水位上昇評価＞ <u>減圧沸騰時のボイド率からサブプレッション・チェンバ・プール水位の上昇分を求める。</u> <u>サブプレッション・チェンバのプール水中で一様な蒸気発生がある場合の平均ボイド率は、ドリフトフラックスモデルから以下の計算により求める。</u></p> $\alpha = \frac{jg}{vg + jg \times Co}$ <p><i>jg</i>: サプレッション・チェンバのプール表面での見かけ蒸気速度 ($9.42 \times 10^{-3} \text{m/s}$) <i>vg</i>: ドリフト速度 (0.227m/s) <i>Co</i>: 分布定数 (1.0)</p> <p>よって、平均ボイド率 α を求めると約0.040 となる。</p> <p>以上より、減圧沸騰によりサブプレッション・チェンバのプール水は約4.0%体積膨張する。格納容器ベント時のサブプレッション・チェンバ・プール水位は約16.3m に対して、減圧沸騰により水位は約0.7m 上昇し、約17.0m となる。</p>  <p>第1 図 サプレッション・チェンバ・プールの水位変化 (格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合))</p> <p style="text-align: right;">以上</p>		 <p>図1 サプレッション・プール水位変化 (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))</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【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>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</p> <p>「添付資料3.1.3.3」で評価している“<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）時において代替循環冷却系を使用しない場合における格納容器圧力逃がし装置からのCs-137放出量評価について</u>”は、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状の放射性物質の捕集についても期待しており、その捕集効果はMAAP コード内（SUPRA 評価式）で考慮している。</p> <p>事故発生後サプレッション・プール水は沸騰するが、沸騰時には気泡中の水蒸気凝縮に伴う除去効率の向上が見込めないため、捕集効果に影響を及ぼす可能性がある。</p> <p>ここでは、サプレッション・プール水の沸騰による捕集効果への影響について検討を行った。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3. 1. 3. 6</p> <p style="text-align: center;"><u>格納容器内での除去効果について</u></p> <p><u>MAAPにおけるCs-137に対する格納容器内の除去効果として、沈着、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を考慮している。また、沈着については、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FPガス凝縮/再蒸発で構成される。（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 MAAP」（抜粋）参照）</u></p> <p><u>「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 MAAP」（抜粋）</u></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>(2) FPの状態変化・輸送モデル</p> <p>高温燃料から出た希ガス以外のFPは雰囲気の温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のFPの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中のFPの場合は、溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。</p> <p>FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたFPは、原子炉圧力容器破損前にはLOCA破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した溶融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出されたFPはスクラビングによってサプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。</p> </div>	<p>12. 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> <p>「添付資料 3. 1. 3. 3」で評価している“<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）時において残留熱代替除去系を使用しない場合における格納容器フィルタベント系からのCs-137放出量評価について</u>”は、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状の放射性物質の捕集についても期待しており、その捕集効果はMAAPコード内（SUPRA評価式）で考慮している。</p> <p>事故発生後サプレッション・プール水は沸騰するが、沸騰時には気泡中の水蒸気凝縮に伴う除去効率の向上が見込めないため、捕集効果に影響を及ぼす可能性がある。</p> <p>ここでは、サプレッション・プール水の沸騰による、捕集効果への影響について検討を行った。</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、MAAPコードにおけるFP状態変化・輸送モデルの抜粋を記載。</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>原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の気体、エアロゾル及び構造物表面上(沈着)の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のF P輸送モデル概要を図3.3-15に示す。</p> <p>エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、F Pガス凝縮、F Pガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。</p> <p>重力沈降は、Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式(エアロゾルの粒径分布に対する保存式)の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したMAAPのモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。</p> <p>拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じるStefan流(壁面へ向かう流体力学的気流)のみを考慮して沈着率を求める。</p> <p>熱泳動による沈着は、Epsteinのモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。</p> <p>慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様にSmoluchowski方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。</p> <p>F Pガスの凝縮は、F Pガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状F P圧力がF P飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。</p> <p style="text-align: center;">5-66</p> <p>F Pガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状F Pの圧力がF Pの飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。</p> <p>エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(D F)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。D Fの値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA^[9]を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。</p> <p>また、格納容器スプレーによるF P除去も模擬しており、スプレー液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレーの液滴径、流量及び落下高さから計算する。</p>		<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、MAAPコードにおけるF P状態変化・輸送モデルの抜粋を記載。</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>1. <u>沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果</u></p> <p><u>沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果を確認するため、感度解析を行った。解析結果を第1図に示す。なお、感度解析では、以下の式により格納容器内の除去効果（除染係数（以下「DF」という。））を算出している。</u></p> <p><u>格納容器内DF = 格納容器内へのCsI放出割合 / ベントラインから大気へのCsI放出割合</u></p>  <p>第1図 <u>エアロゾルに対する格納容器内の除去効果（感度解析結果）</u></p> <p>第1図より、ベースケースにおけるDF（10^6オーダー）との比較から、重力沈降のDFは10^3程度、ドライウェルスプレイのDFは$10 \sim 10^2$程度であることがわかる。これより、重力沈降及びドライウェルスプレイ両方によるDFは$10^4 \sim 10^5$程度となるため、Cs-137に対する格納容器内の除去効果は、重力沈降及びドライウェルスプレイの影響が大きいと考える。</p>		<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、エアロゾルに対する格納容器内の除去効果を示すため、感度解析結果を記載。</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>1. スクラビング時のサプレッション・プール水の状態</p> <p>事故発生後、CsI 及びCsOH は原子炉圧力容器から原子炉格納容器内気相部へ移行し、また、その大部分は原子炉格納容器内の液相部に移行する。MAAP 解析により得られた原子炉格納容器内の液相部中のCsI 及びCsOH の存在割合の時間推移を図1 に、サプレッション・プール水温の時間推移を図2 に示す。</p> <p>図1 より、<u>原子炉格納容器の壁面等に沈着した核分裂生成物が格納容器スプレイによって洗い流される効果や初期のブローダウンによるスクラビングの効果等により</u>、CsI 及びCsOH の大部分が初期の数時間で液相部へと移行することが分かる。また、図2 より、最初の数時間においては、サプレッション・プール水温は未飽和状態であり、沸騰は起きていないことがわかる。すなわち、サプレッション・プールでスクラビングされる大部分のCsI及びCsOH は、最初の数時間で非沸騰状態下でのその効果を受け、残りの少量のCsI 及びCsOHが沸騰状態下でのスクラビングを受けることになる。</p> <p>このことから、サプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に対しては、沸騰条件下でのスクラビング効果の影響よりも、非沸騰状態下でのスクラビング効果の影響の方が支配的になると考えられる。</p>	<p>2. サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果</p> <p>(1) <u>スクラビング効果について</u></p> <p><u>スクラビングは、エアロゾルを含む気体がプール内に移行する場合、気泡が分裂しながら上昇していく過程においてエアロゾルが気泡界面に到達した時点で水に溶解して気体から除去される現象である。スクラビングにおけるエアロゾル除去のメカニズムは、プールへの注入時の水との衝突や気泡がプール水中を上昇していく過程における慣性衝突等が考えられる。</u></p>	<p>1. スクラビング時のサプレッション・プール水の状態</p> <p>事故発生後、CsI 及びCsOHは原子炉圧力容器から原子炉格納容器内気相部へ移行し、また、その大部分は原子炉格納容器内液相部に移行する。MAAP解析により得られた原子炉格納容器内液相部中のCsI 及びCsOHの存在割合の時間推移を第1図に、サプレッション・プール水温の時間推移を第2図に示す。</p> <p>第1図より、<u>初期のブローダウンによるスクラビングの効果等により</u>、CsI 及びCsOHの大部分が初期の数時間で液相部へと移行することが分かる。また、第2図より、最初の数時間においては、サプレッション・プール水温は未飽和状態であり、沸騰は起きていないことがわかる。すなわち、サプレッション・プールでスクラビングされる大部分のCsI及びCsOHは、最初の数時間で非沸騰状態下でのその効果を受け、残りの少量のCsI及びCsOHが沸騰状態下でのスクラビングを受けることになる。</p> <p>このことから、サプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に対しては、沸騰条件下でのスクラビング効果の影響よりも、非沸騰状態下でのスクラビング効果の影響の方が支配的になると考えられる。</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、MAAP解析により得られたCsI及びCsOHのサプレッション・プールへの移行割合や水温を記載。</p>

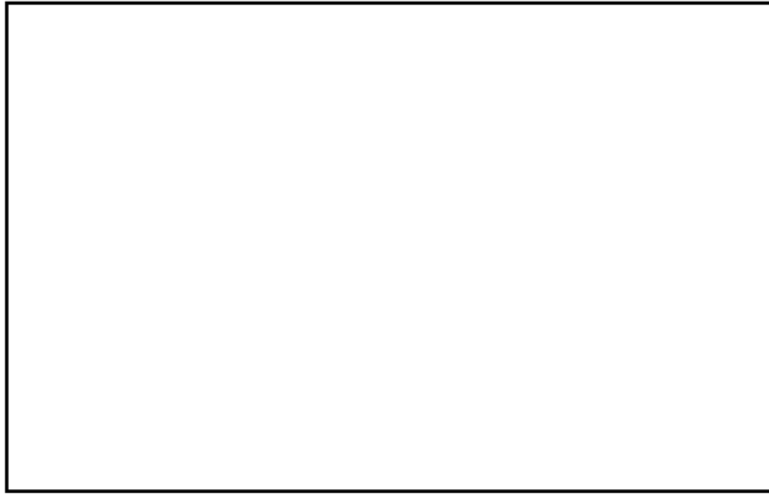


図1 原子炉格納容器内の液相部中の存在割合

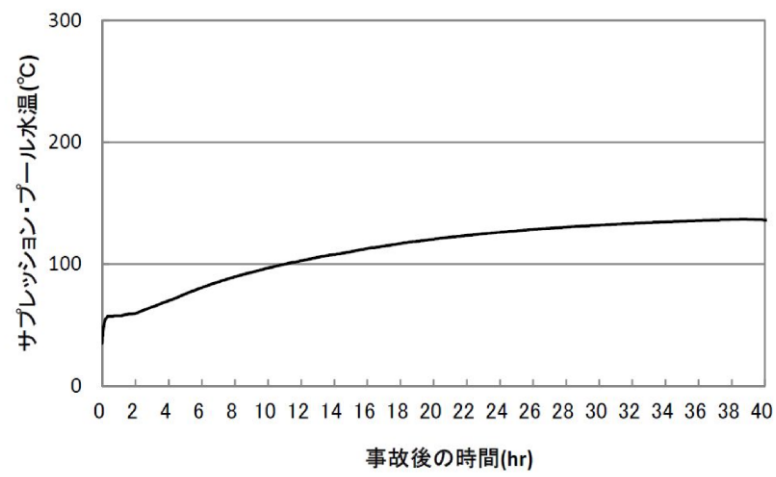
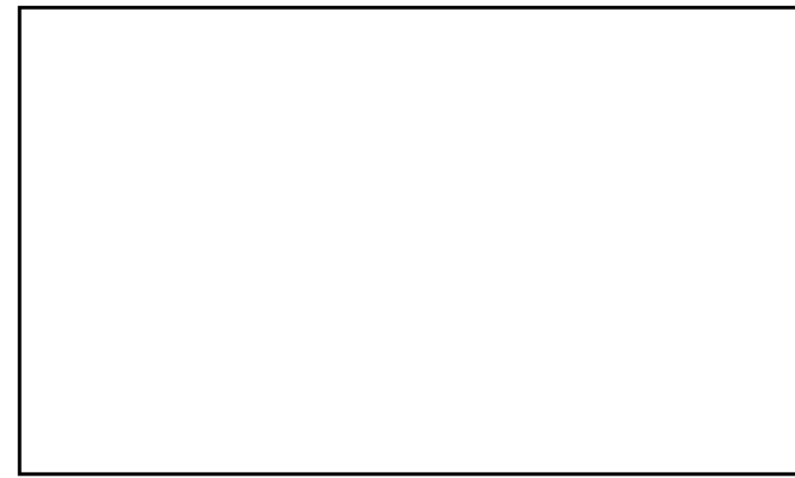
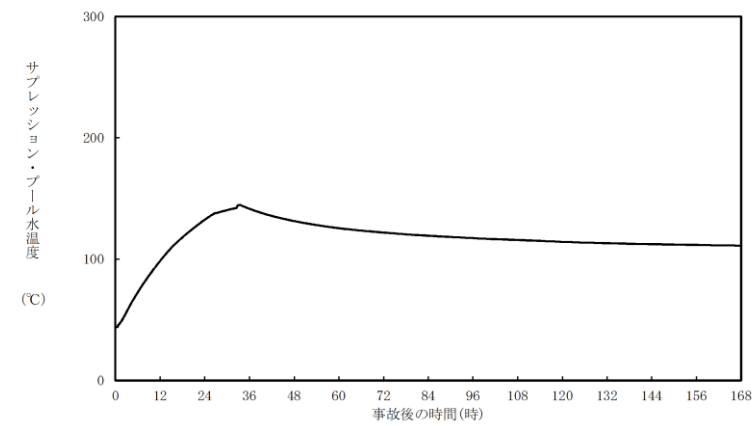


図2 サブプレッション・プール水温



第1図 原子炉格納容器内液相部中の存在割合



第2図 サブプレッション・プール水温度

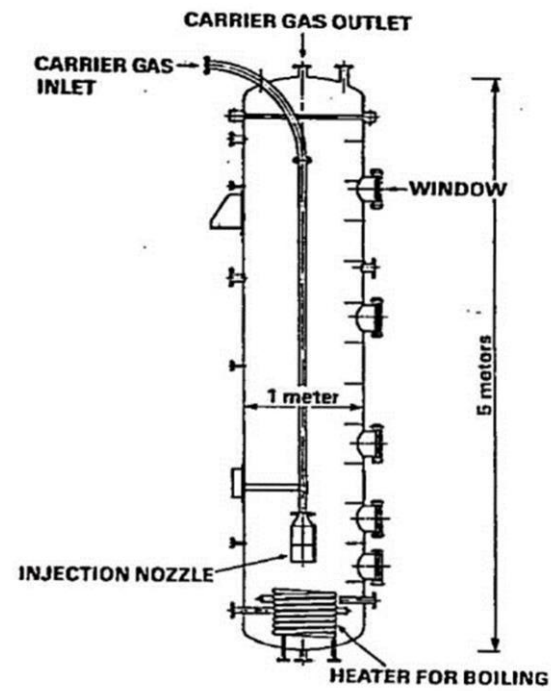
・解析結果の相違
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 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>MAAP解析上の扱いについて</u></p> <p><u>スクラビングによる除去効果について、MAAP解析ではスクラビング計算プログラム (SUPRAコード) により計算されたDF値のデータテーブルに、プール水深、エアロゾルの粒子径、キャリアガス中の水蒸気割合、格納容器圧力及びサプレッション・プールのサブクール度の条件を補間して求めている。</u></p> <p><u>SUPRAコードでは、スクラビングに伴う初期気泡生成時及び気泡上昇時のエアロゾルの除去効果をモデル化しており、気泡挙動 (気泡サイズ及び気泡上昇速度)、初期気泡生成時のDF、気泡上昇時のDFを評価式により与えている。第2図に、気泡中のエアロゾルが気泡界面に到達するまでの過程を示す。気泡上昇時における各過程の除去速度を評価することでエアロゾルのDFを与えている。</u></p> <div data-bbox="994 871 1676 1249" data-label="Diagram"> </div> <p>第2図 <u>スクラビングによるエアロゾル捕集効果</u></p>		<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、スクラビングによる除去効果に対するMAAP解析上の扱いを記載。</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>(3) SUPRAコードによる計算結果と実験結果の比較について</p> <p>SUPRAコードによる計算結果については、電力共同研究※1にて実験結果との比較検討が行われている。試験条件及び試験装置の概要を第1表及び第3図に示す。また、試験結果を第4図から第10図に示す。</p> <p>試験結果より、SUPRAコードによる計算結果と実験結果について、キャリアガス流量等のパラメータ値の増減によるDF値の傾向はおおむね一致していることを確認した。</p> <p>また、粒径 [] μm までの粒子について、SUPRAコードによる計算結果が実験結果より小さいDF値を示しており、保守的な評価であることを確認した。</p> <p>一方、粒径 [] μm の粒子について、SUPRAコードによる計算結果が実験結果より大きいDF値を示しているが、これは実験とSUPRAコードで用いている粒子の違い(実験：LATEX粒子(密度 [] g/cm³), SUPRAコード：CsOH(密度 [] g/cm³))が影響しているためである。SUPRAコードの計算結果を密度補正※2した第7図及び第9図では、SUPRAコードによる計算結果は実験結果よりおおむね小さいDF値を示すことが確認できる。</p> <p>以上より、SUPRAコードにより計算されたDF値を用いることは妥当と考える。</p> <p>※1 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」(PHASE 2)最終報告書 平成5年3月</p> <p>※2 実験ではLATEX粒子を用いているため、その粒径は [] となる。一方、SUPRAコードではCsOHの粒径を基にしているため、粒径に粒子密度 ([] /cm³) の平方根を乗じることにより [] に換算する。</p>		<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、SUPRAコードの検証結果を記載。</p>

第1表 試験条件

Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol.%)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol property	particle diameter (μm)	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, CsI




第3図 試験装置の概要

・記載方針の相違
【東海第二】
 東海第二では、SU PRAコードの検証結果を記載。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="991 394 1665 827" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1050 835 1605 869" data-label="Caption"> <p>第4図 キャリアガス流量に対するDFの比較</p> </div> <div data-bbox="991 1073 1665 1505" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1092 1514 1564 1547" data-label="Caption"> <p>第5図 プール水温に対するDFの比較</p> </div>		

柏崎刈羽原子力発電所 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
	<div data-bbox="991 411 1665 846" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1074 877 1576 919" data-label="Caption"> <p>第6図 水蒸気割合に対するDFの比較</p> </div> <div data-bbox="991 1016 1665 1451" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="997 1461 1635 1503" data-label="Caption"> <p>第7図 水蒸気割合に対するDFの比較 (密度補正)</p> </div>		

柏崎刈羽原子力発電所 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
	<div data-bbox="997 390 1668 823" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1050 835 1608 869" data-label="Caption"> <p>第8図 スクラビング水深に対するDFの比較</p> </div> <div data-bbox="997 1045 1668 1478" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="973 1507 1668 1541" data-label="Caption"> <p>第9図 スクラビング水深に対するDFの比較 (密度補正)</p> </div>		

柏崎刈羽原子力発電所 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="1092 840 1558 871">第10図 ガス温度に対するDFの比較</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. 沸騰時のスクラビング効果</p> <p>沸騰後においても少量のエアロゾル粒子がサプレッション・プールのスクラビングを受けるため、沸騰時のスクラビング効果が極めて小さい場合は、サプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は大きくなる可能性がある。</p> <p>沸騰時のスクラビング効果については、電力共同研究にて実験が行われており、未飽和時のスクラビング効果との比較が行われている。試験の概要と試験結果を以下に示す。</p> <p>(1) 試験の概要</p> <p>試験装置は直径約1m、高さ5m の図3 に示す円筒状容器であり、表1 に示す試験条件のもと、スクラバ水のスクラビング効果を測定している。</p> <p>(2) 試験結果</p> <p>スクラバ水が未飽和である場合と、沸騰している場合の試験結果を図4 に示す。図4 では未飽和時の実験データを白丸、沸騰時の実験データを黒丸で示しており、スクラバ水の水深を実機と同程度（約3m）とした場合では、スクラビング効果は沸騰時と未飽和時で同等程度となっている。このことから、実機においても、沸騰後にサプレッション・プールのスクラビング効果が全く無くなる（DF=1）ことにはならず、沸騰後のスクラビングがサプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は限定的となると考えられる。</p>		<p>2. 沸騰時のスクラビング効果</p> <p>(1) スクラビング効果に関する試験</p> <p>沸騰後においても少量のエアロゾル粒子がサプレッション・プールのスクラビングを受けるため、沸騰時のスクラビング効果が極めて小さい場合は、サプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は大きくなる可能性がある。</p> <p>沸騰時のスクラビング効果については、電力共同研究にて実験が行われており、未飽和時のスクラビング効果との比較が行われている。試験の概要と試験結果を以下に示す。</p> <p>a. 試験の概要</p> <p>試験装置は直径約1m、高さ5m の第3図に示す円筒状容器であり、第1表に示す試験条件のもと、スクラバ水のスクラビング効果を測定している。</p> <p>b. 試験結果</p> <p>スクラバ水が未飽和である場合と、沸騰している場合の試験結果を第4図に示す。第4図では未飽和時の実験データを白丸、沸騰時の実験データを黒丸で示しており、スクラバ水の水深を実機と同程度（約1m）とした場合では、スクラビング効果は沸騰時と未飽和時で同等程度となっている。このことから、実機においても、沸騰後にサプレッション・プールのスクラビング効果が全く無くなる（DF=1）ことにはならず、沸騰後のスクラビングがサプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は限定的となると考えられる。</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、沸騰時のスクラビング効果について電力共同研究にて実施した試験概要をまとめている。</p>

表 1 試験条件

Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol.%)	50	0~80
Aerosol property	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
	particle diameter (μm)	0.21~1.1	0.1~1.9
material		LATEX	LATEX, CsI

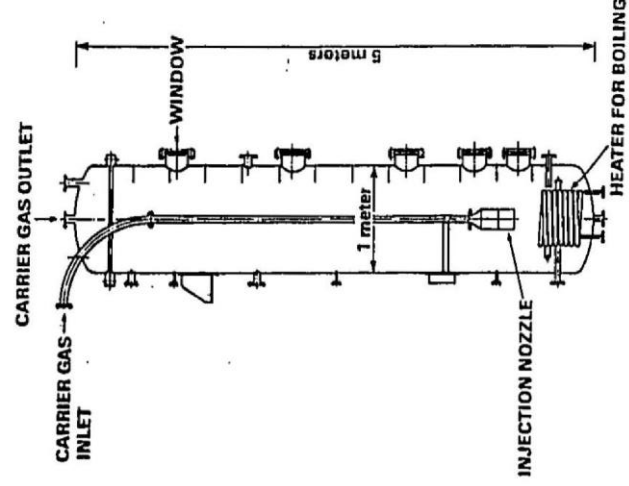
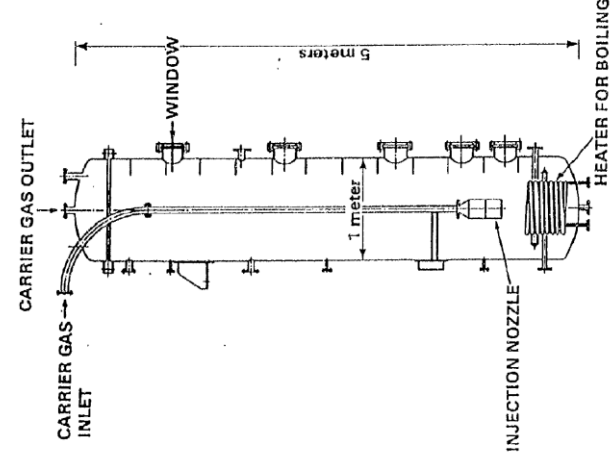


図 3 試験装置の概要

第 1 表 試験条件

Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol.%)	50	0~80
Aerosol property	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
	particle diameter (μm)	0.21~1.1	0.1~1.9
material		LATEX	LATEX, CsI

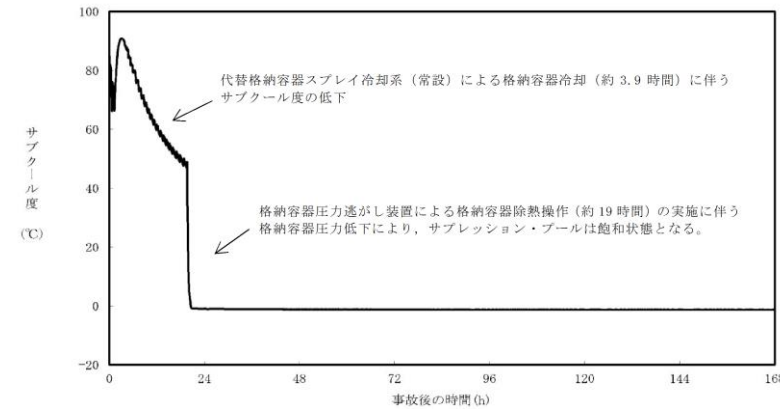


第 3 図 試験装置の概要

・記載方針の相違
【東海第二】
 島根 2号炉は、沸騰時のスクラビング効果について電力共同研究にて実施した試験概要をまとめている。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="213 273 863 798" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="252 840 816 871">図4 エアロゾル粒子に対するスクラビング効果</p> <p data-bbox="148 882 905 955">出典：共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」 (PHASE2) 最終報告書 平成5 年3 月</p>		<div data-bbox="1774 273 2454 1197" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1810 1239 2418 1270">第4図 エアロゾル粒子に対するスクラビング効果</p> <p data-bbox="1736 1333 2478 1407">出典：共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」 (PHASE2) 最終報告書 平成5 年3 月</p>	<p data-bbox="2522 252 2804 556">・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、沸騰時のスクラビング効果について電力共同研究にて実施した試験概要をまとめている。</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>(4) 沸騰による除去効果への影響について</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）」の代替循環冷却系を使用できない場合では、第11図のとおり、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。）の実施に伴いサブプレッション・プールは飽和状態（沸騰状態）になるため、サブプレッション・プールの沸騰による除去効果への影響を確認した。MAAP解析条件及び評価結果を第2表及び第3表に示す。なお、エアロゾルの粒径については、スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果、第3表のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。</p> <p><u>ただし、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合では、第12図のとおり、原子炉圧力容器内のCs-137は、大破断LOC Aにより生じた破断口より格納容器内気相部へ移行し、その後重力沈降等により、事象発生5時間程度で大部分が格納容器内液相部へ移行するため、本評価においてサブプレッション・プールの沸騰による除去効果の減少の影響はほとんどないと考え</u>る。</p> <p><u>なお、CsI、CsOHの沸点はそれぞれ1,280℃、272.3℃以上※3であり、シビアアクシデント時に格納容器内でCsI、CsOHが揮発することは考えにくい</u>が、サブプレッション・プールの沸騰に伴い液相部中のCsI、CsOHの一部が気相部へ移行する可能性がある。ただし、その場合でも、ドライウェルから格納容器圧力逃がし装置を介した場合のCs-137放出量（事象発生7日間で約18TBq）に包絡されると考えられる。</p> <p>※3 化合物の辞典 高本 進・稲本直樹・中原勝儼・山崎 昶[編集] 1997年11月20日</p>	<p>(2)沸騰による除去効果への影響について</p> <p><u>スクラビングによる除去効果について、MAAP解析ではスクラビング計算プログラム（SUPRAコード）により計算されたDF値のデータテーブルに、プール水深、エアロゾルの粒子径、キャリアガス中の水蒸気割合、格納容器圧力及びサブプレッション・プールのサブクール度の条件を補間して求めている。</u></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）」の残留熱代替除去系を使用しない場合では、第5図のとおり、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施に伴いサブプレッション・プールは飽和状態（沸騰状態）になるため、サブプレッション・プールの沸騰による除去効果への影響を確認した。</p> <p>MAAP評価条件及び評価結果を第2表及び第3表に示す。なお、エアロゾルの粒径については、スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果、第3表のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。</p>	<p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉では、「1.スクラビング時のサブプレッション・プール水の状態」に記載している。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、再揮発による影響を記載している。</p>



第 11 図 サプレッション・プールのサブクール度の推移

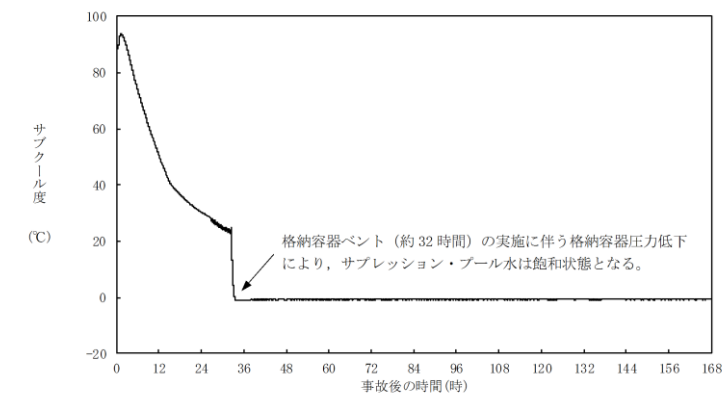
第 2 表 評価条件

項目	評価条件*	選定理由
蒸気割合	<input type="checkbox"/> %	格納容器ベント実施前のドライウェルにおける蒸気割合 (約 55%) 相当
格納容器圧力	<input type="checkbox"/> kPa [gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力 (400kPa [gage] ~465kPa [gage]) 相当
サプレッション・プール水深	<input type="checkbox"/> m	実機では水深 3m 以上のため、設定上限値を採用
サブクール度	<input type="checkbox"/> °C	未飽和状態として設定 (設定上限値)
	<input type="checkbox"/> °C	飽和状態として設定 (設定下限値)
エアロゾルの粒径 (半径)	<input type="checkbox"/> μm	スクラビング前において、最も割合が多い粒径
	<input type="checkbox"/> μm	スクラビング後において、最も割合が多い粒径

※ SUPRAコードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

第 3 表 評価結果

粒径	DF	
	未飽和状態 (サブクール度 <input type="checkbox"/> °C)	飽和状態 (サブクール度 <input type="checkbox"/> °C)
<input type="checkbox"/> μm	<input type="checkbox"/>	
<input type="checkbox"/> μm		



第 5 図 サプレッション・プールのサブクール度の推移

第 2 表 評価条件

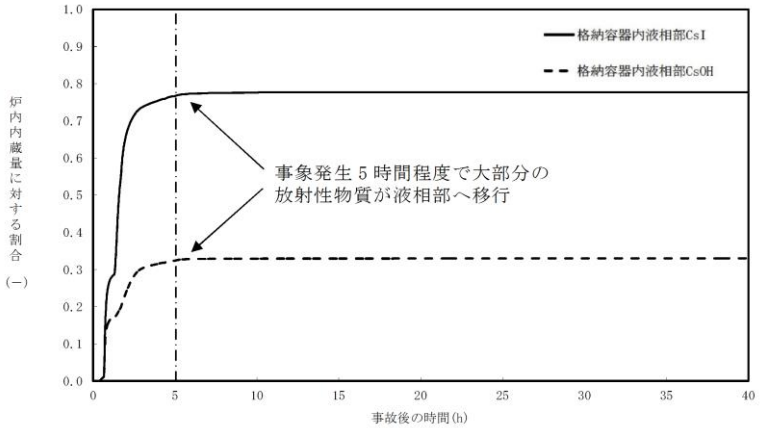
項目	評価条件*	選定理由
蒸気割合	<input type="checkbox"/> %	格納容器ベント実施前の D/W における蒸気割合 (約 89%) 相当
格納容器圧力	<input type="checkbox"/> kPa [gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力を考慮して設定 (設定上限値)
サプレッション・プール水深	<input type="checkbox"/> m	実機では水深 3m 以上のため、設定上限値を採用
サブクール度	<input type="checkbox"/> °C	未飽和状態として設定 (設定上限値)
	<input type="checkbox"/> °C	飽和状態として設定 (設定下限値)
エアロゾルの粒径 (半径)	<input type="checkbox"/> μm	スクラビング前の最も割合が多い粒径
	<input type="checkbox"/> μm	スクラビング後の最も割合が多い粒径

※ SUPRAコードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

第 3 表 評価結果

粒径 (半径)	DF	
	未飽和状態 (サブクール度 <input type="checkbox"/> °C)	飽和状態 (サブクール度 <input type="checkbox"/> °C)
<input type="checkbox"/> μm	<input type="checkbox"/>	
<input type="checkbox"/> μm		

・記載方針の相違
【東海第二】
解析結果の相違。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="1068 745 1573 787">第12図 格納容器内液相部中の存在割合</p>		<p data-bbox="2522 210 2819 378">・記載箇所の相違 【東海第二】 島根2号炉は、図1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>16. <u>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>現行の設置許可変更申請における SLC の設計条件は、今回の申請解析におけるプラント状態に対しても原子炉を未臨界とすることが可能である。以下に、ほう酸水注入完了後に RHR 停止時冷却モードを運転しても原子炉の未臨界確保が可能であることを示す。</p> <p>○原子炉の未臨界確保の確認</p> <p>RHR 停止時冷却モードを起動する時点では、ほう酸水は原子炉圧力容器内でほぼ均一化された状態にある。柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉(KK6/7)のほう酸濃度設計値は 1320ppm であることから、これを起点として評価する。</p> <p>RHR 停止時冷却モードは、圧力容器に直結した RHR 配管から炉水を取水し、RHR ポンプ、熱交換器を介し、給水配管又は低圧注水系配管へ戻すことにより、冷却された炉水を再び原子炉圧力容器へ注入する。RHR 配管に存在する系統水は、給水ノズル又は低圧注水ノズルを通り、セパレータからの再循環流と混合し、給水スパーージャ又は低圧注水スパーージャからダウンカマ領域に注入される。</p> <p>ほう素を含まない RHR 系統水 950 m³/h(0ppm)は低圧注水スパーージャからほう素を含む再循環流 1925 m³/h(1320ppm)に注入され、約 9 m のダウンカマを下降する間に十分混合されて 880ppm の混合水になる。これら混合水は、原子炉冷却材再循環ポンプを通ることによる、流路の縮流、拡大によりさらに混合され、下部プレナムへと入る。</p>	<p>4. <u>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>ほう酸水注入完了後に残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)を運転しても原子炉の未臨界確保が可能であることを以下に示す。</p> <p>○原子炉の未臨界確保の確認</p> <p>残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)を起動する時点では、ほう酸水は原子炉圧力容器内でほぼ均一化された状態にある。東海第二発電所のほう酸濃度設計値は 1,000ppm であることから、これを起点として評価する。</p> <p>残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)は、炉水を再循環系ポンプ(A)入口弁の前から取水し、残留熱除去系ポンプ、熱交換器を介し、再循環系ポンプ出口弁下流又は原子炉隔離時冷却系の原子炉圧力容器頭部スプレイノズル(残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)A系を用いた場合)へ戻すことにより、冷却された炉水を再び原子炉圧力容器へ注入する。残留熱除去系配管に存在する系統水は、ジェットポンプノズル又は原子炉圧力容器頂部スプレイノズルを通り、セパレータからの再循環流と混合し、ダウンカマ領域に注入される。</p> <p>原子炉停止後に残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)を起動した場合の全炉心流量は 12,000m³/h~14,000m³/h 程度(実績値)であり、ここから残留熱除去系系統流量を差し引いた流量が再循環流量である。残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)を起動した場合の全炉心流量を 12,000m³/h と仮定すると、ほう素を含まない残留熱除去系系統水 1,692m³/h(0ppm)はジェットポンプノズルから噴射され、1,000ppm のほう素を含む再循環流 10,308m³/h(=全炉心流量 12,000m³/h-残留熱除去系系統流量 1,692m³/h)を吸引合流し、ジェットポンプを下降し、下部プレナムを通過して炉心部に到達するまでの間に十分混合されて 859ppm の混合水となり、炉心部へと流入する。</p>	<p>13. <u>ほう素の容量について</u></p> <p>1. ほう酸水注入系の設計及び解析条件について</p> <p>ほう酸水注入系は、定格出力運転中の原子炉を、制御棒を挿入せずにほう酸水の注入によって、定格出力運転から冷温未臨界まで原子炉を移行させ、その状態を維持できるように設計している。</p> <p>このために必要なほう酸濃度の設計値は、「MOX燃料が装荷されるまでのサイクル」では冷温停止に必要な濃度(600ppm)に、不完全混合による余裕及び残留熱除去系配管の希釈による余裕を見込み、1000ppm としている。</p> <p>この、1000ppm を確保するために必要な、ほう酸水溶液に含まれる五ほう酸ナトリウム必要量は 1820kg であり、五ほう酸ナトリウムの 15℃における溶解度は 13.4wt%で、溶液の比重は約 1.1 であるため、タンク内の五ほう酸ナトリウム量を 1820kg とするためには 12.3m³のほう酸水を保持すれば良く、実際のタンク容量は所要量に比べて十分大きい。</p> <p>また、「MOX燃料が装荷されたサイクル以降」においても、ほう酸水注入系作動時における実効増倍率の温度依存性を図 1 に示すが、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による炉心冷却により炉内のほう酸水が希釈されることを考慮しても、十分に炉心の未臨界を確保できるだけの容量のほう酸水をほう酸水貯蔵タンク内に保持することとしている。</p> <p>有効性評価においては、高温停止に必要なほう酸量は三次元炉心解析コード(TGBLA/LOGOS*)で評価をしており、ほう酸水注入系に対する設計値として、ほう酸水注入ポンプ容量 162L/分、飽和温度に対応するほう酸溶液中の五ほう酸ナトリウムの重量(比重)13.4wt%を用いて解析を行っている。</p> <p>※TGBLA/LOGOSは、ほう酸水注入系による未臨界性</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>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をしており同等である。</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><混合水の濃度の算出> $(950 \text{ m}^3/\text{h} \times 0\text{ppm} + 1925 \text{ m}^3/\text{h} \times 1320 \text{ ppm}) / (950 \text{ m}^3/\text{h} + 1925 \text{ m}^3/\text{h}) = \text{約 } 880\text{ppm}$</p> <p>また、原子炉冷却材再循環ポンプを通り、下部プレナムへ入る約 880ppm の混合水は、下部プレナムにおいてその他多くの原子炉冷却材再循環ポンプから吐き出された濃度の高いほう酸水と制御棒駆動機構ハウジングの間を横切りながら合流し、上向き流れとなり、制御棒案内管の隙間を流れるに従い十分混合されるため、炉心部に到達するまでには更にほう素濃度が上昇している。</p> <p>各部位における流量とほう素濃度をまとめて図 1 に示す。RHR 配管に存在するほう素を含まない系統水がダウンカマ領域に注入されても炉心に流入する時には約 880ppm 以上、炉心に到達するまでにはそれ以上の十分に高いほう素濃度となっており、KK6/7 の SLC の系統設計上、未臨界に必要なほう素濃度である 850ppm を満足しているため未臨界性は維持される。</p> <p>以上より、RHR 停止時冷却モードにより、RHR 配管に存在するほう素を含まない系統水が注入されることを考慮しても、安全余裕を確保できる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p><混合水の濃度の算出> $\frac{1,692\text{m}^3/\text{h} \times 0\text{ppm} + 10,308\text{m}^3/\text{h} \times 1,000\text{ppm}}{1,692\text{m}^3/\text{h} + 10,308\text{m}^3/\text{h}} = 859\text{ppm}$</p> <p>各部位における流量とほう素濃度をまとめて第 1 図に示す。残留熱除去系配管に存在するほう素を含まない系統水がダウンカマ領域に注入されても炉心に流入する時には約 859ppm のほう素濃度となっており、東海第二発電所のほう酸水注入系の系統設計上、冷温停止に必要なほう素濃度である 600ppm を満足しているため未臨界性は維持される。</p> <p>以上より、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により、残留熱除去系配管に存在するほう素を含まない系統水が注入されることを考慮しても、安全余裕を確保できる。</p>	<p>評価手法に用いられている三次元解析モデルにより評価を行う解析コードである。</p> <p>従来の一点近似解析モデルによる評価手法は、炉心を空間的に一点で近似し炉心の反応度を評価するものであり、出力分布の効果が考慮されていない。三次元解析モデルでは、出力分布を三次元で評価しており、炉心の各領域における核定数に出力分布の重みづけを行うことで出力分布の効果を考慮できるため、一点近似解析と比較して、より精緻に算出される傾向となる。</p> <p>三次元解析モデルを用いた手法は、従来よりも高度化された手法であり「ほう酸水注入系による未臨界性評価手法の高度化について（TGBLA/LOGOS版）」^[1]において、評価手法の妥当性が確認されている。</p> <p>なお、原子炉停止機能喪失事象においては、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）起動時に原子炉冷却材保有水量が大きくなり、原子炉内のほう酸濃度は低下するが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の起動及び通常運転水位からの水位変動による希釈の効果は、ほう酸水注入系設計時に想定している保守性を十分下回っている。このため、原子炉停止機能喪失事象においても、未臨界は維持される。</p>	

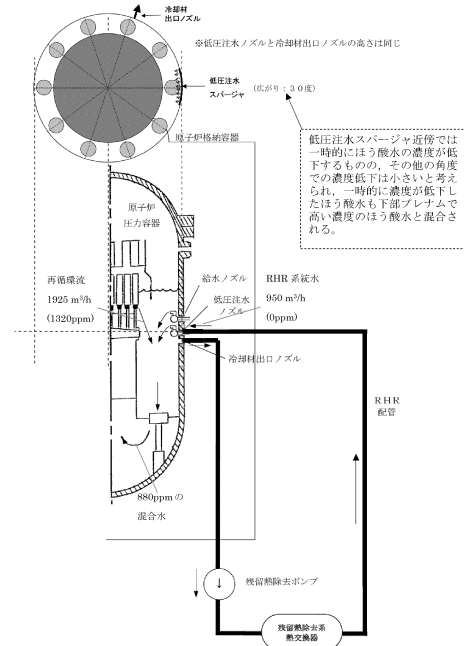
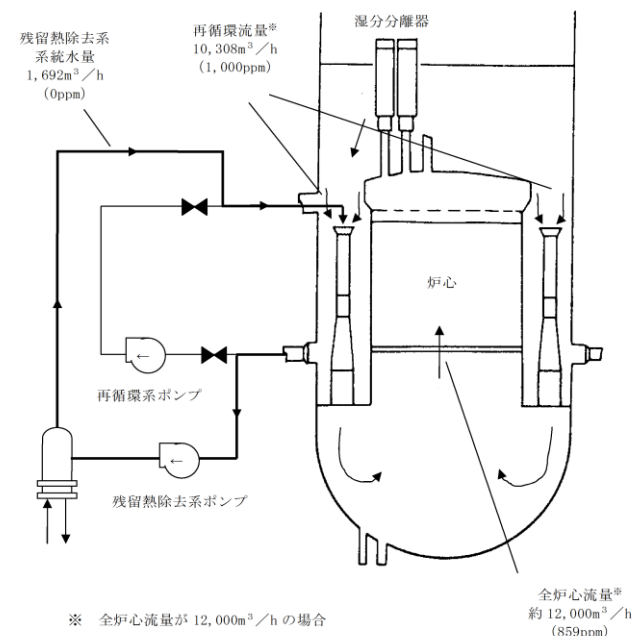


図1 RHR 停止時冷却モード概略系統図



第1図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）概略系統図



図1 ほう酸水注入系作動時における実効増倍率の温度依存性（9×9燃料（A型）及びMOX燃料 228 体を装荷した炉心による評価例）

[1] 「沸騰水型原子力発電所 ほう酸水注入系における未臨界性評価手法の高度化について（TGBLA/LOGOS 版）」（東北電力株式会社，東京電力株式会社，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，株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン，平成 19 年 10 月）

柏崎刈羽原子力発電所 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>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>1. はじめに 原子炉停止機能喪失の有効性評価では、<u>事象発生から約173秒後に復水器水位低下により電動駆動給水ポンプがトリップして原子炉水位が低下し、原子炉水位低信号(レベル2)で代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能によって残り6台の冷却材再循環ポンプがトリップするものとしている。</u></p> <p>一方、<u>更に保守的な仮定として、復水器水位低下で電動駆動給水ポンプがトリップせず、復水器ホットウェルが枯渇するまで運転継続すると仮定した場合、原子炉水位が高めに維持され、原子炉水位低信号(レベル2)での代替冷却材再循環ポンプ・トリップが発生する時刻が遅くなり、炉心流量及び原子炉出力が高くなる。その結果、サブプレッション・チェンバ・プール水温度及び格納容器圧力は今回の申請において示した解析ケース(以下、「ベースケース」という。)に比べ高めに推移すると考えられる。</u></p> <p>このため、復水器ホットウェルが枯渇するまで運転継続すると仮定した場合の影響について感度解析を実施した。</p> <p>2. 評価条件 <u>電動駆動給水ポンプのトリップの条件を復水器ホットウェル枯渇とした以外はベースケースと同じである。</u></p> <p>3. 評価結果 <u>ベースケースと同等の条件で電動駆動給水ポンプのトリップの条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果を図1から図12に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。</u></p> <p><u>電動駆動給水ポンプが停止するまでの時刻は事象発生から約255秒後となり、ベースケースの約173秒から約82秒遅れる結果となった。</u></p> <p><u>燃料被覆管の最高温度は、流量と出力のミスマッチが継続することで、ベースケースよりも高くなるが、判断基準は満足している。サブプレッション・チェンバ・プール水温の最高</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>1. はじめに 原子炉停止機能喪失の有効性評価では、<u>主蒸気流量の遮断に伴う給水加熱喪失により原子炉出力が上昇し、復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップするまで上昇を継続する。</u></p> <p>一方、<u>燃料被覆管温度の挙動は、ベースケースにおいては事象発生直後のファーストピークが最も高くなるが、上記の給水加熱喪失に伴う原子炉出力上昇の影響はセカンドピークに現れる。また、原子炉出力の上昇が継続することで、サブプレッション・プール水温度及び格納容器圧力の評価にも影響する。</u></p> <p>このため、<u>電動駆動給水ポンプのトリップ時刻が評価結果に与える影響を確認するため、保守的に復水器ホットウェル水位の低下で電動駆動給水ポンプがトリップせずに復水器ホットウェルが枯渇するまで運転を継続とした場合の感度解析を実施した。</u></p> <p>2. 評価条件 <u>電動駆動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以外はベースケースと同じ評価条件である。</u></p> <p>3. 評価結果 <u>感度解析の評価結果を第1図から第12図に示す。また、評価結果のまとめを第1表に示す。</u></p> <p><u>電動駆動給水ポンプがトリップするまでの時刻は、事象発生から約319秒後となり、ベースケースの約131秒後から約188秒遅れる結果となった。</u></p> <p><u>燃料被覆管最高温度(以下「PCT」という。)は、流量と出力のミスマッチが継続することで、約1,194℃とベースケースよりも高くなるが、評価項目を満足する。また、サブプレ</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について</p> <p>1.はじめに 原子炉停止機能喪失の有効性評価では、<u>主蒸気流量の遮断に伴う給水加熱喪失により原子炉出力が上昇し、復水器ホットウェル水位の低下により電動機駆動給水ポンプがトリップするまで上昇を継続する。</u></p> <p>一方、<u>燃料被覆管温度の挙動は、ベースケースにおいては事象発生直後のファーストピークが最も高くなるが、上記の給水加熱喪失に伴う原子炉出力上昇の影響はセカンドピークに現れる。また、原子炉出力の上昇が継続することで、サブプレッション・プール水温度及び格納容器圧力の評価にも影響する。</u></p> <p>このため、<u>電動機駆動給水ポンプのトリップ時刻が評価結果に与える影響を確認するため、保守的に復水器ホットウェル水位の低下で電動機駆動給水ポンプがトリップせずに復水器ホットウェルが枯渇するまで運転を継続とした場合の影響について感度解析を実施した。</u></p> <p>(1) 評価条件 <u>電動機駆動給水ポンプのトリップの条件を復水器ホットウェル枯渇とした以外はベースケースと同じ評価条件である。</u></p> <p>(2) 評価結果 <u>感度解析の評価結果を図1から図12に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。</u></p> <p><u>電動機駆動給水ポンプがトリップするまでの時刻は事象発生から約541秒後となり、ベースケースの約230秒から約311秒遅れる結果となった。</u></p> <p><u>燃料被覆管温度の最高値はベースケースと同じであり、また、サブプレッション・プール水温度の最高値は136℃、格納容器圧力の最高値は約360kPa[gage]であり、評価項目を満足</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 ABWRとBWR-5の型式の違いによる相違。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】</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>値は127℃、格納容器バウンダリの圧力の最高値は0.29MPa[gage]であり、判断基準を満足している。</p> <p>以上の結果より、電動駆動給水ポンプがトリップせず、復水器ホットウェルが枯渇するまで運転継続すると仮定した場合についても判断基準を満足する。従って、炉心損傷防止対策の有効性を確認するという観点からは、設計通りに復水器水位低下で電動駆動給水ポンプがトリップする設定とすることは評価条件として妥当であると考える。</p> <p>なお、実際の操作においては、反応度制御中は原子炉から放出される蒸気によるサプレッション・チェンバ・プール水温の上昇及び格納容器過圧を防止するため、原子炉出力及び原子炉の隔離状態に応じて給水を手動で絞り、原子炉出力を抑制する。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>ッション・プール水温の最高値は約148℃、格納容器圧力の最高値は約0.50MPa[gage]となり、いずれも評価項目を満足する。</p> <p>以上の結果より、電動駆動給水ポンプがトリップせずに、復水器ホットウェルが枯渇するまで運転が継続すると仮定した場合についても評価項目を満足することを感度解析により確認した。</p> <p>なお、原子炉停止機能喪失時の実際の運転操作においては、運転員は給水流量を手動にて調整し、原子炉水位を低めに維持することで原子炉出力を低下させるとともに、格納容器圧力上昇時には残留熱除去系による格納容器スプレイを実施する。</p>	<p>している。</p> <p>以上の結果より、電動機駆動給水ポンプがトリップせず、復水器ホットウェルが枯渇するまで運転継続すると仮定した場合についても評価項目を満足することを感度解析により確認した。</p> <p>なお、原子炉停止機能喪失時の実際の運転操作においては、運転員は給水流量を手動にて調整し、原子炉水位を低めに維持することで原子炉出力を低下させるとともに、格納容器圧力上昇時には残留熱除去系による格納容器スプレイを実施する。</p>	

表1 電動駆動給水ポンプ運転継続による判断基準への影響

項目	感度解析	ベースケース	判断基準
電動駆動給水ポンプ	復水器ホットウエルが枯渇するまで運転継続(約255秒後)	復水器水位低でトリップ(約173秒後)	—
燃料被覆管最高温度(℃)	約1100*	約1060	1200℃以下
燃料被覆管の酸化量	3%以下	2%以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	約9.08	約9.08	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	約0.29	約0.19	0.62MPa[gage](限界圧力)を下回る
原子炉格納容器バウンダリの温度(サブプレッション・チェンバ・プール水温(℃))	約127	約113	200℃(限界温度)を下回る

※ 熱伝達相関式(修正Dougall-Rohsenow式)の適用性について SCAT コードの説明資料1では、燃料被覆管温度700~800℃程度の範囲について、5×5 高温ポストBT 試験と解析の結果を比較している。比較の結果、クオリティが0.9 程度となる位置で修正Dougall-Rohsenow 式の評価の保守性が小さくなることを確認したことから、クオリティが大きくなることで保守性が小さくなる傾向を示すものと考えている。

これは、修正Dougall-Rohsenow 式では燃料被覆管表面温度を保守側に評価するために燃料被覆管表面での液滴蒸発の効果を見逃している特性が影響しているものと考えられる。

本評価における、燃料被覆管最高温度が発生する時間領域での燃料被覆管最高温度の発生位置(14ノード位置)のクオリティは0.6~0.7 程度である。この場合、修正Dougall-Rohsenow 式の評価の保守性は小さくなる傾向であると考えられるものの、修正Dougall-Rohsenow 式を適用することによって保守側の評価結果が得られると考えられる。このため、燃料被覆管最高温度が1200℃以下であることを確認する観点で、修正Dougall-Rohsenow式を適用することに問題は無いと考える。

1 柏崎刈羽原子力発電所6 号及び7 号炉 重大事故等対策の有効性評価について 付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第4 部 SCAT

第1表 電動駆動給水ポンプ運転継続による評価項目への影響

項目	感度解析	ベースケース	評価項目
電動駆動給水ポンプ	復水器が枯渇するまで運転継続(約319秒後)	復水器水位低でトリップ(約131秒後)	—
燃料被覆管最高温度(℃)	約1,194	約872	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量(%)	約5%	1%以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	約8.49	約8.49	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)を下回る
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	約0.50	約0.20	0.62MPa[gage]を下回る
原子炉格納容器バウンダリの温度(サブプレッション・プール水温(℃))	約148	約115	200℃を下回る

※ 熱伝達相関式(修正Dougall-Rohsenow式)の適用性について SCATコードの説明資料1では、燃料被覆管温度700℃~800℃程度の範囲について、5×5高温ポストBT試験と解析の結果を比較している。比較の結果、クオリティが0.9程度となる位置で修正Dougall-Rohsenow式の評価の保守性が小さくなることを確認したことから、クオリティが大きくなることで保守性が小さくなる傾向を示すものと考えている。

これは、修正Dougall-Rohsenow式では燃料被覆管表面温度を保守側に評価するために燃料被覆管表面での液滴蒸発の効果を見逃している特性が影響しているものと考えられる。

本評価における、燃料被覆管最高温度が発生する時間領域での燃料被覆管最高温度の発生位置(第4スぺーサ位置)のクオリティは0.5~0.6程度である。この場合、修正Dougall-Rohsenow 式の評価の保守性は小さくなる傾向であると考えられるものの、修正Dougall-Rohsenow式を適用することによって保守側の評価結果が得られると考えられる。このため、燃料被覆管最高温度が1,200℃以下であることを確認する観点で、修正Dougall-Rohsenow式を適用することに問題はない。

表1 電動機駆動給水ポンプ運転継続による評価項目への影響

項目	感度解析	ベースケース	評価項目
電動機駆動給水ポンプ	復水器ホットウエルが枯渇するまで運転継続(約541秒後)	復水器水位低でトリップ(約230秒後)	—
燃料被覆管最高温度(℃)	約818	約818	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量(%)	1%以下	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値(MPa[gage])	8.91	8.91	10.34MPa[gage]未 満
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値(kPa[gage])	360	167	853kPa[gage]未 満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値(サブプレッション・プール水温(℃))	136	110	200℃(格納容器限 界温度)未 満

※ 熱伝達相関式(修正Dougall-Rohsenow式)の適用性について 解析コード(SCATコード)^[1]では、燃料被覆管温度700℃~800℃程度の範囲について、5×5 高温ポストBT試験と解析の結果を比較している。比較の結果、クオリティが0.9程度となる位置で修正Dougall-Rohsenow式の評価の保守性が小さくなることを確認したことから、クオリティが大きくなることで保守性が小さくなる傾向を示すものと考えている。

これは、修正Dougall-Rohsenow式では燃料被覆管表面温度を保守側に評価するために燃料被覆管表面での液滴蒸発の効果を見逃している特性が影響しているものと考えられる。

本評価における、燃料被覆管最高温度が発生する時間領域での燃料被覆管最高温度の発生位置(第4スぺーサ位置)のクオリティは0.5~0.6程度である。この場合、修正Dougall-Rohsenow式の評価の保守性は小さくなる傾向であると考えられるものの、修正Dougall-Rohsenow式を適用することによって保守側の評価結果が得られると考えられる。このため、燃料被覆管最高温度が1,200℃以下であることを確認する観点で、修正Dougall-Rohsenow式を適用することに問題はない。

[1]「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(SCAT)について」、東芝エネルギーシステムズ株式会社、TLR-093、日立GEニュークリア・エナジー株式会社、HLR-122、平成30年5月

・解析結果の相違【柏崎6/7、東海第二】

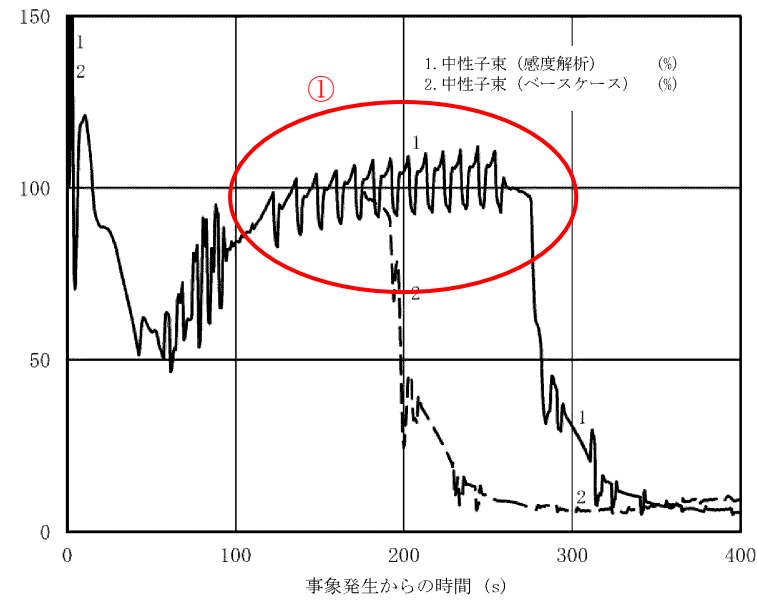


図1 中性子束の時間変化(事象発生から400 秒後まで)

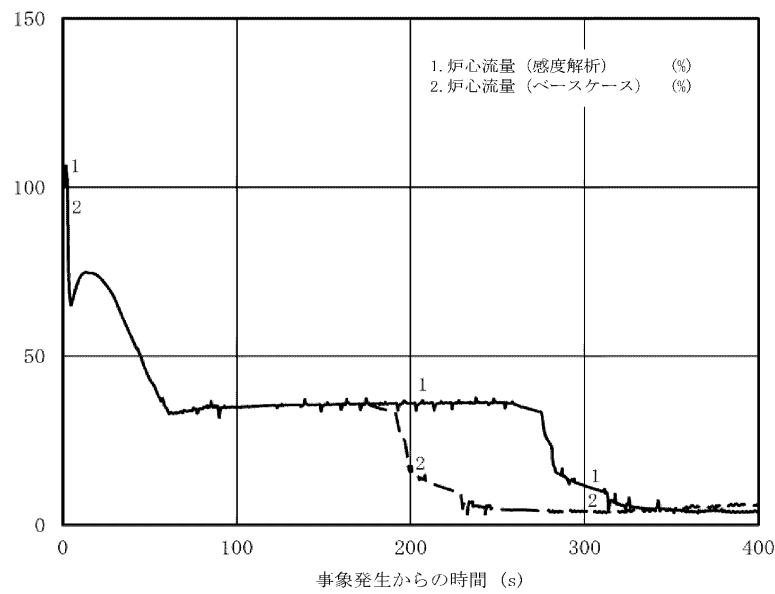
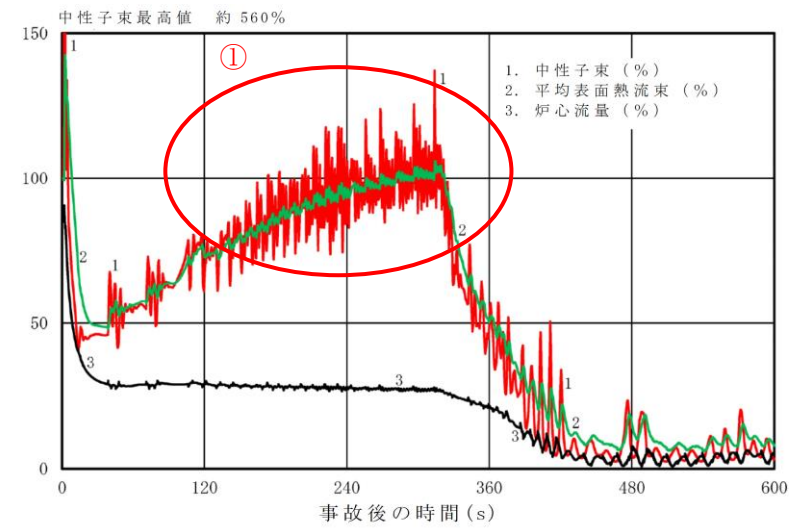


図2 炉心流量の時間変化(事象発生から400 秒後まで)



第1図 中性子束及び炉心流量の推移(短期)

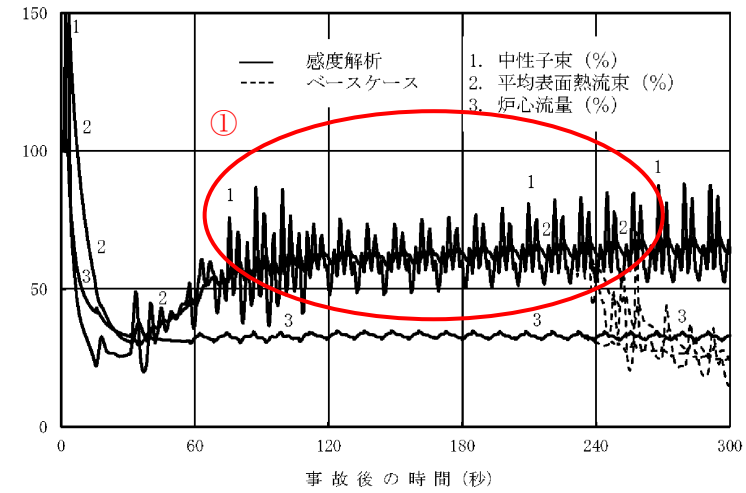


図1 中性子束, 平均表面熱流束, 炉心流量の推移(事象発生から300 秒後まで)

・解析結果の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 ①島根2号炉は, 定格給水量に対するHPCS注水量が大きいため, 原子炉水位が回復し, 給水量は制御により減少するため, 給水加熱喪失による出力上昇が小さい。

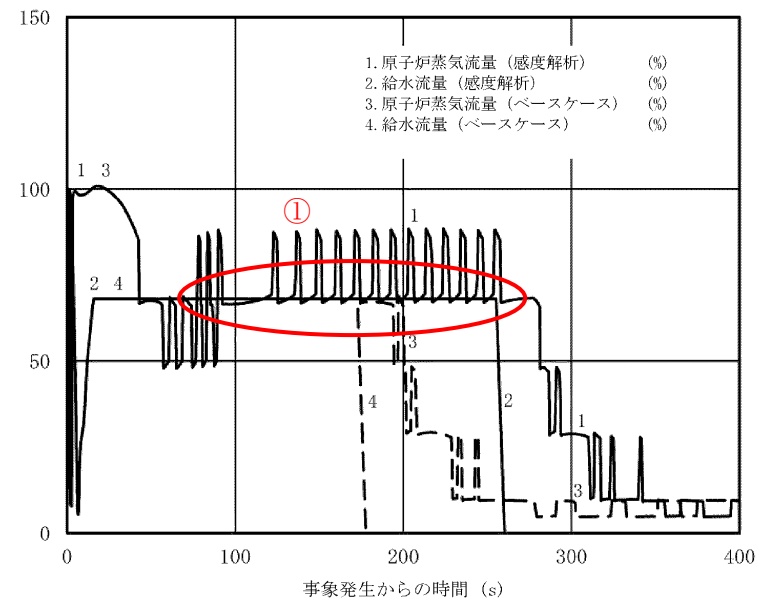


図3 原子炉蒸気流量，給水流量の時間変化(事象発生から400秒後まで)

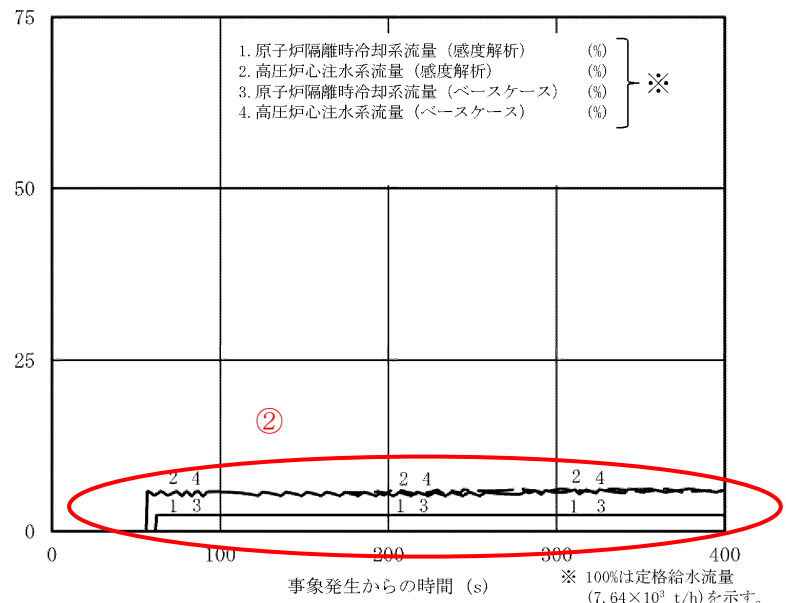
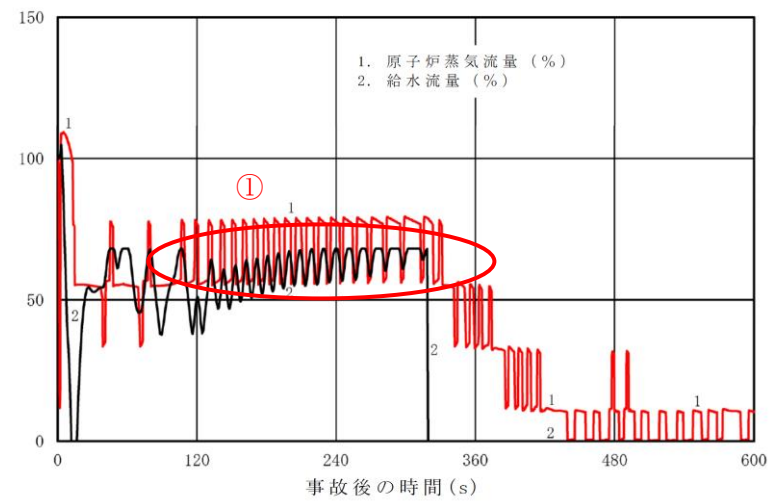
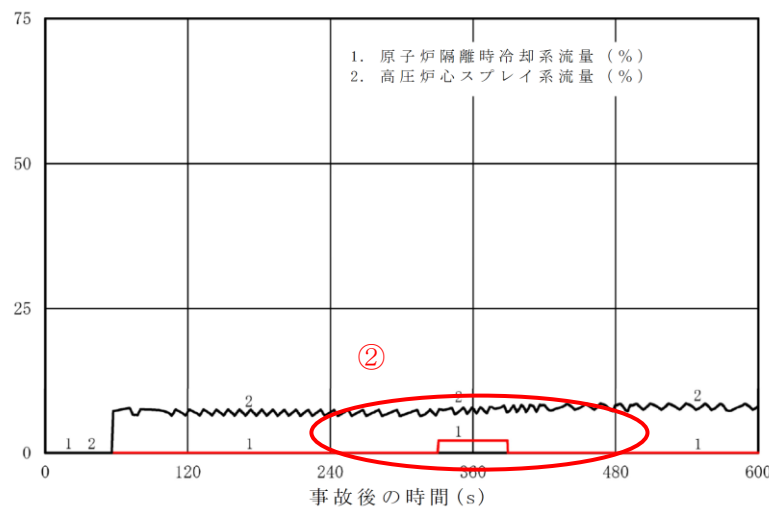


図4 原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系の流量の時間変化(事象発生から400秒後まで)



第2図 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移(短期)



第3図 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の流量の推移(短期)

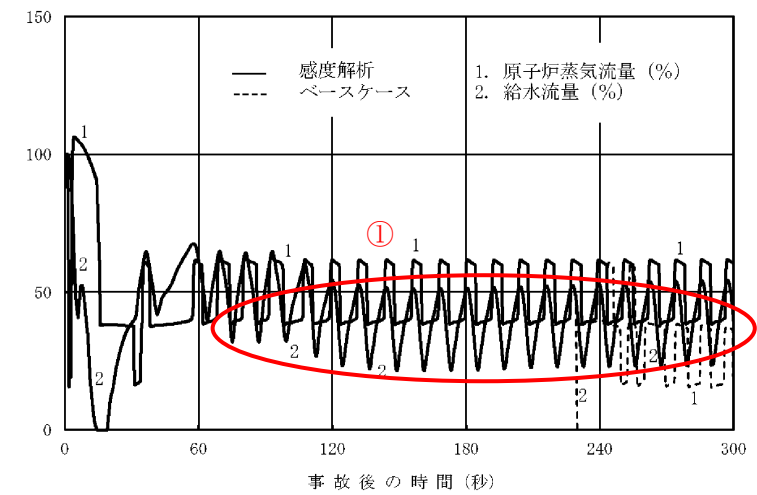


図2 原子炉蒸気流量，給水流量の推移(事象発生から300秒後まで)

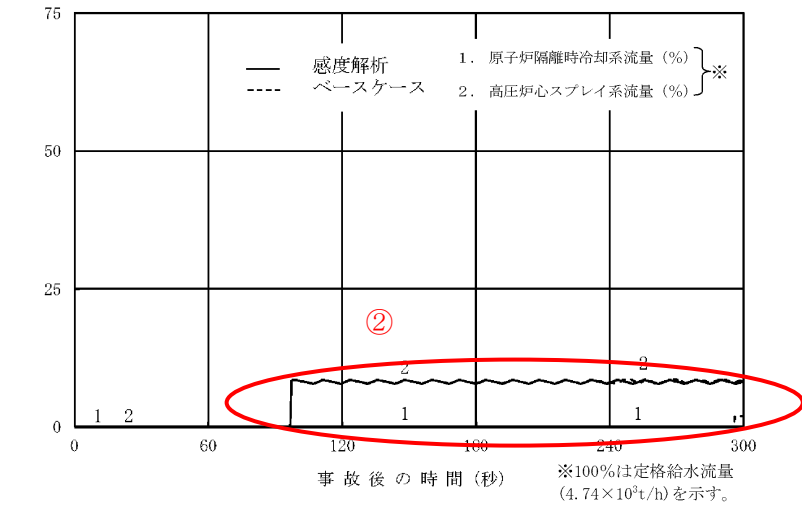


図3 原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系の流量の推移(事象発生から300秒後まで)

・解析結果の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①島根2号炉は，定格給水流量に対するHPCS注水量が大きいため，原子炉水位が回復し，給水流量が制御により減少する。

②島根2号炉は，原子炉水位低(レベル2)に到達する前にサプレッション・プール水温度が100℃になるため，原子炉隔離時冷却系が起動しない。
柏崎6/7はドライウエル圧力高により原子炉隔離時冷却系が起動し，東海第二は原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が起動したのち，水源温度上昇により停止する。

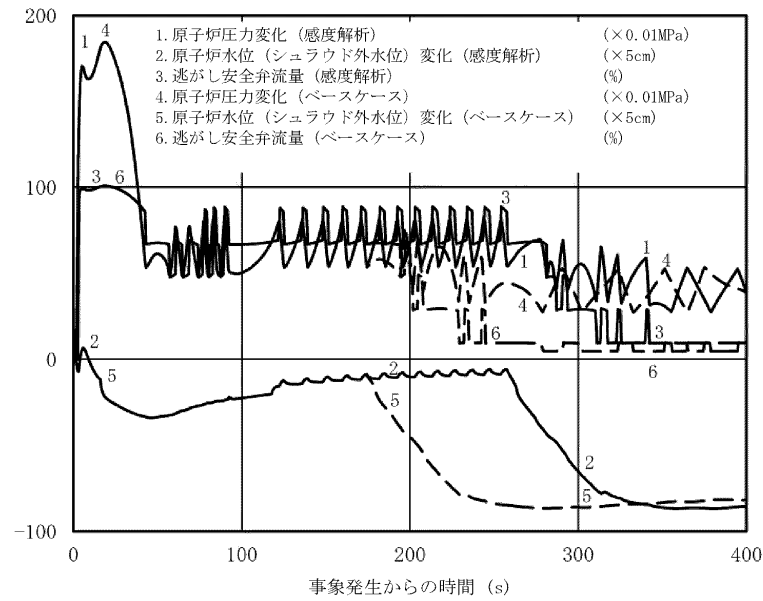


図5 原子炉圧力，原子炉水位(シュラウド外水位)，逃がし安全弁流量の時間変化(事象発生から400 秒後まで)

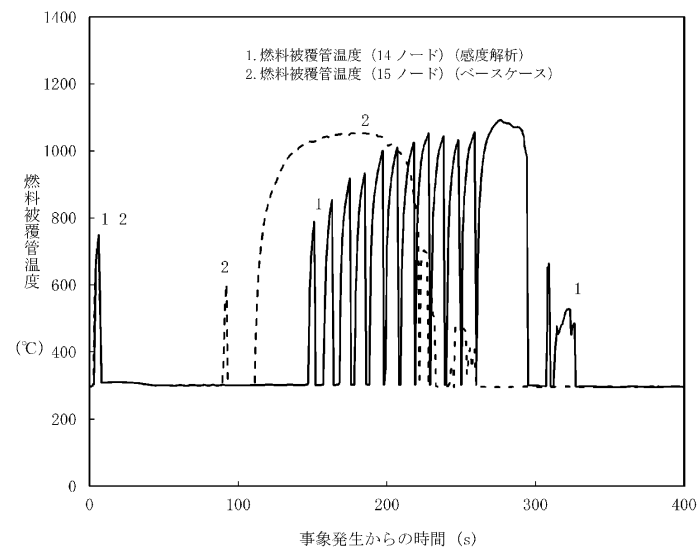
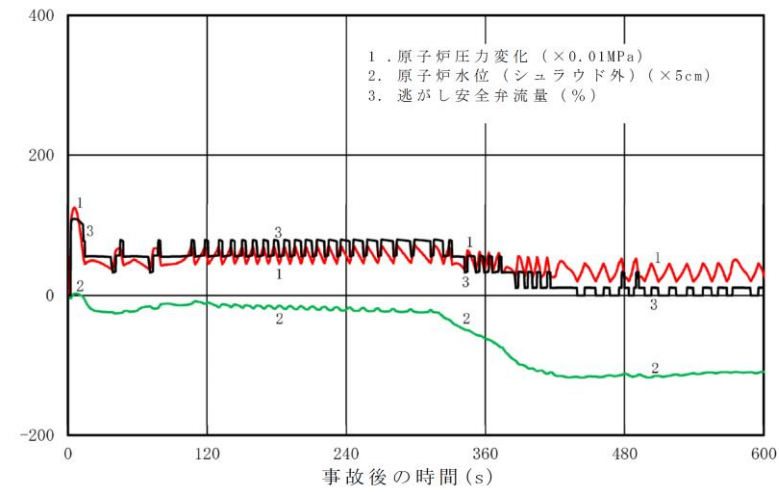
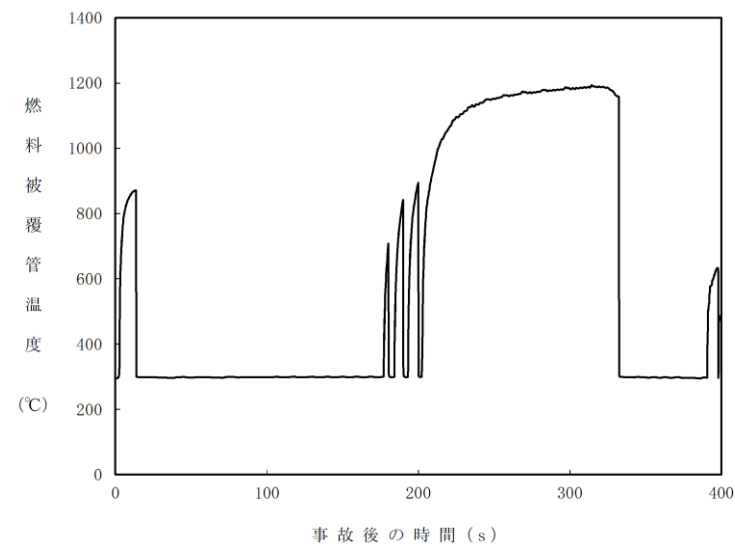


図6 燃料被覆管温度の時間変化(事象発生から400 秒後まで)



第4図 原子炉圧力，原子炉水位(シュラウド外水位)及び逃がし安全弁の流量の推移(短期)



第5図 燃料被覆管温度の時間変化(短期)

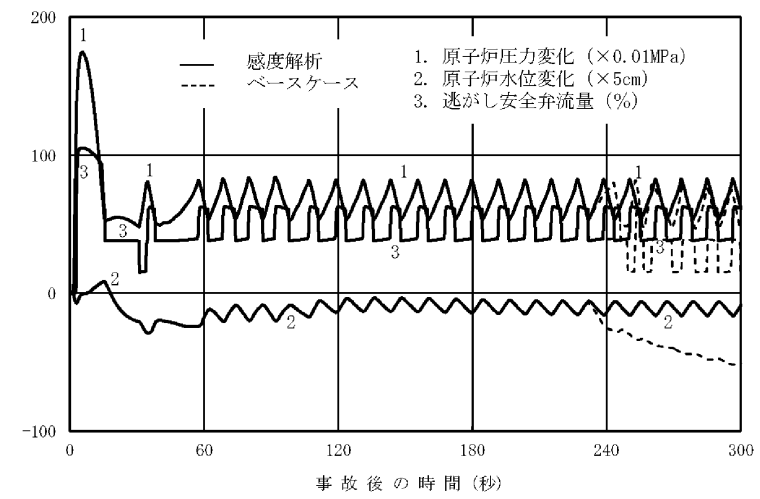


図4 原子炉圧力，原子炉水位(シュラウド外水位)，逃がし安全弁流量の推移(事象発生から300 秒後まで)

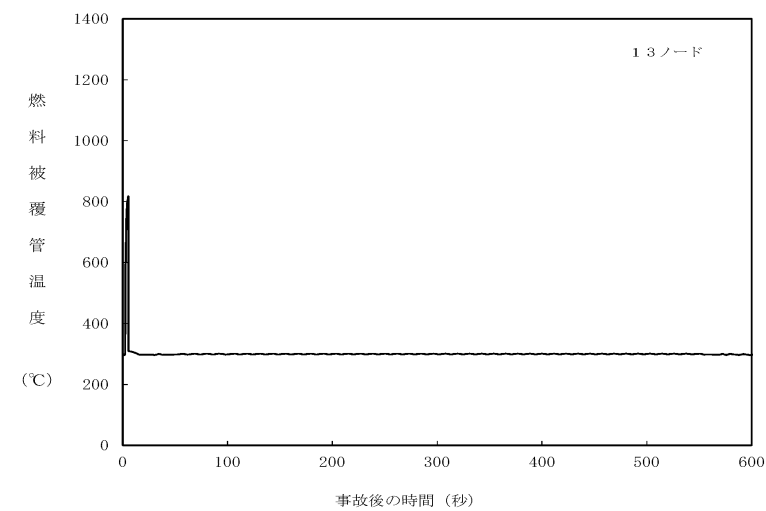


図5 燃料被覆管温度の推移(事象発生から600 秒後まで)

・解析結果の相違
【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，給水加熱喪失後の出力上昇が小さいため挙動が異なる。

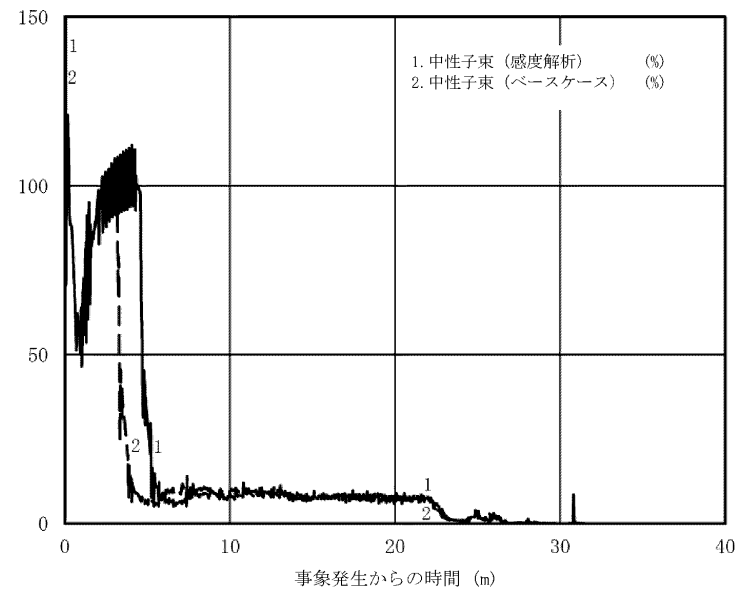


図7 中性子束の時間変化(事象発生から40 分後まで)

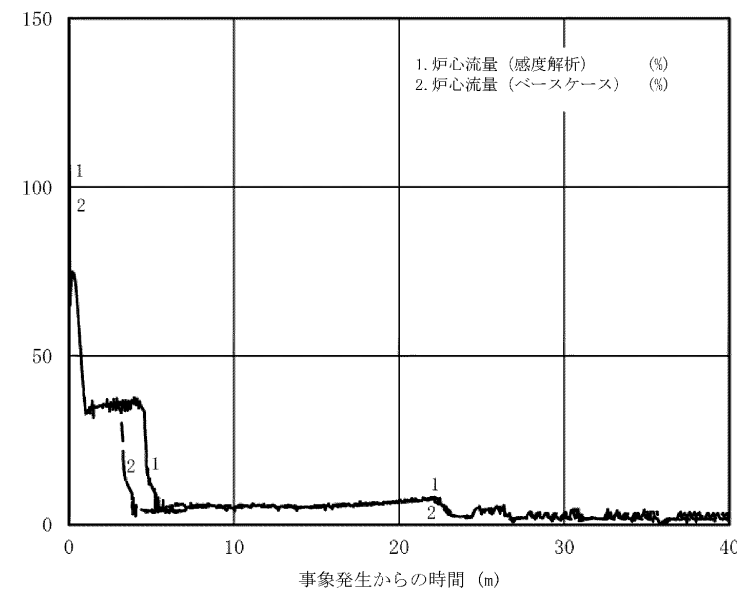
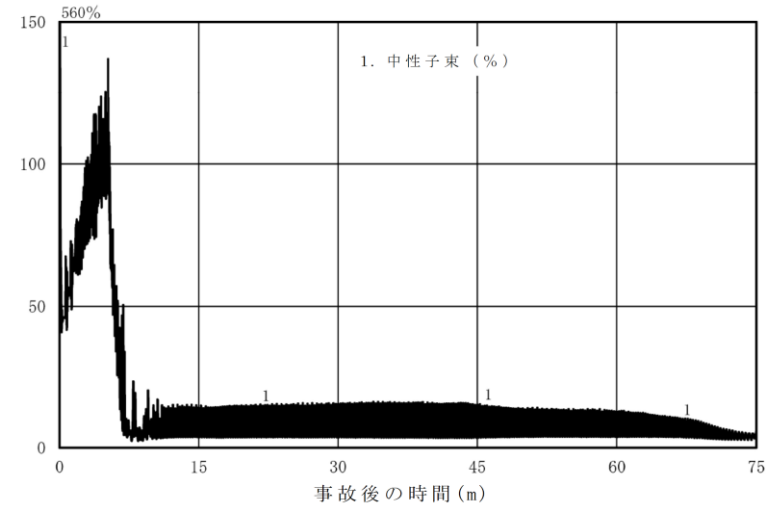
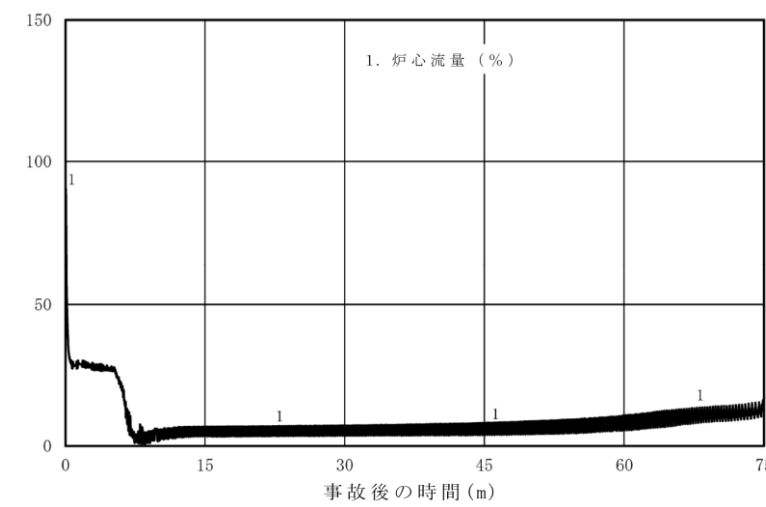


図8 炉心流量の時間変化(事象発生から40 分後まで)



第6図 中性子束の推移(長期)



第7図 給水流量及び平均表面熱流束の推移(長期)

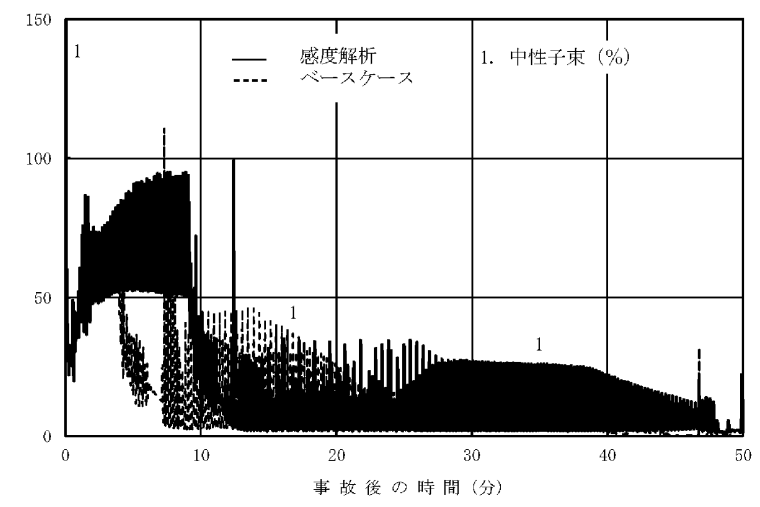


図6 中性子束の推移(事象発生から50分後まで)

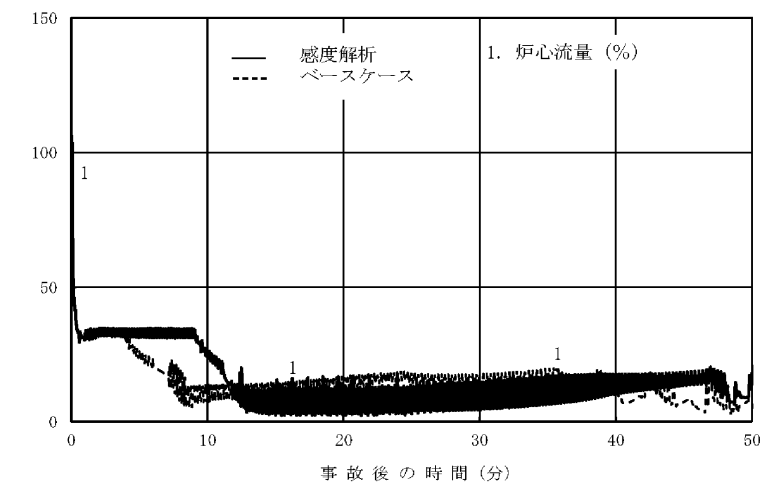


図7 炉心流量の推移(事象発生から50分後まで)

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

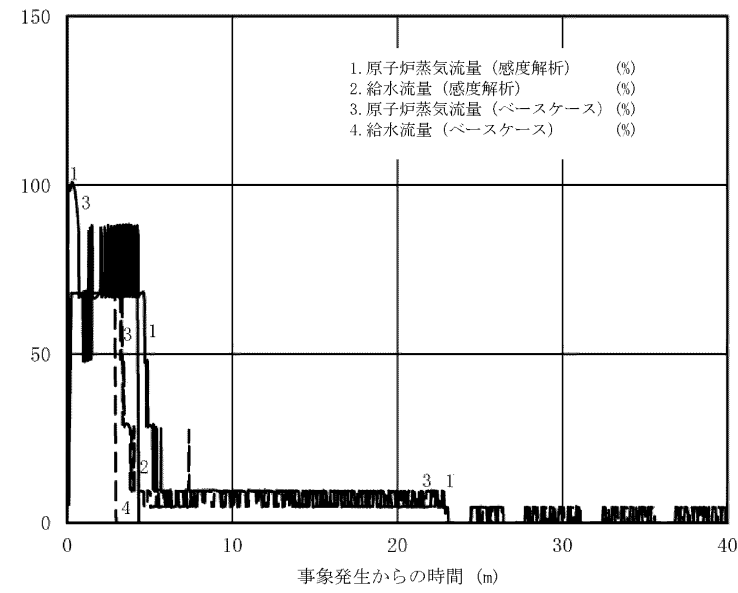


図9 原子炉蒸気流量，給水流量の時間変化(事象発生から40 分後まで)

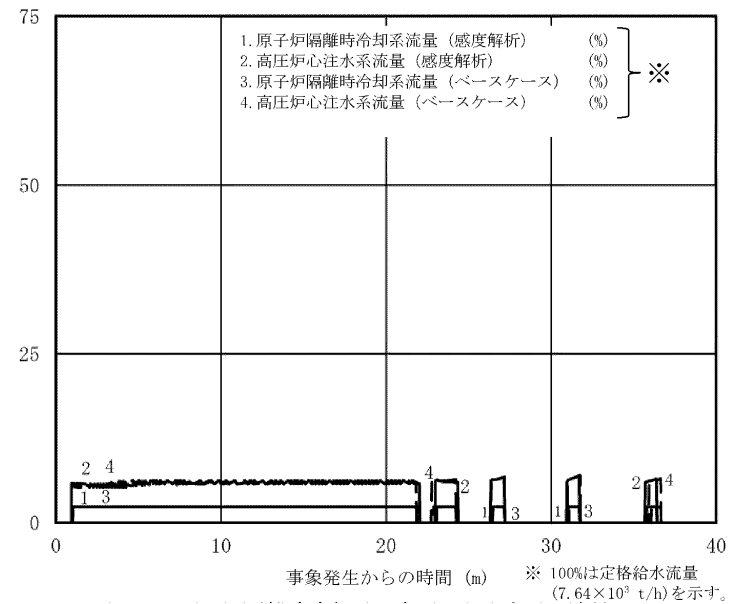
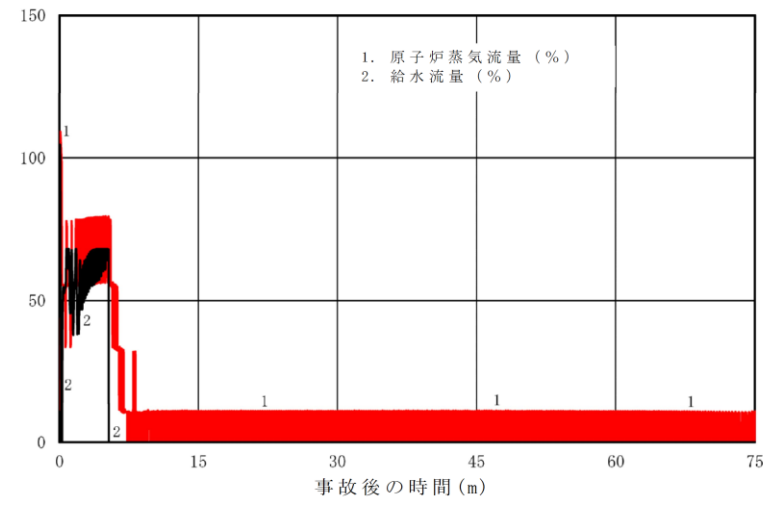
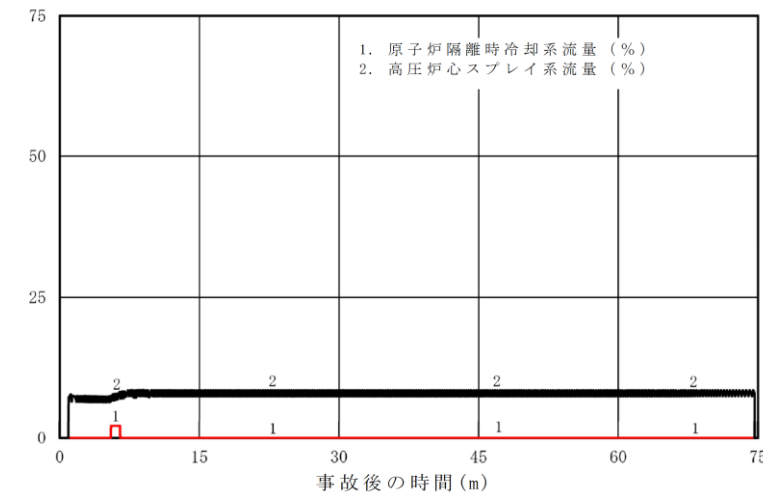


図10 原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系の流量の時間変化(事象発生から40 分後まで)



第8図 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移(長期)



第9図 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の流量の推移(長期)

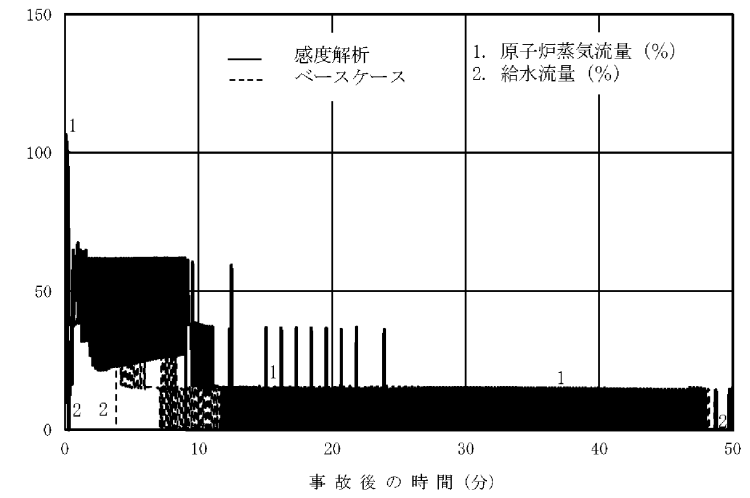


図8 原子炉蒸気流量，給水流量の推移(事象発生から50分後まで)

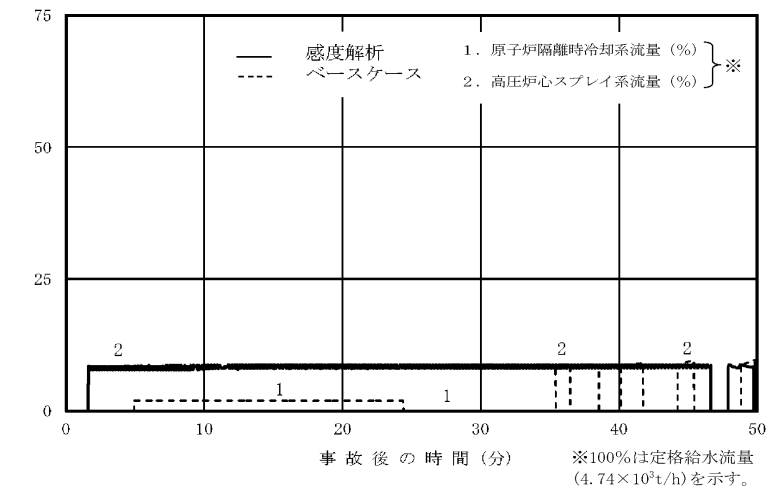


図9 原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系の流量の推移(事象発生から50分後まで)

・解析結果の相違
【柏崎6/7，東海第二】

・解析結果の相違
【柏崎6/7，東海第二】

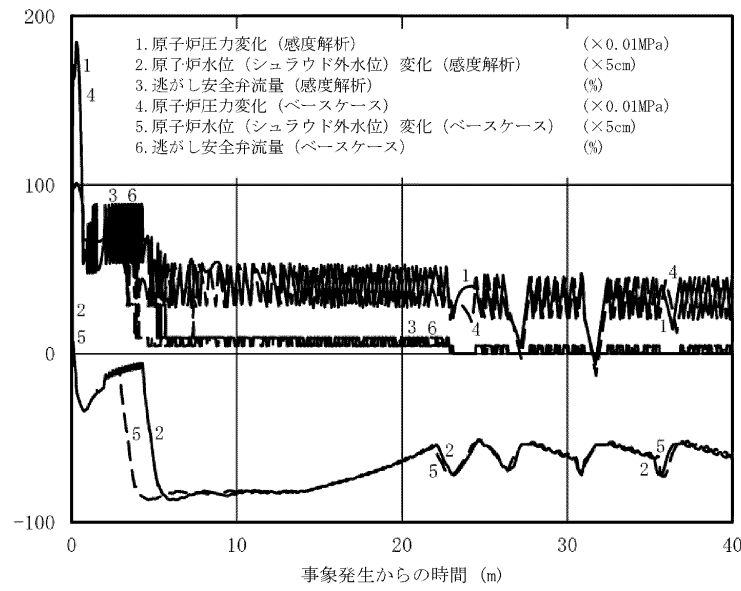
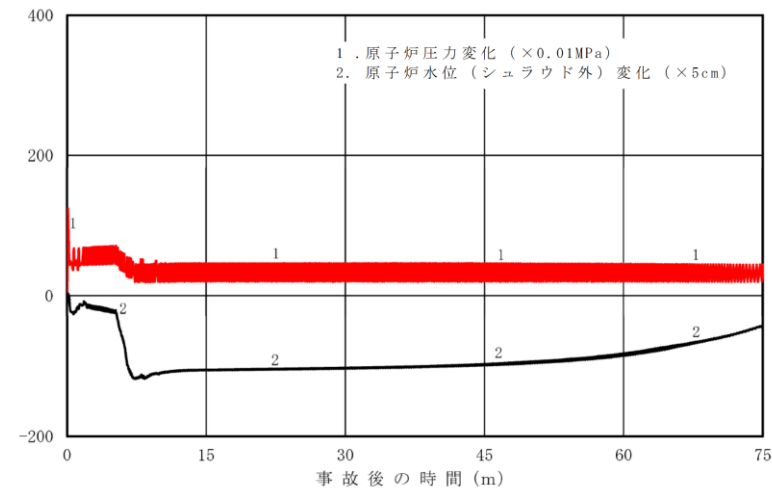
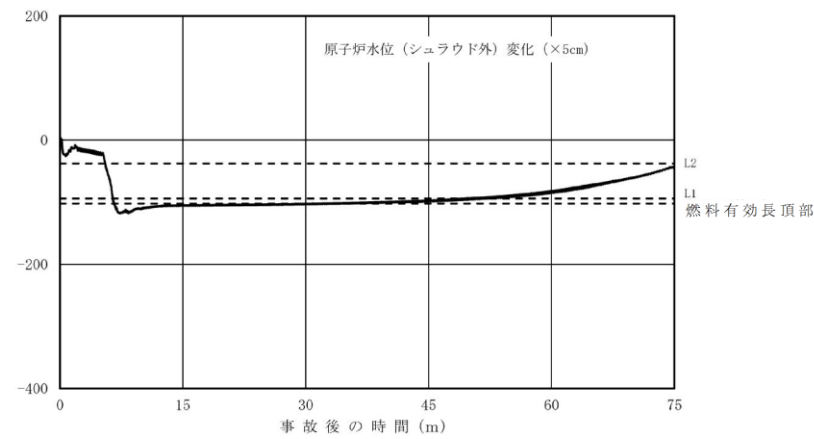


図11 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位), 逃がし安全弁流量の時間変化(事象発生から40 分後まで)



第10図 原子炉圧力及び原子炉水位(シュラウド外水位)の推移(長期)



第11図 原子炉水位(シュラウド外水位)の推移(長期)

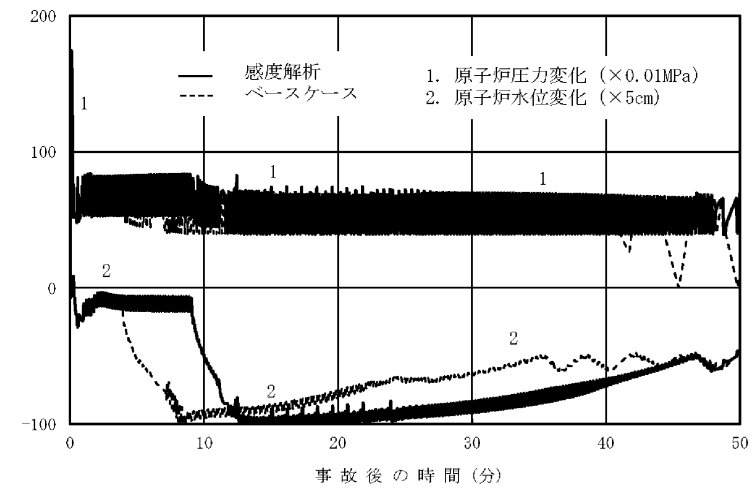


図10 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の推移(事象発生から50分後まで)

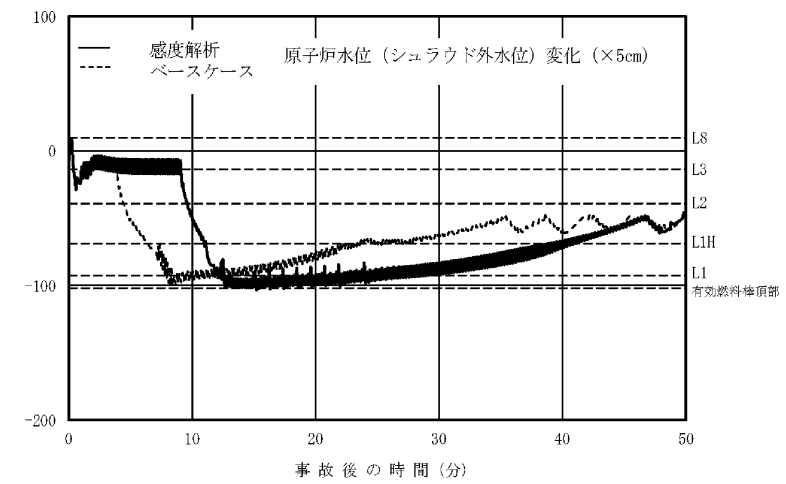


図11 原子炉水位(シュラウド外水位)の推移(事象発生から50分後まで)

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

・解析結果の相違
【東海第二】

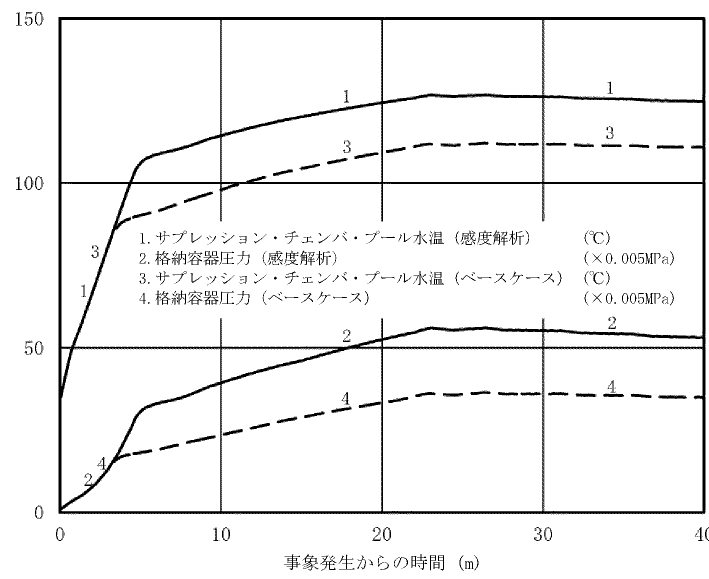
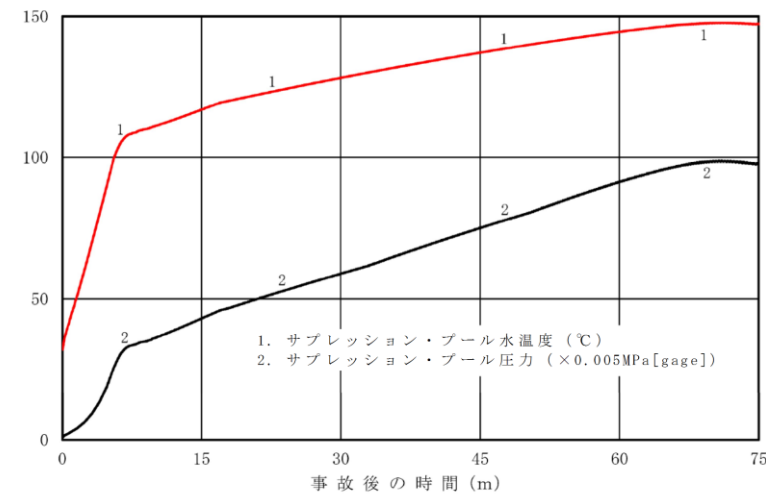


図12 サプレッション・チェンバ・プールの水温、格納容器圧力の時間変化
 (事象発生から40分後まで)



第12図 サプレッション・プール水温度及び格納容器圧力の推移
 (長期)

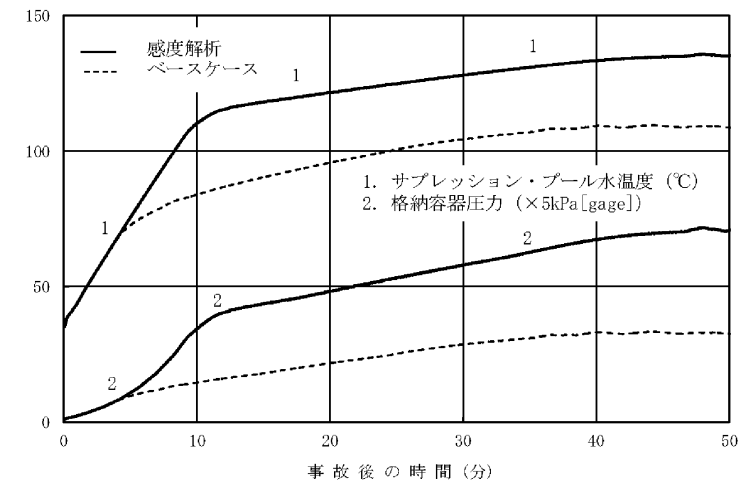


図12 サプレッション・プール水温度、格納容器圧力の推移
 (事象発生から50分後まで)

・解析結果の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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>今回の申請において示した解析ケースでは、給水流量をランアウト流量 (68%) で評価しているが、原子炉圧力が高い場合、給水流量は68%以下となることが考えられる。この場合、<u>ホットウェル水位低までの時間が長くなり、評価結果に影響を与える可能性がある。</u>以下に、現状の解析条件の妥当性について示す。</p> <p>給水流量は、原子炉圧力が高くなることにより減少する傾向であるが、次の通り、原子炉停止機能喪失解析において68%を設定していることは有効性評価の目的に照らして妥当であると判断している。</p> <p>給水流量を68%よりも少なく設定した場合には、復水器<u>ホットウェル水位低による給水喪失までの時間は長くなる。</u>一方で、給水流量が少ない場合は、炉心入口サブクール度変化が小さくなり出力上昇が抑制される傾向となるため、燃料被覆管温度の<u>最大値はより低下すると考えられる。</u>同様に、原子炉から発生する蒸気量が低下するため、<u>サブプレッション・チェンバ・プール水温度や圧力上昇は抑制される。</u></p> <p>給水流量が少なくなり、<u>給水喪失までの時間が長くなったとしても、出力が抑制されることになるため、解析結果としては給水流量68%の場合と同程度になり、<u>判断基準を逸脱するようなことはない</u></u>と考えられる。</p> <p>なお、給水流量68%は、添付書類十の過渡解析における「給水制御系の故障」の最大給水流量条件として、炉心入口サブクール度の増加による出力上昇を大きめにすることにより解析結果を厳しくする観点から設定されている値である。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 1.5.5</p> <p>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>今回の申請において示した解析ケースでは、給水流量をランアウト流量 (68%) で評価しているが、原子炉圧力が高い場合、給水流量は68%以下となることが考えられる。この場合、復水器<u>ホットウェル水位低による給水・復水系停止までの時間が長くなり、評価結果に影響を与える可能性がある。</u>以下に、現状の解析条件の妥当性について示す。</p> <p>給水流量は、原子炉圧力が高くなることにより減少する傾向であるが、次のとおり、原子炉停止機能喪失解析において68%を設定していることは有効性評価の目的に照らして妥当であると判断している。</p> <p>給水流量を68%よりも少なく設定した場合には、復水器<u>ホットウェル水位低による給水・復水系停止までの時間は長くなる。</u>一方で、給水流量が少ない場合は、炉心入口サブクール度の変化が小さくなり出力上昇が抑制される傾向となるため、燃料被覆管温度はより低下すると考えられる。同様に、原子炉から発生する蒸気量が低下するため、<u>サブプレッション・プール水温度や圧力上昇は抑制される。</u></p> <p>給水流量が少なくなり、<u>給水・復水系停止までの時間が長くなったとしても、出力が抑制されることになるため、解析結果としては給水流量68%の場合と同程度になり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい</u>と考えられる。</p> <p>なお、給水流量68%は、添付書類十の過渡解析における「給水制御系の故障」の最大給水流量条件として、炉心入口サブクール度の増加による出力上昇を大きめにすることにより解析結果を厳しくする観点から設定されている値である。</p>	<p>15. 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>今回の申請において示した解析ケースでは、給水流量をランアウト流量 (68%) で評価しているが、原子炉圧力が高い場合、給水流量は68%以下となることが考えられる。この場合、<u>復水器ホットウェル水位低による復水・給水系停止までの時間が長くなり、評価結果に影響を与える可能性がある。</u>以下に、現状の解析条件の妥当性について示す。</p> <p>給水流量は、原子炉圧力が高くなることにより減少する傾向であるが、次のとおり、原子炉停止機能喪失解析において68%を設定していることは有効性評価の目的に照らして妥当であると判断している。</p> <p>給水流量を68%よりも少なく設定した場合には、<u>復水器ホットウェル水位低による復水・給水系停止までの時間は長くなる。</u>一方で、給水流量が少ない場合は、炉心入口サブクール度変化が小さくなり出力上昇が抑制される傾向となるため、燃料被覆管温度はより低下すると考えられる。同様に、原子炉から発生する蒸気量が低下するため、<u>サブプレッション・プール水温度や圧力上昇は抑制される。</u></p> <p>給水流量が少なくなり、<u>復水・給水系停止までの時間が長くなったとしても、出力が抑制されることになるため、解析結果としては給水流量68%の場合と同程度になり、<u>評価項目となるパラメータに与える影響は小さい</u></u>と考えられる。</p> <p>なお、給水流量68%は、添付書類十の過渡解析における「給水制御系の故障」の最大給水流量条件として、炉心入口サブクール度の増加による出力上昇を大きめにすることにより解析結果を厳しくする観点から設定されている値である。</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>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>1. 電力共同研究 (基本実験)</p> <p>有効性評価における水の放射線分解の評価では、電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究^[1] (以下「電共研 (基本実験)」という。)」の実験結果をもとに、水素及び酸素の実効G値 (100 eVあたりの分子発生量) を、それぞれ0.06, 0.03としている。</p> <p>電共研 (基本実験) では、重大事故の際の格納容器内の環境を想定し、試験条件を設定した。実験装置及び実験方法を別添1に示す。試験条件及び実験結果を表1に示す。また、吸収線量と水素濃度・酸素濃度の相関を図1に示す。図1のとおり、水素・酸素の増加量は吸収線量の増加とともに飽和する傾向にあり、有効性評価に用いた実効G値 (水素: 0.06, 酸素: 0.03) は、事象発生から約1.4時間後までのサブプレッション・プールでの吸収線量に相当する1×10^4 Gyの傾きから求めたものである。</p> <p>2. 電力共同研究 (追加実験)</p> <p>その後、電共研「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究^[2] (以下「電共研 (追加実験)」という。)」において、水の放射線分解に係る追加実験を行った。追加実験では、試験条件の温度、沸騰状態、水素濃度、酸素濃度の感度によるG値への影響を確認した。実験装置及び実験方法を別添2に示す。</p>	<p>添付資料 3.4.2</p> <p>3. <u>電力共同研究「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」(追加実験)</u></p> <p>3.1 <u>追加実験の概要</u></p> <p>(1) <u>実験装置及び実験方法</u></p> <p><u>追加実験では、常温から高温に至るケースについて試験を行うため、170℃ (飽和蒸気圧 691kPa[gage]) までの試験が可能な照射容器を用いた。</u></p> <p><u>実験に使用した装置を第24図に示す。装置は、照射容器、液相循環ライン、気相サンプリングライン、ガス注入ライン等から成る。照射容器はステンレス製で、容量は2Lである。照射容器内には3本のガス注入ラインが接続されており、水素、酸素、窒素ガスにより所定の初期水質に調整することができる。照射容器内の水はバンドヒーターにより所定の温度に昇温される。液相中の水はポンプにより循環される。液相循環ラインには溶存水素計 (DH計)、溶存酸素計 (DO計)、導電率計等が設置されている。試験水は冷却された後、DH計、DO計により、液相中の水素、酸素濃度を連続測定される。気相中のガスはポンプにより循環される。気相循環ラインにはガスクロマトグラフが設けられている。ガンマ線照射により発生したガスは冷却された後、ガスクロマトグラフで気相中の水素、酸素濃度をバッチ測定する。</u></p> <p><u>全ての条件が定常状態に達した後、Co-60ガンマ線源にて照射を開始し、DH計、DO計で液相の水素・酸素濃度を測定</u></p>	<p>16. 実効G値に係る電力共同研究の追加実験について</p> <p>1. 電力共同研究 (基本実験)</p> <p>有効性評価における水の放射線分解の評価では、電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究^[1] (以下「電共研 (基本実験)」という。)」の実験結果をもとに、水素及び酸素の実効G値 (100 eVあたりの分子発生量) を、それぞれ0.06, 0.03としている。</p> <p>電共研 (基本実験) では、重大事故の際の原子炉格納容器内の環境を想定し、試験条件を設定した。実験装置及び実験方法を別添1に示す。試験条件及び実験結果を表1に示す。また、吸収線量と水素濃度・酸素濃度の相関を図1に示す。図1のとおり、水素・酸素の増加量は吸収線量の増加とともに飽和する傾向にあり、有効性評価に用いた実効G値 (水素: 0.06, 酸素: 0.03) は、事象発生から約1.5時間後までのサブプレッション・プールでの吸収線量に相当する1×10^4 Gyの傾きから求めたものである。</p> <p>2. 電力共同研究 (追加実験)</p> <p>その後、電共研「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究^[2] (以下「電共研 (追加実験)」という。)」において、水の放射線分解に係る追加実験を行った。追加実験では、試験条件の温度、沸騰状態、水素濃度、酸素濃度の感度によるG値への影響を確認した。実験装置及び実験方法を別添2に示す。</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・記載箇所の相違 【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、後述の別添2において記載している。</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>電共研(追加実験)の試験条件及び実験結果を表2に示す。表2に示すとおり、沸騰している場合は、水素・酸素のG値が0であること、また、沸騰していない場合は試験条件によりG値に若干のばらつきがあることを確認した。</p> <p>加えて、ベースケースのB④では、長期試験を行い吸収線量と水素・酸素の変化量の相関を確認した。吸収線量と水素・酸素の変化量の相関を図2に示す。図2に示すとおり、水素・酸素共にその増加量が吸収線量の増加とともに飽和する傾向を確認できた。吸収線量1×10^4 Gyにおける実効G値は、水素:0.036、酸素:0.023であり、電共研(基本実験)と同程度であった。</p> <p>3. 実験結果の不確かさについて</p> <p>電共研(基本実験)と電共研(追加実験)は、異なる実験装置、異なる実験実施者によって行われたが、追加実験により同程度の実効G値が確認できたことから、実効G値の有する不確かさは小さいと考える。また、水素・酸素の増加量が吸収線量の増加とともに飽和する点で同様の傾向を確認できたことから、実効G値を事象発生初期(約1.4時間後)の吸収線量から定めることは、事象発生から168時間後までを評価する本事象に適用する上で保守的な設定と考える。よって、前回の実験結果をもとに有効性評価に用いる実効G値を定めていること及び長期試験の結果を踏まえて、1×10^4 GyにおけるG値を用いるのは妥当と考える。</p>	<p><u>するとともに、ガスクロマトグラフでバッチサンプリングを行い気相中の水素・酸素濃度を測定した。</u></p> <p><u>実験は、温度、沸騰の有無、初期水素濃度、よう素濃度を試験パラメータとして変化させG値の実測を実施した。</u></p> <p>(2) <u>試験条件及び実験結果</u></p> <p><u>試験条件及び実験結果を第5表、第25図に示す。</u></p> <p>沸騰している場合は水素・酸素のG値が0であること、また、沸騰していない場合は試験条件によりG値に若干のばらつきがあることを確認した。</p> <p>長期試験における吸収線量と水素・酸素の変化量の相関では、水素・酸素共にその増加量が吸収線量の増加と共に飽和する傾向を確認できた。吸収線量1×10^4 Gyにおける実効G値は、水素:0.036、酸素:0.023であり、基本実験と同程度であった。</p> <p>3.2 <u>実験から得られた知見</u></p> <p>基本実験と追加実験は、異なる実験装置、異なる実験実施者によって行われたが、追加実験により同程度の実効G値が確認できたことから、実効G値の有する不確かさは小さいと考える。また、水素・酸素の増加量が吸収線量の増加と共に飽和する点で同様の傾向を確認できたことから、実効G値を事象発生初期(1.5時間後)の吸収線量から定めることは、事象発生から168時間後までを評価する本事象に適用する上で保守的な設定と考える。よって、前回の実験結果を基に有効性評価を用いる実効G値を定めていること及び長期試験の結果を踏まえて、1×10^4 GyにおけるG値を用いるのは妥当と考える。</p>	<p>電共研(追加実験)の試験条件及び実験結果を表2に示す。表2に示すとおり、沸騰している場合は、水素・酸素のG値が0であること、また、沸騰していない場合は試験条件によりG値に若干のばらつきがあることを確認した。</p> <p>加えて、ベースケースのB①では、長期試験(B①')を行い吸収線量と水素・酸素の変化量の相関を確認した。吸収線量と水素・酸素の変化量の相関を図2に示す。図2に示すとおり、水素・酸素共にその増加量が吸収線量の増加とともに飽和する傾向を確認できた。吸収線量1×10^4 Gyにおける実効G値は、水素:0.036、酸素:0.023であり、電共研(基本実験)と同程度であった。</p> <p>3. <u>実験結果の不確かさについて</u></p> <p>電共研(基本実験)と電共研(追加実験)は、異なる実験装置、異なる実験実施者によって行われたが、追加実験により同程度の実効G値が確認できたことから、実効G値の有する不確かさは小さいと考える。また、水素・酸素の増加量が吸収線量の増加とともに飽和する点で同様の傾向を確認できたことから、実効G値を事象発生初期(約1.5時間後)の吸収線量から定めることは、事象発生から168時間後までを評価する本事象に適用する上で保守的な設定と考える。よって、前回の実験結果をもとに有効性評価に用いるG値を定めていること及び長期試験の結果を踏まえて、1×10^4 GyにおけるG値を用いるのは妥当と考える。</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>【参考文献】</p> <p>[1] 「事故時放射線分解に関する研究」 BWR 電力共同研究 昭和63年3月</p> <p>[2] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 BWR 電力共同研究平成12年3月</p>	<p>【比較のため、「4.」を記載】</p> <p>4. 参考文献</p> <p>[1] <u>Regulatory Guide 1.7 (Rev.2 Nov.1978) Control of Combustible Gas Concentrations In Containment Following A Loss-of-Coolant Accident.</u></p> <p>[2] 「事故時放射線分解に関する研究」 BWR 電力共同研究 昭和63年3月</p> <p>[3] <u>「沸騰水型原子力発電所 可燃性ガス濃度制御について」(株式会社東芝, TLR002A 改訂3, 平成10年2月)</u></p> <p>[4] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 BWR 電力共同研究 平成12年3月</p> <p>[5] <u>Zittel,H.E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM-2412 Part VIII (1970).</u></p> <p>[6] <u>Parczewski,K.I., et.al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWRs”, U.S. NRC Joint ANS/AMSE Conference, Aug.(1984).</u></p> <p>【ここまで】</p>	<p>【参考文献】</p> <p>[1] 「事故時放射線分解に関する研究」 BWR 電力共同研究 昭和63年3月</p> <p>[2] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 BWR 電力共同研究 平成12年3月</p>	<p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は, 補足説明資料「2. G値について」において記載している。</p>

表1 電共研（基本実験）の試験条件及び実験結果

試験 ケース	試験条件					実験結果		
	温度 [°C]	沸騰/ 非沸騰	水素濃度 M-W 反応 相当[%]	酸素濃度 [vol%]	よう素濃度 放出相当 [%]	吸収線量 [Gy]	水素 G 値	酸素 G 値
A①	室温	非沸騰	5.5	1.5	50	2×10 ³	0.12	0.06
A①'	室温	非沸騰	5.5	1.5	50	1×10 ⁴	0.06	0.03

表2 電共研（追加実験）の試験条件及び実験結果

試験 ケース	試験条件					実験結果		
	温度 [°C]	沸騰	M-W 反応 割合 [%]	酸素濃度 [vol%]	よう素 放出 [%]	吸収線量 [Gy]	水素 G 値	酸素 G 値
①								
①'								
②								
③								
④								
⑤								
⑥								
⑦								
⑧								

表1 電共研（基本実験）の試験条件及び実験結果

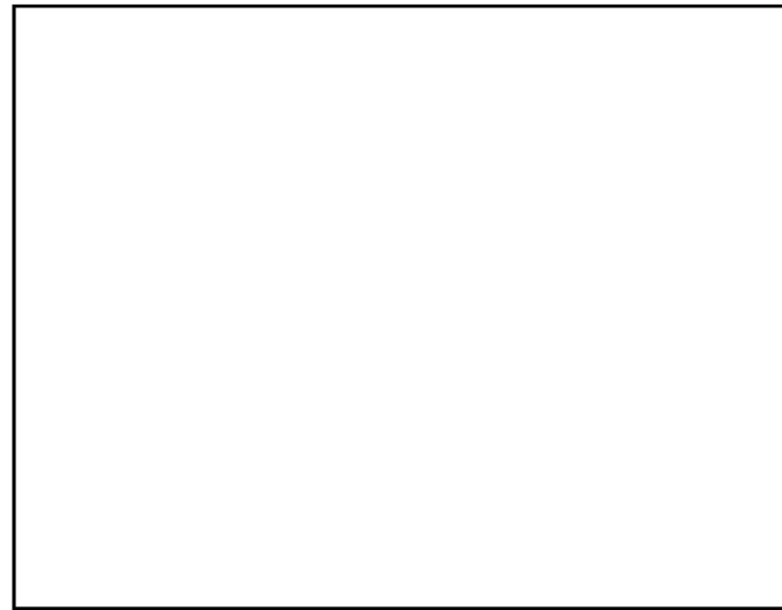
試験 ケース	試験条件					実験結果		
	温度 [°C]	沸騰/ 非沸騰	水素濃度 M-W 反応 相当[%]	酸素濃度 [vol%]	よう素濃度 放出相当 [%]	吸収線量 [Gy]	水素 G 値	酸素 G 値
A①	室温	非沸騰	5.5	1.5	50	2×10 ³	0.12	0.06
A①'	室温	非沸騰	5.5	1.5	50	1×10 ³	0.06	0.03

表2 電共研（追加実験）の試験条件及び実験結果

試験 ケース	試験条件					実験結果		
	温度 [°C]	沸騰	水素濃度 M-W 反応 相当[%]	酸素濃度 [vol%]	よう素濃度 放出相当 [%]	吸収線量 [Gy]	水素 G 値	酸素 G 値
B①								
B①'								
B②								
B③								
B④								
B⑤								
B⑥								
B⑦								
B⑧								

第5表 試験条件及び実験結果

試験 ケース	試験条件					実験結果		
	温度 [°C]	沸騰	M-W 反応 割合 [%]	酸素濃度 [vol%]	よう素 放出 [%]	吸収線量 [Gy]	水素 G 値	酸素 G 値
①								
①'								
②								
③								
④								
⑤								
⑥								
⑦								
⑧								



第 24 図 実験装置の概要

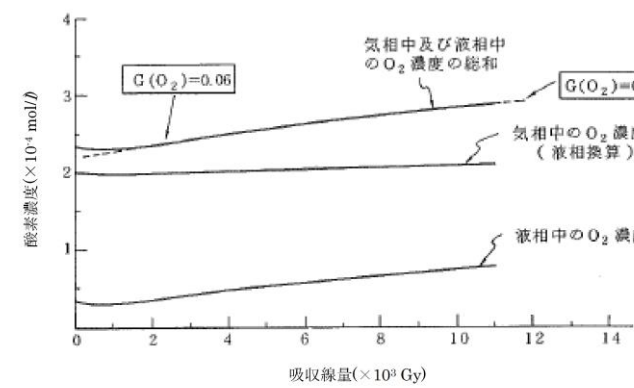
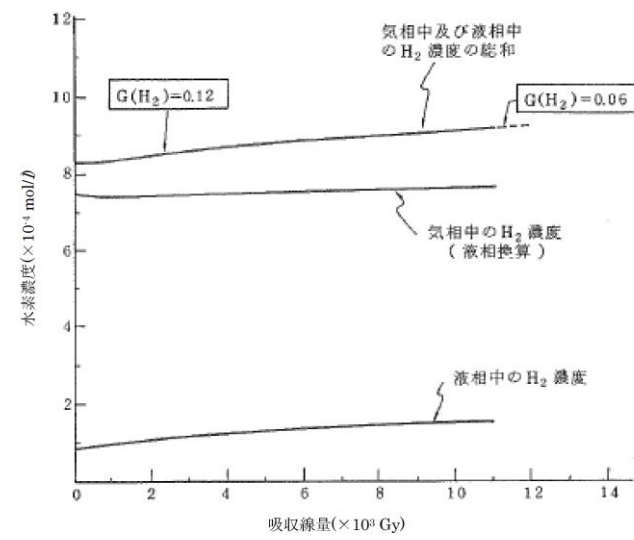


図1 電共研（基本実験）の実験結果：水素・酸素濃度と吸収線量
の関係
(A①及びA①' のG 値)

図 1 電共研（基本実験）の実験結果：水素・酸素濃度と吸収線
量の関係
(A①及びA①' のG 値)

柏崎刈羽原子力発電所 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>図2 電共研（追加実験）の実験結果：水素・酸素の変化量と吸収線量の関係（B④' のG 値）</p>	<p>第25 図 実験結果：水素・酸素の変化量と吸収線量の関係（①及び①' のG 値）</p>	<p>図2 電共研（追加実験）の実験結果：水素・酸素の変化量と吸収線量の関係（B①' のG 値）</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>別添1</p> <p>電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」(昭和61年度～昭和62年度)(電共研(基本実験))では、実機事故時を模擬した照射実験装置により、多量のような素を含む系及び沸騰状態の系等、総合的かつ広範囲に水の放射線分解に関する実験を行った。</p> <p>実験に使用した装置を図1及び図2に示す。装置は照射容器、液相循環ライン、気相サンプリングライン、ガス注入ライン等から成る。非沸騰実験の照射容器は約150の硬質ガラス、沸騰実験では約1.80のステンレス製容器を使用する。照射容器及び液相循環ラインに所定の純水を注入後、Arガスで脱気し、H₂、O₂ガスで気相及び液相のH₂、O₂初期濃度の調整を行う。その後、よう素、鉄、銅などの不純物を添加し、循環ポンプで均一混合させた。沸騰実験の場合、更にマントルヒーターにより加熱、沸騰させる。</p> <p>全ての条件が定常状態に達した後、Co-60ガンマ線源にて照射を開始し、溶存水素計(DH計)及び溶存酸素計(DO計)で液相の水素・酸素濃度を測定するとともに、ガスクロマトグラフでバッチサンプリングを行い気相中の水素・酸素濃度を測定した。</p> <p>実機の事故条件(ライセンスベース、各種事故ベース、重大事故ベース)を模擬し、各事故条件下でのG値の実測を実施した。</p>	<p>【比較のため、「2.」の一部を記載】</p> <p>(1) 実験装置及び実験方法</p> <p>基本実験では、<u>BWRの実機事故条件を模擬した水の放射線分解実験を実施することにより、種々の事故条件下で生成される可燃性ガスの生成割合(G値)の検討を行った。</u></p> <p>実験に使用した実験装置を第1図及び第2図に示す。非沸騰実験では<u>15リットルの硬質ガラス製照射容器を使用。また、沸騰実験では1.8リットルのステンレス製照射容器を使用している。</u></p> <p>実験は、<u>照射容器内に純水を所定量注入した後、高純度アルゴン(Ar)ガスで脱気し、水素ガス、酸素ガスポンプを用いて雰囲気条件(気液相の水素、酸素初期濃度)を設定する。その後、よう素、鉄、銅等の不純物を所定量添加し、循環ポンプで均一混合させる。沸騰実験の場合、更にマントルヒーターにより加熱、沸騰させる。</u></p> <p>全ての条件が定常状態に達した後、<u>Co-60のガンマ線源に照射を開始、水の放射線分解で生成される水素、酸素濃度を溶存水素計(DH計)、溶存酸素計(DO計)及びガスクロマトグラフで測定する。水の吸収線量は、水を媒体とした標準的な換算係数を用いて評価した。</u></p> <p>実機の事故条件を考慮して、<u>実験ではLOCA条件、FCS性能解析条件及び重大事故条件の三種類の条件を想定し、各条件下でG値の実測を実施した。</u></p> <p>【ここまで】</p>	<p>別添1</p> <p>電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」(昭和61年度～昭和62年度)(電共研(基本実験))では、実機事故時を模擬した照射実験装置により、多量のような素を含む系及び沸騰状態の系等、総合的かつ広範囲に水の放射線分解に関する実験を行った。</p> <p>実験に使用した装置を図1及び図2に示す。装置は照射容器、液相循環ライン、気相サンプリングライン、ガス注入ライン等から成る。非沸騰実験の照射容器は約150の硬質ガラス、沸騰実験では約1.80のステンレス製容器を使用する。照射容器及び液相循環ラインに所定の純水を注入後、Arガスで脱気し、H₂、O₂ガスで気相及び液相のH₂、O₂初期濃度の調整を行う。その後、よう素、鉄、銅などの不純物を添加し、循環ポンプで均一混合させた。沸騰実験の場合、更にマントルヒーターにより加熱、沸騰させる。</p> <p>全ての条件が定常状態に達した後、Co-60ガンマ線源にて照射を開始し、溶存水素計(DH計)及び溶存酸素計(DO計)で液相の水素・酸素濃度を測定するとともに、ガスクロマトグラフでバッチサンプリングを行い気相中の水素・酸素濃度を測定した。</p> <p>実機の事故条件(ライセンスベース、各種事故ベース、重大事故ベース)を模擬し、各事故条件下でのG値の実測を実施した。</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>図1 電共研（基本実験）の非沸騰実験装置</p>		<p>図1 電共研（基本実験）の非沸騰実験装置</p>	
			
<p>図2 電共研（基本実験）の沸騰実験装置</p>		<p>図2 電共研（基本実験）の沸騰実験装置</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>別添2</p> <p>電力共同研究「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」(平成11年度)(電共研(追加実験))では、常温から高温に至るケースについて試験を行うため、170℃(飽和蒸気圧7.8気圧)までの試験が可能な照射容器を用いた。</p> <p>実験に使用した装置を図1に示す。装置は照射容器、液相循環ライン、気相サンプリングライン、ガス注入ライン等から成る。照射容器はステンレス製で、容量は2ℓである。照射容器内には3本のガス注入ラインが接続されており、水素、酸素、窒素ガスにより所定の初期水質に調整することができる。照射容器内の水はバンドヒーターにより所定の温度に昇温される。液相中の水はポンプにより循環される。液相循環ラインにはDH計、DO計、導電率計等が設置されている。試験水は冷却された後、DH計、DO計により、液相中の水素、酸素濃度を連続測定される。気相中のガスはポンプにより循環される。気相循環ラインにはガスクロマトグラフが設けられている。ガンマ線照射により発生したガスは冷却された後、ガスクロマトグラフで気相中の水素、酸素濃度をバッチ測定する。</p> <p>全ての条件が定常状態に達した後、Co-60ガンマ線源にて照射を開始し、<u>溶存水素計(DH計)</u>及び<u>溶存酸素計(DO計)</u>で液相の水素・酸素濃度を測定するとともに、ガスクロマトグラフでバッチサンプリングを行い気相中の水素・酸素濃度を測定した。</p> <p>実験は、温度、沸騰の有無、初期水素濃度、よう素濃度を試験パラメータとして変化させG値の実測を実施した。</p>	<p>【比較のため、「3.1」の一部を記載】</p> <p>(1) 実験装置及び実験方法</p> <p>追加実験では、常温から高温に至るケースについて試験を行うため、170℃(飽和蒸気圧691kPa[gage])までの試験が可能な照射容器を用いた。</p> <p>実験に使用した装置を第24図に示す。装置は、照射容器、液相循環ライン、気相サンプリングライン、ガス注入ライン等から成る。照射容器はステンレス製で、容量は2Lである。照射容器内には3本のガス注入ラインが接続されており、水素、酸素、窒素ガスにより所定の初期水質に調整することができる。照射容器内の水はバンドヒーターにより所定の温度に昇温される。液相中の水はポンプにより循環される。液相循環ラインには溶存水素計(DH計)、溶存酸素計(DO計)、導電率計等が設置されている。試験水は冷却された後、DH計、DO計により、液相中の水素、酸素濃度を連続測定される。気相中のガスはポンプにより循環される。気相循環ラインにはガスクロマトグラフが設けられている。ガンマ線照射により発生したガスは冷却された後、ガスクロマトグラフで気相中の水素、酸素濃度をバッチ測定する。</p> <p>全ての条件が定常状態に達した後、Co-60ガンマ線源にて照射を開始し、DH計、DO計で液相の水素・酸素濃度を測定するとともに、ガスクロマトグラフでバッチサンプリングを行い気相中の水素・酸素濃度を測定した。</p> <p>実験は、温度、沸騰の有無、初期水素濃度、よう素濃度を試験パラメータとして変化させG値の実測を実施した。</p> <p>【ここまで】</p>	<p>別添2</p> <p>電力共同研究「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」(平成11年度)(電共研(追加実験))では、常温から高温に至るケースについて試験を行うため、170℃(飽和蒸気圧691kPa[gage])までの試験が可能な照射容器を用いた。</p> <p>実験に使用した装置を図1に示す。装置は照射容器、液相循環ライン、気相サンプリングライン、ガス注入ライン等から成る。照射容器はステンレス製で、容量は2ℓである。照射容器内には3本のガス注入ラインが接続されており、水素、酸素、窒素ガスにより所定の初期水質に調整することができる。照射容器内の水はバンドヒーターにより所定の温度に昇温される。液相中の水はポンプにより循環される。液相循環ラインには<u>溶存水素計(DH計)</u>、<u>溶存酸素計(DO計)</u>、導電率計等が設置されている。試験水は冷却された後、DH計、DO計により、液相中の水素、酸素濃度を連続測定される。気相中のガスはポンプにより循環される。気相循環ラインにはガスクロマトグラフが設けられている。ガンマ線照射により発生したガスは冷却された後、ガスクロマトグラフで気相中の水素、酸素濃度をバッチ測定する。</p> <p>全ての条件が定常状態に達した後、Co-60ガンマ線源にて照射を開始し、<u>DH計</u>及び<u>DO計</u>で液相の水素・酸素濃度を測定するとともに、ガスクロマトグラフでバッチサンプリングを行い気相中の水素・酸素濃度を測定した。</p> <p>実験は、温度、沸騰の有無、初期水素濃度、よう素濃度を試験パラメータとして変化させG値の実測を実施した。</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
<div data-bbox="172 304 890 819" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="320 884 744 911" data-label="Caption"> <p>図1 電共研（追加実験）の実験装置</p> </div>	<div data-bbox="943 974 1715 1633" data-label="Bibliography"> <p>4. 参考文献</p> <p>[1] Regulatory Guide 1.7 (Rev.2 Nov.1978) Control of Combustible Gas Concentrations In Containment Following A Loss-of-Coolant Accident.</p> <p>[2] 「事故時放射線分解に関する研究」BWR電力共同研究 昭和63年3月</p> <p>[3] 「沸騰水型原子力発電所 可燃性ガス濃度制御について」(株式会社東芝, TLR002A 改訂3, 平成10年2月)</p> <p>[4] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」BWR電力共同研究 平成12年3月</p> <p>[5] Zittel,H.E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM-2412 Part VIII (1970).</p> <p>[6] Parczewski,K.I., et.al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWRs”, U.S. NRC Joint ANS/AMSE Conference, Aug.(1984).</p> </div>	<div data-bbox="1745 268 2493 856" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1893 884 2318 911" data-label="Caption"> <p>図1 電共研（追加実験）の実験装置</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 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>(参考) その他の文献における実効G値に関する報告</u></p> <p><u>勝村による報告^[1]では、平成23年3月15日に発生した福島第一原子力発電所4号機の水素爆発の原因を探るため、沸騰水及び海水注入下での水素のG値を実験で測定している。</u></p> <p><u>この実験では、沸騰した純水からはG値0.24相当の水素の発生を検出し、沸騰した3.5%食塩水(海水相当)からはG値0.54[*]相当の水素発生を検出したと報告されており、いずれも東海第二発電所の有効性評価「水素燃焼」で使用している水素のG値0.06と比べて大きな値となっている。</u></p> <p><u>本報告では酸素のG値に関しては論じられていないが、仮に水素のG値と同様に酸素も高いG値で発生したとしても、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至るおそれがある場合には、格納容器圧力逃がし装置によって格納容器内の気体を環境中に排出し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減することができることから、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至ることはない。</u></p> <p><u>※：水の放射線分解によるG値は、分解初期(初期G値0.45)の後の再結合(水素とOHラジカル)により初期G値を理論的に超えないにも関わらず、G値0.54の水素発生が検出されているが、この原因については、水蒸気凝縮によって水素濃度が高めに測定されたためと考察している。</u></p> <p><u>[1] 勝村庸介，“福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎－沸騰水のラジオリシスと水素濃縮－”，放射線化学 第92号，(2011)。</u></p>		<p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、補足説明資料「2. G値について」において記載している。</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>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>想定事故2 において、<u>使用済燃料プール(以下、SFP)</u>に接続される配管から漏えいが発生した際に逆止弁の機能が十分に働かず、サイフォン現象によるプール水の小規模な喪失が発生することを想定している。</p> <p>しかしながら、<u>SFP</u> からの水の漏えいは、他の事象が起因となることも考えられる。ここでは、サイフォン現象によるプール水の漏えいを想定事故2 の想定とした理由について示す。</p> <p>1. <u>SFP</u> から水の漏えいを引き起こす可能性のある事象</p> <p><u>SFP</u> から水が漏えいする可能性のある事象としては、以下が考えられる。</p> <p>① サイフォン現象による漏えい</p> <p>② <u>SFP ライナー部</u>の損傷</p> <p>③ <u>SFP ゲート</u>の損傷</p> <p>④ <u>プールゲート開放時の原子炉ウェル及びD/S ピット側のライナー部</u>の損傷</p> <p>⑤ 地震発生に伴うスロッシングによる漏えい</p> <p>2. 各事象の整理</p> <p>①サイフォン現象による漏えい</p> <p>サイフォン現象による漏えいは設計で考慮されているサイフォン防止用逆止弁が機能せず、かつ配管が破断した場合において発生する。</p> <p>サイフォン現象による漏えいが停止されない場合、<u>SFP</u> の底部にあるディフューザ付近まで漏えいが継続する。</p> <p><u>SFP</u> の冷却時に使用する配管は残留熱除去系配管のように基準地震動を考慮しても高い信頼性を持つが、<u>燃料プール冷却浄化系</u>にはる過脱塩装置廻り等のBクラスの配管が含</p>	<p>添付資料 4. 2. 2</p> <p>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>1. はじめに</p> <p>想定事故2 においては、<u>使用済燃料プール(以下「SFP」という。)</u>に接続されている配管から漏えいが発生した際に、<u>真空破壊弁が動作せず</u>、サイフォン現象によるプール水の小規模な喪失が発生することを想定している。</p> <p>しかしながら、<u>SFP</u>からの<u>プール水</u>の漏えいは、他の事象が起因となることも考えられる。ここでは、サイフォン現象によるプール水の漏えいを想定事故2 の<u>評価対象</u>とした理由について示す。</p> <p>2. <u>SFP</u>から水の漏えいを引き起こす可能性のある事象</p> <p><u>SFP</u>から水が漏えいする可能性のある事象としては、以下が考えられる。</p> <p>①サイフォン現象による漏えい</p> <p>② <u>SFP ライナー部</u>の損傷</p> <p>③ <u>SFP ゲート</u>の損傷</p> <p>④ <u>SFPゲート開放時の原子炉ウェル及びドライヤ気水分離器貯蔵プール側のライナー部</u>の損傷</p> <p>⑤地震発生に伴うスロッシングによる漏えい</p> <p>3. 各事象の整理</p> <p>①サイフォン現象による漏えい</p> <p>サイフォン現象による漏えいは、<u>燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系ポンプ出口逆止弁からディフューザまでの配管等が破断し、かつSFP内へ入る配管に設置されているサイフォン現象を防止するための真空破壊弁が機能しない場合</u>に発生する。</p> <p>サイフォン現象による漏えいが停止されない場合、<u>SFP</u>の底部にあるディフューザ付近まで漏えいが継続する。</p> <p><u>SFP</u>の冷却時に使用する配管のうち、<u>残留熱除去系の配管は耐震Sクラスの配管であり、基準地震動SSを考慮しても高い信頼性を有しているが、燃料プール冷却浄化系は耐震Bクラ</u></p>	<p>17. 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>想定事故2 において、<u>燃料プールに接続される配管</u>から漏えいが発生した際に<u>逆止弁の機能が十分に働かず</u>、サイフォン現象によるプール水の小規模な喪失が発生することを想定している。</p> <p>しかしながら、<u>燃料プール</u>からの水の漏えいは、他の事象が起因となることも考えられる。ここでは、サイフォン現象によるプール水の漏えいを想定事故2 の<u>想定</u>とした理由について示す。</p> <p>1. <u>燃料プール</u>から水の漏えいを引き起こす可能性のある事象</p> <p><u>燃料プール</u>から水が漏えいする可能性のある事象としては、以下が考えられる。</p> <p>①サイフォン現象による漏えい</p> <p>②<u>燃料プールライナー部</u>の損傷</p> <p>③<u>燃料プールゲート</u>の損傷</p> <p>④<u>燃料プールゲート開放時の原子炉ウェル及び気水分離器・蒸気乾燥器ピット(以下「DSP」という。)</u>ライナー部の損傷</p> <p>⑤地震発生に伴うスロッシングによる漏えい</p> <p>2. 各事象の整理</p> <p>①サイフォン現象による漏えい</p> <p>サイフォン現象による漏えいは、<u>設計で考慮されているサイフォン防止用逆止弁が全て機能せず、かつ配管が破断した場合</u>に発生する。</p> <p>サイフォン現象による漏えいが停止されない場合、<u>燃料プールの底部にあるディフューザ付近まで漏えいが継続する。</u></p> <p><u>燃料プールの冷却時に使用する配管は残留熱除去系配管のように基準地震動を考慮しても高い信頼性をもつが、燃料プール冷却系にはる過脱塩装置廻り等のBクラスの配管が含まれ</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、燃料プール冷却系配管上に設置されている逆止弁が開固着した場合にサイフォン現象が発生する。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、燃料プール冷却系配管上に設置されている逆止弁が開固着した場合にサイフォン現象が発生する。</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>まれる。</p> <p>逆止弁の固着及び配管破断による小規模な漏えいが発生した場合、運転員は現場の漏えい検知器やスキマサージタンクの水位低下、<u>SFP 水位</u>の低下等により事象を認知できるため、検知は容易である。</p> <p>補給の手段は、配管の破断箇所及び隔離箇所に依存することから、<u>残留熱除去系</u>や<u>サブプレッションプール水浄化系</u>の注水ラインからの注水ができない場合も考えられる。</p> <p>なお、漏えい量はサイフォン防止用逆止弁の異物噛み込みによる固着及び配管の<u>クラック破断</u>を想定すると最大約 <u>70m³/h</u> となる。</p> <p>運転員は、事象認知後に燃料プール代替注水設備を用いて漏えい量に応じた補給を実施することで、<u>SFP</u> の水位及び冷却機能は維持される。</p> <p>②<u>SFP ライナー部の破損</u></p> <p><u>SFP</u> の管体は基準地震動によっても機能が維持される設計であり、高い信頼性を持つ設備である。</p> <p>仮に<u>SFP ライナー部</u>が破損し漏えいが発生した場合、漏えいした<u>使用済燃料プール</u>の保有水は<u>SFPライナー漏えい検出器</u>のドレン溜りに流れ込み、この水位によりプール水の漏えいを検知し警報が発信される (図1参照)。</p> <p>運転員はこの警報発生やプール水位の低下等により事象を認知できるため、検知は容易である。ただし、ライナードレン部は<u>使用済燃料プール</u>のバウンダリとしての機能を持たないことから漏えいを停止することが困難であり、漏えいが継続する。</p>	<p>スであるため、<u>残留熱除去系</u>に比べて耐震性が低い。</p> <p><u>燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系の配管破断、及び真空破壊弁が機能しないことにより小規模な漏えい</u>が発生した場合、運転員は漏えい検知器、スキマサージタンクの水位低下、<u>SFP水位</u>の低下等により事象を認知できるため、<u>認知</u>は容易である。</p> <p><u>SFPへの注水</u>手段は、配管の破断箇所及び隔離箇所に依存することから、<u>残留熱除去系</u>、<u>補給水系等</u>の注水ラインから注水ができない場合も考えられる。</p> <p>運転員は、事象認知後に<u>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)</u> 又は<u>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)</u> 等を用いて漏えい量に応じた注水を実施し、<u>SFP水位</u>は維持される。</p> <p>②<u>SFPライナー部の破損</u></p> <p><u>SFP</u>の管体は基準地震動<u>SS</u>によっても機能が維持される設計であり、高い信頼性を有する設備である。</p> <p>仮に<u>SFPライナー部</u>が破損し漏えいが発生した場合は、漏えい水は<u>使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内</u>に流れ込み、<u>水位検出器</u>により警報が発報する (第1図参照)。</p> <p>運転員はこの警報発生や<u>SFP水位</u>の低下等により事象を認知できるため、<u>認知</u>は容易である。ただし、ライナードレン部は<u>SFP</u>のバウンダリとしての機能を有していないことから、漏えいを停止することは困難であり、漏えいが継続する。</p>	<p>る。</p> <p>逆止弁の固着及び配管破断による小規模な漏えいが発生した場合、運転員は現場の漏えい検知器やスキマサージタンクの水位低下、<u>燃料プール水位</u>の低下等により事象を認知できるため、<u>検知</u>は容易である。</p> <p>補給の手段は、配管の破断箇所及び隔離箇所に依存することから、<u>残留熱除去系</u>や<u>燃料プール冷却系</u>の注水ラインからの注水ができない場合も考えられる。</p> <p>なお、漏えい量はサイフォン防止用逆止弁の異物噛み込みによる固着及び配管の<u>全周破断</u>を想定すると約 <u>400m³/h</u> となる。</p> <p>運転員は、事象認知後に<u>燃料プールのスプレイ系</u>を用いて漏えい量に応じた補給を実施することで、<u>燃料プールの水位及び冷却機能</u>は維持される。</p> <p>②<u>燃料プールライナー部の破損</u></p> <p><u>燃料プール</u>の管体は基準地震動によっても機能が維持される設計であり、高い信頼性を持つ設備である。</p> <p>仮に<u>燃料プールライナー部</u>が破損し漏えいが発生した場合、漏えいした<u>燃料プール</u>の保有水は<u>燃料プールライナー漏えい検出器</u>のドレン溜りに流れ込み、この水位により<u>プール水の漏えい</u>を検知し警報が発報される (第1図参照)。</p> <p>運転員はこの警報発報や<u>プール水位</u>の低下等により事象を認知できるため、<u>検知</u>は容易である。ただし、ライナードレン部は<u>燃料プール</u>のバウンダリとしての機能を持たないことから漏えいを停止することが困難であり、漏えいが継続する。</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、燃料プール冷却系配管上に設置されている逆止弁が開固着した場合にサイフォン現象が発生する。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>系統構成の相違。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>破断想定との相違による漏えい量の相違。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、燃料プールへの注水が可能な常設SA系統がある。</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>補給等の対応手段は、ライナー部破損による漏えいが<u>残留熱除去系やサプレッションプール水浄化系</u>といった注水ラインに影響を与えないため、常用の注水設備及び重大事故等対処設備（<u>燃料プール代替注水系</u>）となる。</p> <p>なお、<u>SFPライナー部からの漏えい量</u>（一部の箇所の破損を想定）を評価すると、最大でも<u>40m³/h</u>（ライナードレンの配管径と水頭圧の関係より算出）程度となり、漏えいしたプール水はライナードレンより<u>H₂Oサンプル</u>へと流出する。漏えい量に応じた補給の継続が可能であればSFPの水位及び冷却機能は維持されるが、<u>漏えいの継続による排水対策も必要であるため</u>、大規模損壊の対応となる。</p> <p>この場合、<u>燃料プール代替注水系</u>等によるSFPスプレイの実施や漏えいした水を水源として再びSFPへと注水を実施する等の対応により、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和できる。</p>	<p>注水等の対応手段は、ライナー部破損による漏えいが<u>残留熱除去系や補給水系の注水ライン</u>に影響を与えるものではないため、常用の注水設備又は重大事故等対処設備（<u>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）</u>、又は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））となる。</p> <p>なお、<u>SFPライナー部からの漏えい量</u>（一部の箇所の破断を想定）を評価すると、最大でも約<u>35m³/h</u>（ライナードレンの配管径と水頭圧の関係により算出）となり、漏えい量に応じた注水の継続が可能であればSFP水位及び冷却機能は維持されるが、<u>注水流量が不足しSFP水位の低下が継続する場合には大規模損壊の対応となる</u>。</p> <p>この場合、<u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</u>、<u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</u>、又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（<u>可搬型スプレイノズル</u>）によるSFPへのスプレイを実施する等の対応により、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和できる。</p>	<p>補給等の手段は、ライナー部破損による漏えいが<u>残留熱除去系や燃料プール冷却系</u>といった注水ラインに影響を与えないため、常用の注水設備及び重大事故等対処設備（<u>燃料プールのスプレイ系</u>）となる。</p> <p>なお、<u>燃料プールライナー部からの漏えい量</u>（一部の箇所の破損を想定）を評価すると、最大でも約<u>27m³/h</u>（ライナードレンの配管径と水頭圧の関係より算出）程度となり、漏えいしたプール水はライナードレンより<u>機器ドレン系</u>へと流出する。漏えい量に応じた補給の継続が可能であれば燃料プールの水位及び冷却機能は維持されるが、<u>補給流量が不足し燃料プール水位の低下が継続する場合には大規模損壊の対応となる</u>。</p> <p>この場合、<u>燃料プールのスプレイ系</u>等による燃料プールのスプレイの実施の対応により、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和できる。</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】 東海第二では、燃料プールへの注水が可能な常設SA系統がある。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 設備仕様の相違による漏えい量の相違。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】 東海第二では、燃料プールへの注水が可能な常設SA系統がある。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉では燃料プールのライナードレンを再び燃料プールに戻さない</p>

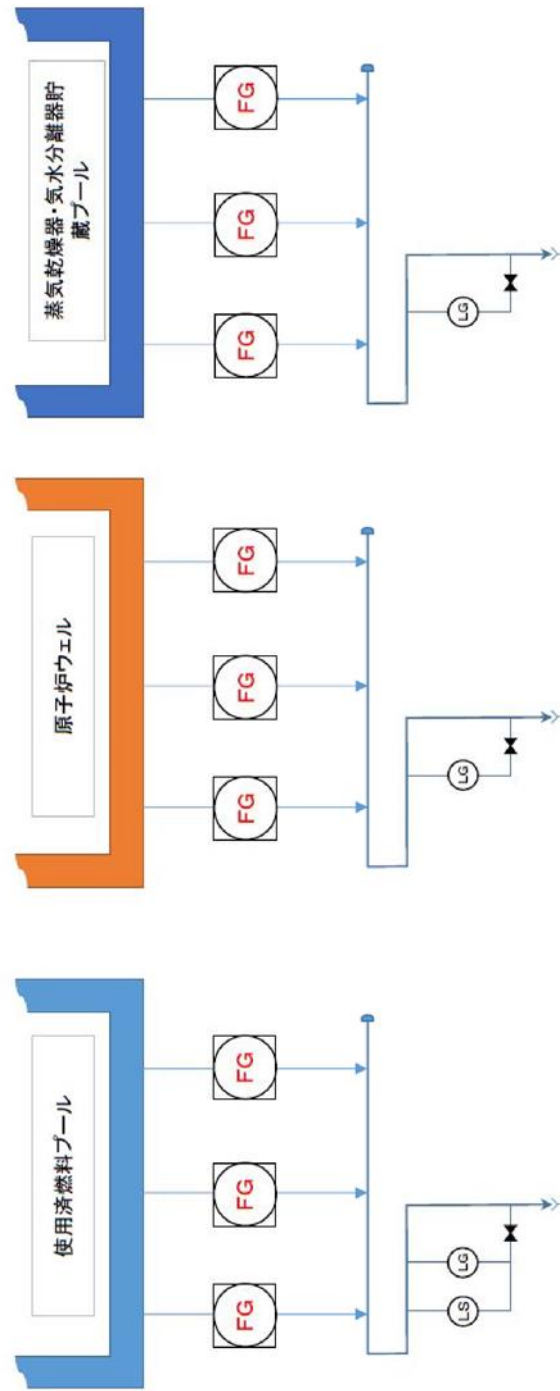
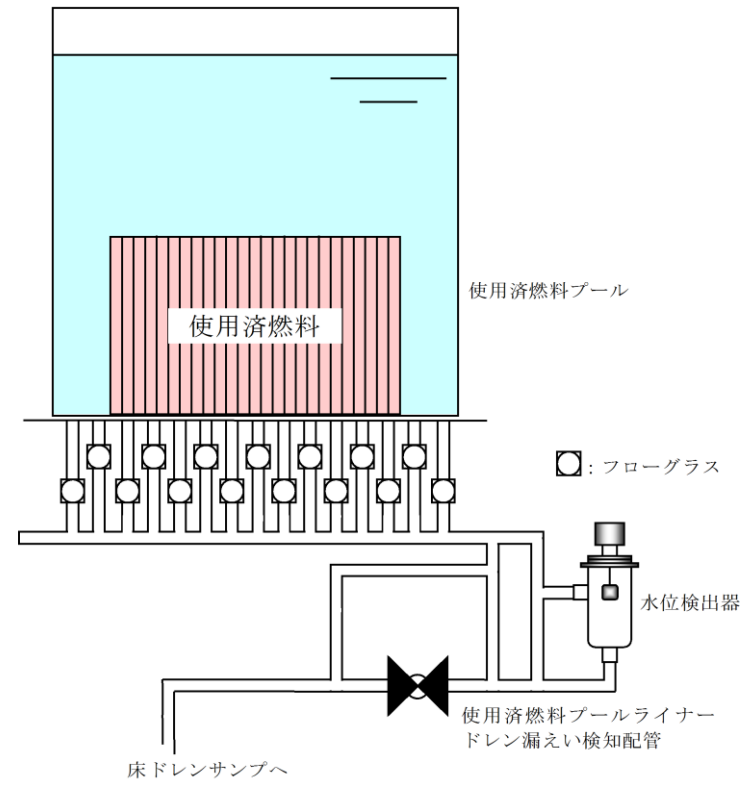
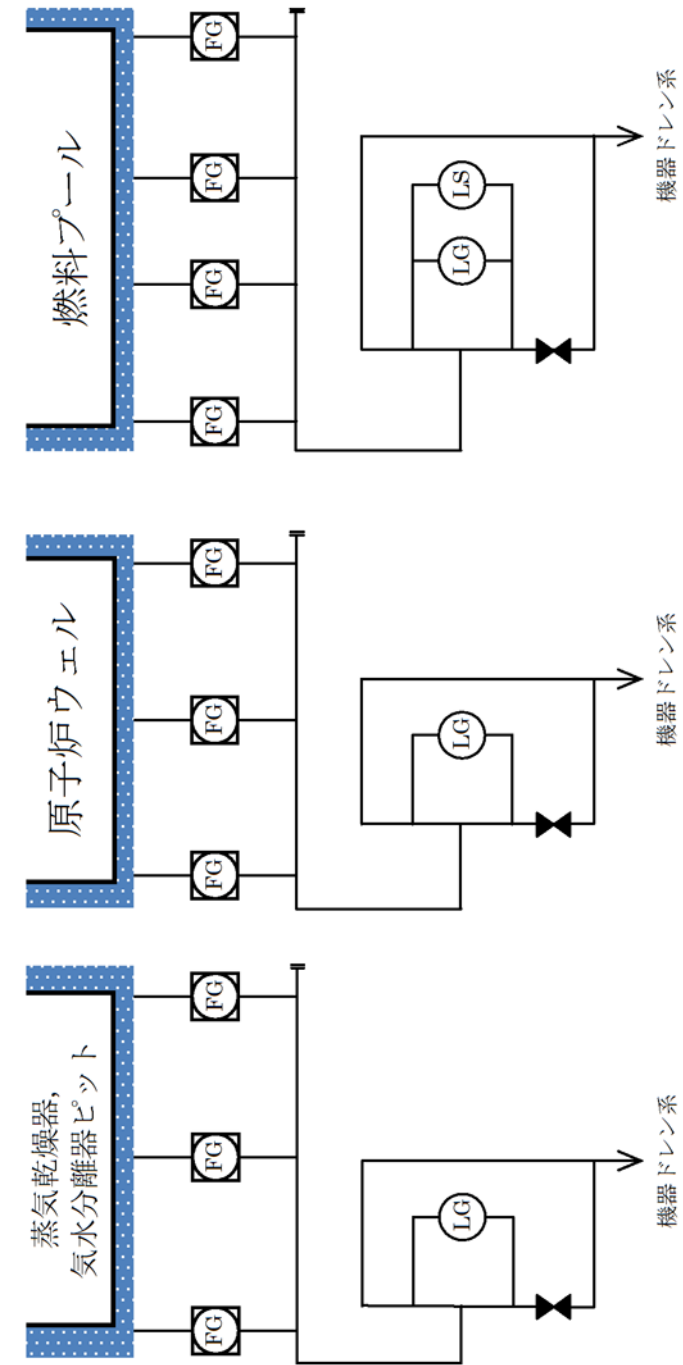


図1 使用済燃料プール，原子炉ウェル，及び蒸気乾燥器・気水分離器貯蔵プール(D/S ピット)のライナー部



第1図 ライナードレンの構造図



第1図 蒸気乾燥器，気水分離器ピット (DSP)，原子炉ウェル及び燃料プールのライナー部

・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>③SFP ゲートの破損</p> <p>使用済燃料プールゲートは補足説明資料「21. 使用済燃料プール (SFP) ゲートについて」に示すように十分信頼性があり、地震発生時においてもその機能が維持される。仮にゲートが外れてプール水の漏えいが発生した場合であっても、ゲート下端 (スロット部) は使用済燃料の有効長頂部より高い位置にあるため、ゲート下端 (スロット部) 到達後に漏えいは停止し、その後の崩壊熱相当の蒸発量に応じた注水を実施することで冠水は維持される。</p> <p>運転員はプールゲート破損による漏えい警報確認やプール水位の低下等により事象を認知できるため、検知は容易である。</p> <p>冠水維持完了後、原子炉ウェル及びD/S ピット側の管体に異常がなければ注水によって水位を回復させ、SFP の水位及び冷却機能を維持することができる。また、原子炉ウェル及びD/S ピット側の管体から漏えいがある場合であっても常用の注水設備及び重大事故等対処設備 (燃料プール代替注水系) 等を用いることで崩壊熱による水の蒸発に応じた給水作業が可能のため、燃料の健全性が確保される。</p> <p>④プールゲート開放時の原子炉ウェル及びD/S ピット側のライナー部の損傷</p> <p>SFP ゲート開放時における原子炉ウェル及びD/S ピット側のライナー部破損においても②と同様、破断箇所の特定制や検知が容易であることに加えて、③と同様にゲート下端 (スロット部) 以下には水位は低下せず、使用済燃料の有効長頂部との位置関係により燃料の冠水は維持される。</p> <p>その後、原子炉ウェル及びD/S ピット側の管体に異常がなければ注水によって水位を回復させ、SFP の水位及び冷却機能を維持することができる。また、原子炉ウェル及びD/S ピット側の管体から漏えいがある場合であっても常用の注水設備及び重大事故等対処設備 (燃料プール代替注水系) 等を</p>	<p>③SFPゲートの損傷</p> <p>SFPゲートは「添付資料 4.1.8 使用済燃料プール (SFP) ゲートについて」に示すように十分信頼性があり、基準地震動SSに対してもその機能は維持される。仮にゲートが外れてプール水の漏えいが発生した場合であっても、ゲート下端 (スロット部) は使用済燃料の燃料有効長頂部より高い位置にあるため、ゲート下端 (スロット部) 到達後に漏えいは停止し、その後の崩壊熱相当の蒸発量に応じた注水を実施することで冠水は維持される。</p> <p>運転員はSFPゲート破損による漏えい警報確認やSFP水位の低下等により事象を認知できるため、認知は容易である。</p> <p>原子炉ウェル及びドライヤ気水分離器貯蔵プール側の管体に異常がなければ、蒸発量以上の注水を行うことでSFP水位を回復させ、SFP水位及び冷却機能を維持することができる。また、原子炉ウェル及びドライヤ気水分離器貯蔵プール側の管体から漏えいがある場合であっても、常用の注水設備及び重大事故等対処設備 (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)、又は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)) 等を用いることで崩壊熱による水の蒸発に応じた注水が可能であるため、燃料の健全性は確保される。</p> <p>④SFPゲート開放時の原子炉ウェル及びドライヤ気水分離器貯蔵プール側のライナー部の損傷</p> <p>SFPゲート開放時における原子炉ウェル及びドライヤ気水分離器貯蔵プール側のライナー部が損傷する場合においても、③と同様にゲート下端 (スロット部) 以下にはSFP水位は低下せず、使用済燃料の燃料有効長頂部との位置関係により燃料の冠水は維持される。</p> <p>また、運転員はライナー部の破損によるSFP水位の低下等により事象を認知できるため、認知は容易である。</p> <p>その後、原子炉ウェル及びドライヤ気水分離器貯蔵プール側の管体に異常がなければ注水によってSFP水位を回復させ、SFP水位及び冷却機能を維持することができる。また、原子炉ウェル及びドライヤ気水分離器貯蔵プール側の管体から漏えいがある場合であっても、常用の注水設備及び重大事故等対</p>	<p>③燃料プールゲートの損傷</p> <p>燃料プールゲートは補足説明資料「18. 燃料プールゲートについて」に示すように十分な信頼性があり、地震発生時においてもその機能が維持される。仮にゲートが外れてプール水の漏えいが発生した場合であっても、ゲート下端 (スロット部) は使用済燃料の燃料棒有効長頂部より高い位置にあるため、ゲート下端 (スロット部) 到達後に漏えいは停止し、その後の崩壊熱相当の蒸発量に応じた注水を実施することで冠水は維持される。</p> <p>運転員は、プールゲート破損による漏えい警報確認やプール水位の低下等により事象を認知できるため、検知は容易である。</p> <p>冠水維持完了後、原子炉ウェル及びD/S P側の管体に異常がなければ注水によって水位を回復させ、燃料プールの水位及び冷却機能を維持することができる。また、原子炉ウェル及びD/S P側の管体から漏えいがある場合であっても常用の注水設備及び重大事故等対処設備 (燃料プールのスプレイ系) 等を用いることで崩壊熱による水の蒸発に応じた給水作業が可能のため、燃料の健全性が確保される。</p> <p>④プールゲート開放時の原子炉ウェル及びD/S P側のライナー部の損傷</p> <p>燃料プールゲート開放時における原子炉ウェル及びD/S P側のライナー部損傷においても②と同様、損傷箇所の特定制や検知が容易であることに加え、③と同様にゲート下端 (スロット部) 以下には水位は低下せず、使用済燃料の燃料棒有効長頂部との位置関係により冠水は維持される。</p> <p>その後、原子炉ウェル及びD/S P側の管体に異常がなければ注水によって水位を回復させ、燃料プールの水位及び冷却機能を維持することができる。また、原子炉ウェル及びD/S P側の管体から漏えいがある場合であっても常用の注水設備及び重大事故等対処設備 (燃料プールのスプレイ系) 等を用い</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、燃料プールへの注水が可能な常設SA系統がある。</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>用いることで崩壊熱による水の蒸発に応じた給水作業が可能のため、燃料の健全性が確保される。</p> <p>⑤地震発生に伴うスロッシングによる漏えい</p> <p>地震発生時、スロッシングにより使用済燃料プールの保有水が漏えいし、その漏えい量は最大で約710m³（「内部溢水の影響評価について」参照）となる。この時、通常運転水位から3m程度まで水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水は維持される。</p> <p>スロッシング発生時、運転員は現場の漏えい検知器、SFP水位の低下、燃料貯蔵プールエリアの線量率上昇等により事象を認知できるため、検知は容易である。</p> <p>初期にSFP水位が低下し現場環境が悪化するため、原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業を伴う対応は困難となる。ただし、水位低下が燃料有効長頂部に到達するまでの時間余裕は2日以上あり、原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業が不要である常設スプレイ配管を用いた燃料プール代替注水系等による注水を行うことで燃料の健全性が確保される。</p>	<p>処設備（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）、又は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））等を用いることで崩壊熱による水の蒸発に応じた注水が可能であるため、燃料の健全性は確保される。</p> <p>⑤地震発生に伴うスロッシングによる漏えい</p> <p>地震発生時、スロッシングによりSFPの保有水が漏えいし、このとき、通常水位から約0.70mまでSFP水位が低下するが、使用済燃料の燃料有効長頂部の冠水は維持される。</p> <p>スロッシング発生時、運転員は現場の漏えい検知器、SFP水位の低下等により事象を認知できるため、検知は容易である。</p> <p>スロッシングによりSFP水位が低下した場合でも遮蔽は維持されるため、オペレーティングフロアでの作業は可能であることから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）により注水を行うことも可能である。また、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）等を使用した使用済燃料プールへの注水を行うことで燃料の健全性は確保される。</p>	<p>ることで崩壊熱による水の蒸発に応じた給水作業が可能のため、燃料の健全性が確保される。</p> <p>⑤地震発生に伴うスロッシングによる漏えい</p> <p>地震発生時、スロッシングにより燃料プールの保有水が漏えいし、その漏えい量は最大で180m³となる。この時、通常運転水位から約1.1m水位が低下するが、燃料棒有効長頂部の冠水は維持される。</p> <p>スロッシング発生時、運転員は燃料プール水位の低下等により事象を認知できるため、検知は容易である。</p> <p>なお、燃料プール水位の低下後においても、遮蔽維持水位（通常運転水位から約2.6m下の水位）を下回ることはない。また、プール水の蒸発により水位低下が燃料棒有効長頂部に到達するまでの時間余裕は3日以上あるため、常用の注水設備及び重大事故等対処設備（燃料プールスプレイ系）等を用いることで崩壊熱による水の蒸発に応じた注水が可能のため、燃料の健全性は確保される。</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、燃料プールへの注水が可能な常設SA系統がある。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>設備仕様の相違によるスロッシング時のプール水の漏えい量の相違。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>柏崎6/7、東海第二では現場の漏えい検知器も使用する。また、柏崎6/7ではスロッシングによる燃料プール水位低下量が大きいことから、線量率の上昇によっても事象の検知が可能である。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>設備仕様の相違により、島根2号炉は、スロッシングが発生しても燃料プール水位は遮蔽維持水位を下回ることが無いため、オペフロアの作業が可能である。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、燃料プ</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. 想定事故2及び大規模損壊での想定</p> <p>有効性評価では「2. 各事象の整理」で想定する事象の中で、「<u>②SFPライナー部の破損</u>」を除く事象に対して、燃料の損傷を防止できることを確認している。</p> <p>大規模損壊は、これらの想定時に常用の注水設備及び重大事故等対処設備による注水操作ができない状態、漏えいが継続する状況（「<u>②SFPライナー部の破損</u>」を含む）、及び常用の注水設備及び重大事故等対処設備による注水能力を超える漏えいにより水位が維持できない状況を想定した事象である。</p> <p>この対策として、<u>燃料プール代替注水系（スプレイ機能）</u>や放水設備等によるスプレイを実施することで使用済燃料の著しい損傷の進行の緩和及び環境への放射性物質放出の低減を行う。</p> <p>4. 結論</p> <p>SFP からプール水の漏えいが発生する可能性のある①～⑤の事象について検討した。</p> <p>使用済燃料有効長頂部より高い位置で漏えいが停止する事象は③、④、⑤であり、基準地震動の地震の影響を考慮して発生のおそれが小さいものは②、③である。</p> <p>①の「サイフォン現象による漏えい」は、逆止弁固着を想定するとBクラス配管が含まれることから漏えいが使用済燃料有効長頂部以下まで継続する恐れがあり、また注水ラインの破断により対応可能な注水手段が限定されることから有効性評価において選定している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>3. 想定事故2及び大規模損壊での想定</p> <p>有効性評価では「3. 各事象の整理」で想定する事象の中で、「<u>②SFPライナー部の損傷</u>」を除く事象に対して、燃料の損傷を防止できることを確認している。</p> <p>大規模損壊は、これらの想定時に常用の注水設備及び重大事故等対処設備による注水操作ができない状態、漏えいが継続する状況（「<u>②SFPライナー部の損傷</u>」を含む）、及び常用の注水設備並びに重大事故等対処設備による注水能力を超える漏えいによりSFP水位が維持できない状況を想定した事象である。</p> <p>この対策として、<u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）</u>によるSFPへのスプレイ及び放水設備によるスプレイを実施することで使用済燃料の著しい損傷の進行の緩和及び環境への放射性物質放出の低減を行う。</p> <p>4. 結論</p> <p>SFPからプール水の漏えいが発生する可能性のある①～⑤の事象について検討した。</p> <p>使用済燃料の燃料有効長頂部より高い位置で漏えいが停止する事象は③、④、⑤であり、基準地震動SSの地震の影響を考慮して発生のおそれが小さいものは②、③である。</p> <p>①の「サイフォン現象による漏えい」は、<u>真空破壊弁が機能しないこと</u>を想定すると、<u>SFPに接続する配管に耐震Bクラス配管が含まれることから、漏えいが使用済燃料の燃料有効長頂部以下まで継続する恐れがあり、また、注水ラインの破断により対応可能な注水手段が限定されることから、有効性評価において選定している。</u></p>	<p>3. 想定事故2及び大規模損壊での想定</p> <p>有効性評価では「2. 各事象の整理」で想定する事象の中で、「<u>②燃料プールライナー部の破損</u>」を除く事象に対して、燃料の損傷を防止できることを確認している。</p> <p>大規模損壊は、これらの想定時に常用の注水設備及び重大事故等対処設備による注水操作ができない状態、漏えいが継続する状況（「<u>②燃料プールライナー部の破損</u>」を含む）、及び常用の注水設備及び重大事故等対処設備による注水能力を超える漏えいにより水位が維持できない状況を想定した事象である。</p> <p>この対策として、<u>燃料プールのスプレイ系（スプレイ機能）</u>や放水設備等によるスプレイを実施することで使用済燃料の著しい損傷の進行の緩和及び環境への放射性物質放出の低減を行う。</p> <p>4. 結論</p> <p><u>燃料プール</u>からプール水の漏えいが発生する可能性のある①～⑤の事象について検討した。</p> <p>使用済燃料の燃料棒有効長頂部より高い位置で漏えいが停止する事象は③、④、⑤であり、基準地震動の地震の影響を考慮して発生のおそれが小さいものは②、③である。</p> <p>①の「サイフォン現象による漏えい」は、<u>逆止弁固着</u>を想定するとBクラス配管が含まれることから漏えいが使用済燃料の燃料棒有効長頂部以下まで継続する恐れがあり、また注水ラインの破断により対応可能な注水手段が限定されることから有効性評価において選定している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>ールへの注水が可能な常設SA系統がある。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】 東海第二では、燃料プールへの注水が可能な常設SA系統がある。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】 島根2号炉は、燃料プール冷却系配管上に設置されている逆止弁が開固着した場合にサイフォン現象が発生する。</p>

21. 使用済燃料プール (SFP) ゲートについて

○使用済燃料プールゲートについては、以下の理由により十分信頼性があるため、大規模な流出はない。

- (1) SFPゲートはSFPと原子炉ウェルの流路に設けられたフックに設置され、ストッパーにより浮き上がりを防止する設計とし、SFPゲートのフック及びストッパーは基準地震動 S_s による地震荷重に対し強度上問題ないことを確認。
- (2) SFPゲートについて基準地震動 S_s による地震荷重、静水圧及び動水圧（スロッシング荷重）を考慮して評価を行い、強度上問題ないことを確認。
- (3) SFPゲートパッキンの材質はシリコンゴムであり、納入時に特性試験（耐水試験（JIS K 6258）：100℃—70h、圧縮永久ひずみ試験（JIS K 6262）：150℃—70h）により材料健全性を確認しており、SFP保有水が沸騰した場合においてもシート性能を確保可能。

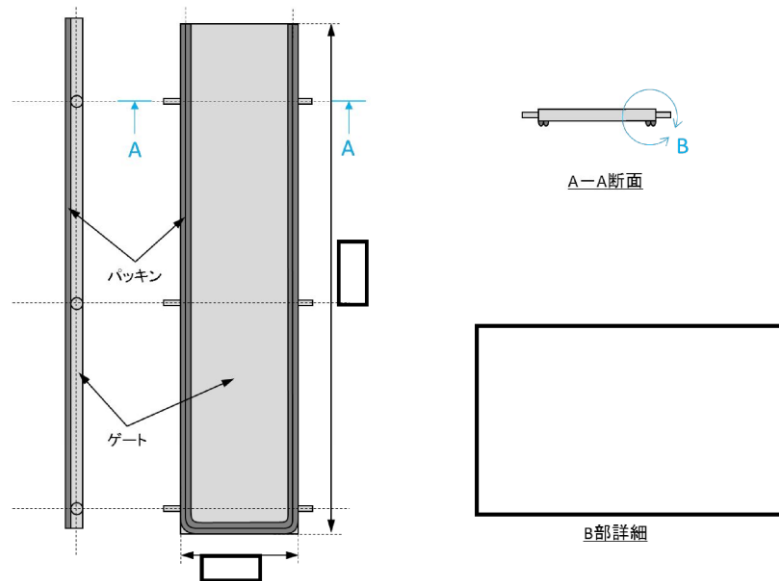


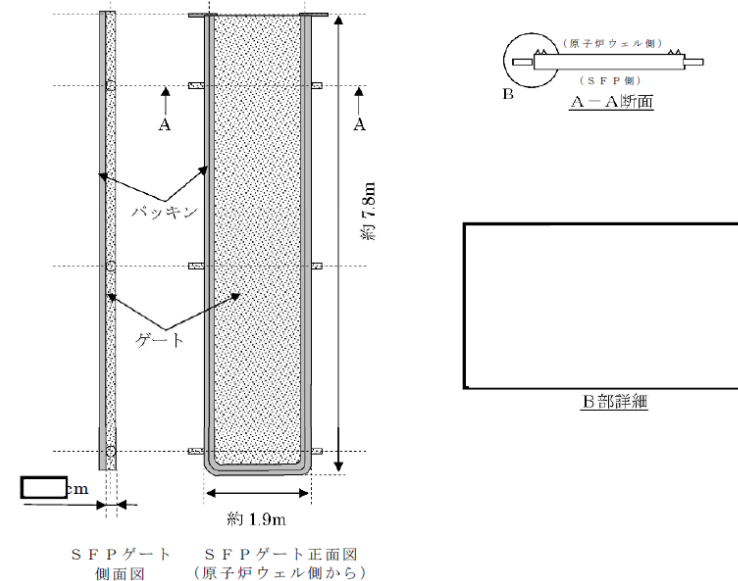
図1 SFP ゲートの構造図 (6号炉, 内側ゲートの例)

添付資料4.1.8

使用済燃料プール (SFP) ゲートについて

○SFPゲートについては、以下の理由により十分信頼性があるため、大規模な流出はない。

- (1) SFPゲートはSFPと原子炉ウェルの流路に設けられたフックに設置され、ストッパーにより浮き上がりを防止する設計とし、SFPゲートのフック及びストッパーは基準地震動 S_s による地震荷重に対し強度上問題ない設計とする。
- (2) SFPゲートについて基準地震動 S_s による地震荷重、静水圧及び動水圧（スロッシング荷重）を考慮して評価を行い、強度上問題ない設計とする。
- (3) SFPゲートパッキンの材質はシリコンゴムであり、納入時に特性試験（耐水試験（JIS K 6258）：100℃—70h、圧縮永久ひずみ試験（JIS K 6262）：150℃—70h）により材料健全性を確認しており、SFP保有水が沸騰した場合においてもシート性能を確保可能。



第1図 SFPゲートの構造図 (内側ゲートの例)

18. 燃料プールゲートについて

○燃料プールゲートについては、以下の理由により十分信頼性があるため、大規模な流出はない。

- (1) 燃料プールゲートは燃料プールと原子炉ウェルの流路に設けられたフックに設置され、ストッパーにより浮き上がりを防止する設計とし、燃料プールゲートのフック及びストッパーは基準地震動 S_s による地震荷重に対し強度上問題ないことを確認。
- (2) 燃料プールゲートについて基準地震動 S_s による地震荷重、静水圧及び動水圧（スロッシング荷重）を考慮して評価を行い、強度上問題ないことを確認。
- (3) 燃料プールゲートパッキンの材質はシリコンゴムであり、納入時に特性試験（耐水試験（JIS K 6258）：100℃—72h、圧縮永久ひずみ試験（JIS K 6262）：150℃—72h）により材料健全性を確認しており、燃料プール保有水が沸騰した場合においてもシート性能を確保可能。

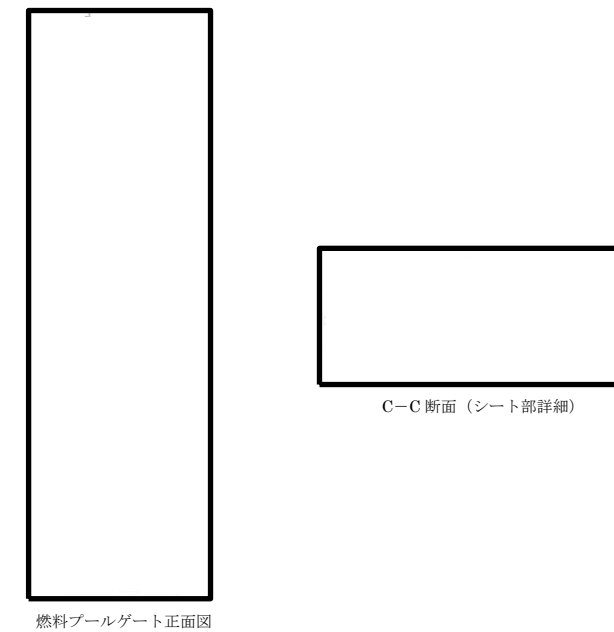
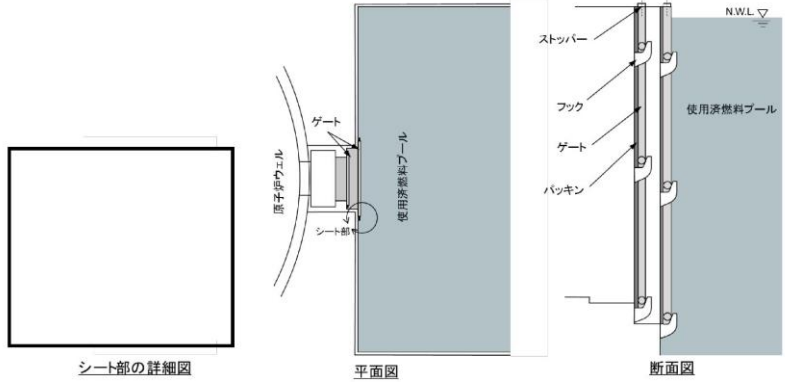
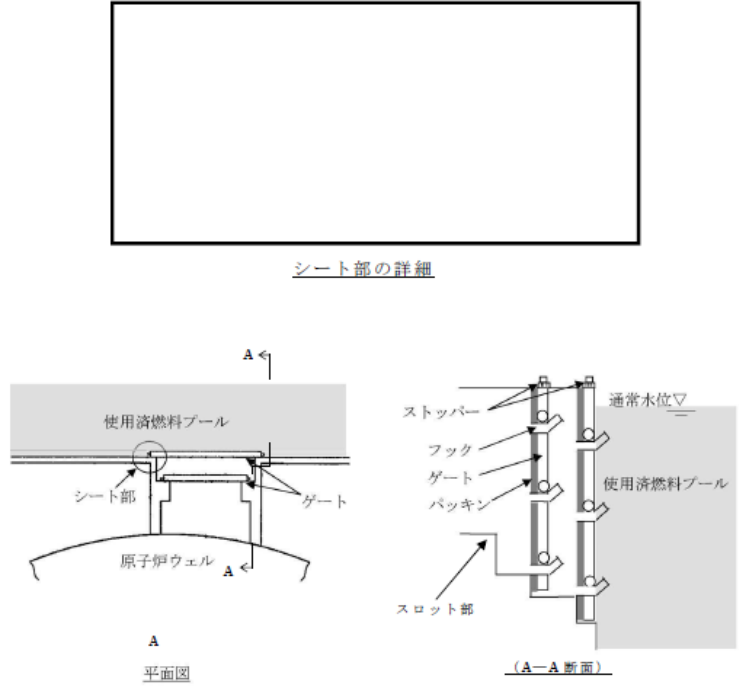
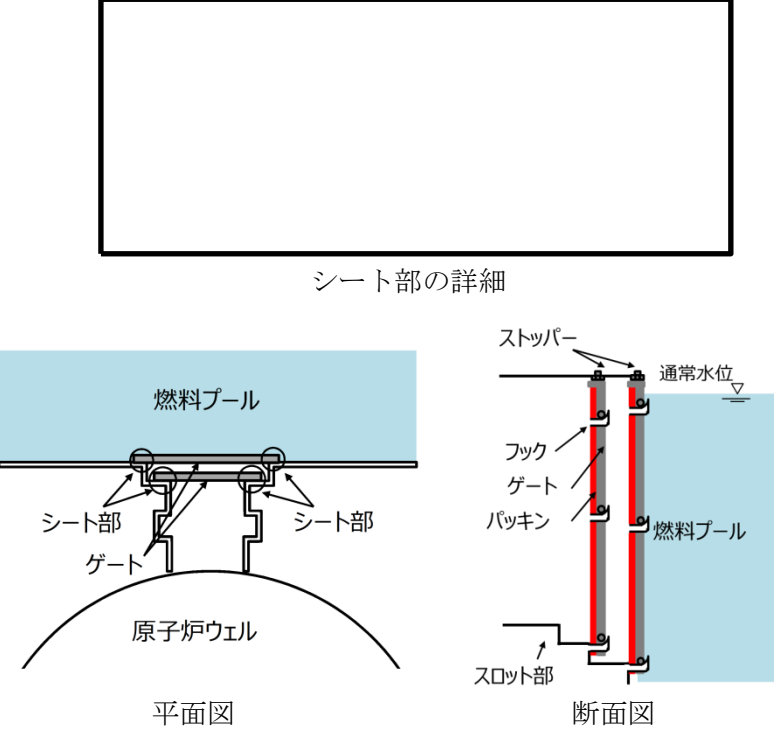
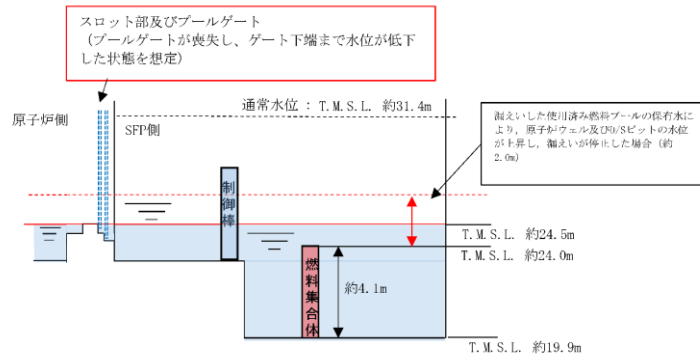
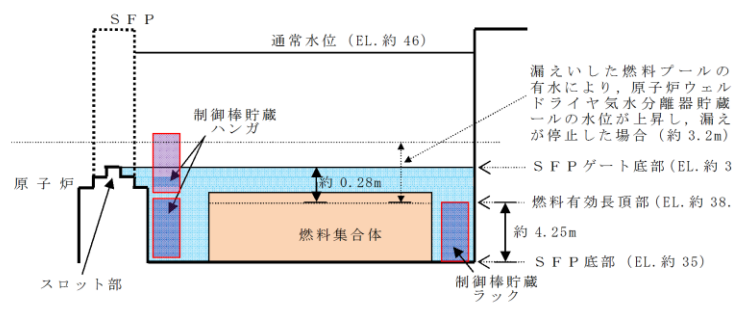
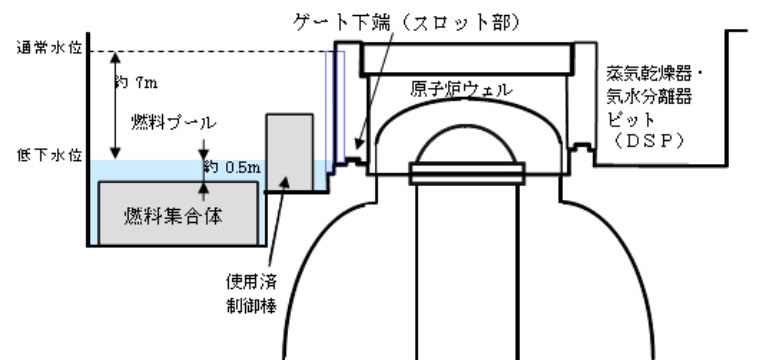


図1 燃料プールゲートの構造図 (内側ゲートの例)

柏崎刈羽原子力発電所 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>○SFPゲートのシール機能について以下に示す。</p> <p>(1) SFPゲートは原子炉ウェルとSFPの流路に二重に設置されており、内側のゲートからリークした場合においても外側のゲートによりシート性能を確保可能。</p> <p>(2) SFPゲートのパッキンは二重シールとなっており、外側のパッキンからリークした場合においても内側のパッキンによりシート性能を確保可能。(パッキンは水圧により面圧を確保し、ストッパーにより据付状態を保持)</p>  <p>図2 SFP ゲート据付状態の概要図 (6号炉の例)</p>	<p>○SFPゲートのシール機能について以下に示す。</p> <p>(1) SFPゲートは原子炉ウェルとSFPの流路に二重に設置されており、内側のゲートからリークした場合においても外側のゲートによりシート性能を確保可能。</p> <p>(2) SFPゲートのパッキンは二重シールとなっており、外側のパッキンからリークした場合においても内側のパッキンによりシート性能を確保可能。(パッキンは水圧により面圧を確保し、ストッパーにより据付状態を保持)</p>  <p>第2図 SFPゲート据付状態の概要図</p>	<p>○燃料プールゲートのシール機能について以下に示す。</p> <p>(1) 燃料プールゲートは、原子炉ウェルと燃料プールの流路に二重に設置されており、内側のゲートからリークした場合においても外側のゲートによりシート性能を確保可能。</p> <p>(2) 燃料プールゲートのパッキンは二重シールとなっており、外側のパッキンからリークした場合においても内側のパッキンによりシート性能を確保可能。(パッキンは水圧により面圧を確保し、ストッパーにより据付状態を保持)</p>  <p>図2 燃料プールゲート据付状態の概要図</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>(参考) <u>SFPゲート</u>が外れた場合</p> <p>万一、<u>SFPゲート</u>が外れることにより<u>SFP保有水</u>が原子炉ウェル側へ流出した場合の水位等に対する評価を参考に実施した。</p> <p>○評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>SFPゲート</u>は、地震等が発生した場合も十分信頼性があるものであるが、保守的に<u>SFPゲート</u>が外れ、かつゲート下端（スロット部）まで水位が低下した場合を想定し、<u>燃料有効長頂部</u>まで水位が低下するまでの時間余裕を評価した。 <p>なお、原子炉が未開放の状態であった場合、漏えいした<u>SFP</u>の保有水が、原子炉ウェルや<u>D/Sピット</u>に流れ込むことで原子炉ウェル側の水位を上昇させ、水位が原子炉ウェル側と<u>SFP側</u>が均一になった際に<u>SFP</u>からの保有水の漏えいを停止させることも考えられるが、ここではその効果に期待しないものとした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱負荷は、想定事故1および想定事故2と同様に<u>約11MW</u>とした。 	<p>(参考) <u>SFPゲート</u>が外れた場合</p> <p><u>SFPゲート</u>が外れることにより<u>SFP水</u>が原子炉ウェル側へ流出した場合の水位及び<u>線量</u>等に対する評価を実施した。</p> <p>○評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>SFPゲート</u>は、地震等が発生した場合でも十分信頼性があるものであるが、本評価では、保守的に、<u>SFPゲート</u>が外れ、かつゲート下端（スロット部）まで<u>SFP水位</u>が低下した場合を想定し、その後使用済燃料の崩壊熱により<u>SFP水位</u>が<u>燃料有効長頂部</u>まで低下するまでの時間余裕を評価した。 <p>なお、原子炉が未開放の状態であった場合、漏えいした燃料プールの保有水が原子炉ウェルや<u>ドライヤ気水分離器貯蔵プール</u>に流れ込むことで原子炉ウェルの水位を上昇させ、原子炉ウェル側と<u>SFP側</u>の水位が均一になった際に<u>SFP</u>からの保有水の漏えいが停止することも考えられるが、本評価においてはその効果に期待しないものとした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>SFP内</u>の使用済燃料の崩壊熱は、想定事故1及び想定事故2と同様に、<u>約9.1MW</u>とした。 	<p>(参考) <u>燃料プールゲート</u>が外れた場合</p> <p>万一、<u>燃料プールゲート</u>が外れることにより<u>燃料プール保有水</u>が原子炉ウェル側へ流出した場合の水位等に対する評価を参考に実施した。</p> <p>○評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>燃料プールゲート</u>は、地震等が発生した場合も十分信頼性があるものであるが、保守的に<u>燃料プールゲート</u>が外れ、かつゲート下端（スロット部）まで<u>水位</u>が低下した場合を想定し、<u>燃料棒有効長頂部</u>まで<u>水位</u>が低下するまでの時間余裕を評価した。 <p>なお、原子炉が未開放の状態であった場合、漏えいした<u>燃料プール</u>の保有水が、原子炉ウェルや<u>気水分離器・蒸気乾燥器ピット</u>に流れ込むことで原子炉ウェル側の水位を上昇させ、<u>水位</u>が原子炉ウェル側と<u>燃料プール側</u>が均一になった際に<u>燃料プール</u>からの保有水の漏えいを停止させることも考えられるが、ここではその効果に期待しないものとした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱負荷は、<u>有効性評価</u>（想定事故1及び想定事故2）と同様に<u>約7.8MW</u>とした。 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違【柏崎6/7、東海第二】設備仕様の相違による崩壊熱量の相違。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																															
<p>・サイフォン等による漏えいはサイフォンブレイク孔や現場の隔離操作により停止されるものとした。</p> <table border="1" data-bbox="201 1192 920 1318"> <thead> <tr> <th></th> <th>SFP保有水量 (流出前)</th> <th>原子炉ウェル等 への流出量</th> <th>SFP保有水量 (流出後)</th> <th>SFP水位 低下量(通常運転 水位からの低下)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>6号炉</td> <td>約2080m³</td> <td>約1560m³</td> <td>約520m³</td> <td>約6.7m</td> </tr> <tr> <td>7号炉</td> <td>約2090m³</td> <td>約1610m³</td> <td>約480m³</td> <td>約6.9m</td> </tr> </tbody> </table> <p>* 燃料有効長頂部冠水部は燃料有効長頂部を設定(有効性評価で保守的に用いている燃料ハンドル上部(燃料有効長頂部より0.5m程度高い位置)は用いない)</p>		SFP保有水量 (流出前)	原子炉ウェル等 への流出量	SFP保有水量 (流出後)	SFP水位 低下量(通常運転 水位からの低下)	6号炉	約2080m ³	約1560m ³	約520m ³	約6.7m	7号炉	約2090m ³	約1610m ³	約480m ³	約6.9m	<p>・サイフォン等による漏えいは静的サイフォンブレイクや現場の隔離操作により停止されるものとした。</p> <table border="1" data-bbox="979 1165 1697 1348"> <tbody> <tr> <td>SFP保有水量(流出前)</td> <td>約1,189m³</td> </tr> <tr> <td>原子炉ウェル等への流出量</td> <td>約813m³</td> </tr> <tr> <td>プール保有水量(流出後)</td> <td>約376m³</td> </tr> <tr> <td>プール水位低下量(通常運転水位からの低下)</td> <td>約7.0m</td> </tr> </tbody> </table>	SFP保有水量(流出前)	約1,189m ³	原子炉ウェル等への流出量	約813m ³	プール保有水量(流出後)	約376m ³	プール水位低下量(通常運転水位からの低下)	約7.0m	<p>・サイフォン等による漏えいはサイフォンブレイク配管により停止されるものとした。</p> <table border="1" data-bbox="1745 1159 2469 1270"> <thead> <tr> <th>SFP保有水量 (流出前)</th> <th>原子炉ウェル側 への流出量</th> <th>SFP保有水量 (流出後)</th> <th>SFP水位低下量 (通常運転水位か らの低下量)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約1,599m³</td> <td>約1,152m³</td> <td>約447m³</td> <td>約7.0m</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 燃料棒有効長頂部冠水部は燃料棒有効長頂部を設定(有効性評価で保守的に用いている燃料ハンドル上部(燃料棒有効長頂部より0.6m程度高い位置)は用いない)</p>	SFP保有水量 (流出前)	原子炉ウェル側 への流出量	SFP保有水量 (流出後)	SFP水位低下量 (通常運転水位か らの低下量)	約1,599m ³	約1,152m ³	約447m ³	約7.0m	<p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、配管に穴を設けてサイフォンブレイクを行う構造であるが、島根2号炉は、逆止弁のボンネットにサイフォンブレイク配管を設置する構造としている。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉のサイフォンブレイク配管は、手動弁の隔離操作に期待することなく、自動的に放射線の遮蔽に必要な水位以下にならないようにサイフォン現象を停止することが可能な設計としている。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、評価条件の補足を記載している。</p>
	SFP保有水量 (流出前)	原子炉ウェル等 への流出量	SFP保有水量 (流出後)	SFP水位 低下量(通常運転 水位からの低下)																														
6号炉	約2080m ³	約1560m ³	約520m ³	約6.7m																														
7号炉	約2090m ³	約1610m ³	約480m ³	約6.9m																														
SFP保有水量(流出前)	約1,189m ³																																	
原子炉ウェル等への流出量	約813m ³																																	
プール保有水量(流出後)	約376m ³																																	
プール水位低下量(通常運転水位からの低下)	約7.0m																																	
SFP保有水量 (流出前)	原子炉ウェル側 への流出量	SFP保有水量 (流出後)	SFP水位低下量 (通常運転水位か らの低下量)																															
約1,599m ³	約1,152m ³	約447m ³	約7.0m																															

柏崎刈羽原子力発電所 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>○算定結果</p> <p>評価の結果、事象発生開始からSFPの保有水が沸騰を開始するまでの時間余裕は約1.7時間(7号炉の場合)であった。</p> <p>また、沸騰による水位低下により燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕は約4.7時間(7号炉の場合)であった。</p> <p>水位の低下により線量率は上昇するため原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業は困難となるが、事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間余裕は4時間以上あるため、原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業が不要である注水手段(燃料プール代替注水系(常設又は可搬型))により燃料損傷の防止が可能である。</p>	<p>○評価結果</p> <p>事象発生からSFP保有水の沸騰開始までの時間余裕は約1.6時間であった。</p> <p>また、沸騰によりSFP水位が低下し、SFP水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間余裕は約3.2時間であった。</p> <p>SFP水位の低下により原子炉建屋原子炉棟6階の線量率は上昇するため、原子炉建屋原子炉棟6階での作業は困難となるが、事象開始から燃料有効長頂部までSFP水位が低下する時間余裕は約3.2時間あるため、原子炉建屋原子炉棟6階での作業が不要である注水手段(代替燃料プール注水系(注水ライン)等)によりSFPにおける燃料損傷を防止することができる。</p>	<p>○算定結果</p> <p>評価の結果、事象発生開始から燃料プールの保有水が沸騰を開始するまでの時間余裕は約2.2時間であった。</p> <p>また、沸騰による水位低下により燃料棒有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕は約5.7時間であった。</p> <p>水位の低下により線量率は上昇するため原子炉建物原子炉棟4階での作業は困難となるが、事象開始から燃料棒有効長頂部まで水位が低下する時間余裕は5時間以上あるため、原子炉建物原子炉棟4階での作業が不要である注水手段(燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド))により燃料損傷の防止が可能である。</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 設備仕様の相違によるプールゲート破損時のプール水沸騰開始時間の相違。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 設備仕様の相違によるプールゲート破損時の燃料棒有効長頂部まで水位が低下するまでの時間の相違。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 設備仕様の相違によるプールゲート破損時の燃料棒有効長頂部まで水位が低下するまでの時間の相違。</p>																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>冷却機能停止及びゲートからの流出後、沸騰までの時間</td> <td>約1.9時間</td> <td>約1.7時間</td> </tr> <tr> <td>事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間</td> <td>約6.7時間</td> <td>約4.7時間</td> </tr> </tbody> </table>		6号炉	7号炉	冷却機能停止及びゲートからの流出後、沸騰までの時間	約1.9時間	約1.7時間	事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間	約6.7時間	約4.7時間	<table border="1"> <tbody> <tr> <td>冷却機能停止及びSFPゲートからの流出後、SFP水が沸騰するまでの時間</td> <td>約1.6時間</td> </tr> <tr> <td>事象発生から燃料有効長頂部までSFP水位が低下するまでの時間</td> <td>約3.2時間</td> </tr> </tbody> </table>	冷却機能停止及びSFPゲートからの流出後、SFP水が沸騰するまでの時間	約1.6時間	事象発生から燃料有効長頂部までSFP水位が低下するまでの時間	約3.2時間	<table border="1"> <tbody> <tr> <td>冷却機能停止及び燃料プールゲートからの流出後、燃料プール水が沸騰するまでの時間</td> <td>約2.2時間</td> </tr> <tr> <td>事象発生から燃料有効長頂部まで燃料プール水位が低下するまでの時間</td> <td>約5.7時間</td> </tr> </tbody> </table>	冷却機能停止及び燃料プールゲートからの流出後、燃料プール水が沸騰するまでの時間	約2.2時間	事象発生から燃料有効長頂部まで燃料プール水位が低下するまでの時間	約5.7時間	
	6号炉	7号炉																		
冷却機能停止及びゲートからの流出後、沸騰までの時間	約1.9時間	約1.7時間																		
事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間	約6.7時間	約4.7時間																		
冷却機能停止及びSFPゲートからの流出後、SFP水が沸騰するまでの時間	約1.6時間																			
事象発生から燃料有効長頂部までSFP水位が低下するまでの時間	約3.2時間																			
冷却機能停止及び燃料プールゲートからの流出後、燃料プール水が沸騰するまでの時間	約2.2時間																			
事象発生から燃料有効長頂部まで燃料プール水位が低下するまでの時間	約5.7時間																			
 <p>スロット部及びプールゲート (プールゲートが喪失し、ゲート下端まで水位が低下した状態を想定)</p> <p>通常水位: T.M.S.L. 約31.4m</p> <p>原子炉側</p> <p>SFP側</p> <p>約4.1m</p> <p>T.M.S.L. 約24.5m</p> <p>T.M.S.L. 約24.0m</p> <p>T.M.S.L. 約19.9m</p> <p>燃料集合体</p> <p>約えいした使用済み燃料プールの保有水により、原子炉ウエル及びSFPの水位が上昇し、漏えいが停止した場合(約2.0m)</p>	 <p>SFP</p> <p>通常水位 (EL. 約 46)</p> <p>原子炉</p> <p>燃料棒貯蔵ハンガ</p> <p>約0.28m</p> <p>燃料集合体</p> <p>約4.25m</p> <p>スロット部</p> <p>制御棒貯蔵ラック</p> <p>漏えいした燃料プールの保有水により、原子炉ウエルやドライヤ気水分離器貯蔵プールの水位が上昇し、漏えいが停止した場合(約3.2m)</p> <p>SFPゲート底部 (EL. 約 39.2)</p> <p>燃料有効長頂部 (EL. 約 38.9)</p> <p>SFP底部 (EL. 約 35)</p>	 <p>ゲート下端(スロット部)</p> <p>通常水位</p> <p>約7m</p> <p>燃料プール</p> <p>約0.5m</p> <p>燃料集合体</p> <p>使用済制御棒</p> <p>原子炉ウエル</p> <p>蒸気乾燥器・気水分離器ビット(DSP)</p> <p>燃料プール配置断面図(水位低下状態)</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>○まとめ</p> <p>ゲート部はスロッシング荷重等を考慮しても十分に信頼性のあるものであり、かつ万一、<u>使用済燃料プールのゲート部からリークがあった場合であっても</u>、水位が<u>最大6.9m</u>低下するが、燃料が露出することはなく、燃料有効長頂部まで水位が低下する時間の<u>約4.7時間</u>後までに<u>原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業が不要である注水手段（燃料プール代替注水系（常設又は可搬型））</u>により注水することで燃料損傷の防止が可能である。</p>	<p>○まとめ</p> <p><u>SFPゲート部はスロッシング荷重等を考慮しても十分に信頼性があるものであり</u>、万一<u>SFPゲート部からリークがあった場合でも</u>、<u>SFP水位が約7.0m</u>低下するが、燃料が露出することはないことから、<u>SFP水位が燃料有効長頂部まで低下する時間の約3.2時間</u>後までに<u>原子炉建屋原子炉棟6階での作業が不要である注水手段（代替燃料プール注水系（注水ライン）等）</u>により注水を開始することで<u>SFP内燃料の損傷を防止することが可能である</u>。</p>	<p>○まとめ</p> <p>ゲート部はスロッシング荷重等を考慮しても十分に信頼性のあるものであり、かつ万一、<u>燃料プールのゲート部からリークがあった場合であっても</u>、水位が<u>約7.0m</u>低下するが、燃料が露出することはなく、燃料棒有効長頂部まで水位が低下する時間の<u>約5.7時間</u>後までに<u>原子炉建物原子炉棟4階での作業が不要である注水手段（燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド））</u>により注水することで燃料損傷の防止が可能である。</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>設備仕様の相違によるプールゲート破損時のプール水位低下量の相違。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>設備仕様の相違によるプールゲート破損時の燃料棒有効長頂部まで水位が低下するまでの時間の相違。</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>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>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉(以下「KK6/7」という。)では、炉心損傷が生じた場合あるいは事象が進展し、原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)破損に至った場合の緊急時対策本部のうち技術支援組織が使用する手順をアクシデントマネジメントの手引き(以下「AMG」という。)に、運転員が使用する手順を事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)(以下「SOP」という。)に整備している。このため、有効性評価における重大事故時の運転員の対応はSOPに従ったものとなっている。</p> <p>SOPには、炉心損傷後の状況に応じた対応が可能となるよう対応フローを定めており、対応の優先順位等についても定めている。このため、想定される状況に対して網羅的に対応可能な手順になっていると考えるが、ここでは、炉心損傷後の格納容器内の状況を場合分けし、それらについてSOPによる対応が可能であることを確認する。SOPの対応フローを図1に示す。また、格納容器の構造図を図2に示す。</p> <p>1. 各炉心損傷モードへの対応の網羅性</p> <p>炉心損傷モードのうち、格納容器先行破損の炉心損傷モード^{*1}を除くと、TQUV, TQUX, TB(長期TB, TBU, TBP, TBD), LOCAが抽出される。</p> <p>このうち、TQUV, TQUX, TB(長期TB, TBU, TBP, TBD)は、炉心損傷の時点でRPVが健全であり、RPV内の冷却材はSRVを通じてサブプレッション・チェンバ(以下「S/C」という。)に放出されている点で、炉心損傷の時点でのRPVの健全性及び格納容器の冷却材の状況が同じ炉心損傷モードである。TQUV, TBPは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていることに対し、TQUX, 長期TB, TBU, TBDでは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていないが、SOPにおいて、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの10%高い位置に到達した時点でRPVを減圧する手順としていることから、その後は同じ対応となる。</p> <p>一方LOCA(LOCA後の注水失敗による炉心損傷)は、炉心損傷の時点でRPVのバウンダリ機能を喪失しており、RPV内の冷却材が上部ドライウエル(以下「D/W」という。)に直接放出さ</p>	<p>添付資料 3. 1. 2. 1</p> <p>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について</p>	<p>19. 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>島根原子力発電所2号炉では、炉心損傷が生じた場合あるいは事象が進展し、原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)破損に至った場合の緊急時対策本部による対応をアクシデントマネジメントガイド(以下「AMG」という。)に、運転員による対応を、事故時操作要領書(シビアアクシデント)(以下「SOP」という。)に定めている。このため、有効性評価における炉心損傷後の重大事故時の運転員の対応はSOPに従ったものとなっている。</p> <p>SOPには、炉心損傷後の状況に応じた対応が可能となるよう対応フローを定めており、対応の優先順位等についても定めている。このため、想定される状況に対して網羅的に対応可能な手順になっていると考えるが、ここでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内の状況を場合分けし、それらについてSOPによる対応が可能であることを確認する。SOPの対応フローを図1に示す。また、原子炉格納容器の構造図を図2に示す。</p> <p>1. 各炉心損傷モードへの対応の網羅性</p> <p>炉心損傷モードのうち、格納容器先行破損の炉心損傷モード^{*1}を除くと、TQUV, TQUX, TB(長期TB, TBU, TBD, TBP), LOCAが抽出される。</p> <p>このうち、TQUV, TQUX, TB(長期TB, TBU, TBD, TBP)は、炉心損傷の時点でRPVが健全であり、RPV内の原子炉冷却材はSRVを通じてサブプレッション・チェンバ(以下「S/C」という。)に放出されている点で、炉心損傷の時点でのRPVの健全性及び原子炉格納容器の原子炉冷却材の状況が同じ炉心損傷モードである。TQUV, TBPは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていることに対し、TQUX, 長期TB, TBU, TBDでは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていないが、SOPにおいて、原子炉水位が燃料棒有効長さ底部より燃料棒有効長の20%上の位置でRPVを減圧する手順としていることから、その後は同じ対応となる。</p> <p>一方LOCA(LOCA後の注水失敗による炉心損傷)は、炉心損傷の時点でRPVバウンダリ機能を喪失しており、RPV内の原子炉冷却材がドライウエル(以下「D/W」という。)</p>	<p>備考</p> <p>・評価結果の相違 【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>れる炉心損傷モードである。このため、炉心損傷時点での格納容器の圧力、温度等のパラメータには他の炉心損傷モードとの違いが生じるが、各々のパラメータに応じた運転操作がSOPに定められており、対応は可能である。</p> <p>また、LOCAが発生し、D/Wに放出された冷却材の多くは、<u>連通孔からその真下にあるベント管(垂直管)を通してS/Cに流入すると考えられるものの、連通孔とベント管(垂直管)は直結されておらず、その間には下部D/Wに対して開放されている箇所があり、LOCAによって放出された冷却材の一部は格納容器下部に流入すると考えられる。これにより、格納容器下部に水位が形成される可能性が考えられる。</u></p> <hr/> <p>※1 格納容器先行破損の炉心損傷モードによって炉心損傷に至った場合、炉心損傷の時点で原子炉格納容器が破損していることから、SOPに想定する対応の可否についての不確かさが大きいと考え、ここでの考察から除外した。しかしながら、現実的にはSOPに準じ、注水及び除熱を試みるものと考えられる。</p> <p>炉心損傷後の手順として、RPVの破損及び格納容器下部への溶融炉心落下に備えた格納容器下部への注水を定めており、格納容器下部の水位が<u>2m(注水量180m³相当)</u>に到達していることを確認した後、格納容器下部への注水を停止する。前述の通り、LOCAの場合にはあらかじめ水位が形成されている可能性が考えられるが、<u>この場合も同様に格納容器下部水位計にて水位2mを確認した後、格納容器下部への注水を停止する。</u></p> <p>溶融炉心落下時の格納容器下部の水位は、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(以下「炉外FCI」という。)及び溶融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。)への対応を考慮し、<u>2m</u>相当としている。しかしながら、仮に格納容器下部の水位が<u>2m</u>より高い場合であっても、炉外FCIやMCCIによる格納容器の機能維持に問題は無いことを確認^{※2}している。</p> <p>以上より、いずれの炉心損傷モードを経た場合についてもSOPによって炉心損傷後の対応をとることが可能である。</p>		<p>に直接放出される炉心損傷モードである。このため、炉心損傷時点での原子炉格納容器の圧力、温度等のパラメータには他の炉心損傷モードとの違いが生じるが、各々のパラメータに応じた運転操作がSOPに定められており、対応は可能である。</p> <p>また、LOCAが発生し、D/Wに放出された原子炉冷却材は<u>原子炉格納容器下部に流入し、原子炉格納容器下部に水位が形成されると考えられる。</u></p> <hr/> <p>※1 格納容器先行破損の炉心損傷モードによって炉心損傷に至った場合、炉心損傷の時点で原子炉格納容器が破損していることから、SOPに想定する対応の可否についての不確かさが大きいと考え、ここでの考察から除外した。しかしながら、現実的にはSOPに準じ、注水及び除熱を試みるものと考えられる。</p> <p>炉心損傷後の手順として、RPVの破損及び原子炉格納容器下部への溶融炉心落下に備えた原子炉格納容器下部への注水を定めており、<u>ペDESTAL水位が2.4m(注水量225m³)</u>に到達していることを確認した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。前述のとおり、LOCAの場合にはあらかじめ水位が形成されている可能性が考えられるものの、<u>どの炉心損傷モードを経た場合であってもペDESTAL水位計にて水位2.4mを確認した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</u></p> <p>溶融炉心落下時のペDESTAL水位は、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(以下「炉外FCI」という。)及び溶融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。)への対応を考慮し、<u>2.4m</u>相当としている。しかしながら、仮にペDESTAL水位が<u>2.4m</u>より高い場合であっても、炉外FCIやMCCIによる原子炉格納容器の機能維持に問題ないことを確認^{※2}している。</p> <p>以上より、いずれの炉心損傷モードを経た場合についてもSOPによって炉心損傷後の対応をとることが可能である。</p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 初期水張り深さの相違。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・運用及び解析条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、水位が高い場合の想定として、制御棒駆動機構搬出入口下端位置までの水位(約3.8m)が形成されているものとした。</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. 注水及び除熱の考え方 炉心損傷後の注水及び除熱の考え方については、<u>徴候に応じて対応することとしている。</u></p> <p>まず、RPVの破損に至る前の段階においては、RPV内の炉心の状況によらずRPV への注水を優先する手順としている。</p>	<p>【比較のため、「添付資料 3. 1. 2. 1」の一部を記載】</p> <p>2. <u>炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方</u></p> <p>(1) <u>常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統</u> a. <u>炉心損傷後の対応について</u> <u>炉心損傷を判断した後は、補機系が不要であり短時間で注水が可能な低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する手順としている。また、原子炉注水ができない場合においても、注水手段の確保に努めることとしている。したがって、炉心損傷前後ともに原子炉注水を実施する対応方針に違いはないが、事象進展の違いによって以下の異なる手順となる。</u></p> <p>①LOCA時に炉心が損傷した場合は、<u>ヒートアップした炉心へ原子炉注水を実施することにより、炉内で発生する過熱蒸気がドライウエルに直接放出されドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで、格納容器の健全性を確保するために、LOCAの判断（ドライウエル圧力 13.7kPa[gage]以上）及び炉心損傷の判断（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倍以上）により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と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（ドライウエルスプレイ）を同時に実施する。この場合、原子炉注水により過熱蒸気が発生することから、先行し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操作（ドライウエルスプレイ）を実施し、その後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで、ドライウエルスプレイを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。</u></p> <p>②LOCA時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない場合は、<u>いずれは溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行に伴う原子炉圧力容器下部プレナム水との接触による発生蒸気がドライウエルに放出され、ドライウエル圧力及</u></p>	<p>2. 注水及び除熱の考え方 炉心損傷後の注水及び除熱の考え方については、<u>RPVの破損の有無で大別している。</u></p> <p>まず、RPVの破損に至る前の段階においては、<u>RPV内の炉心の状況によらずRPVへの注水を優先する手順としている。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、RPVの破損に至る前の段階においては、RPV内の炉心の状況によらず原子炉注水を優先する手順としている。東海第二では、炉心損傷後の対応について、事象進展の違いにより対応が異なることから、その対応手順について記載している。</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>その後、RPV を破損させることなく原子炉水位を安定させることに成功した場合はRPVへの注水及び必要に応じて格納容器からの除熱を並行して実施する手順としている。ただし、RPV 下鏡部温度が300 ℃に到達し、RPV 下部プレナムへの熔融炉心の落下が想定される場合はRPV への注水と並行して格納容器下部への注水(水位2.0 m(注水量180m³ 相当))を実施する手順としている。</p> <p>次に、RPVが破損した後は、格納容器下部に崩壊熱に相当する量の注水を実施する手順としている。SOP及びAMG に定めるRPV 破損の判定方法に基づきRPV の破損を判定した後は、格納容器下部に直接崩壊熱相当量の注水を実施することとしており、その注水量は格納容器外の流量計にて確認する手順として</p>	<p><u>び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施する手順とする。ただし、実際の操作としては、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（ドライウエルスプレイ）を実施後に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することから、炉心損傷の判断後にドライウエルスプレイをする手順は①と同様である。</u></p> <p><u>b. 原子炉圧力容器破損前の対応について</u></p> <p><u>③通常運転時からペDESTAL（ドライウエル部）水位を約1mに維持する構造としているが、炉心損傷判断後は、原子炉圧力容器破損時の熔融炉心の冷却を考慮し、ペDESTAL（ドライウエル部）水位を確実に約1m確保するために格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作を実施する手順とする。</u></p> <p><u>c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について</u></p> <p><u>④原子炉圧力容器破損を検知した後は、熔融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）に存在する水との相互作用により、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇するため、原子炉圧力容器破損を判断した場合は、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（ドライウエルスプレイ）を実施する手順とする。</u></p> <p><u>⑤ドライウエルスプレイを開始した後は、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心の冷却維持のため、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作を実施する手順とする。</u></p>	<p>その後、RPVを破損させることなく原子炉水位を安定させることに成功した場合はRPVへの注水及び必要に応じて原子炉格納容器からの除熱を並行して実施する手順としている。ただし、RPV下鏡部温度が300 ℃に到達し、RPV下部プレナムへの熔融炉心の落下が想定される場合はRPVへの注水と並行して原子炉格納容器下部への注水(水位2.4m(注水量225m³))を実施する手順としている。</p> <p>次に、RPVが破損した後は、原子炉格納容器下部に崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施する手順としている。SOP及びAMGに定めるRPV破損の判定方法に基づきRPVの破損を判定した後は、原子炉格納容器下部に崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施することとしており、その注水量はペDESTAL水</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、事故時に原子炉圧力容器破損の徴候により原子炉格納容器下部に水張りを生ずる運用としている。東海第二では、通常運転時からペDESTAL（ドライウエル部）に約1mの水プールを形成している。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉圧力容器破損判断にて格納容器スプレイによる格納容器冷却を実施する手順としていない。</p> <p>・運用の相違 【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>いる。なお、この流量計の先に下部D/W 以外への分岐は無く、確実に下部D/W への注水量を確認出来る設備構成となっている。また、格納容器からの除熱が必要な場合は下部D/W への注水と格納容器からの除熱とを並行して実施する手順としている。</p> <hr/> <p>※2 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 重大事故等対策の有効性評価について 「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 添付資料3.3.3 格納容器下部の水張りの適切性」参照。格納容器下部水位の増加によって物理現象発生時の格納容器への負荷が高くなると考えられる炉外FCI について、格納容器下部水位が7.0 m(リターンライン相当)の場合であっても、格納容器下部の内側鋼板の最大応力は約278 MPa であり、水位2 m の場合の約32 MPa と比べて約9 倍に増加しているが、格納容器下部の内側鋼板の降伏応力(490 MPa)を十分に下回っており、格納容器破損に至るおそれはないことを確認している。格納容器下部の水位上昇の要因がLOCA に起因する冷却材である場合、サブクール度は低くなり炉外FCI 発生可能性そのものを小さくするとともに、発生した場合でも発生する最大応力は小さくなるものとする。</p>	<p>d. 本システムの停止及び一時的な運転について</p> <p>⑥本システムは外部水源を用いた手段であり、本システムの運転継続によりサプレッション・プール水位が上昇する。そこで、格納容器ベントを遅延させる観点から、本システムによる原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を停止し、代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する。</p> <p>⑦ただし、代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、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（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。</p>	<p>位及び原子炉格納容器外の流量計にて確認する手順としている。なお、本流量計の先にある原子炉格納容器下部以外への分岐配管については、逆止弁または常時閉の手動弁があり、他系統へ流入することなく、確実に原子炉格納容器下部への注水量を確認できる設備構成となっている。また、原子炉格納容器からの除熱が必要な場合は原子炉格納容器下部への注水と原子炉格納容器からの除熱とを並行して実施する手順としている。</p> <hr/> <p>※2 島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価について 「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 添付資料3.3.3 原子炉格納容器下部への水張り実施の適切性」参照。ペダスタル水位が高い方が物理現象発生時の原子炉格納容器への負荷が高くなると考えられる炉外FCI について、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下する前に、原子炉格納容器下部に約 3.8m (制御棒駆動機構搬出入口下端位置) の水位が形成されているものとした。これ以上の水位を形成させるためには、ドライウェル床面全面を満たしながら上昇させる必要があることから、仮に原子炉格納容器下部注水を入れすぎたとしても制御棒駆動機構搬出入口下端位置以上の水位となることは考えにくい。また、ここでは現実的な溶融炉心の落下様態を想定した条件を適用して評価した場合、原子炉格納容器下部の内側鋼板の最大応力は 14MPa であり、原子炉格納容器下部の内側鋼板の降伏応力(490MPa)を十分に下回っており、格納容器破損に至る恐れはないことを確認している。原子炉格納容器下部の水位上昇の要因がLOCAに起因する原子炉冷却材であった場合、サブクール度は低くなり炉外 FCI 発生可能性そのものを小さくするとともに、発生した場合でも発生する最大応力は小さくなるものとする。</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・運用の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>しかしながら、RPV が破損した後は、RPV 内の溶融炉心の状態、RPV 破損口の状態、<u>格納容器下部</u>への溶融炉心の落下量、格納容器圧力及び温度等、<u>格納容器内</u>の状態の不確かさが大きく、また、注水又は除熱を実施可能な設備が限定され、注水又は除熱に使用できる流量が不足する場合を想定すると、重大事故時に確実なアクシデントマネジメントを実施できるよう、注水及び除熱の優先順位を明確化しておく必要がある。このため、AMGではRPV破損判定後の運転操作の優先順位を次の様に定めている。</p> <p>優先順位1：D/W スプレー</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開始条件：格納容器圧力<u>465kPa</u>(1.5Pd)以上又は格納容器温度190℃以上 ・停止条件：格納容器圧力<u>390kPa</u>以下 ・流量：<u>140 m³/h</u>以上 	<p>(2) <u>代替循環冷却系</u></p> <p><u>⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の補機系の起動後に期待できる系統であり、運転開始までに一定の時間を要するが、内部水源であるため本系統の運転継続によりサプレッション・プール水位は上昇しない。したがって、起動が可能となった時点で本系統を運転開始する手順とし、サプレッション・プール水位の上昇を抑制しつつ、原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレー）を実施することで、損傷炉心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施することとする。</u></p> <p>3. <u>各事象の対応の流れについて</u></p> <p><u>炉心損傷に至る事象としては、起因事象がLOCAの場合と過渡事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。また、初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合においても、事象進展が異なることが考えられる。以上の事象進展の違いを踏まえ、事故対応の流れを第1図に示す。</u></p>	<p>しかしながら、RPVが破損した後は、RPV内の溶融炉心の状態、RPV破損口の状態、<u>原子炉格納容器下部</u>への溶融炉心の落下量、格納容器圧力及び温度等、<u>原子炉格納容器内</u>の状態の不確かさが大きく、また、注水又は除熱を実施可能な設備が限定され、注水又は除熱に使用できる流量が不足する場合を想定すると、重大事故時に確実なアクシデントマネジメントを実施できるよう、注水及び除熱の優先順位を明確化しておく必要がある。このため、<u>SOP及びAMG</u>ではRPV破損判定後の運転操作の優先順位を次の様に定めている。</p> <p>優先順位1：D/Wスプレー</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開始条件：格納容器圧力 <u>640kPa</u> (1.5Pd) 以上又は格納容器温度 190℃以上 ・停止条件：格納容器圧力 <u>588kPa</u> 以下又は格納容器温度 <u>171℃</u>以下 ・流量：<u>120m³/h</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、RPVが破損した後の注水及び除熱の運転操作について、どの炉心損傷モードを経た場合であっても同じ優先順位で実施する。 ・設備設計の相違 【柏崎6/7】 ・運用の相違 【柏崎6/7】 スプレー停止基準の相違。 ・運用の相違 【柏崎6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 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>優先順位2 : S/C スプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開始条件, 停止条件及び流量は優先順位1 と同じ <p>優先順位3 : 格納容器下部注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・流量 : 崩壊熱相当量(スクラム後5~10 時間 : 50 m³/h, 10~20 時間 : 40 m³/h, 20時間以降 : 35 m³/h)で注水 <p>優先順位4 : RPV 破損後のRPV への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・流量 : 30 m³/h(S/C 水源でECCS を運転できる場合は全量注水) <p>これらは可能な限り並行して実施すべきものであるが, 中でもスプレイを優先する理由は, D/W スプレイ又はS/C スプレイを開始する状況は格納容器過圧又は過温破損の防止及び早期の格納容器ベントを抑制するための運転操作が必要な状況であり, これに即応する必要があるためである。D/W スプレイとS/C スプレイでは, より広い空間にスプレイすること等により, 格納容器の圧力及び温度の抑制効果が高いと考えられるD/W スプレイを優先することとしている。</p> <p>格納容器下部の溶融炉心の冷却については, RPV 破損前の注水により180 m³ (スクラム後5~10 時間後の崩壊熱に換算すると約3.6 時間分) の原子炉冷却材が確保されていること及びスプレイされた冷却材の流入によりS/C 水位が上昇した後は, リターンラインから格納容器下部への冷却材の流出による格納容器下部への注水にも期待できる(通常運転水位からリターンラインまでの体積は約810 m³であり, 流量140 m³/hで連続スプレイする場合, スプレイ開始から約5.8 時間でS/C 水位がリタ</p>		<p>優先順位2 : 原子炉格納容器下部注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・流量 : 崩壊熱に余裕をみた量 (スクラム後~5 時間 : 60m³ /h, 5~10 時間 : 55m³ /h, 10~20 時間 : 35m³ /h, 20 時間~40 時間 : 30m³ /h, 40 時間~80 時間 : 20m³ /h, 80 時間~120 時間 : 15m³ /h, 120 時間以降 : 12m³ /h) で注水 <p>優先順位3 : RPV破損後のRPVへの注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・流量 : 15m³ /h (S / C水源でECCSを運転できる場合は全量注水) <p>これらは可能な限り並行して実施すべきものであるが, 中でも格納容器スプレイを優先する理由は, 格納容器スプレイを開始する状況は格納容器過圧又は過温破損の防止及び早期の格納容器ベントを抑制するための運転操作が必要な状況であり, これに即応する必要があるためである。D / WスプレイとS / Cスプレイでは, より広い空間にスプレイすること等により, 原子炉格納容器の圧力及び温度の抑制効果が高いと考えられるD / Wスプレイを実施することとしている。また, D / Wにスプレイを実施することで原子炉格納容器下部へ冷却材が流入するため, 原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却にも期待できる。</p> <p>原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却については, RPV破損前の注水により原子炉格納容器下部には約70m³(スクラム後5~10 時間後の崩壊熱に換算すると約2時間分)の冷却材が確保されていること及びD / Wスプレイした冷却材がD / W床面から原子炉格納容器下部へ流入することにも期待できることを考慮し, D / Wスプレイに次ぐ優先順位としている。</p>	<p>島根2号炉では外部水源によるS / Cスプレイには期待しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違【柏崎6/7】 ・設備設計の相違【柏崎6/7】 ・設備設計の相違【柏崎6/7】 島根2号炉はD / Wスプレイにより原子炉格納容器下部へ冷却材が流入する。 ・運用の相違【柏崎6/7】 ・設備設計の相違【柏崎6/7】 ABWRはリターンラインがあることから, スプレイ水の格納容器下部への冷却材の流出による格納容器下部へ

柏崎刈羽原子力発電所 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>ーンラインに到達する。)ことを考慮し、<u>スプレイに次ぐ優先順位</u>としている。</p> <p>RPV 破損後のRPV への注水には、RPV 内に残存する溶融炉心の冷却及びRPV 破損口から<u>冷却材</u>が流出することによる<u>格納容器下部</u>の溶融炉心の冷却にも期待できると考えられるが、RPV 破損口からの<u>冷却材</u>の流出の状況を確実に把握することは困難なことから、<u>格納容器下部注水</u>に必要な流量を確保した後の優先順位としている。</p> <p>しかしながら、RPV が破損した後の注水及び除熱の優先順位については、<u>現在改めて検討を進めているところであり、検討の結果によっては今後、前述の優先順位は変わりうるもの</u>と考えている。</p> <p><u>スプレイ又は注水により、S/C 水位が真空破壊弁高さまで到達する時点でスプレイを停止し、格納容器ベントを実施する。</u></p> <p><u>S/C 水位がリターンラインを上回る場合等、状況に応じて格納容器下部への注水の流量を抑制する余地はあると考えられるものの、格納容器下部の溶融炉心を確実に冷却する観点から、格納容器下部注水を停止する手順は定めておらず、崩壊熱相当量を注水し続ける手順としている。</u></p> <p>以上の通り、<u>格納容器内の状態の不確かさを考慮しても、SOPによって確実なアクシデントマネジメントを実施することが可能である。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>以上</u></p>		<p>RPV破損後のRPVへの注水には、RPV内に残存する溶融炉心の冷却及びRPV破損口から<u>原子炉冷却材</u>が流出することによる<u>原子炉格納容器下部</u>に堆積している溶融炉心の冷却にも期待できると考えられるが、RPV破損口からの<u>原子炉冷却材</u>の流出の状況を確実に把握することは困難なことから、<u>原子炉格納容器下部注水</u>に必要な流量を確保した後の優先順位としている。</p> <p>しかしながら、RPVが破損した後の注水及び除熱の優先順位については、<u>今後の検討結果により、前述の優先順位は変わりうるもの</u>と考えている。</p> <p><u>D/Wスプレイまたは注水により、S/C水位が通常水位+約1.3mに到達する時点でスプレイを停止し、格納容器ベントを実施する。ベント開始後は、崩壊熱に余裕をみた量の注水を継続し、原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却を継続する。</u></p> <p>以上のとおり、<u>原子炉格納容器内の状態の不確かさを考慮しても、SOPによって確実なアクシデントマネジメントを実施することが可能である。</u></p>	<p>の注水にも期待できる。</p> <p>・運用及び設備設計の相違 【柏崎6/7】</p>

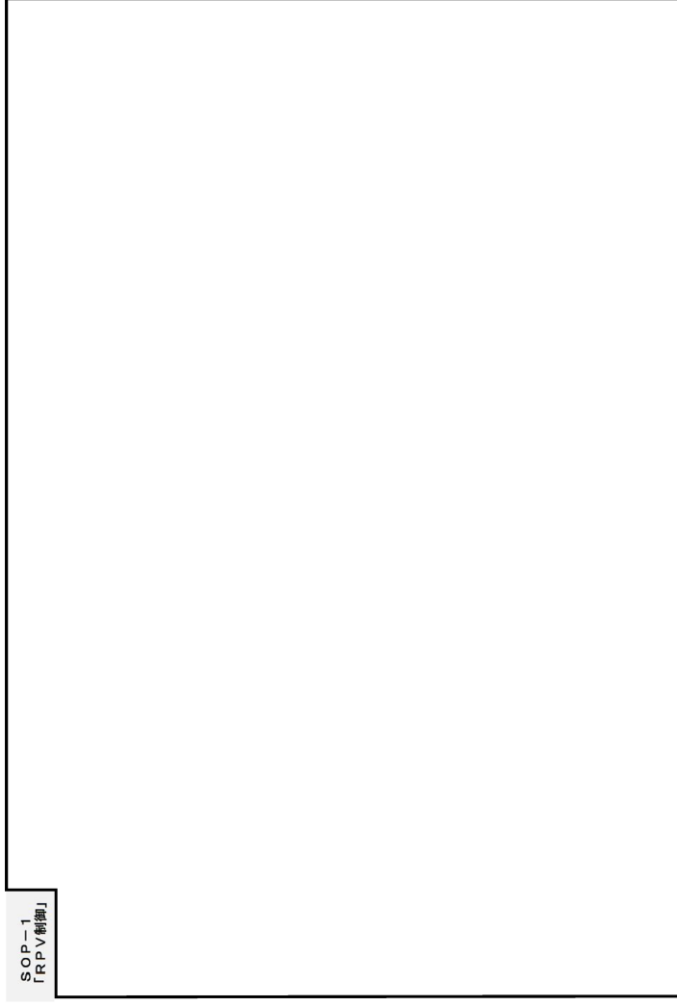
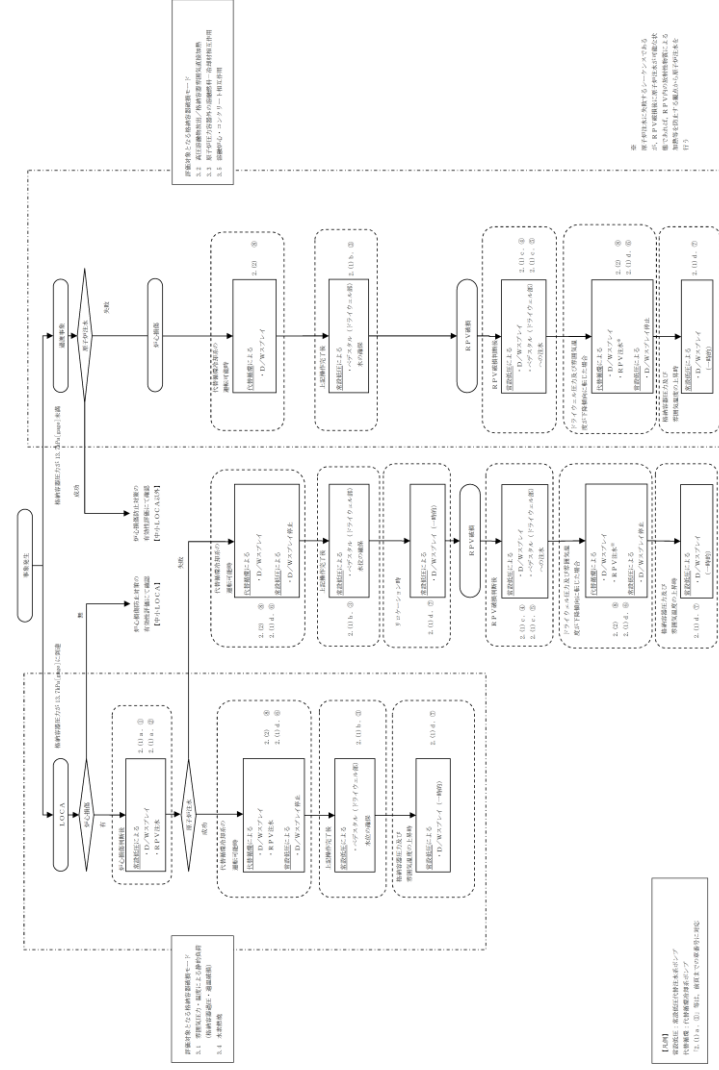


図1 SOP の対応フロー(1/3)



第1図 事故対応の流れ

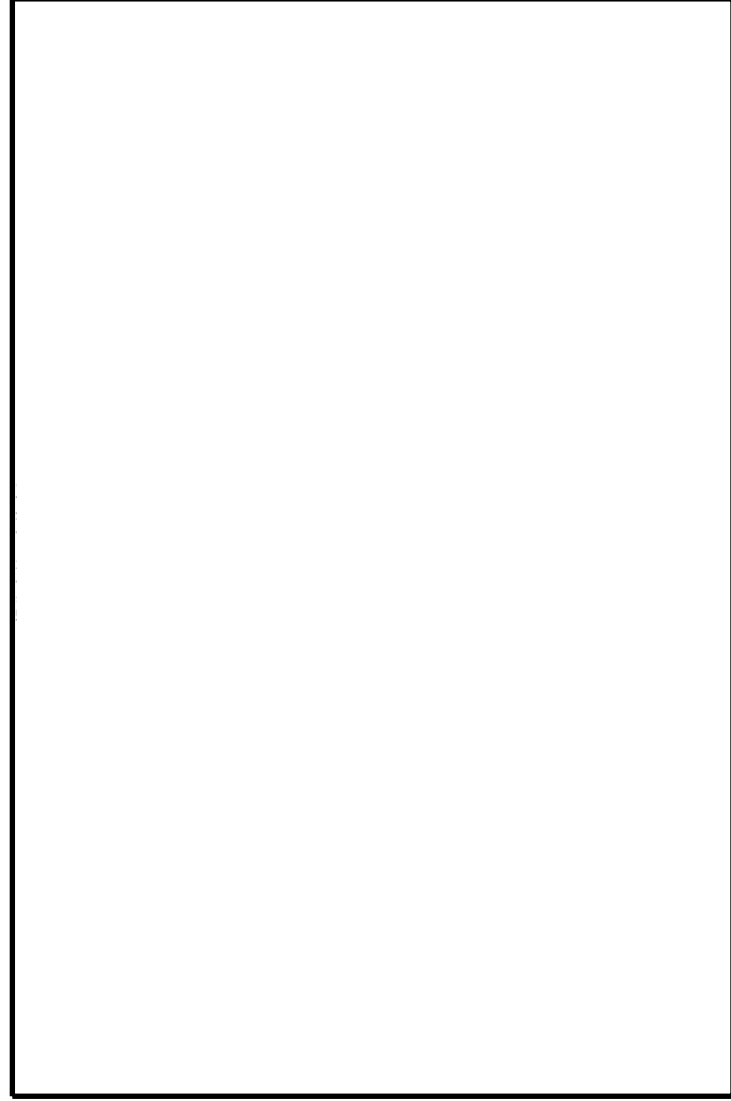


図1 SOP の対応フロー(全体)

柏崎刈羽原子力発電所 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
<div data-bbox="172 569 807 1507" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; position: relative;"> <div data-bbox="172 1409 216 1507" style="position: absolute; top: 5px; left: 5px; font-size: 8px;">SOP-2 「PCV新機」</div> </div> <div data-bbox="834 957 872 1289" style="text-align: center; margin-top: 10px;">図 1 SOP の対応フロー(2/3)</div>			

柏崎刈羽原子力発電所 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
<div data-bbox="172 569 813 1516" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; position: relative;"> <div data-bbox="172 1415 219 1507" style="position: absolute; top: 5px; left: 5px; font-size: 8px;"> SOP-3 「R/目録編」 </div> <div data-bbox="834 957 872 1289" style="position: absolute; right: 5px; bottom: 5px; writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;"> 図 1 SOP の対応フロー (3/3) </div> </div>			

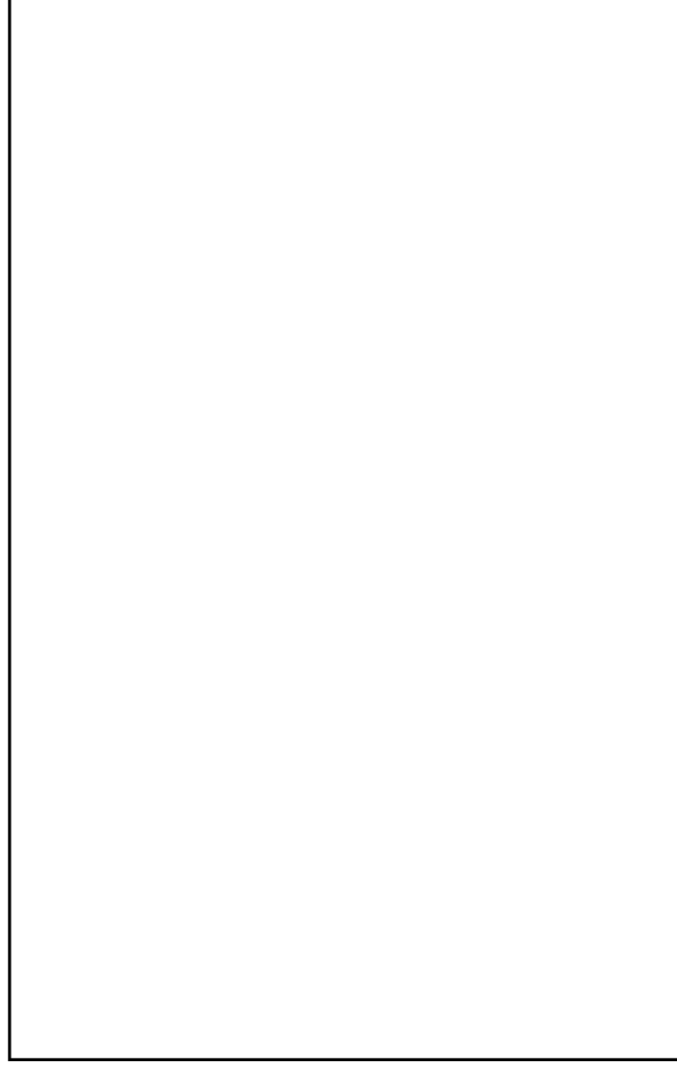


図2 格納容器の構造図 (ABWR, RCCV 型格納容器)

【ここまで】

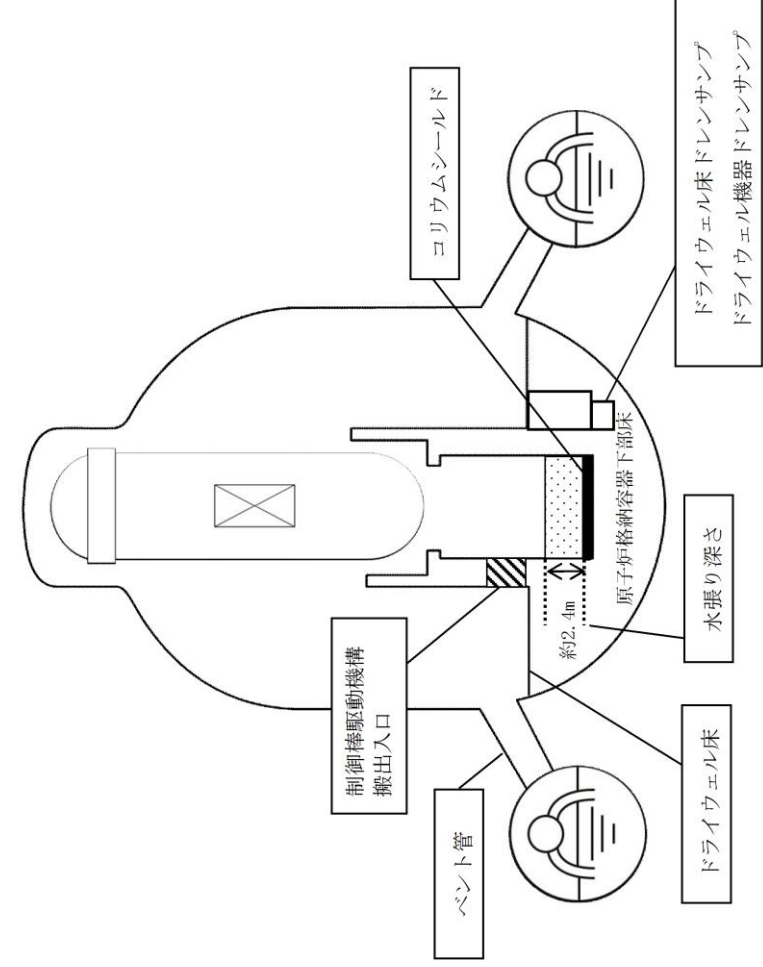


図2 原子炉格納容器の構造図

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 (PCVスプレイとの切替運転) 	<p>【PCV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 PCV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"> PCV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><炉心損傷防止></p> <p>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></p> <p>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></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、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>【PCV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。 	-
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、PCVスプレイに切替 MUNO×2台 RHR(A)洗浄水ライン経由で注水 	<p>【PCVスプレイ】RHR(B)-PCV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"> PCV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 	○
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HPAG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"> 事象発生後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、PCVスプレイに切替 MUNO×2台 RHR(A)洗浄水ライン経由で注水 	<p>【PCVスプレイ】RHR(B)-PCV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"> PCV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HPAG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 	○
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HPAG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、PCVスプレイに切替 MUNO×2台 RHR(A)洗浄水ライン経由で注水 	<p>【PCV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】PCV圧力Pdで実施(約18時間後)</p>	<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 	○
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 (PCVスプレイとの切替運転) 	<p>【PCV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 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 (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 	○
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 (PCVスプレイとの切替運転) 	<p>【PCV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 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 (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 	○

○：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、SLC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、MCC1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 破損を想定)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<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T B)	<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 (T B D)	<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

事故シークエンス 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）</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		
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>○ <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

20. 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] 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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 [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><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>	—	—
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] 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（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 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><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

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 (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] 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（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> <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 (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>[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。
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） ・逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（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

・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（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>【高圧注水】 RCIC ・L2～L8で水位維持</p> <p>【減圧】 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（6個） ・事象発生から約8時間後</p> <p>【低圧注水】 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>【高圧注水】 RCIC ・L2～L8で水位維持</p> <p>【減圧】 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（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（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>	○
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>【高圧注水】 HPCS, RCIC ・水位回復までは定格流量 ・LIHで水位維持</p> <p>【減圧】 -</p> <p>【低圧注水】 -</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>【高圧注水】 -</p> <p>【減圧】 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（6個） ・事象発生から約30分後に手動減圧</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>	×
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>【高圧注水】 HPCS, RCIC</p> <p>【減圧】 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（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>【低圧注水】 -</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EGCS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EGCS注水機能(HPCF、RCIC) 自動減圧機能(ADS) 低圧EGCS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、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>【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>【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 ・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>
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）	<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>【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</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立性	
		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） ・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） ・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） ・事象発生から約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] 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（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）						
溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）					○	<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>
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ベリオド短縮)	—	—	—	【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)</u> 、 <u>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)</u> 、 <u>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)</u> 、 <u>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> ・原子炉出力ペリオド短 (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閉操作忘れ）	—	—	【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】

柏崎刈羽原子力発電所 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>27. 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウエ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>有効性評価「水素燃焼」における、ドライウエル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移のうち、主にドライ条件での酸素濃度の変化の理由について説明を補足し、<u>図1</u>に示す。</p> <p>また、<u>本事象への対応中に水蒸気の凝縮が急速に進んだ場合の影響を保守的に確認する観点から、残留熱除去系が機能喪失した状態で本事象に至っている状況を踏まえると非現実的な想定ではあるが、事象発生から16時間で残留熱除去系が復旧し、更に、実際には流量を調整しながらスプレイを実施するため非現実的な運転操作の想定であるが、ドライウエルへの格納容器スプレイ(流量954m³/h)が連続で実施された場合の影響を評価した。残留熱除去系によるドライウエルへの格納容器スプレイは、有効性評価「水素燃焼」においてドライウエルの水蒸気濃度が低下傾向を示した時点(事象発生から約16時間後の、ドライウエルの水蒸気の濃度が99%を下回った時点)から開始するものとした。評価結果の気相濃度の推移を<u>図2</u>及び<u>図3</u>に示す。</u></p> <p><u>図2</u>及び<u>図3</u>から、<u>仮に、本事象への対応中に水蒸気の凝縮が急速に進んだ場合であっても、格納容器内には窒素及び水素を主とする非凝縮性ガスが相当量存在しているため、格納容器内が負圧になることは無く、また、ドライウエルの圧力が低下すると、酸素濃度5%未満の気体がサプレッション・チェンバから流入するため、ドライウエルの酸素濃度が5%を上回ることは無いことを確認した。</u></p> <p><u>即ち、有効性評価「水素燃焼」において、ドライ条件でのドライウエルの気体組成の約6時間後から約18時間後に示されているような、酸素濃度が5%を上回る状況に至ることは無い。</u></p> <p><u>更に、SGTSの起動による原子炉建屋の雰囲気温度の低下に伴い、格納容器内の水蒸気が凝縮して格納容器内の酸素濃度が上昇する可能性も考えられるが、原子炉格納容器は厚さ約2mのコンクリートであるため、原子炉建屋の温度変化が原子炉格納容器内の雰囲気温度に有意な影響を与えることは無いと考えられる。</u></p> <p><u>ここで、原子炉格納容器の壁面温度に着目することとし、有効性評価「水素燃焼」においてより高い温度を経験するドライウエル内壁面及び外壁面の温度の推移を<u>図4</u>に、原子炉建屋の雰囲気温度の推移を<u>図5</u>に示す。<u>図4</u>及び<u>図5</u>から、原子炉格納容器の内壁面の温度変化に対して外壁面の温度変化は小さく、原子炉建</u></p>	<p>資料なし</p>	<p>21. 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウエ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>有効性評価「水素燃焼」における、ドライウエル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移のうち、主にドライ条件での酸素濃度の変化の理由について説明を補足し、<u>図1</u>に示す。</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7では、<u>図1</u>の他に、短期間の気相濃度の推移(<u>図2</u>、<u>3</u>)および原子炉建屋の雰囲気温度の低下に伴う格納容器水蒸気凝縮の考察(<u>図4</u>、<u>5</u>)が記載されている。</p> <p>島根2号炉は、これらの内容は<u>図1</u>の考察に含まれることから、<u>図1</u>の記載のみとしている。</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><u>屋の雰囲気温度に与える影響は小さいことが確認できる。</u></p> <p><u>さらに、原子炉建屋の雰囲気温度が変化した場合の影響を確認すると、原子炉格納容器から原子炉建屋への除熱量は、ドライウエル内壁面温度が170℃、原子炉建屋の雰囲気温度が30℃の場合で約0.32MW、原子炉建屋の雰囲気温度を保守的に0℃とした場合でも約0.38MWであり、これらの放熱量は、有効性評価「水素燃焼」における代替循環冷却系の除熱量(約22.5時間以降で約12~15MW)と比較しても十分に小さいことから、SGTSの起動による原子炉建屋の温度変化を想定しても、原子炉格納容器内の雰囲気温度及び圧力に有意な影響を与えることは無く、格納容器内の気体組成に対しても有意な影響は無いと考える。</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p>			

相違理由は島根2号炉の図1備考欄参照

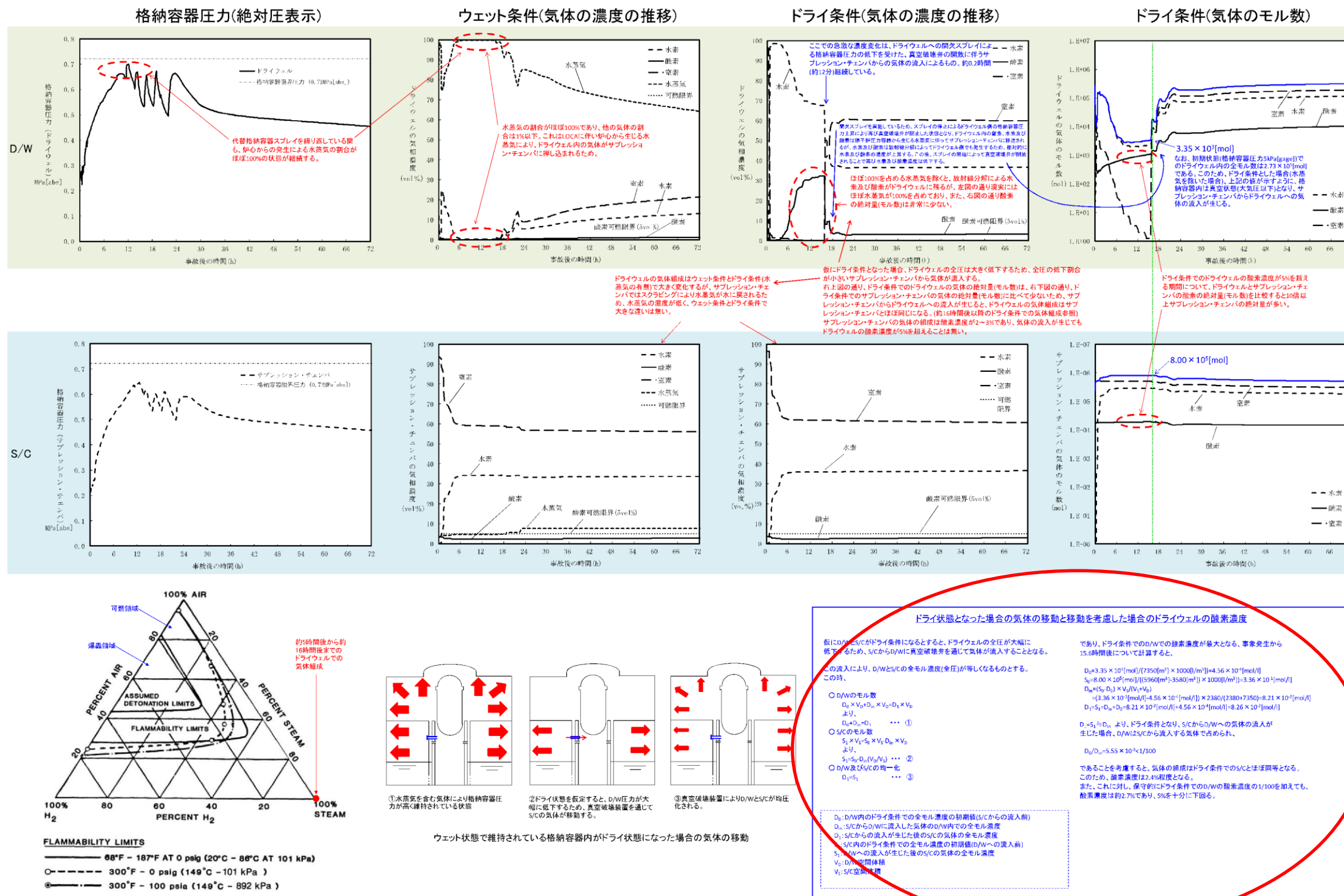


図1 有効性評価「水素燃焼」におけるドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気体組成についての補足説明

・解析結果の相違
 【柏崎6/7】
 島根2号炉と柏崎6/7におけるドライウェルおよびサブプレッション・チェンバのモル濃度や空間体積の相違により、ドライ条件となった場合の気相の移動を考慮したドライウェル酸素濃度の結果が相違する。

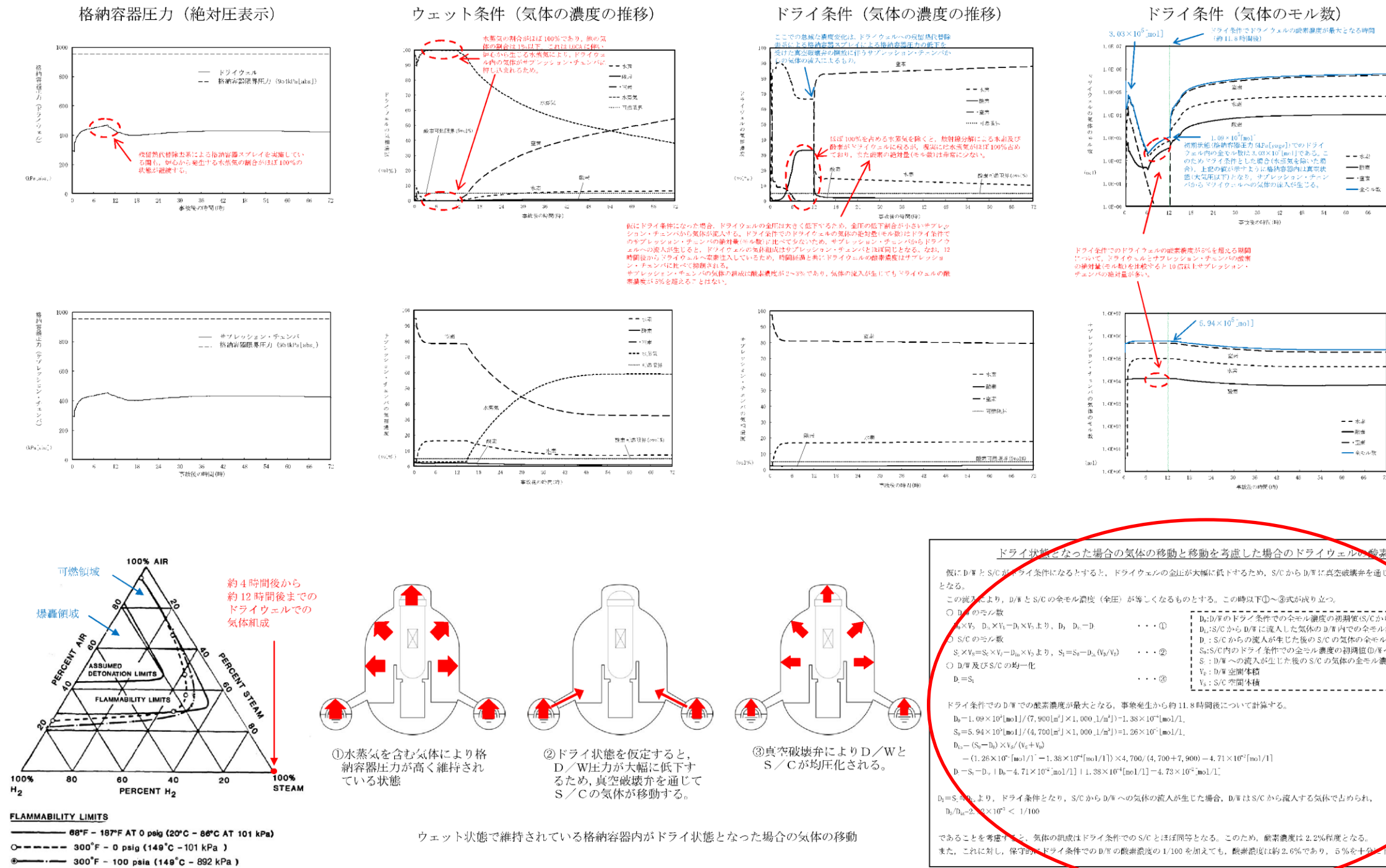


図1 有効性評価「水素燃焼」におけるドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気体組成についての補足説明

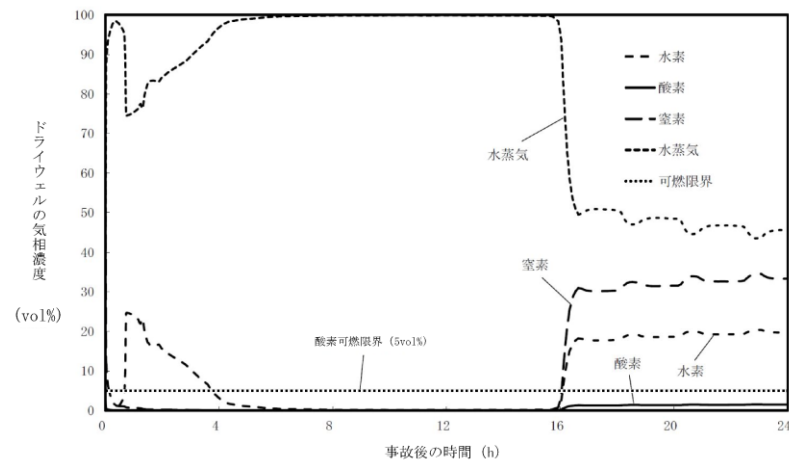


図2 ドライウエルの気相濃度 (ウエット条件)

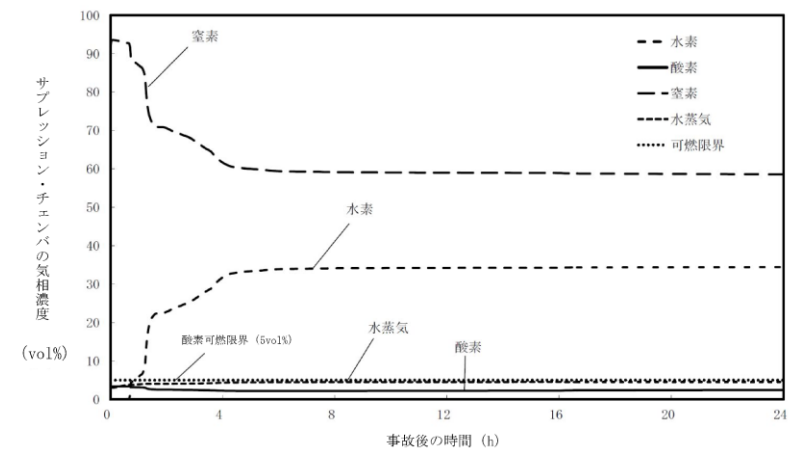
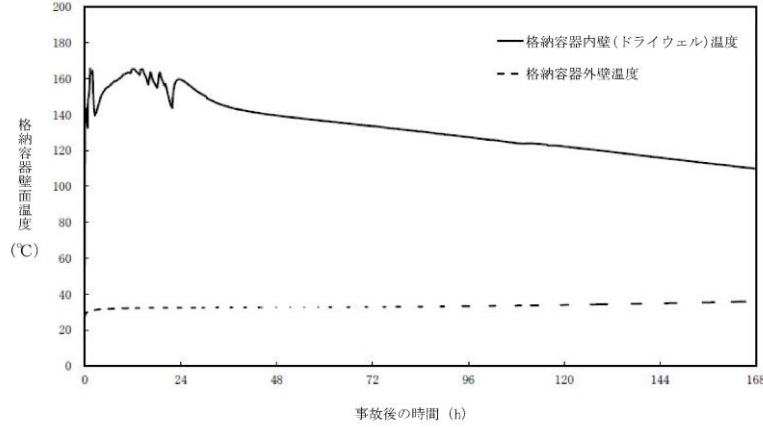
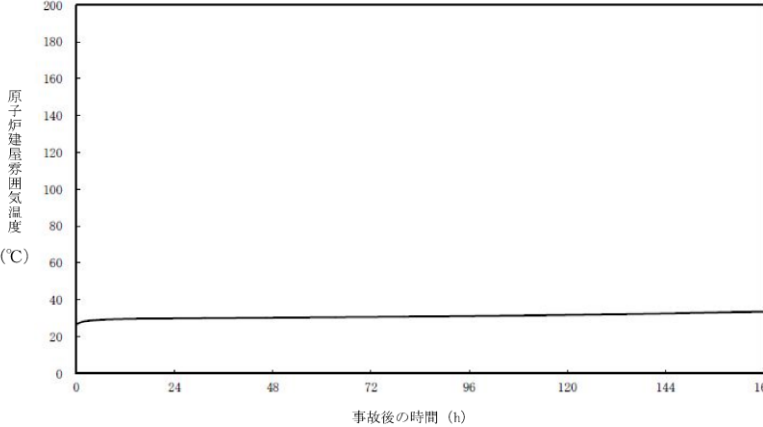
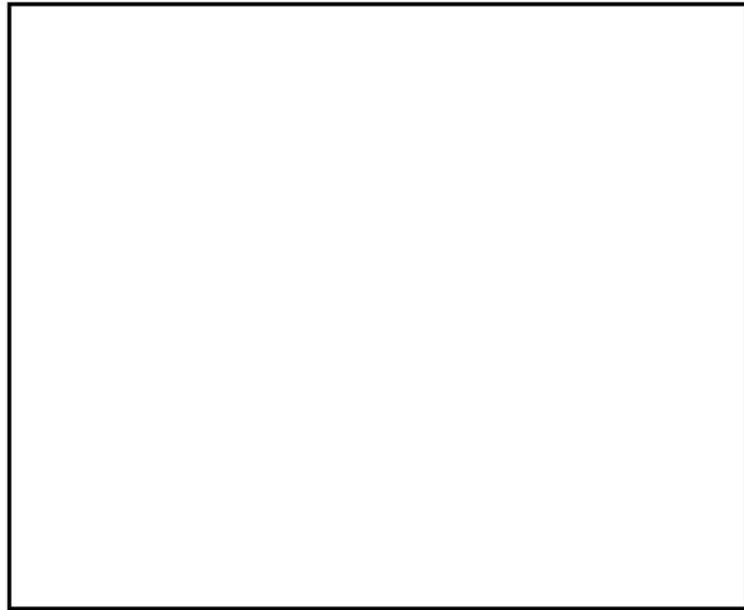


図3 サプレッション・チェンバの気相濃度 (ウエット条件)

・記載方針の相違
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 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="356 703 712 745">図4 格納容器壁面温度の推移</p>  <p data-bbox="326 1239 742 1281">図5 原子炉建屋雰囲気温度の推移</p>			<p data-bbox="2537 252 2760 336">・記載方針の相違 【柏崎 6/7】</p>

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。

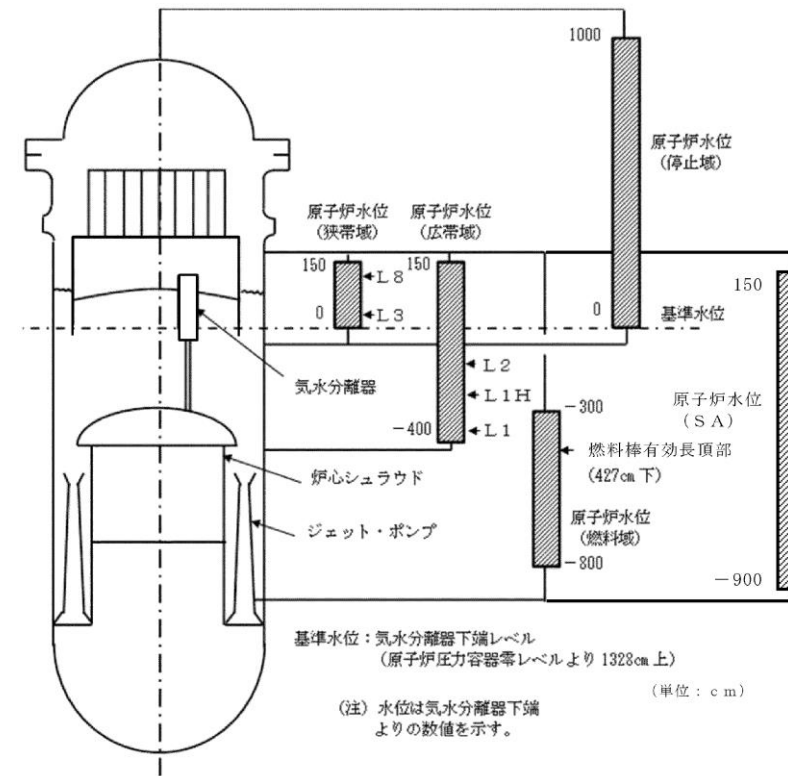
第1表 インターロック概要

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 高圧炉心スプレー系注入弁閉止
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 高圧炉心スプレー系自動起動 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 低圧炉心スプレー系自動起動 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

22. 原子炉水位及びインターロックの概要

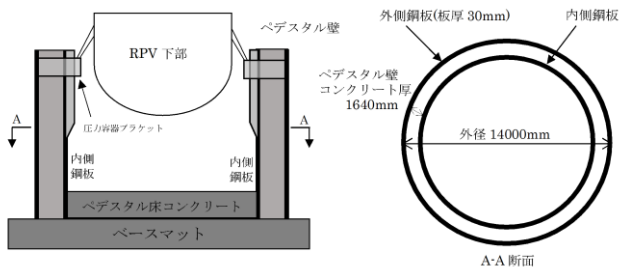
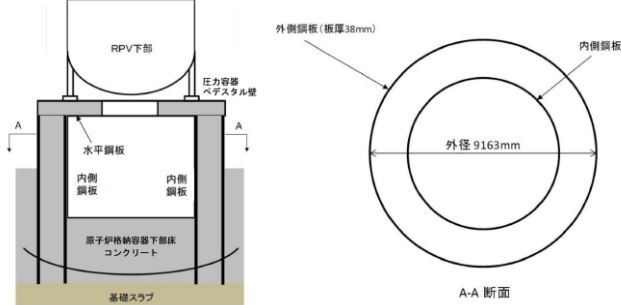
原子炉圧力容器水位計装説明図を図1に示す。



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	高圧炉心スプレー系起動
L 1 (レベル1)	381cm 下	低圧炉心スプレー系起動 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

備考
・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>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>溶融炉心が水中に落下した際の物理現象である水蒸気爆発は、これまでの知見から、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性が極めて低いと考えられるが、<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の有効性評価「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」</u>では、溶融炉心が<u>格納容器下部</u>の水中に落下した際の水蒸気爆発の発生を仮定し、原子炉格納容器の健全性を評価している。</p> <p>評価の結果、<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</u>では、水蒸気爆発の発生を仮定しても、<u>格納容器下部</u>の内側鋼板にかかる応力が弾性範囲内であり、塑性変形しないことを確認している。</p> <p>しかしながら、万一、内側鋼板に変形等が生じ、その支持機能に期待できない場合であっても、<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</u>では、<u>格納容器下部</u>の外側鋼板のみで支持機能を維持できる(原子炉圧力容器は、原子炉圧力容器支持スカート及び<u>圧力容器ブラケット</u>を介して外側鋼板により支持される)。</p> <p>ここでは<u>ペDESTAL</u>が支持する荷重が外側鋼板のみに負荷された場合でも、<u>ペDESTAL</u>が有する支持機能が維持されることを確認する。</p> <p>1. <u>ペDESTAL</u>外側鋼板の形状</p> <p><u>ペDESTAL</u>の外側鋼板は、図1に示すように外径<u>14000mm</u>、板厚<u>30mm</u>の円筒状の構造物である。</p> <p>この断面積Aは、以下のように計算される。</p> $A = \pi \left[\left(\frac{14000}{2} \right)^2 - \left(\frac{13940}{2} \right)^2 \right] = 1316641 (mm^2)$  <p>図1 <u>ペDESTAL</u>概形図</p>	<p>資料なし</p>	<p>23. <u>圧力容器ペDESTAL</u>外側鋼板の支持能力について</p> <p>溶融炉心が水中に落下した際の物理現象である水蒸気爆発は、これまでの知見から、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性が極めて低いと考えられるが、<u>島根原子力発電所2号炉の有効性評価「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」</u>では、溶融炉心が<u>原子炉格納容器下部</u>の水中に落下した際の水蒸気爆発の発生を仮定し、原子炉格納容器の健全性を評価している。</p> <p>評価の結果、<u>島根原子力発電所2号炉</u>では、水蒸気爆発の発生を仮定しても、<u>圧力容器ペDESTAL</u>の内側鋼板にかかる応力が弾性範囲内であり、塑性変形しないことを確認している。</p> <p>しかしながら、万一、内側鋼板に変形等が生じ、その支持機能に期待できない場合であっても、<u>島根原子力発電所2号炉</u>では、<u>圧力容器ペDESTAL</u>の外側鋼板のみで支持機能を維持できる(原子炉圧力容器は、原子炉圧力容器支持スカート及び<u>水平鋼板</u>を介して内側鋼板及び外側鋼板により支持される)。</p> <p>ここでは<u>圧力容器ペDESTAL</u>が支持する荷重が外側鋼板のみに負荷された場合でも、<u>圧力容器ペDESTAL</u>が有する支持機能が維持されることを確認する。</p> <p>1. <u>圧力容器ペDESTAL</u>外側鋼板の形状</p> <p><u>圧力容器ペDESTAL</u>の外側鋼板は、図1に示すように外径<u>9163mm</u>、板厚<u>38mm</u>の円筒状の構造物である。</p> <p>この断面積Aは、以下のように計算される。</p> $A = \pi \left[\left(\frac{9163}{2} \right)^2 - \left(\frac{9087}{2} \right)^2 \right] = 1.089 \times 10^6 (mm^2)$  <p>図1 <u>圧力容器ペDESTAL</u>概形図</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】</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>2. <u>ペDESTALの支持荷重</u></p> <p><u>ペDESTALが支持する荷重は、原子炉圧力容器重量、原子炉遮蔽壁重量、ダイアフラムフロア重量等である。付加される荷重を以下の表1 に示す。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>表1 ペDESTALの合計支持荷重</u></p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td style="text-align: center;">6号及び7号炉</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">約8000ton</td> </tr> </table> <p>3. <u>ペDESTALの自立性の評価</u></p> <p>1. に示した外側鋼板の断面積と、2. に示した<u>ペDESTALの支持荷重</u>から算出される、外側鋼板のみでの支持を仮定した場合に外側鋼板に加わる応力を表2 に示す。</p> <p>また、<u>ペDESTAL外側鋼板</u>の材料であるJIS G3115 圧力容器用鋼板(SPV490)の格納容器限界温度(200℃)における降伏応力を、外側鋼板のみで支持機能を維持する上での許容値として同表に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>表2 外側鋼板のみでの支持を仮定した場合に外側鋼板に加わる応力と許容値</u></p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td style="text-align: center;">6号及び7号炉</td> <td style="text-align: center;">許容値(降伏応力)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">約60MPa</td> <td style="text-align: center;">417MPa</td> </tr> </table> <p>表2 の通り、<u>6号及び7号炉の外側鋼板のみでの支持を仮定した場合</u>であっても、外側鋼板に加わる応力は外側鋼板の許容値(降伏応力)を下回っていることから、外側鋼板のみであっても<u>ペDESTALが支持する荷重</u>に対する支持機能を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	6号及び7号炉	約8000ton	6号及び7号炉	許容値(降伏応力)	約60MPa	417MPa		<p>2. <u>圧力容器ペDESTALの支持荷重</u></p> <p><u>圧力容器ペDESTALが支持する荷重は、原子炉圧力容器重量、ガンマ線しゃへい壁重量等である。付加される荷重は約5500tonである。</u></p> <p>3. <u>圧力容器ペDESTALの自立性の評価</u></p> <p>1. に示した外側鋼板の断面積と、2. に示した<u>圧力容器ペDESTALの支持荷重</u>から算出される、外側鋼板のみでの支持を仮定した場合に外側鋼板に加わる応力を表1 に示す。</p> <p>また、<u>圧力容器ペDESTAL外側鋼板</u>の材料であるS.P.V.490の格納容器限界温度(200℃)における降伏応力を、外側鋼板のみで支持機能を維持する上での許容値として同表に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>表1 外側鋼板のみでの支持を仮定した場合に外側鋼板に加わる応力と許容値</u></p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td style="text-align: center;">発生応力</td> <td style="text-align: center;">許容値(降伏応力)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">約50MPa</td> <td style="text-align: center;">417MPa</td> </tr> </table> <p>表1 の通り、外側鋼板のみでの支持を仮定した場合であっても、外側鋼板に加わる応力は外側鋼板の許容値(降伏応力)を下回っていることから、外側鋼板のみであっても<u>圧力容器ペDESTALが支持する荷重</u>に対する支持機能を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	発生応力	許容値(降伏応力)	約50MPa	417MPa	<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> <p>・設備設計の相違【柏崎6/7】</p>
6号及び7号炉													
約8000ton													
6号及び7号炉	許容値(降伏応力)												
約60MPa	417MPa												
発生応力	許容値(降伏応力)												
約50MPa	417MPa												

柏崎刈羽原子力発電所 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>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>1. 溶融デブリの評価条件 <u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</u>では、MCCI の評価にMAAP コードを用いている。MCCI の評価においては、全炉心に相当する量が溶融炉心として<u>格納容器下部</u>に落下するものとしており、この溶融炉心には炉内構造物等を考慮している。溶融炉心の拡がりに関する評価条件を表1に示す。</p> <p>2. <u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のMCCI の評価における溶融炉心の堆積高さ</u> <u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</u>のMCCI の評価では、落下した溶融炉心が<u>格納容器下部</u>に様に広がるものとしており、この場合堆積高さは約0.68mとなる。<u>格納容器下部</u>に落下した溶融炉心と<u>格納容器下部</u>の構造の位置関係を図1に示す。図1に示す通り、<u>格納容器下部</u>の側面の開口部として最も低い箇所にある<u>機器搬出入用ハッチ</u>までであっても4 m 以上の高さがあることから、仮に溶融炉心が全量落下しても<u>格納容器下部</u>以外に溶融炉心が広がる恐れは無いと考える。</p> <p>3. 溶融炉心の堆積高さの不確かさ (1) <u>格納容器下部</u>の構造物の影響 <u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</u>(ABWR)の<u>格納容器下部</u>内の主な構造物としては<u>制御棒駆動系(CRD)交換機</u>等が挙げられる。<u>溶融炉心</u>へのこれらの構造物の取り込みを考慮すると、溶融炉心全体の温度を低下させ、MCCI を緩和する側に作用すると考えられることから、現在の評価ではこれらの構造物を考慮していない。主な構造物の重量を表2に示す。表2の通り、これらの構造物は溶融炉心に対して<u>小さいこと</u>から、これらの構造物を考慮しても溶融炉心が<u>格納容器下部</u>以外に広がる恐れは無いと考える。</p> <p>(2) 溶融炉心の粒子化に伴う影響</p>	<p>【比較のため、「添付資料 3. 2. 14」の一部を記載】</p> <p>3. <u>デブリ冠水評価</u></p>	<p>24. <u>原子炉格納容器下部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>1. 溶融デブリの評価条件 <u>島根2号炉</u>では、MCCI の評価にMAAPコードを用いている。MCCI の評価においては、全炉心に相当する量が溶融炉心として<u>原子炉格納容器下部</u>に落下するものとしており、この溶融炉心には炉内構造物等を考慮している。溶融デブリの拡がりに関する評価条件を表1に示す。</p> <p>2. <u>島根2号炉のMCCI の評価における溶融デブリの堆積高さ</u> <u>島根2号炉</u>のMCCI の評価では、落下した溶融デブリが<u>原子炉格納容器下部</u>床上に様に広がるものとしており、この場合の堆積高さは約 1 mとなる。<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した溶融デブリと<u>原子炉格納容器下部</u>の構造の位置関係を図1に示す。図1に示すとおり、<u>原子炉格納容器下部</u>の側面の開口部として最も低い箇所にある<u>制御棒駆動機構搬出入口</u>までであっても約 3.8 mの高さがあることから、仮に溶融炉心が全量落下しても<u>原子炉格納容器下部</u>以外に溶融デブリが広がる恐れは無いと考える。</p> <p>3. 溶融デブリの堆積高さの不確かさ (1) <u>原子炉格納容器下部</u>の構造物等の影響 <u>島根2号炉</u>の<u>原子炉格納容器下部</u>の構造物としては<u>制御棒駆動機構(CRD)交換装置</u>(プラットフォーム、<u>旋回レール</u>等含む)があり、<u>原子炉圧力容器下部</u>の構造物としてCRDハウジング、<u>中性子計装ハウジング</u>等がある。<u>溶融デブリ</u>へこれらの構造物が取り込まれたことを考慮すると、溶融デブリ全体の温度を低下させ、MCCI を緩和する側に作用すると考えられることから、現在の評価ではこれらの構造物は考慮していない。これらの構造物の重量は全体の溶融デブリ量 に対して小さく、これらの構造物を考慮した場合でも、<u>溶融デブリ堆積高さの増加分は約 0.17 m</u>であることから、溶融デブリが<u>原子炉格納容器下部</u>以外に広がる恐れは無いと考える。</p> <p>(2) 溶融デブリの粒子化に伴う影響</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・記載方針の相違</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>融融炉心が格納容器下部に落下する場合、予め<u>2m</u>の水張りを実施する手順としていることから、融融炉心の一部は水中で粒子化するものと考えられる。この時、粒子化した融融炉心の密度が低いと堆積高さが高くなる。</p> <p>例えば、ポロシティが最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子として粒子が堆積する場合を<u>仮定</u>すると、<u>融融炉心の堆積高さは最大0.85m</u>となるが、<u>前述の通り</u>、<u>格納容器下部の側面の開口部までは十分な高さがあることから</u>、粒子化に伴う堆積高さの増加を考慮しても<u>格納容器下部以外に融融炉心が広がる恐れは無い</u>と考える。</p>	<p>デブリの堆積形状を第1図に示す。ポロシティを考慮したデブリ堆積高さ H_{debr} は式(1)で評価する。</p> $H_{debr} = (V_m \times (1 - \Phi_{ent}) + V_s + V_m \times \Phi_{ent} \div (1 - P)) \div S_{fz} \quad (1)$ <p>V_m : 融融物体積[約 36m³] V_s : ペDESTAL内構造物体積[約 4m³] (別添1参照) Φ_{ent} : R i c o u - S p a l d i n g 相関式に基づく粒子化割合[0.173] (別添2参照) P : <u>ポロシティ[0.5] 既往実験の知見から保守的に設定 (別添3参照)</u> S_{fz} : コリウムシールドの設置を考慮した床面積[約 27.08m²]</p> <p>また、粒子化したデブリの間隙に冷却水が浸入するため、デブリの冠水維持評価の観点から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ について式(2)で評価する。ここで、デブリ堆積範囲より上の領域にはコリウムシールドが敷設されていないものとする。</p> $H_{pool-ent} = (H_{pool} - (V_m \times \Phi_{ent} \div (1 - P) \times P \div S_{fz})) \times (S_{fz} / S_f) \quad (2)$ <p>H_{pool} : 水プール初期水深[1m] S_f : コリウムシールドが設置されていない範囲の断面積[約 29.92m²]</p> <p>式(1)から<u>デブリ堆積高さ H_{debr} は約 1.71m</u>となる。また、式(2)から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ は約 0.69m となる。</p> <p>【ここまで】</p>	<p>融融炉心が<u>原子炉格納容器下部</u>に落下する場合、予め <u>2.4m</u>の水張りを実施する手順としていることから、融融デブリの一部は水中で粒子化するものと考えられる。この時、粒子化した融融デブリの密度が低いと堆積高さが高くなる。</p> <p>最も厳しい条件として、デブリが粒子化割合 0.38 で粒子化した際の堆積高さを評価する。例えば、ポロシティが最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子 (<u>ポロシティ 0.48</u>) として粒子が堆積する場合を<u>想定</u>すると、<u>融融デブリの堆積高さは約 1.4m</u>、<u>粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深は約 2m</u>となるが、<u>前述のとおり</u>、<u>原子炉格納容器下部の側面の開口部までは十分な高さがあることから</u>、粒子化に伴う堆積高さの増加を考慮しても、<u>原子炉格納容器下部以外に融融デブリが広がる恐れは無い</u>と考える。</p> <p>なお、<u>融融炉心の比重は8程度であり、水と比べて非常に重く、粒子化した融融デブリは水面に浮遊しないと想定される。</u></p>	<p>【東海第二】 記載方法は異なるが、島根2号炉と東海第二で同様の方法により、デブリ堆積高さを評価している。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 初期水張り深さの相違。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、単純立方格子のポロシティである 0.48 を設定している。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、粒子化した融融炉心のドライウェル床面への流出の</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) 熔融炉心の落下の位置及び拡がりの影響</p> <p>原子炉圧力容器下部から格納容器下部への熔融炉心の落下の経路^[1]については、制御棒駆動機構ハウジングの逸出に伴う開口部からの落下等が考えられる。原子炉圧力容器の構造からは、熔融炉心は原子炉圧力容器底部の中心に流れ込むと考えられ、原子炉圧力容器底部の中心近傍に開口部が発生し、熔融炉心が格納容器下部に落下する可能性が高いと推定されるが、開口部の発生箇所については不確かさがあると考えられる。</p> <p>ここで仮に熔融炉心が偏って堆積し、機器搬出入用ハッチの高さ(約4.5 m)に到達する条件を考えると、熔融炉心が直径約3.5 m の円柱を形成する必要があるが、熔融炉心の厚さが均一化するまでの時間が2～3 分程度であるという過去の知見^[2]を踏まえると、熔融炉心は落下と同時に格納容器下部床面を拡がり、堆積高さが均一化していくと考えられることから、熔融炉心が機器搬出入用ハッチの高さまで堆積する状況は考え難い。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <hr/> <p>1 平成27 年6 月9 日 第236 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 配布資料1-5 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて(第5 部 MAAP) 添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について</p> <p>2 J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), “Studies on Heat Removal and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating FuelDebris,” SAND76-9008 (1976).</p>		<p>(3) 熔融炉心の落下の位置及び拡がりの影響</p> <p>原子炉圧力容器下部から原子炉格納容器下部への熔融炉心の落下の経路^[1]については、CRDハウジングの逸出に伴う開口部からの落下等が考えられる。原子炉圧力容器の構造からは、熔融炉心は原子炉圧力容器底部の中心に流れ込むと考えられ、原子炉圧力容器底部の中心近傍に開口部が発生し、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下する可能性が高いと推定されるが、開口部の発生箇所については不確かさがあると考えられる。</p> <p>ここで仮に熔融デブリが偏って堆積し、制御棒駆動機構搬出入口の高さ(約 3.8 m) に到達する条件を考えると、熔融デブリが直径約3 m の円柱を形成する必要があるが、熔融デブリの厚さが均一化するまでの時間が2～3分程度であるという過去の知見^[2]を踏まえると、熔融炉心は落下と同時に原子炉格納容器下部床面を拡がり、堆積高さが均一化していくと考えられることから、熔融デブリが制御棒駆動機構搬出入口の高さまで堆積する状況は考えにくい。</p> <p>また、熔融炉心の落下位置及び堆積形状に係る知見として、近年、以下のものがある(表3)。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東京電力株式会社福島第一原子力発電所2号炉における格納容器下部の調査結果により熔融炉心が圧力容器の中心位置から偏って落下した可能性がある。 ・PULiMS 実験^[3]において確認された熔融デブリの堆積高さ^{と拡がり距離のアスペクト比が確認されている。} <p>これらの知見を踏まえ、熔融炉心が原子炉圧力容器の中心位置から偏って落下し、熔融デブリが円錐上に堆積するという仮定で堆積高さを評価した場合においても、熔融デブリ堆積の頂点位置における高さは約2.2mであり、制御棒駆動機構搬出入口の高さ(約 3.8 m) を下回る評価結果となった(図3)。</p> <p>よって、熔融炉心が圧力容器下部の偏心位置から落下し円錐上に堆積した場合においても、原子炉格納容器下部以外に熔融デブリが拡がる恐れは無いと考える。</p>	<p>可能性に対する考察を記載。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、近年の知見を踏まえた評価を実施。</p>

表1 溶融炉心に関する評価条件

項目	設定値	設定根拠
溶融炉心落下割合	100%(340t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定
溶融炉心の比重	8,092 kg/m ³	-
溶融炉心の組成	図2参照	MAAPコードによる評価結果(炉内構造物の組成・質量等を考慮)
格納容器下部床面積	75.7 m ²	KK6/7の設計値のうち、床面積の小さいKK7の設計値を使用

表2 格納容器下部の主な構造物の重量

構造物	重さ(t)

【比較のため、「添付資料3.2.14 別添1」の一部を記載】

デブリ堆積高さの計算においては、第1表及び第2表に示すペDESTAL内構造物の総体積を保守的に4m³として考慮した。

第1表 デブリとして考慮したペDESTAL内構造物 (既設)

構造物	体積[m ³]	外観図
ターンテーブル (溶融炉心の落下部及びその周囲のみが溶融しデブリに加わると考えられるため、評価においては一辺1mの正方形の範囲が溶融すると想定)		
制御棒駆動機構ハウジング (9本) *1		
制御棒駆動機構 (9本) *1		
制御棒駆動機構ハウジングサポート (ターンテーブルと同様に、一辺1mの正方形の範囲が溶融すると想定)		
その他 (ケーブル、サポート、配管等の構造物)		
合計		

※1 MAAP解析におけるRPVの最大の破損口径を包絡する本数を設定。ただし、制御棒駆動機構ハウジングは、ペDESTAL内でサポートにより支持することで逸出を防止する設計となっている(添付資料3.2.16参照)。

第2表 デブリとして考慮したペDESTAL内構造物 (新設)

構造物	体積[m ³]
格納容器下部水位計	
格納容器下部水温計	
格納容器下部雰囲気温度計	
機器ドレンサンプ (配管等含む)	
床ドレンサンプ配管等	
コリウムシールド支持構造物 (ライナ含む)	
合計	

※2 第1表に記載の既設分との合計値は であるが、新設分の設計の進捗による物量増加等を考慮し、本評価上は合計4m³とする。

【ここまで】

表1 溶融炉心に関する評価条件

項目	設定値	設定根拠
溶融炉心落下割合	100% <input type="text"/>	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定
溶融デブリの組成	図2参照	MAAPコードによる評価結果(炉内構造物の組成・質量等を考慮)
原子炉格納容器下部床面積	<input type="text"/> m ²	設計値

表2 原子炉格納容器下部へ落下するコリウム重量及び体積

項目	重量/体積 (注1)	備考
燃料 (UO ₂)	<input type="text"/>	炉心内全UO ₂ の重量
被覆管 (Zr)	<input type="text"/>	標準長燃料棒、短尺燃料棒を考慮
チャンネルボックス/ ウォーターロッド/ スパーサ (Zr)	<input type="text"/>	チャンネルボックス: <input type="text"/> ウォーターロッド: <input type="text"/> スパーサ: <input type="text"/>
CRD関係 (SUS)	<input type="text"/>	CR, CRDハウジング, CRDガイドチューブの合計
CR(B,C)	<input type="text"/>	CRにおけるB,Cの重量
炉心支持板/燃料支持金 具+下部タイプレート/ 上部タイプレート (SUS)	<input type="text"/>	炉心支持板: <input type="text"/> 燃料支持金具: <input type="text"/> 上部タイプレート: <input type="text"/> 下部タイプレート: <input type="text"/>
合計 (注2)	<input type="text"/>	-

(注1) 重量から体積への換算は以下の密度(密度は温度によって変化するが、代表値で一定とする)を用いているため、体積は参考値扱いである。

- UO₂ : 10.57 (g/cm³)
- Zr : 6.55 (g/cm³)
- SUS : 7.75 (g/cm³)
- B₄C : 2.38 (g/cm³)

(注2) MAAPでは、Zr, SUSの酸化を考慮するため、原子炉格納容器下部への落下重量は となる。

・評価条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリについて、保守性として加味するRPV内外の構造物に違いはあるが、3プラントともMAAP解析の結果に基づき、保守的な条件でデブリ堆積高さを評価していることに大差ない。

表3 溶融デブリの堆積高さ評価に係る近年得られた知見について

項目	概要	今回評価上の扱い
溶融炉心の落下位置	平成29年2月の東京電力株式会社福島第一原子力発電所2号炉における格納容器下部の調査結果により、格納容器下部の中心軸から外れた位置のグレーチングの落下が確認されている。グレーチングの落下理由の1つとして、圧力容器から流出した溶融炉心が中心位置から偏った位置に落下したことが考えられる。	溶融炉心が圧力容器下部の偏心位置から落下したことを考慮した場合、格納容器壁面に近い方がより保守的な条件であるため、溶融炉心が最外周の制御棒駆動機構位置から落下すると仮定して、評価を行った。
堆積形状	PULiMS 実験は溶融物を水中に落下した実験であり、溶融デブリの堆積高さとは拡がり距離のアスペクト比としては1:18~1:14程度となっている。	溶融デブリの堆積形状として、保守的に、1:14の円錐状に堆積すると仮定して、評価を行った。

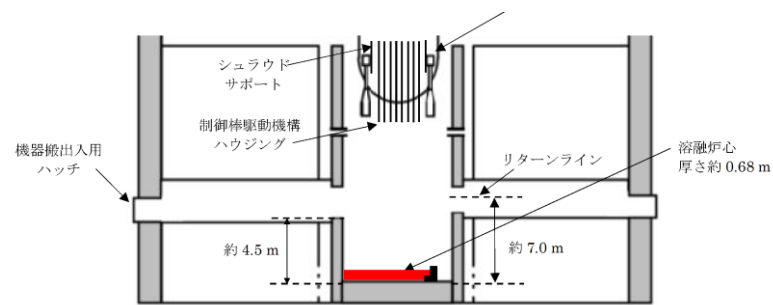


図1 溶融炉心と格納容器下部の構造の位置関係

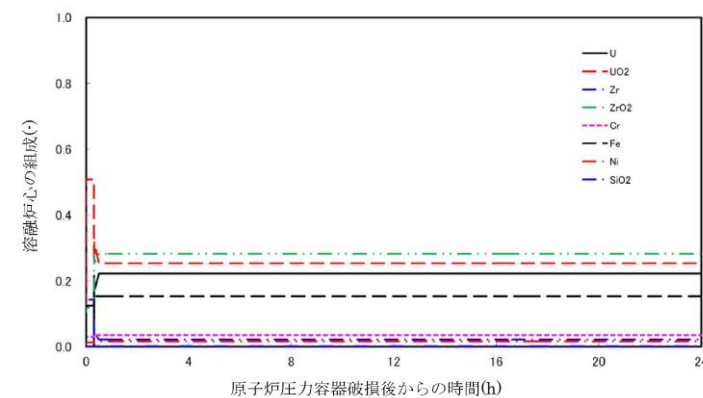


図2 溶融炉心の組成の推移

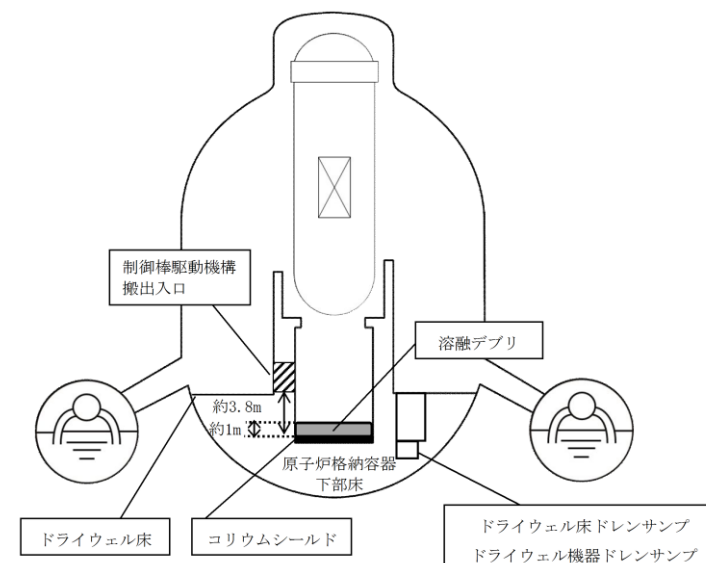


図1 溶融デブリと原子炉格納容器下部の構造の位置関係

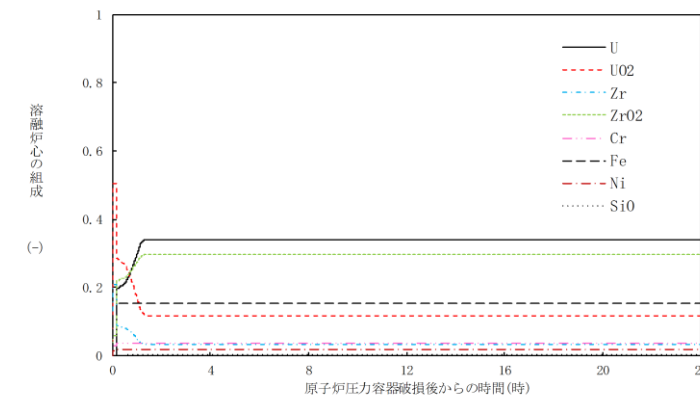
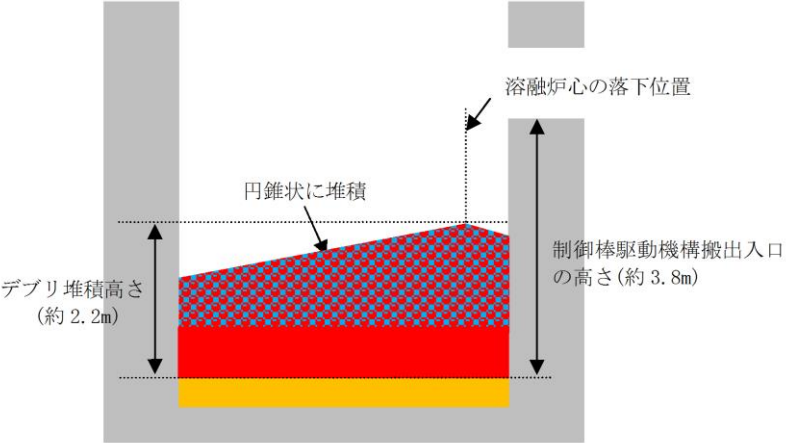


図2 溶融デブリの組成の推移

・設備設計の相違
【柏崎6/7】

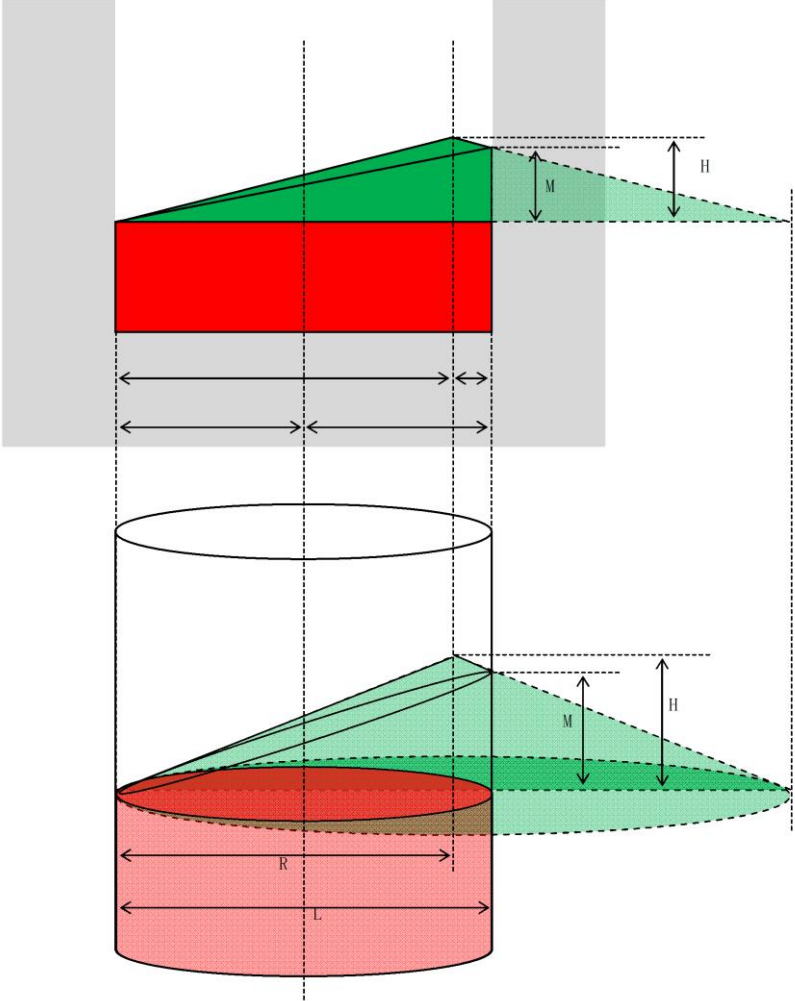
・解析結果の相違
【柏崎6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 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>【比較のため, 再掲】</p> <p>1 平成27年6月9日 第236回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 配布資料1-5 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて(第5部 MAAP) 添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について</p> <p>2 J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), “Studies on Heat Removal and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating FuelDebris,” SAND76-9008 (1976).</p> <p>【ここまで】</p>		 <p>図3 デブリ堆積高さと制御棒駆動機構搬出入口の高さ関係</p> <p>参考文献</p> <p>[1]「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-094, 日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-123, 平成30年5月</p> <p>[2]J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), “Studies on Heat Removal and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating FuelDebris,” SAND76-9008 (1976).</p> <p>[3] <u>A. Konovalenko et al., Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.</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 style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;"><u>デブリ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デブリ堆積高さの計算方法について</u></p> <p>仮に、熔融炉心が原子炉圧力容器の中心軸から偏心した位置から落下し、粒子化して円錐状に堆積した場合のデブリ堆積高さの計算方法を以下に示す。</p> <p>1. 評価条件</p> <p>今回評価ケースの評価条件を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器下部床面積直径： <input type="text"/> m ・円錐状デブリ頂点から原子炉格納容器下部壁面までの水平距離：<input type="text"/> m (最外周の制御棒駆動機構位置から原子炉格納容器下部壁面までの水平距離) ・円錐状デブリのアスペクト比： 高さ：直径 = 1：14 (PULiMSの実験にて確認されているアスペクト比1：14～1：18のうち、保守的に設定) ・原子炉格納容器下部の構造物等 (CRD 交換装置等) が熔融した場合のデブリ増加を考慮したデブリ堆積高さ：<input type="text"/> m ・粒子化割合：0.38 ・粒子化状デブリのポロシティ：0.50 (PULiMS実験の知見 (0.29～0.37) 及びMAAPコード説明書のデブリ除熱量検討で想定している範囲 (0.26～0.48) から保守的に設定) <p>2. 評価方法</p> <p>(1) デブリ全体の体積</p> <p>原子炉格納容器下部構造物等が熔融し、デブリが粒子化割合[0.38]で粒子化すると仮定した場合、粒子化したデブリ体積Vは以下の式で求められる。</p> $V = h \times A_p \times (\Phi_{ent} \div (1 - P) + (1 - \Phi_{ent})) \quad (1)$ <p>A_p：原子炉格納容器下部床面積 <input type="text"/> [m²] h：原子炉格納容器下部の構造物等が熔融した場合のデブリ増加を考慮したデブリ堆積高さ <input type="text"/> [m] Φ_{ent}：粒子化割合 0.38 [-] P：ポロシティ 0.50 [-]</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)円錐部分 (別図1 緑部分)</p> <p>円錐状デブリのアスペクト比を, 高さ:直径=1:14 (高さ:半径=1:7) と想定すると, その堆積高さは式(2)により計算できる。</p> $H_{lcn} = \frac{R}{7} \quad (2)$ <p>H_{lcn} : 円錐部分の高さ[m] R : 円錐部分の半径 [m] (原子炉格納容器下部床面直径) - (円錐状デブリ頂点から内壁までの距離) = [] - [] = []</p> <p>(3)円柱部分 (別図1 赤部分)</p> <p>円柱部分の高さの計算に当たっては, 同部分の体積を求める必要がある。この体積は, 全体の体積から円錐部分の体積を除くことで得られるため, まずは円錐部分の体積を計算する。</p> <p>① 円錐部分の体積の計算</p> <p>別図1のように, 円錐部分(緑部分)を上下に分割することを考える。</p> <p>このとき, 下部分は, 原子炉格納容器下部床を底面積とする高さ M の円柱を斜めに二等分した形状となるため, その体積は式(3)により計算できる。</p> $V_{Blcn} = A_p \times M \div 2 \quad (3)$ <p>V_{Blcn} : 円錐部分の下側の体積[m³] A_p : 原子炉格納容器下部底面積 [m²] M : 円錐部分の下側の高さ[m]</p> <p>(2)で求めた円錐高さ, 円錐頂点から原子炉格納容器下部壁面までの水平距離及び円錐のアスペクト比より計算)</p> <p>また, 上部分は, 半径 R, 高さ H_{lcn} の円錐を, 高さ M の位置から反対側へ斜めに切り取った形状となり, その体積は, 式(4)により計算できる。</p> $V_{tlm} = \frac{\pi}{3} \times R^2 \times H_{lcn} \times \left\{ \frac{k-m}{\sqrt{k^2-m^2}} \right\}^3 \quad (4)$	

柏崎刈羽原子力発電所 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> V_{ilm} : 円錐部分の上側の体積[m³] R : 円錐部分の半径 <input type="text"/> [m] H_{lcn} : 円錐部分の高さ[m] M : 円錐部分の下側の高さ[m] L : 原子炉格納容器下部の直径 <input type="text"/> [m] </p> <p> ② 円柱部分の体積の計算 円柱部分(別図1 赤部分)の体積は、デブリ全体体積Vから、①で求めた円錐部分の体積を差し引いたものとなり、式(5)により計算できる。 </p> $V_{lcy} = V - (V_{Blcn} + V_{ilm}) \quad (5)$ <p> V_{lcy} : 円柱部分の体積[m³] V : デブリ全体体積[m³] V_{Blcn} : 円錐部分の下側の体積[m³] V_{ilm} : 円錐部分の上側の体積[m³] </p> <p> ③ 円柱部分の高さの計算 ②で求めた円柱部分の体積及び原子炉格納容器下部底面積より、円柱部分の高さは式(6)により計算できる。 </p> $H_{lcy} = \frac{V_{lcy}}{A_p} \quad (6)$ <p> H_{lcy} : 円柱部分の高さ[m] V_{lcy} : 円柱部分の体積[m³] A_p : 原子炉格納容器下部底面積 <input type="text"/> [m²] </p> <p> 以上、(2)から(3)で求めた各部分高さ(H_{lcn}, H_{lcy})を合計することで、デブリ全体の堆積高さが計算される。 </p> <p> 3. 評価の保守性について 本評価は、下記の点で保守性を有している。 </p> <ul style="list-style-type: none"> ・ R P V破損及びデブリ落下位置が中心軸から外れた場合、R P Vの曲率を考慮すると、偏心位置でのデブリ落下量は減少すると考えられるが、本評価では保守的に偏心位置から全量が落下したものとしている。 ・ 熔融炉心の落下後、MCCIにより原子炉格納容器下部壁面を侵食し、原子炉格納容器下部床面の半径は大きくなると、 	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p data-bbox="1804 212 2504 380">デブリ堆積高さは小さくなると考えられる。デブリ堆積高さを保守的に評価するため、原子炉格納容器下部壁面の侵食による原子炉格納容器下部床面の半径の拡大は考慮していない。</p>  <p data-bbox="1789 1375 2445 1409">別図1 偏心位置における円錐状のデブリ堆積状態の例</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 style="text-align: right;"><u>添付資料 1. 5. 2</u></p> <p><u>有効性評価におけるLOCA時の破断位置及び破断面積設定の考え方について</u></p> <p><u>重大事故等対策の有効性評価においてLOCAを想定する事故シーケンスの破断位置及び破断面積の設定の考え方は、以下のとおり。</u></p> <p>1. <u>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</u></p> <p>(1) <u>LOCA時注水機能喪失</u></p> <p>a. <u>破断位置</u></p> <p><u>燃料被覆管破裂が発生しない範囲の破断面積（約 3.7cm²）を考慮し、気相部配管、シュラウド外の液相部配管及びシュラウド内の液相部配管の各配管（第1表）について、流出量の観点からそれぞれ最も低い位置に存在する配管で破断が発生した場合の感度解析を実施した。</u></p> <p><u>その結果、第2表に示すとおり、気相部配管の破断を想定した場合は、シュラウド内外の液相部配管に破断を想定した場合と比較して、燃料被覆管最高温度が低くなる。また、液相部配管についてはシュラウド内外で燃料被覆管温度及び事象進展に有意な差はない。</u></p> <p><u>したがって、「LOCA時注水機能喪失」で想定する破断位置は、格納容器破損防止対策の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））での想定との整合も考慮し、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管の中で最大口径である再循環系配管（出口ノズル）を設定した。</u></p>	<p>25. <u>大破断LOCAシナリオ想定と異なる事象について</u></p>	<p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、「LOCA時注水機能喪失」における配管破断箇所の選定及び破断面積等に関して、添付資料 1. 5. 2 及び添付資料 2. 6. 1 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 data-bbox="1032 300 1617 331" style="text-align: center;">第1表 代表的な原子炉圧力容器に接続する配管</p> <div data-bbox="943 346 1706 997" style="border: 1px solid black; height: 310px; width: 257px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1121 1062 1528 1094" style="text-align: center;">第2表 破断位置の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="943 1104 1697 1318"> <thead> <tr> <th>破断位置</th> <th>破断面積</th> <th>燃料被覆管 最高温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①主蒸気系配管 (出口ノズル) (気相部配管)</td> <td rowspan="3" style="text-align: center;">約 3.7 cm²</td> <td>約 338℃</td> </tr> <tr> <td>②再循環系配管 (出口ノズル) (シュラウド外の液相部配管)</td> <td>約 616℃</td> </tr> <tr> <td>③底部ドレン配管 (出口ノズル) (シュラウド内の液相部配管)</td> <td>約 617℃</td> </tr> </tbody> </table>	破断位置	破断面積	燃料被覆管 最高温度	①主蒸気系配管 (出口ノズル) (気相部配管)	約 3.7 cm ²	約 338℃	②再循環系配管 (出口ノズル) (シュラウド外の液相部配管)	約 616℃	③底部ドレン配管 (出口ノズル) (シュラウド内の液相部配管)	約 617℃		<p data-bbox="2531 258 2739 289">・記載箇所の相違</p> <p data-bbox="2531 300 2680 331">【東海第二】</p> <p data-bbox="2531 342 2813 646">島根2号炉は、「L O C A時注水機能喪失」における配管破断箇所の選定及び破断面積等に関して、添付資料 1.5.2 及び添付資料 2.6.1 に記載している。</p>
破断位置	破断面積	燃料被覆管 最高温度											
①主蒸気系配管 (出口ノズル) (気相部配管)	約 3.7 cm ²	約 338℃											
②再循環系配管 (出口ノズル) (シュラウド外の液相部配管)		約 616℃											
③底部ドレン配管 (出口ノズル) (シュラウド内の液相部配管)		約 617℃											

柏崎刈羽原子力発電所 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>b. 破断面積</u></p> <p><u>炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、燃料被覆管の破裂発生を防止可能な範囲で「LOCA時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積約 3.7cm² (0.004ft²) を設定した。</u></p> <p><u>また、第3表に示すとおり、破断面積の感度解析を実施し、再循環系配管（シュラウド外の液相部配管）の破断について、破断面積約9.5cm²までは燃料被覆管破裂が発生しないことを確認している。</u></p> <p><u>破断面積が約9.5cm²を超え、炉心損傷（一定以上の燃料被覆管の破裂を含む。）に至る場合については、「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）」にて確認する。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>第3表 破断面積の感度解析結果</u></p> <table border="1" data-bbox="946 936 1703 1035"> <thead> <tr> <th>破断位置</th> <th>破断面積</th> <th>破裂の有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>再循環系配管（出口ノズル）</td> <td>約9.5 cm²</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>（シュラウド外の液相部配管）</td> <td>約9.6 cm²</td> <td>有</td> </tr> </tbody> </table>	破断位置	破断面積	破裂の有無	再循環系配管（出口ノズル）	約9.5 cm ²	無	（シュラウド外の液相部配管）	約9.6 cm ²	有		<p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、「LOCA時注水機能喪失」における配管破断箇所の選定及び破断面積等に関して、添付資料1.5.2及び添付資料2.6.1に記載している。</p>
破断位置	破断面積	破裂の有無										
再循環系配管（出口ノズル）	約9.5 cm ²	無										
（シュラウド外の液相部配管）	約9.6 cm ²	有										

柏崎刈羽原子力発電所 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>有効性評価「格納容器過圧・過温破損」シナリオにおいて想定する破断箇所は、原子炉压力容器内の保有水量を厳しく評価するため、<u>残留熱除去系の原子炉压力容器側吸込配管</u>を想定している。</p> <p>この想定と異なる箇所が破断した場合、又は破断規模が異なった場合においても対応操作は変わらない。また、破断箇所の特定ができない場合でも同様に対応操作が変わることはない。</p> <p>しかし、対応操作は変わらないものの、以下の事象を想定すると、解析評価通りに原子炉压力容器内のパラメータが推移しないことが考えられる。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉压力容器注水流量計の指示通りに注水されていない場合 2. 原子炉压力容器下部ドレン配管からの漏えいが重畳した場合 <p>「格納容器過圧・過温破損」シナリオにおいては、中央制御室における流量指示計を基に原子炉压力容器内の水位を推定する手段を用いるため、原子炉への注水量が不足した場合や破断口からの蒸気による流出以外の漏えいが重畳した場合には、推定手段による対応が困難となる。</p>	<p>2. <u>重大事故</u></p> <p>(1) <u>雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）</u></p> <p>a. <u>破断位置</u></p> <p><u>破断位置は以下の理由から再循環系配管（出口ノズル）を想定している。（第1図参照）</u></p> <p>(a) <u>LOCA事象は、破断面積が大きいほど原子炉水位低下及び炉心溶融までの事故進展が早く、格納容器破損防止対策を講じるための余裕時間が厳しくなるため、配管面積が大きいものを選定する。（第1表参照）</u></p> <p><u>なお、気相部配管の破断及び液相部配管（シュラウド内及びシュラウド外）の破断を原子炉水位低下及び炉心溶融までの時間で比較した場合、液相部配管の破断の方が厳しいことから、配管位置が低く、配管面積が大きい再循環系配管（出口ノズル）を想定する。</u></p> <p>(b) <u>再循環系配管（出口ノズル）以外の配管破断を想定した場合の影響は以下のとおり。</u></p> <p>① <u>再循環系配管（ジェットポンプノズル）での破断を想定した場合、ジェットポンプノズルに比べて面積の大きい再循環系配管（出口ノズル）から破断口に向かう流路に圧力損失を生じさせる再循環系ポンプがあるため、破断流量は再循環系配管（出口ノズル）より少なくなる。</u></p> <p><u>原子炉压力容器内の水温は出口ノズルとジェットポンプノズルで差異はなく、また、再循環系ポンプを通過する場合にはポンプ入熱により温度上昇するが、破断流量が低下する影響が大きいことから、ポンプ入熱を考慮しても格納容器内の圧力上昇及び温度上昇への影響は再循環系配管（出口ノズル）よりも小さくなる。また、残留熱除去系配管（注水ノズル）等のその他のシュラウド外液相配管については、再循環系配管（出口ノズル）より配管口径が小さく接続部高さも高いため、破断流量は再循環系配管（出口ノズル）より少なくなり、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇への影響は再循環系配管（出口ノズル）よりも小さくなる*。そのため、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇に対して厳しくなる再循環系配管（出口ノズル）を想定する。</u></p> <p>※ MAA P解析上、初期状態において残留熱除去</p>	<p>有効性評価「格納容器過圧・過温破損」シナリオにおいて想定する破断箇所は、原子炉压力容器内の保有水量を厳しく評価するため、<u>再循環配管（出口ノズル）</u>を想定している。</p> <p>この想定と異なる箇所が破断した場合、又は破断規模が異なった場合においても対応操作は変わらない。また、破断箇所の特定ができない場合でも同様に対応操作が変わることはない。</p> <p>しかし、対応操作は変わらないものの、以下の事象を想定すると、解析評価通りに原子炉压力容器内のパラメータが推移しないことが考えられる。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉压力容器注水流量計の指示通りに注水されていない場合 2. 原子炉压力容器下部ドレン配管からの漏えいが重畳した場合 <p>「格納容器過圧・過温破損」シナリオにおいては、中央制御室における流量指示計を基に原子炉压力容器内の水位を推定する手段を用いるため、原子炉への注水量が不足した場合や破断口からの蒸気による流出以外の漏えいが重畳した場合には、推定手段による対応が困難となる。</p>	<p>・解析条件の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>型式の相違により破断を想定する配管が異なる。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>記載表現は異なるものの、島根2号炉においても、再循環配管（出口ノズル）と異なる箇所が破断した場合の影響について、考察を記載している。</p>

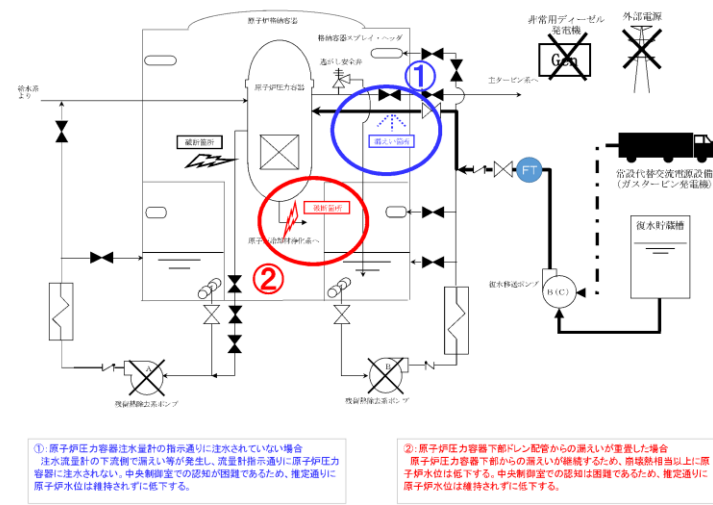
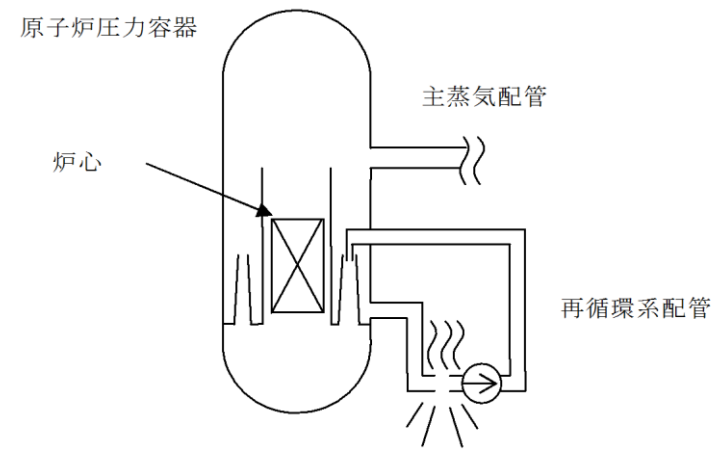


図 「格納容器過圧・過温破損」シナリオ解析上で想定していない漏えい事象

系配管（注水ノズル）等が接続しているシュラウド内領域は他の領域より 10℃程度水温が高いが、LOCA事象発生後初期の事象進展としては破断流量が大きくなる再循環系配管（出口ノズル）の方が厳しくなる。

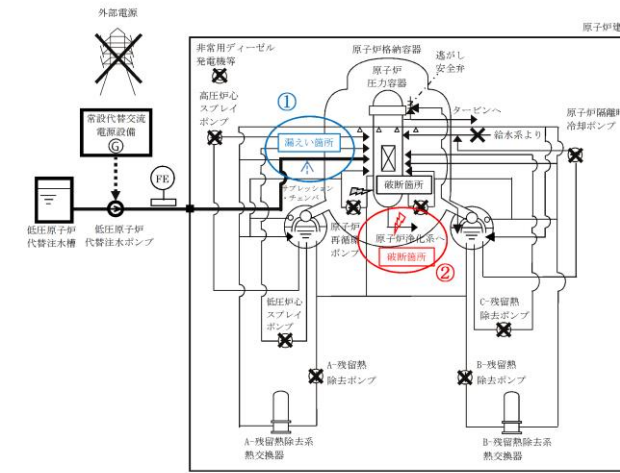
② 大口径配管ではないが、再循環系配管（出口ノズル）より下部にほう酸水注入系配管及び底部ドレン配管があり、炉心冠水後も継続して原子炉压力容器から格納容器内への流出が継続し、サブプレッション・プールの水位上昇を早めることとなる。本影響については、c. において述べる。



第1図 再循環系配管（出口ノズル）破断の概要

b. 破断面積

破断面積を大きくすると、原子炉からの冷却材漏えい量が多くなり、格納容器へのエネルギー放出が多くなることから、再循環系ポンプ吸込配管の両端破断 (0.29m²) を想定する。



①: 原子炉压力容器注水流量計の指示通りに注水されていない場合
注水流量計の下流側で漏えい等が発生し、流量計指示通りに原子炉压力容器に注水されない。中央制御室での認知が困難であるため、推定通りに原子炉水位は維持されずに低下する。

②: 原子炉压力容器下部ドレン配管からの漏えいが重畳した場合
原子炉压力容器下部からの漏えいが継続するため、崩壊熱相当以上に原子炉水位は低下する。中央制御室での認知は困難であるため、推定通りに原子炉水位は維持されずに低下する。

図 「格納容器過圧・過温破損」シナリオ解析上で想定していない漏えい事象

・設備設計の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
系統構成の相違。

・設備設計の相違
【東海第二】
島根2号炉は、再循環配管（出口ノズル）の両端破断 (0.21m²) を想定している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>この様に解析上想定していない事象が発生した場合、推定以上に原子炉水位は低下し炉心は露出することになる。炉心露出が継続し、損傷炉心の冷却が損なわれるとリロケーションに至る。中央制御室では原子炉压力容器下鏡部温度によりリロケーションを確認することが可能であり、推定手段による原子炉水位維持が成立していないことを把握し、格納容器下部への初期水張り操作と共に格納容器破損防止の対応を実施する。これは「DCH, FCI, MCCI」シナリオで示している通りである。</p> <p>実際には、原子炉压力容器下鏡部温度計以外にも原子炉压力容器中部、上部に複数の温度計が設置されており、それらが健全であれば、それらの温度と原子炉圧力計により飽和蒸気温度を超えていることをもって、炉心露出による過熱状態にあり炉心の冠水に失敗していると判断することも可能である。これにより、リロケーション発生前に推定手段による原子炉水位維持が成立していないことを把握することが期待できる。推定手段による原子炉水位維持が成立しないため、他に取り得る手段としては原子炉注水と格納容器スプレイを異なる残留熱除去系ラインを使用して原子炉注水を途切れることなく実施する手段がある。例えば、<u>残留熱除去系 (A) ライン</u>を使用して原子炉注水を実施し、<u>残留熱除去系 (B) ライン</u>を使用して格納容器スプレイを実施することである。また、<u>代替循環冷却系</u>に切替えることにより外部水源からの流入を抑制し、原子炉压力容器及び格納容器の除熱を実施する手段をとることも可能である。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p><u>c. ほう酸水注入系配管及び底部ドレン配管からのLOCAについて</u></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）」における起因事象は、原子炉内の保有水量の減少及び炉心のヒートアップを厳しく見積もる観点から、再循環系ポンプ配管の両端破断を選定した。</u></p> <p><u>一方、再循環系ポンプ配管のような大口径配管は存在しないが、炉心位置よりも下部に存在する配管もある。このような配管は原子炉压力容器内の保有水量及び炉心のヒートアップの観点からは厳しくないが、炉心冠水過程において、破断箇所から漏えいした冷却材はペDESTAL（ドライウエル部）へ流入し続けるため、当該配管が破断した場合についても考慮する必要がある。しかしながら、全般的に静的な過圧・過温という観点では、今回選定した再循環系ポンプ配管の両端破断のシナリオより格納容器圧力・温度は緩慢に推移するため、ほう酸水注入系配管及び底部ドレン配管の破断は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）として想定した再循環系ポンプ配管の両端破断シナリオに包絡される事象となる。</u></p>	<p>この様に解析上想定していない事象が発生した場合、推定以上に原子炉水位は低下し炉心は露出することになる。炉心露出が継続し、損傷炉心の冷却が損なわれるとリロケーションに至る。中央制御室では原子炉压力容器下鏡部温度によりリロケーションを確認することが可能であり、推定手段による原子炉水位維持が成立していないことを把握し、原子炉格納容器下部への初期水張り操作と共に格納容器破損防止の対応を実施する。これは「DCH, FCI, MCCI」シナリオで示しているとおりの通りである。</p> <p>実際には、原子炉压力容器下鏡部温度計以外にも原子炉压力容器中部、上部に複数の温度計が設置されており、それらが健全であれば、それらの温度と原子炉圧力計により飽和蒸気温度を超えていることをもって、炉心露出による過熱状態にあり炉心の冠水に失敗していると判断することも可能である。これにより、リロケーション発生前に推定手段による原子炉水位維持が成立していないことを把握することが期待できる。推定手段による原子炉水位維持が成立しないため、他に取り得る手段としては原子炉注水と格納容器スプレイを異なる残留熱除去系ラインを使用して原子炉注水を途切れることなく実施する手段がある。例えば、<u>A-残留熱除去系 (A) ライン</u>を使用して原子炉注水を実施し、<u>B-残留熱除去系 (B) ライン</u>を使用して格納容器スプレイを実施することである。また、<u>残留熱代替除去系</u>に切替えることにより外部水源からの流入を抑制し、原子炉压力容器及び原子炉格納容器の除熱を実施する手段をとることも可能である。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>記載表現は異なるものの、島根2号炉においても、再循環配管（出口ノズル）と異なる箇所が破断した場合の影響について、考察を記載している。</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>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>1. はじめに</p> <p>自動減圧系は、<u>ドライウエル圧力高(13.7 kPa)信号が発生し、原子炉水位低(レベル1)信号が発生すると自動起動信号が発信され、発信から30秒の時間遅れの後、高圧炉心注水ポンプ又は低圧注水ポンプの吐出圧力が確立している場合に作動する。</u></p> <p>自動減圧系の作動によって急激に原子炉圧力容器が減圧された場合、<u>高圧炉心注水系、低圧注水系によって、炉心に大量の低温の水が注入される。</u>これは、制御棒等による未臨界が確保されていない原子炉に対しては、炉心のボイドの潰れに伴う急激な出力上昇をもたらす可能性がある。</p> <p>この急激な出力上昇を防ぐために、原子炉スクラム失敗時に自動減圧系の自動起動を阻止するための起動阻止スイッチを設けており、<u>手順書の整備及び継続的な訓練を実施している。</u>これを考慮し、「<u>解析コード説明資料(TRACG)における今回の申請において示した解析ケース(以下「ベースケース」という。)</u>」において示した解析では運転員による自動減圧系の自動起動を阻止する操作に期待している。</p> <p>ここでは自動減圧系の自動起動を阻止する操作に失敗した場合の影響を確認するため、TRACG(REDY/SCAT では減圧挙動^{※1}を取り扱うことができないため)を用いて感度解析を実施した。なお、TRACG コードはREDY コードで取り扱うことができない中性子束振動現象を評価し、評価結果を参照するために用いたコードである。本評価はこの目的に照らして実施したものではないため、本評価はあくまで参考評価の位置付けである。</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(参考評価)</p> <p>1. はじめに</p> <p>自動減圧系は、<u>ドライウエル圧力高 (13.7kPa [gage]) 信号及び原子炉水位異常低下 (レベル1) 信号の発信から120秒の時間遅れの後、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系 (低圧注水系) のポンプ吐出圧力が確立している場合に作動し、逃がし安全弁7個を開放することで原子炉を急速減圧する。</u></p> <p>自動減圧系の作動によって原子炉が急速減圧された場合、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水系) により、炉心に大量の低温水が注入される。これは、制御棒等による未臨界が確保されていない原子炉に対して、炉心のボイドの急激な潰れに伴う急激な出力上昇をもたらすこととなる。</p> <p>この急激な出力上昇を防ぐために、原子炉スクラム失敗時には、自動減圧系の自動起動を阻止するためのスイッチを設けるとともに、手順書を整備し、継続的な訓練を実施している。これを考慮し、「原子炉停止機能喪失」の有効性評価では、運転員による自動減圧系の自動起動を阻止する操作に期待している。</p> <p>ここでは、自動減圧系の自動起動を阻止する操作に失敗した場合の影響を確認するため、TRACG (REDYでは減圧挙動^{※1}を取り扱うことができないため)を用いて感度解析を実施した。なお、TRACGコードはREDYコードで取り扱うことができない中性子束振動現象を評価し、評価結果を参照するために用いたコードである。本評価はこの目的に照らして実施したものではないため、本評価はあくまで参考評価の位置付けである。</p> <p>※：低圧状態における修正Shumway相関式の適用性 TRACGに組み込まれているリウエット相関式である、修正Shumway相関式は、試験データベースの圧力範囲が0.4MPa～9MPaとされている (TRACG Model Description (NEDO-32176) 6.6.7章参照)。よって、修正Shumway相関式は、ADS自動起動阻止失敗時に原子炉圧力が減圧された低圧状態 (0.5MPa～0.6MPa程度) においても適用可能であり、かつ最小安定膜沸</p>	<p>26. 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>1. はじめに</p> <p>自動減圧系は、<u>格納容器圧力高(13.7kPa[gage])信号及び原子炉水位低(レベル1)信号の発生から120秒の時間遅れ後に作動する。</u></p> <p>自動減圧系の作動によって急激に原子炉が減圧された場合、<u>高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水系) により、炉心に大量の低温水が注入される。</u>これは、制御棒等による未臨界が確保されていない原子炉に対しては、炉心のボイドの急激な潰れに伴う急激な出力上昇をもたらすこととなる。</p> <p>この急激な出力上昇を防ぐために、原子炉スクラム失敗時には自動減圧系の自動起動を阻止するためのスイッチを設けるとともに、手順書を整備し、継続的な訓練を実施している。これを考慮し、「原子炉停止機能喪失」の有効性評価では、運転員による自動減圧系の自動起動を阻止する操作に期待している。</p> <p>ここでは、自動減圧系の自動起動阻止操作に失敗した場合の影響を確認するため、TRACG (REDYでは減圧挙動^{※1}を取り扱うことができないため)を用いて感度解析を実施した。なお、TRACGコードはREDYコードで取り扱うことができない中性子束振動現象を評価し、評価結果を参照するために用いたコードである。本評価はこの目的に照らして実施したものではないため、本評価はあくまで参考評価の位置付けである。</p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、ADS信号に低圧ECCSのスタンバイの条件は入っていない。</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>2. 評価条件</p> <p><u>自動減圧系の自動起動を阻止する操作に失敗すること以外</u>の条件はベースケースの評価条件と同じである。</p> <p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を図1 から図7 に示す。評価結果のまとめを表1 に示す。また、参考までに「反応度投入事象に関する評価指針」に照らした評価結果を表2 に示す^{※1}。</p> <p>事象発生後約440 秒で自動減圧系が作動することにより原子炉圧力が徐々に低下し、高圧炉心注水系流量が増加するとともに約610 秒から低圧炉心注水系により注水される。その後、約650 秒で原子炉水位がL8 に到達し、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系が停止する。</p> <p>しかしながら、低圧炉心注水系による注水は継続され、炉心内のボイド率が低下し、正の反応度が投入されることにより、約830 秒付近で出力上昇が発生する。</p> <p>ただし、ボイド及びドップラフィードバックによる出力抑制、原子炉圧力上昇による低圧炉心注水系の停止により出力は低下する。このとき急激な出力増加により沸騰遷移が生じ、燃料被覆管最高温度は約570℃まで上昇する結果となる。また、低圧炉心注水系による注水の際の全反応度の最大値は約0.98\$である。</p> <p>その後、原子炉圧力の再低下に伴い低圧炉心注水系により再度注水され、約1330 秒付近から出力が増加するが、ボロン注入により負の反応度投入が進んでいるため出力上昇は約830 秒付近の出力上昇より抑えられる結果となる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p>※1：低圧状態における修正Shumway相関式の適用性 TRACGに組み込まれているリウエット相関式である、修正Shumway相関式は、試験データベースの圧力範囲が0.4～9</p>	<p><u>騰温度を保守側（低め）に予測する。</u></p> <p>2. 評価条件</p> <p><u>自動減圧系の自動起動を阻止する操作に失敗すること以外</u>は、ベースケースと同じ評価条件である。この場合、<u>残留熱除去系は原子炉注水に使用することから、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）には期待しないこととする。</u></p> <p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を第1図から第7図に示す。評価結果のまとめを第1表に示す。</p> <p><u>事象発生後約400秒で自動減圧系が作動することにより原子炉圧力が低下し、高圧炉心スプレイ系の注水流量が増加するとともに約550秒から低圧炉心スプレイ系、約590秒から残留熱除去系（低圧注水系）による注水が開始される。これに伴い炉内のボイド率が低下することで、正の反応度が投入され、約600秒、約1,000秒付近で原子炉出力が上昇する。その後、ボイド及びドップラフィードバックによる負の反応度印加及び原子炉圧力の上昇に伴う原子炉注水流量の減少により原子炉出力は低下する。</u></p> <p><u>燃料被覆管最高温度は、約660秒後に約590℃まで上昇する。また、全反応度が最大となるのは約590秒時点で約1\$である。</u></p> <p><u>以降は、低圧炉心スプレイ系等の注水に伴う原子炉出力の上昇及び原子炉圧力上昇により原子炉注水流量が減少することに伴う原子炉出力の低下を繰り返すが、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入により徐々に原子炉出力が低下する傾向となる。</u></p>	<p>2. 評価条件</p> <p><u>本評価における事象想定は、初期炉心流量を85%とすること、自動減圧系の自動起動阻止操作失敗を想定すること以外</u>は、有効性評価と同じである。</p> <p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を図1 から図7 に示す。評価結果のまとめを表1 に示す。また、参考までに「反応度投入事象に関する評価指針」に照らした評価結果を表2 に示す。^{※2}</p> <p>事象発生から約8.4分後に原子炉水位が原子炉水位低（レベル1）に到達し、それから120秒後の事象発生から10.4分後に自動減圧系が作動する。自動減圧系が作動することにより、高圧炉心スプレイ系流量が増加する。その後、更に原子炉は減圧され、事象発生から約14.2分後に低圧炉心スプレイ系、約15.0分後から低圧注水系による注水が始まる。低圧炉心スプレイ系、低圧注水系による注水により炉内のボイド率が低下し、正の反応度が投入されることにより原子炉出力は上昇する。</p> <p>しかしながら、ボイド及びドップラフィードバックによる出力抑制、原子炉圧力上昇による低圧炉心スプレイ系、<u>低圧注水系停止により原子炉出力は低下する。このときの急激な出力上昇により燃料被覆管温度は最大1,015℃まで上昇する結果となる。また、この過程における全反応度の最大値は約1.02\$である。</u></p> <p>※1：低圧状態における修正Shumway相関式の適用性 TRACGに組み込まれているリウエット相関式である、修正Shumway相関式は、試験データベース</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は初期炉心流量85%、柏崎6/7は初期炉心流量100%、東海第二は初期炉心流量85%としている。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																						
<p>MPaとされている (TRACG Model Description (NEDO-32176) 6.6.7章参照)。よって、修正Shumway相関式は、ADS自動起動阻止失敗時に原子炉圧力が減圧された低圧状態(0.5～0.6MPa程度)においても適用可能とされており、かつ、最小安定膜沸騰温度を保守側(低め)に予測する。</p> <p>※2: 「反応度投入事象に関する評価指針」で示される判断基準(燃料エンタルピ)は、室温・大気圧・自然対流の冷却水中における単一の標準燃料に対するNSRR実験に基づくものであり、今回のような運転中でかつ急速な減圧に伴い反応度が投入される事象とは想定している事象が大きく異なるが、投入される反応度の大きさを把握するために参考として示すものである。</p>	<p>第1表 ADS自動起動阻止操作の失敗を考慮した場合の評価項目への影響</p> <table border="1" data-bbox="952 976 1688 1182"> <thead> <tr> <th>評価項目</th> <th>解析結果 (TRACG参考解析)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料被覆管温度 (°C)</td> <td>約 590</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管の酸化量 (%)</td> <td>— (評価せず)</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])</td> <td>約 8.09</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])</td> <td>約 0.37^{*1}</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリの温度 (サブプレッション・プール水温度 (°C))</td> <td>約 137^{*1}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 1,500秒時点での値</p>	評価項目	解析結果 (TRACG参考解析)	燃料被覆管温度 (°C)	約 590	燃料被覆管の酸化量 (%)	— (評価せず)	原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 8.09	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 0.37 ^{*1}	原子炉格納容器バウンダリの温度 (サブプレッション・プール水温度 (°C))	約 137 ^{*1}	<p>の圧力範囲が0.4～9MPaとされている (TRACG Model Description (NEDO-32176) 6.6.7章参照)。よって、修正Shumway相関式は、ADS自動起動阻止失敗時に原子炉圧力が減圧された低圧状態(0.5～0.6MPa程度)においても適用可能とされており、かつ、最小安定膜沸騰温度を保守側(低め)に予測する。</p> <p>※2: 「反応度投入事象に関する評価指針」で示される判断基準(燃料エンタルピ)は、室温・大気圧・自然対流の冷却水中における単一の標準燃料に対するNSRR実験に基づくものであり、今回のような運転中でかつ急速な減圧に伴い反応度が投入される事象とは想定している事象が大きく異なるが、投入される反応度の大きさを把握するために参考として示すものである。</p>	<p>備考</p>																																										
評価項目	解析結果 (TRACG参考解析)																																																								
燃料被覆管温度 (°C)	約 590																																																								
燃料被覆管の酸化量 (%)	— (評価せず)																																																								
原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 8.09																																																								
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 0.37 ^{*1}																																																								
原子炉格納容器バウンダリの温度 (サブプレッション・プール水温度 (°C))	約 137 ^{*1}																																																								
<p>表1 ADS自動起動阻止操作の失敗を考慮した場合の判断基準への影響</p> <table border="1" data-bbox="160 987 878 1344"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析結果 (TRACG)</th> <th>判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>自動減圧系の自動起動を阻止する操作</td> <td>失敗</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度 (°C)</td> <td>約 570</td> <td>1,200°C以下</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管の酸化量 (%)</td> <td>— (評価せず)</td> <td>酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])</td> <td>約 8.52</td> <td>10.34 MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)を下回る</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])</td> <td>約0.30^{*1}</td> <td>0.62 MPa[gage] (限界圧力)を下回る</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリの温度 (サブプレッション・チェンバ・プール水温 (°C))</td> <td>約130^{*1}</td> <td>200°C (限界温度)を下回る</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 1500秒時点での値</p>	項目	解析結果 (TRACG)	判断基準	自動減圧系の自動起動を阻止する操作	失敗	—	燃料被覆管最高温度 (°C)	約 570	1,200°C以下	燃料被覆管の酸化量 (%)	— (評価せず)	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 8.52	10.34 MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)を下回る	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約0.30 ^{*1}	0.62 MPa[gage] (限界圧力)を下回る	原子炉格納容器バウンダリの温度 (サブプレッション・チェンバ・プール水温 (°C))	約130 ^{*1}	200°C (限界温度)を下回る	<p>表1 ADS自動起動阻止操作の失敗を考慮した場合の評価項目への影響</p> <table border="1" data-bbox="952 976 1688 1182"> <thead> <tr> <th>評価項目</th> <th>解析結果 (TRACG参考解析)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料被覆管温度 (°C)</td> <td>約 590</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管の酸化量 (%)</td> <td>— (評価せず)</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])</td> <td>約 8.09</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])</td> <td>約 0.37^{*1}</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリの温度 (サブプレッション・プール水温度 (°C))</td> <td>約 137^{*1}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 1,500秒時点での値</p>	評価項目	解析結果 (TRACG参考解析)	燃料被覆管温度 (°C)	約 590	燃料被覆管の酸化量 (%)	— (評価せず)	原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 8.09	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 0.37 ^{*1}	原子炉格納容器バウンダリの温度 (サブプレッション・プール水温度 (°C))	約 137 ^{*1}	<p>表1 ADS自動起動阻止操作の失敗を考慮した場合の評価項目への影響</p> <table border="1" data-bbox="1786 980 2457 1396"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析結果 (TRACG)</th> <th>判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>自動減圧系の自動起動を阻止する操作</td> <td>失敗</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度 (°C)</td> <td>約 1,015</td> <td>1,200°C以下</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管の酸化量 (%)</td> <td>— (評価せず)</td> <td>15%以下</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値 (MPa[gage])</td> <td>約 8.54</td> <td>10.34MPa[gage] (最高使用圧力1.2倍)未滿</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値 (kPa[gage])</td> <td>約 161^{*3}</td> <td>853kPa[gage] (限界圧力)未滿</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値 (サブプレッション・プール水温度 (°C))</td> <td>約 108^{*3}</td> <td>200°C (限界温度)未滿</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3: 1200秒時点での値</p>	項目	解析結果 (TRACG)	判断基準	自動減圧系の自動起動を阻止する操作	失敗	—	燃料被覆管最高温度 (°C)	約 1,015	1,200°C以下	燃料被覆管の酸化量 (%)	— (評価せず)	15%以下	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値 (MPa[gage])	約 8.54	10.34MPa[gage] (最高使用圧力1.2倍)未滿	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値 (kPa[gage])	約 161 ^{*3}	853kPa[gage] (限界圧力)未滿	原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値 (サブプレッション・プール水温度 (°C))	約 108 ^{*3}	200°C (限界温度)未滿	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>
項目	解析結果 (TRACG)	判断基準																																																							
自動減圧系の自動起動を阻止する操作	失敗	—																																																							
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 570	1,200°C以下																																																							
燃料被覆管の酸化量 (%)	— (評価せず)	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下																																																							
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 8.52	10.34 MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)を下回る																																																							
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約0.30 ^{*1}	0.62 MPa[gage] (限界圧力)を下回る																																																							
原子炉格納容器バウンダリの温度 (サブプレッション・チェンバ・プール水温 (°C))	約130 ^{*1}	200°C (限界温度)を下回る																																																							
評価項目	解析結果 (TRACG参考解析)																																																								
燃料被覆管温度 (°C)	約 590																																																								
燃料被覆管の酸化量 (%)	— (評価せず)																																																								
原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 8.09																																																								
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 0.37 ^{*1}																																																								
原子炉格納容器バウンダリの温度 (サブプレッション・プール水温度 (°C))	約 137 ^{*1}																																																								
項目	解析結果 (TRACG)	判断基準																																																							
自動減圧系の自動起動を阻止する操作	失敗	—																																																							
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 1,015	1,200°C以下																																																							
燃料被覆管の酸化量 (%)	— (評価せず)	15%以下																																																							
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値 (MPa[gage])	約 8.54	10.34MPa[gage] (最高使用圧力1.2倍)未滿																																																							
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値 (kPa[gage])	約 161 ^{*3}	853kPa[gage] (限界圧力)未滿																																																							
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値 (サブプレッション・プール水温度 (°C))	約 108 ^{*3}	200°C (限界温度)未滿																																																							
<p>表2 「反応度投入事象に関する評価指針」に照らした評価結果</p> <table border="1" data-bbox="160 1606 878 1707"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析結果 (TRACG)</th> <th>判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料エンタルピ (cal/g・UO₂)</td> <td>約 109^{*1}</td> <td>230^{*2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: ADS 作動後のLPFL注入による出力上昇時の最大値 ※2: 燃料エンタルピの最大値</p>	項目	解析結果 (TRACG)	判断基準	燃料エンタルピ (cal/g・UO ₂)	約 109 ^{*1}	230 ^{*2}	<p>表2 「反応度投入事象に関する評価指針」に照らした評価結果</p> <table border="1" data-bbox="952 1606 1688 1707"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析結果 (TRACG)</th> <th>判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料エンタルピ (cal/g・UO₂)</td> <td>約 109^{*1}</td> <td>230^{*2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: ADS 作動後のLPFL注入による出力上昇時の最大値 ※2: 燃料エンタルピの最大値</p>	項目	解析結果 (TRACG)	判断基準	燃料エンタルピ (cal/g・UO ₂)	約 109 ^{*1}	230 ^{*2}	<p>表2 「反応度投入事象に関する評価指針」に照らした評価結果</p> <table border="1" data-bbox="1739 1648 2475 1753"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析結果 (TRACG)</th> <th>判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料エンタルピ (cal/g・UO₂)</td> <td>115^{*4}</td> <td>230^{*5}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※4: ADS作動後における出力上昇時の最大値 ※5: 燃料エンタルピの最大値</p>	項目	解析結果 (TRACG)	判断基準	燃料エンタルピ (cal/g・UO ₂)	115 ^{*4}	230 ^{*5}	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p>																																				
項目	解析結果 (TRACG)	判断基準																																																							
燃料エンタルピ (cal/g・UO ₂)	約 109 ^{*1}	230 ^{*2}																																																							
項目	解析結果 (TRACG)	判断基準																																																							
燃料エンタルピ (cal/g・UO ₂)	約 109 ^{*1}	230 ^{*2}																																																							
項目	解析結果 (TRACG)	判断基準																																																							
燃料エンタルピ (cal/g・UO ₂)	115 ^{*4}	230 ^{*5}																																																							

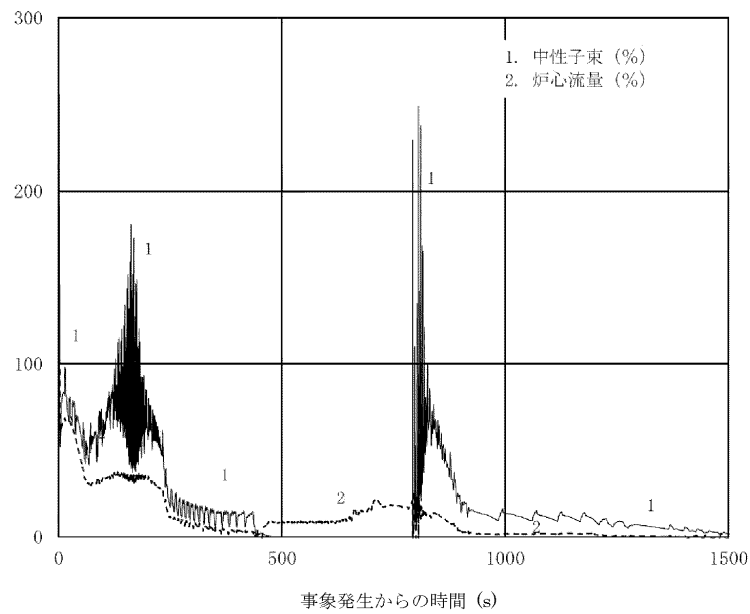


図1 中性子束, 炉心流量の時間変化(事象発生から1500 秒後まで)

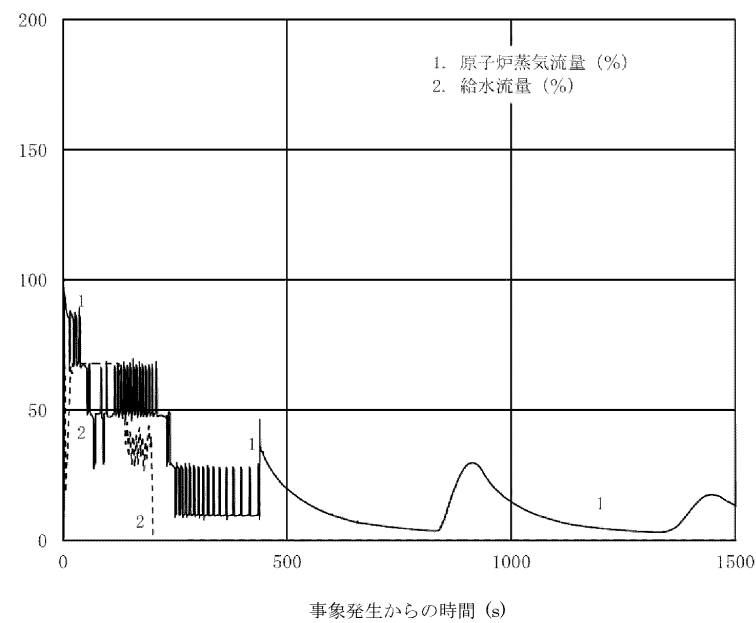
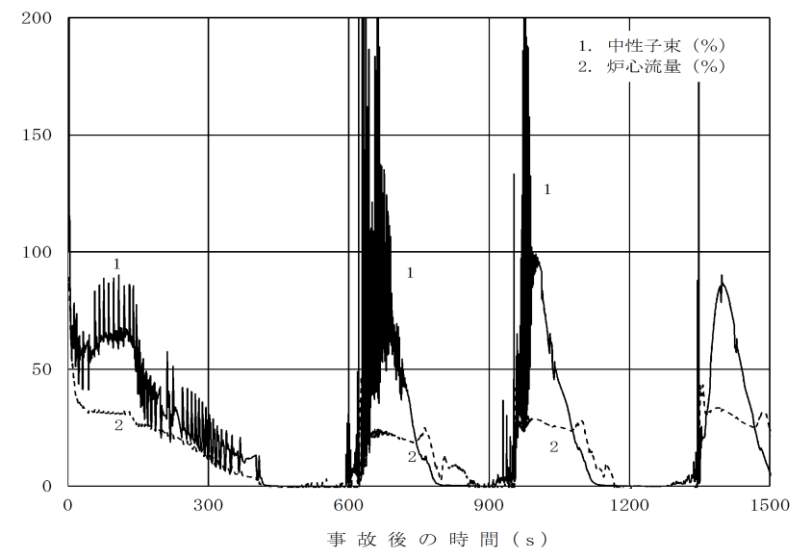
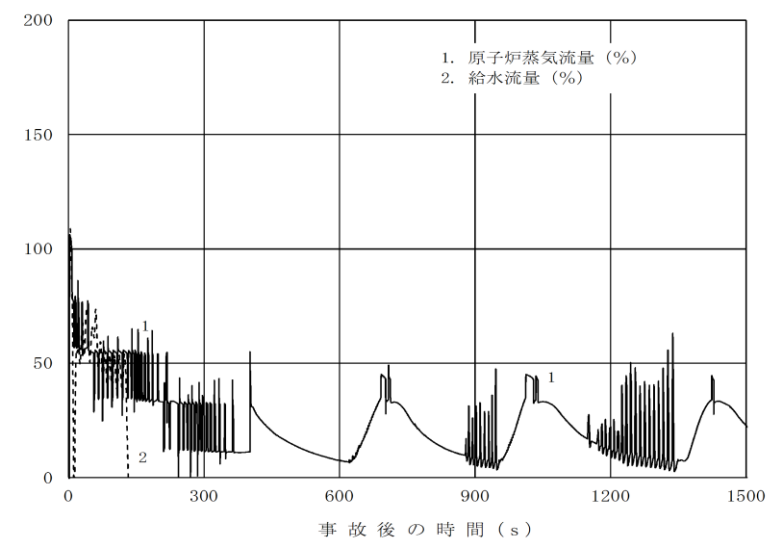


図2 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から1500 秒後まで)



第1図 中性子束, 炉心流量の時間変化(事象発生から1,500 秒後まで)



第2図 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から1,500 秒後まで)

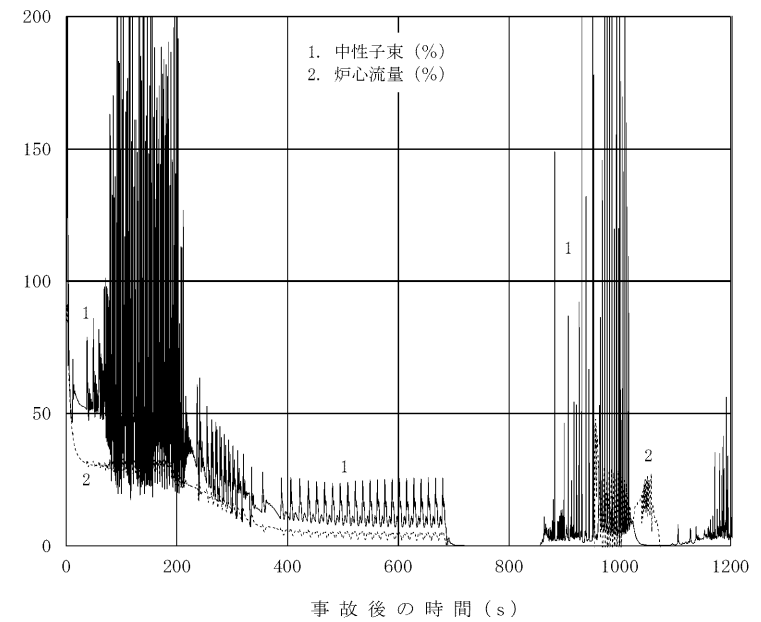


図1 中性子束, 炉心流量の時間変化(事象発生から1200 秒まで)

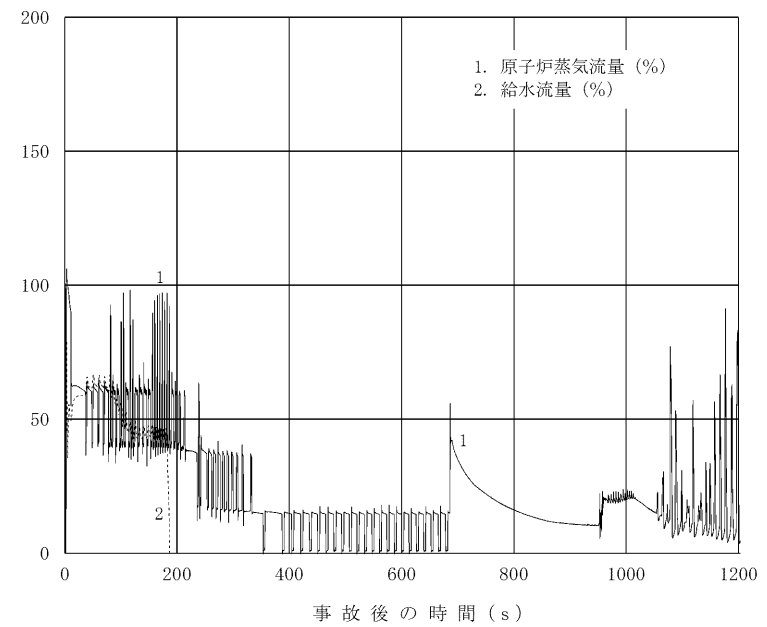


図2 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から1200 秒まで)

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

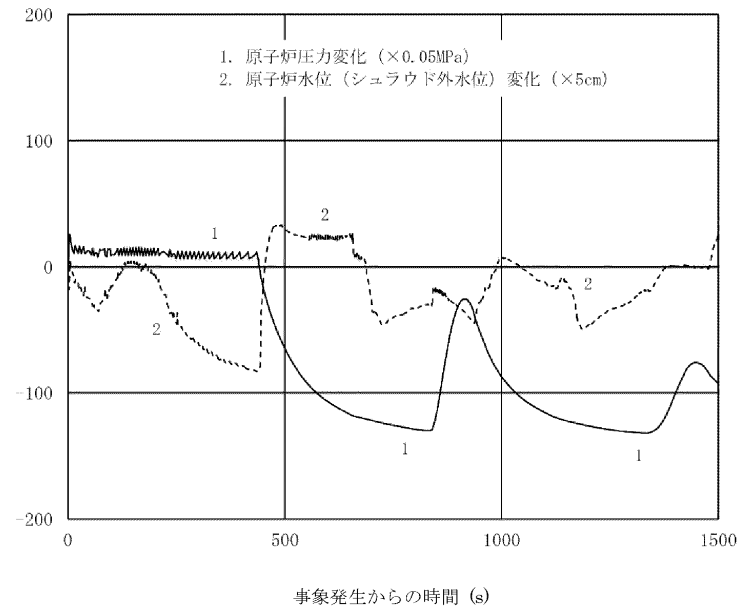


図3 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化
(事象発生から1500 秒後まで)

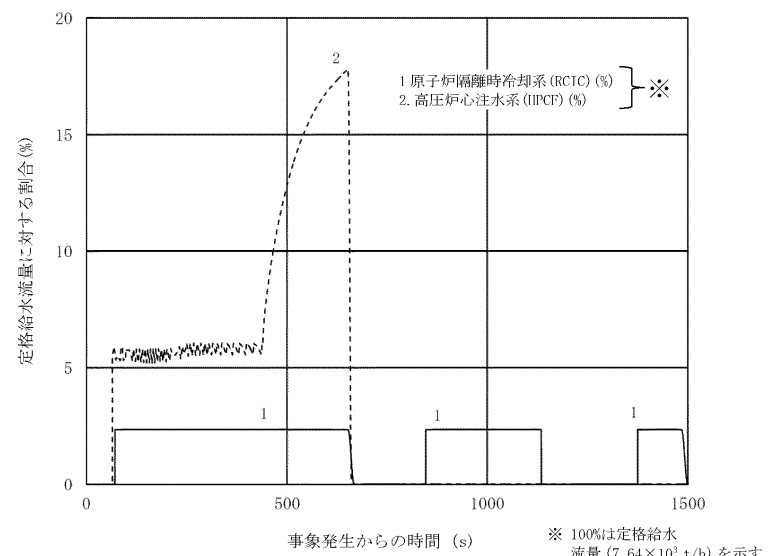
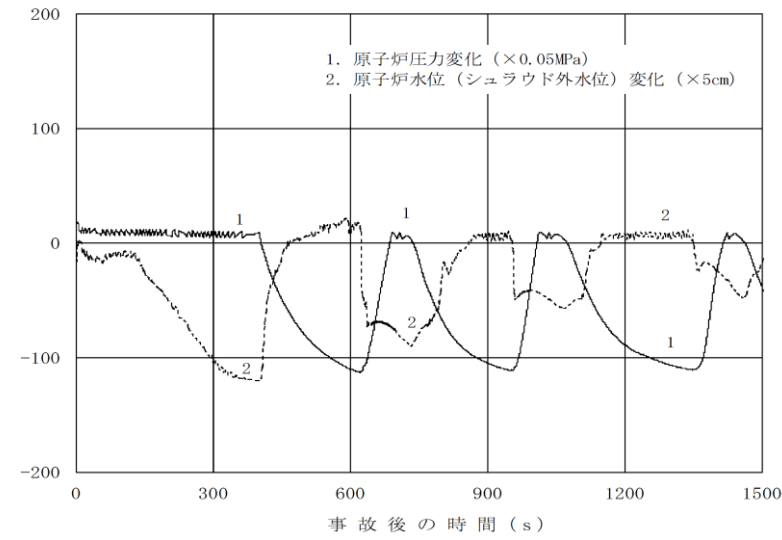
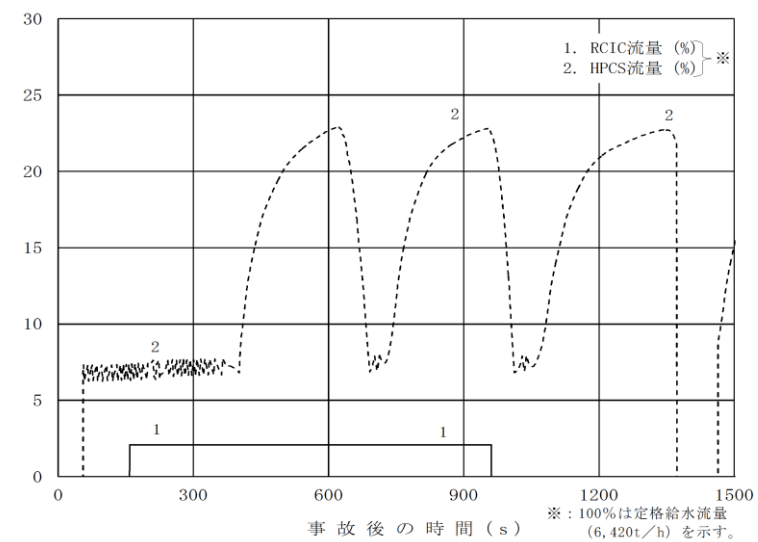


図4 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系の流量の時間変化
(事象発生から1500 秒後まで)

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)



第3 図 原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド外水位) の時間変化
(事象発生から 1,500 秒後まで)



第4 図 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心スプレイ系の流量の時間
変化 (事象発生から 1,500 秒後まで)

島根原子力発電所 2号炉

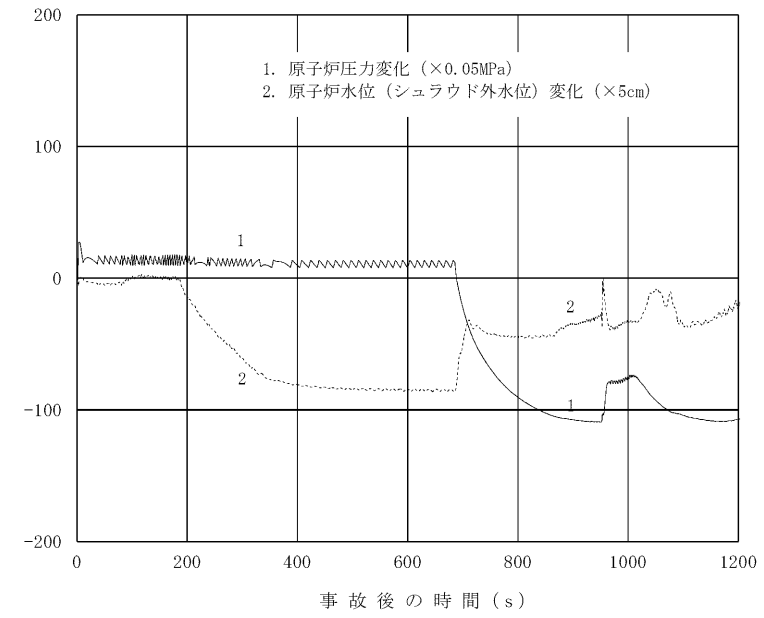


図3 原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド外水位) の時間変化
(事象発生から 1200 秒まで)

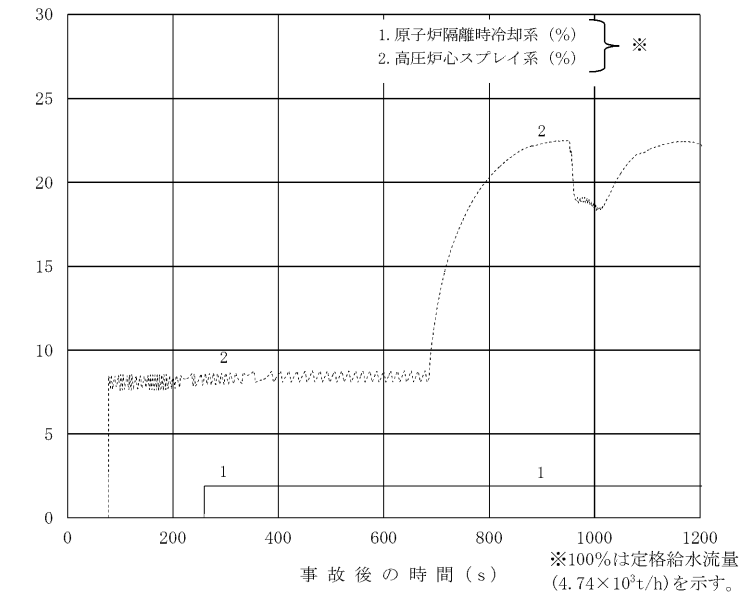


図4 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心スプレイ系の流量の時間
変化 (事象発生から 1200 秒まで)

備考

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

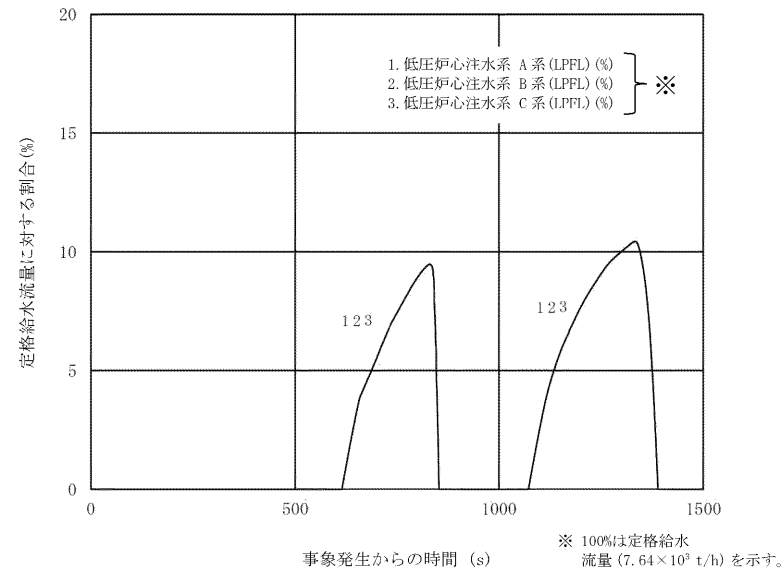


図5 低圧炉心注水系(LPFL)の流量の時間変化(事象発生から1500秒後まで)

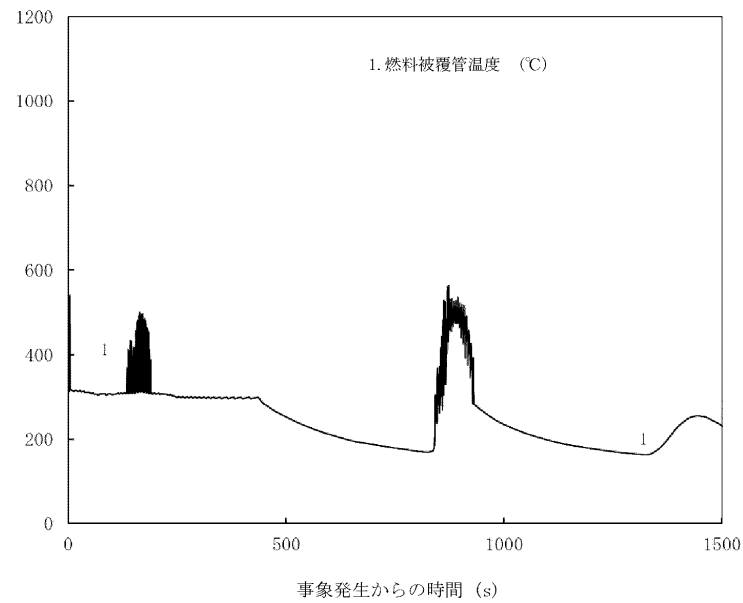
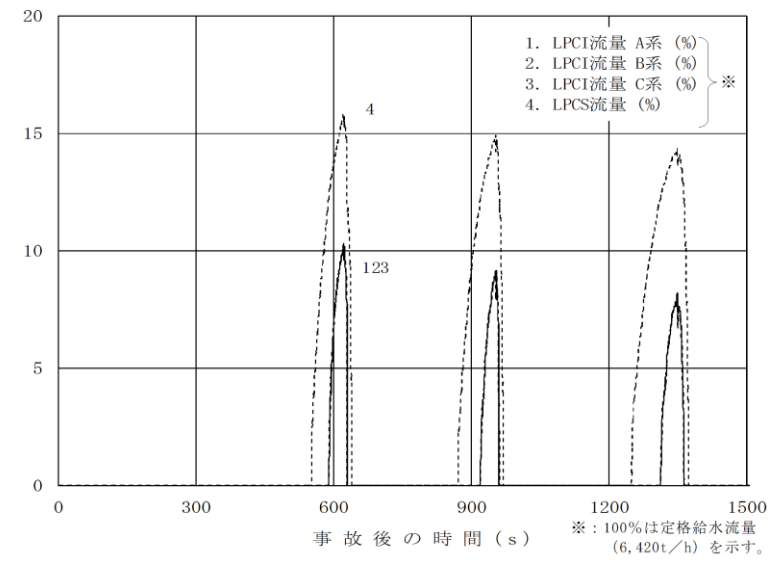
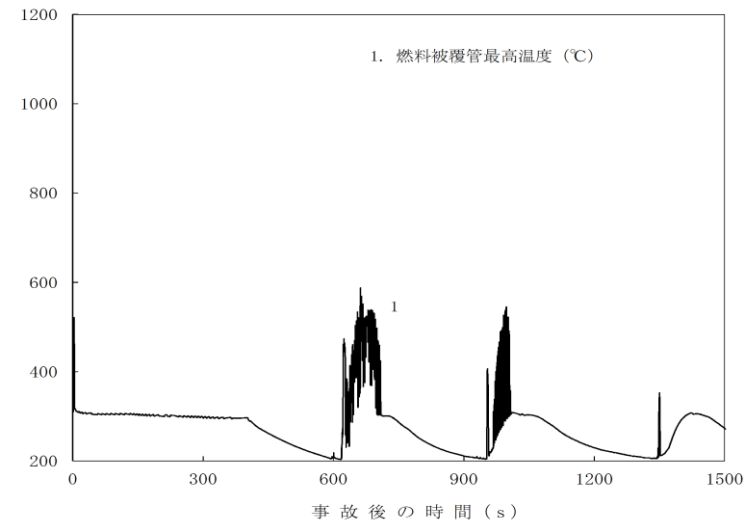


図6 燃料被覆管温度の時間変化(事象発生から1500秒後まで)

東海第二発電所 (2018. 9. 12版)



第5図 低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系(低圧注水系)の流量の時間変化(事象発生から1,500秒後まで)



第6図 燃料被覆管温度の時間変化(事象発生から1,500秒後まで)

島根原子力発電所 2号炉

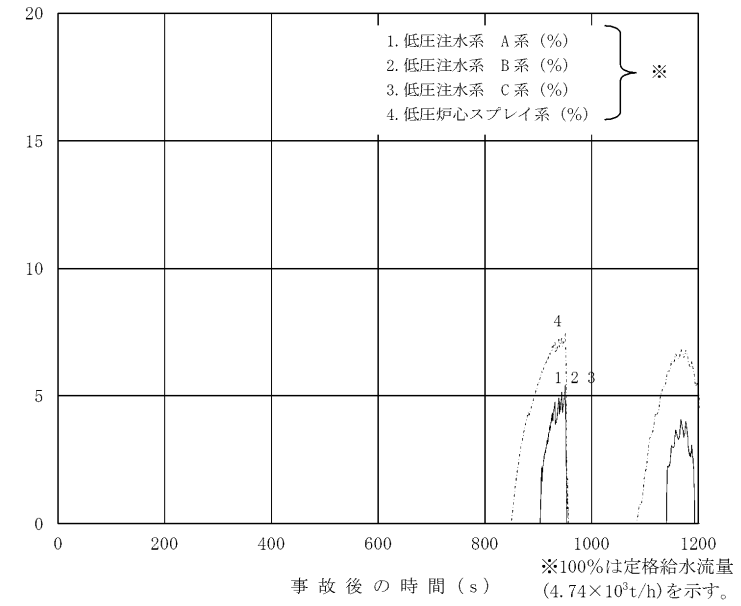


図5 低圧炉心スプレイ系、低圧注水系の流量の時間変化(事象発生から1200秒まで)

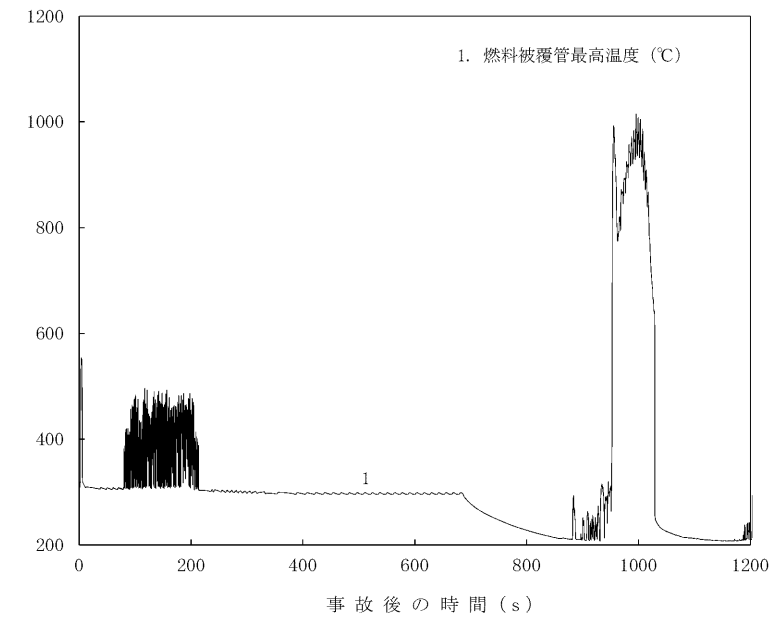


図6 燃料被覆管温度の時間変化(事象発生から1200秒まで)

備考

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

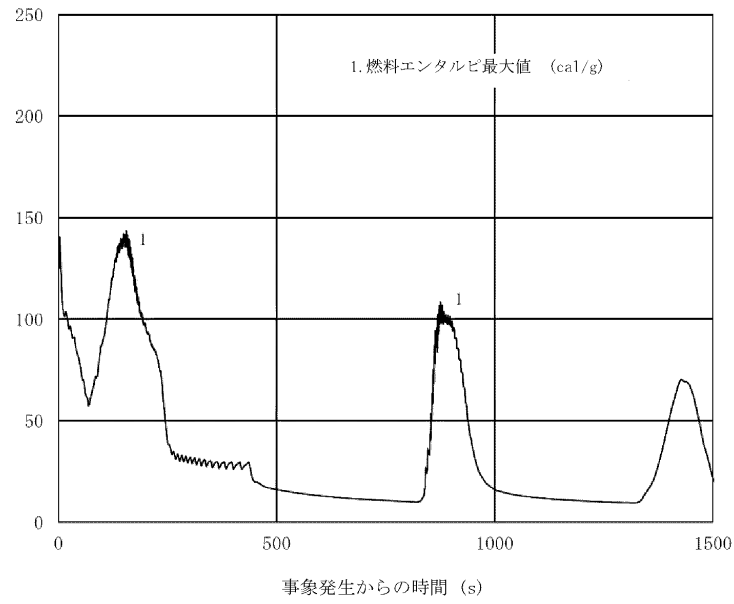


図7 炉内の燃料エンタルピー最大値の時間変化
(事象発生から1500 秒後まで)

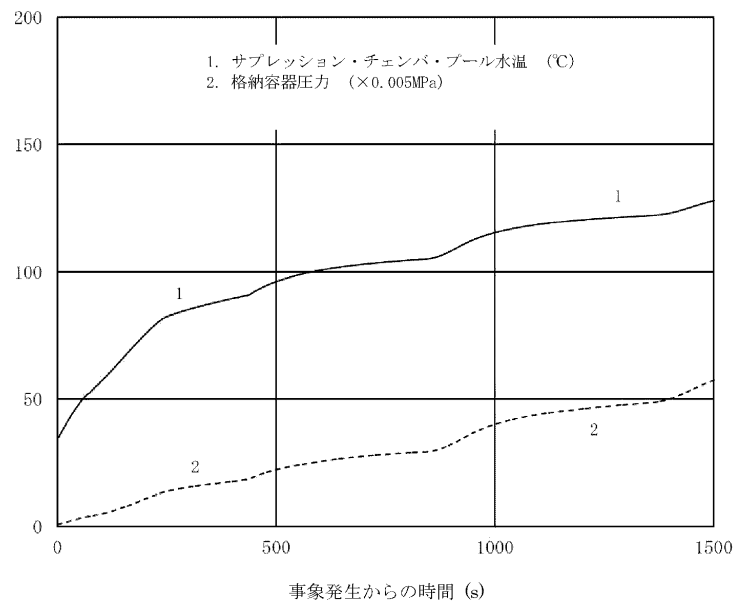
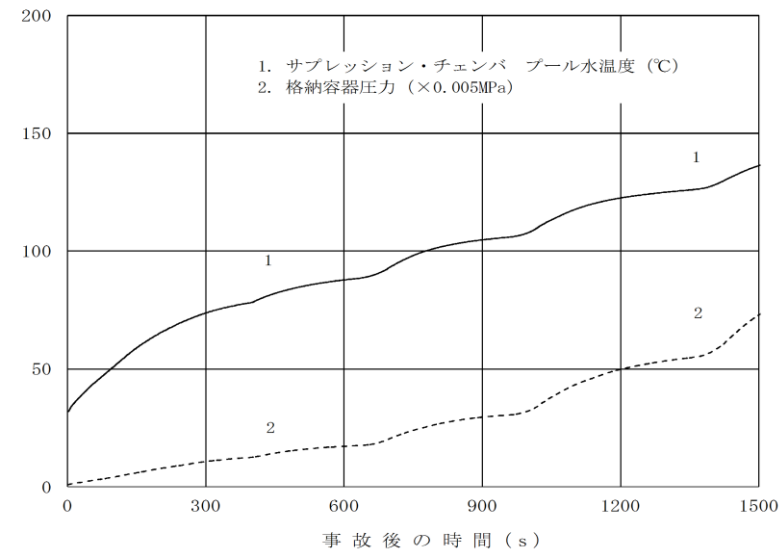


図8 サプレッション・チェンバ・プール水温、格納容器圧力の時間変化(事象発生から1500 秒後まで)



第7図 サプレッション・プールの水温、格納容器圧力の時間変化 (事象発生から 1,500 秒後まで)

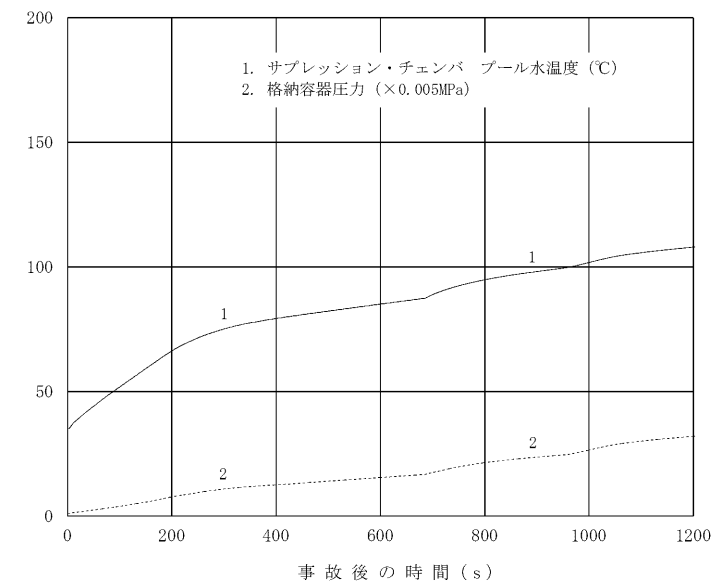


図7 サプレッション・プール水温度、格納容器圧力の時間変化 (事象発生から 1200 秒まで)

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>37. ドライウェルサンプル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>1. サンプルに対する溶融炉心・コンクリート相互作用の考慮の必要性</p> <p><u>原子炉格納容器下部の床面には、格納容器内で発生した廃液の収集のために、図1-1、図1-2のとおり高電導度廃液サンプル(HCWサンプル)と低電導度廃液サンプル(LCWサンプル)が設置されている。</u></p> <p><u>溶融炉心の落下時及び落下後の挙動には不確かさが大きいと考えられるが、これまでの知見を参照し、基本的には速やかに床面に拡がり、一様な厚さで堆積するものとして取り扱うこととしている。</u></p> <p><u>このように取り扱う場合、溶融炉心がサンプル内に流入することを考慮する必要があるが、サンプルは底部と鋼製ライナまでの距離が約20cmと近く、原子炉格納容器下部床面を掘り下げた形状となっているため、原子炉格納容器下部床面よりも溶融炉心が厚く堆積する可能性があることから、溶融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。)による原子炉格納容器バウンダリ(鋼製ライナ)の損傷リスクが高くなると考えられる。</u></p> <p>これらの理由から、以下の2. のとおりにサンプルにおけるMCCIへの対策を検討し、3. のとおり、コリウムシールドの設置等によりサンプルへの流入を防止することとした。また4. のとおり、コリウムシールドに期待する場合の原子炉格納容器下部におけるMCCIの影響評価を実施した。</p>		<p>27. ドライウェルサンプル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>1. サンプルに対する溶融炉心・コンクリート相互作用の考慮の必要性</p> <p><u>原子炉格納容器内には、原子炉格納容器内で発生した廃液を集水し、ポンプによって原子炉格納容器外へ移送するためにドライウェル機器ドレンサンプルおよびドライウェル床ドレンサンプル(以下「ドライウェルサンプル」という。)が図1-1、図1-2のとおり配置されており、原子炉格納容器下部床とドライウェルサンプルはドレン配管にて接続されている。</u></p> <p><u>溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下する場合には、原子炉格納容器下部注水により水位が形成されており、溶融炉心の冷却が促進し粘性が増加することから、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心がドレン配管を通じてドライウェルサンプルに流入する可能性は低いと考えられるものの、溶融炉心がドライウェルサンプル内に流入することを考慮すると、ドライウェルサンプル壁面と圧力容器ペDESTAL(外側鋼板)との距離はコンクリートを介して [] であり、またドライウェルサンプル床面から原子炉格納容器バウンダリである鋼製ライナまでの距離も [] と近いことから、溶融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。)による原子炉圧力容器の支持機能及び格納容器バウンダリの健全性が損なわれる恐れがある。</u></p> <p>これらの理由から、以下の2. のとおりドライウェルサンプルにおけるMCCIへの対策を検討し、3. のとおり、コリウムシールドの設置によりドライウェルサンプルへの流入を防止することとした。また4. のとおり、コリウムシールドに期待する場合の原子炉格納容器下部におけるMCCIの影響評価を実施した。</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>ドライウェルサンプル位置および構造の相違。</p>

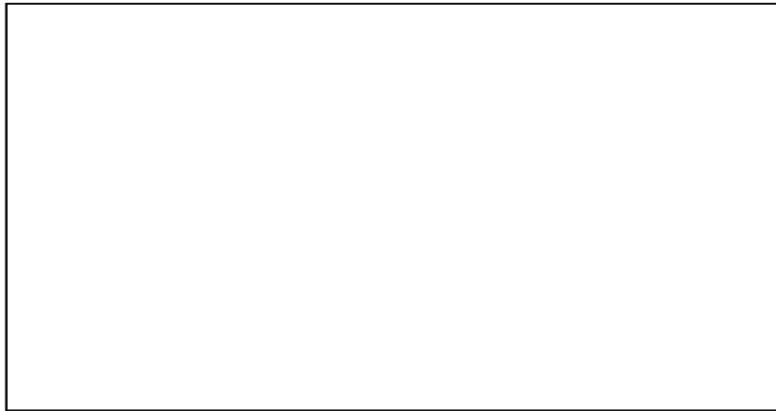


図 1-1 格納容器の構造図(ABWR, RCCV 型格納容器)



図1-2 ドライウェルサンプの配置(7号炉の例)

2. サンプにおける MCCI 対策の必要性

(1) サンプにおける MCCI 対策が必要と考える理由

炉心損傷後、原子炉圧力容器内で十分な冷却が行われず、溶融炉心が原子炉圧力容器の底部から落下した場合、原子炉格納容器下部での溶融炉心の挙動には不確かさがあり、原子炉格納容器下部の端に位置するサンプに流入するか否かは不確かさが大きいと考える。

また、初期水張りをしていることから水中を進む間に溶融

【比較のため、「添付資料3.5.3」の一部を記載】

東海第二発電所では、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）破損時にペDESTAL（ドライウェル部）（以下「ペDESTAL」という。）に落下した溶融炉心が、ペDESTALに設置された格納容器ドレンサンプの排水流路を通じてサブプレッション・チェンバへ移行することを防止するため、排水流路の形状を変更することとしている。

RPV破損時には、ペDESTAL内の水により格納容器ドレン

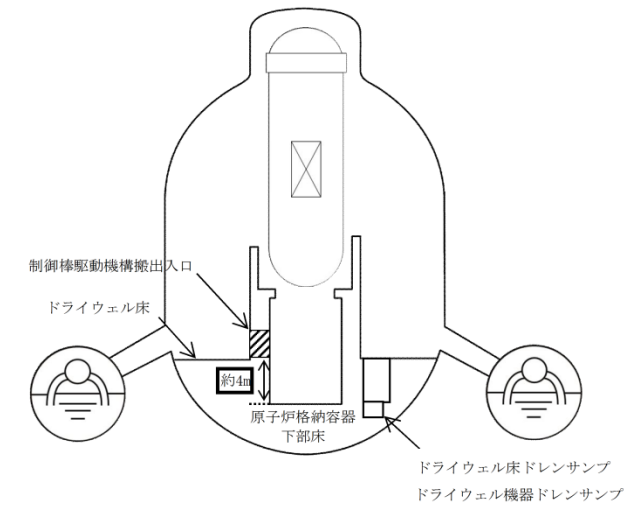


図 1-1 原子炉格納容器の構造図

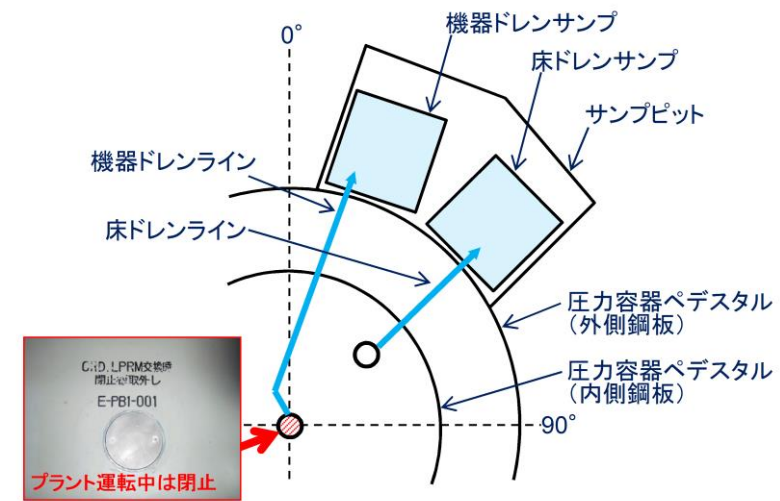


図 1-2 ドライウェルサンプの配置

2. サンプにおける MCCI 対策の必要性

(1) サンプにおける MCCI 対策が必要と考える理由

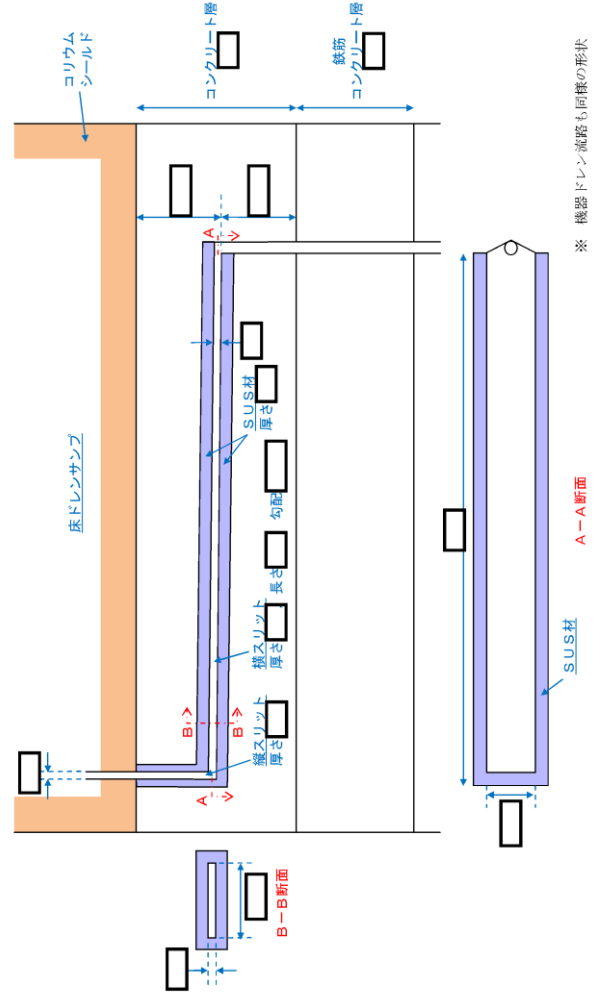
炉心損傷後、原子炉圧力容器内で十分な冷却が行われず、溶融炉心が原子炉圧力容器の底部から落下した場合、原子炉格納容器下部での溶融炉心の挙動には不確かさがあり、ドレン配管を通じて溶融炉心がドライウェルサンプに流入するか否かは不確かさが大きいと考える。

また、原子炉圧力容器破損時には、原子炉格納容器下部への

・設備設計の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
格納容器構造の相違。

・記載方針の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>炉心が固化し、空隙が生じて、空隙から浸入した水によって除熱される等、緩和側に働く要因もいくつか考えられる。</u></p> <p>しかしながら、上記の緩和要因を定量的に見込むことは困難なため、<u>保守的な評価体系でサンプ流入時の影響を評価する。</u></p> <p>a. 評価体系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>MAAP コードでは、サンプのような直方体の形状を模擬できないため、床面積をサンプの床面積に合わせた円柱で模擬した。サンプの床面積は6号炉と7号炉を比較して、サンプへのデブリ流量に対して、サンプ床面積が小さく上面から水への除熱量が少なくなる7号炉で代表させた。サンプ侵食量の評価体系を図2-1に示す。</u> ・ <u>溶融炉心の堆積厚さは、サンプ深さの1.4mに、下部ドライウエル床面に均一に拡がってサンプの溶融炉心の上に堆積する高さ約0.5mを加えた約1.9mとした。</u> <p>b. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>評価ケース2-1：有効性評価「溶融炉心・コンクリート相互作用」における溶融炉心落下時刻の崩壊熱(事象発生から約7時間後)及び格納容器圧力への依存性を考慮した上面熱流束を用いた評価。</u> ・ <u>評価ケース2-2：事象発生から6時間後の崩壊熱及び800kW/m²一定の上面熱流束を用いた評価。</u> <p>c. 評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>評価ケース2-1：図2-2に示すとおり、サンプの侵食量は約0.13mであり、鋼製ライナの損傷には至らないことを確認した。</u> ・ <u>評価ケース2-2ではサンプの侵食量は床面で約0.78mであり、鋼製ライナに到達することを確認した。</u> <p><u>以上のとおり、崩壊熱及び上面熱流束を保守的に考慮しており、溶融炉心の落下量、水中落下後の挙動にも不確かさがあると考えられる状態の評価結果であるが、鋼製ライナの損傷を</u></p>	<p><u>サンプの排水流路は水で満たされていることから、溶融炉心が排水流路に流入する際には、流路内から水や水蒸気の対向流が生じる。また、溶融炉心が格納容器ドレンサンプの排水口に到達するまでの温度低下及び粘性増加を考慮すると、現実的には溶融炉心の排水流路への流入はごく限定的と考えられる。</u></p> <p>しかしながら、<u>溶融炉心の落下時及び落下後の挙動は不確かさがあることから、溶融炉心の排水流路への流入を想定した場合でも溶融炉心が横スリット内で凝固停止しサブプレッション・チェンバ側へ移行しないことを、MAAP計算結果を基に評価し、スリット状排水流路の有効性を確認した。</u></p>	<p><u>初期水張りによって、ドレン配管は水で満たされていることから、溶融炉心がドレン配管に流入する際には、流路内から水や水蒸気の対向流が生じる。また、溶融炉心がドライウエルサンプの排水口に到達するまでの温度低下及び粘性増加を考慮すると、現実的には溶融炉心のドレン配管への流入はごく限定的と考えられる。</u></p> <p>しかしながら、上記のような緩和要因を定量的に見込むことは困難なため、<u>溶融炉心のドレン配管内への流入を想定した場合のドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について、MAAP結果をもとに評価し、ドライウエルサンプへの流入可能性について評価した。</u></p>	<p>【柏崎6/7】 島根2号炉および東海第二では、溶融炉心のドレン配管の流入の可能性に対する考察を記載。</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉および東海第二では、溶融炉心がドレン配管へ流入した場合の凝固距離を評価。一方、柏崎6/7では、原子炉格納容器下部の床面にサンプが設置されていることから、溶融炉心のサンプ流入時の影響について、MAAPコードを用いたMCCI評価を実施している。</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>防止できない評価結果が得られたことを考慮し、サンプにおけるMCCI対策を講じることとした。</p>	<p>1. <u>格納容器ドレンサンプ排水流路の形状変更を考慮した凝固停止評価モデル</u></p> <p>第1図に、格納容器ドレンサンプ排水流路の形状変更を考慮した凝固停止評価モデルの概要図を示す。</p> <p>各ドレンサンプからの排水流路は、ペDESTAL床面に堆積する溶融炉心による熱影響を抑制するコンクリート深さまで通じる縦方向の流路（縦スリット）と、流入した溶融炉心を凝固させる横方向の流路（横スリット）を介し、既設の格納容器ドレンサンプ排水配管へ接続する構成とする。</p> <p>また、縦スリット及び横スリットは薄い中空平板型（幅 [内径]、厚さ [内径]）の形状とし、周囲をSU S材とすることで、流入した溶融炉心の冷却及び凝固停止を促進させる設計とする。</p>  <p>第1図 格納容器ドレンサンプ排水流路の形状変更を考慮した凝固停止評価モデル</p>		<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉および柏崎6/7では、2.(2) b.の「ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について」において凝固距離の評価を記載。</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>【比較のため, 3.2 (6)を記載】</p> <p>EPRI (Electric Power Research Institute) 及びFAI (FAUSKE & ASSOCIATE, LLC) が, 下部プレナムを模擬した試験体に模擬溶融炉心 (Al_2O_3) を流入させる試験を行っている。同試験の試験体系が, 比較的, 7号炉のドレン配管 (80A) に近い体系となっていることから, その試験結果に基づき, ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について評価を行う。</p> <p>a. EPRI/FAI試験の概要</p> <p>図3-13に試験装置概要を示す。酸化鉄とアルミニウムによるテルミット反応により, 模擬溶融炉心である溶融したAl_2O_3が生成される。模擬溶融炉心はテルミットレシーバに流入し, 密度差により鉄とAl_2O_3とで成層化が起こる。密度差からAl_2O_3は鉄より上層にあることにより, Al_2O_3によりセメント製のキャップが溶融し, Al_2O_3のみLower Chamberに移行する。このとき, Lower Chamber及びドレン配管は水で満たされており, 溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下してくる際の実機の条件と類似している。試験の結果, 模擬溶融炉心の流動距離 (凝固距離) は0.79mであった。</p>	<p>2. 既往の試験結果に基づく評価</p> <p><u>配管等の流路内における溶融炉心の流動・凝固挙動に係る試験として, 米国EPRI及びFAIにより実施された炉心溶融時のRPV下部プレナム貫通部の挙動に係る試験がある。[1]この試験では, R P V下部プレナム及びドレン配管 (内径 5cm) を模擬した試験体に模擬コリウムとしてAl_2O_3を流入させ, その流動挙動を確認している。</u></p> <p><u>第2図に試験装置の概要図を示す。</u></p> <p><u>試験の結果, 配管内でのAl_2O_3の流動距離は最大でも79cm程度となっており, 配管の破断は生じていない。</u></p> <p><u>また, 配管内での水平方向の流速は最大でも約0.2m/sと推定されており, 流路形状に基づきベルヌーイ則により計算される流速よりも1/10から1/100小さい結果となっている。これは, 模擬ドレン配管内における水の存在により, 模擬コリウムの流動が著しく抑制されたためと推定されている。</u></p> <p><u>第1表に, EPRI試験条件と東二の排水流路における条件の比較を示す。</u></p> <p><u>EPRI試験では, 模擬コリウムとしてAl_2O_3を用いており, その体積当たりの溶融潜熱は約4.41×10^9 J/m³と計算される。これに対して, 東海第二発電所の溶融炉心の場合, 溶融潜熱に加えて液相線温度から固相線温度までの顕熱を考慮しても, 体積当たりの凝固までの放出熱量は[]と計算され, Al_2O_3と同等であることが分かる。</u></p> <p><u>また, 東海第二の溶融炉心の熱伝導率はAl_2O_3に比べて大きいことに加え, 格納容器ドレンサンプの排水流路はスリット形状とし周囲にSUS材を配置することから, 実機条件の方が溶融炉心の冷却が進みやすいと考えられる。</u></p> <p><u>一方, 東海第二の溶融炉心はAl_2O_3に比べて動粘度が小さ</u></p>	<p>(2) 溶融炉心の凝固評価</p> <p>a. EPRI/FAI試験の概要</p> <p>EPRI (Electric Power Research Institute) 及びFAI (FAUSKE & ASSOCIATE, LLC) が, 下部プレナムを模擬した試験体に模擬溶融炉心 (Al_2O_3) を流入させる試験を行っており, 同試験の試験体系が, 比較的, 島根2号炉のドレン配管 (80A) に近い体系となっていることから, その試験結果に基づき, ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について評価を行う。</p> <p>図2に試験装置概要を示す。酸化鉄とアルミニウムによるテルミット反応により, 模擬溶融炉心である溶融したAl_2O_3が生成される。模擬溶融炉心はテルミットレシーバに流入し, 密度差により鉄とAl_2O_3とで成層化が起こる。密度差からAl_2O_3は鉄より上層にあることにより, Al_2O_3によりセメント製のキャップが溶融し, Al_2O_3のみLower Chamberに移行する。このとき, Lower Chamber及びドレン配管は水で満たされており, 溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下してくる際の実機の条件と類似している。試験の結果, 模擬溶融炉心の流動距離 (凝固距離) は0.79mであった。</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二ではEPRI試験条件と東二の排水流路における条件を比較し, 溶融炉心が横スリットの範囲内で凝固停止することが示されている。</p>

いことや堆積ヘッドが大きくなっていることから、EPR I 試験条件に対して流路内での流入速度が速くなることが考えられる。しかし、流速が大きくなると、熔融炉心とSUS材間の対流熱伝達率が大きくなり熔融炉心の冷却率が大きくなることから、流動距離は流速の増加に対して単純に線形には増加しない。

以上より、EPR I 試験条件と実機条件の差を勘案しても、総合的な流動距離への影響は同程度であることから、東海第二のスリット条件でもEPR I 試験結果の流動距離(約79cm)を大きく上回ることは考えにくく、熔融炉心は横スリット長さ()の範囲内で凝固停止するものと考えられる。

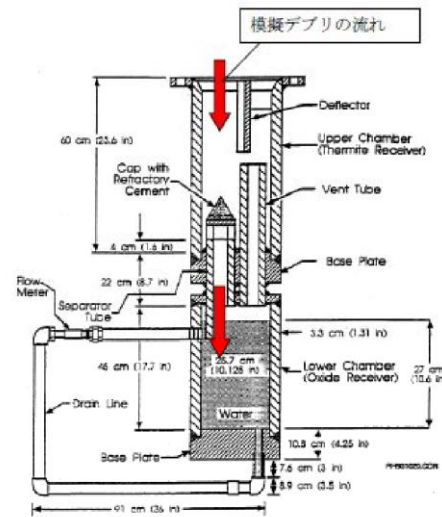
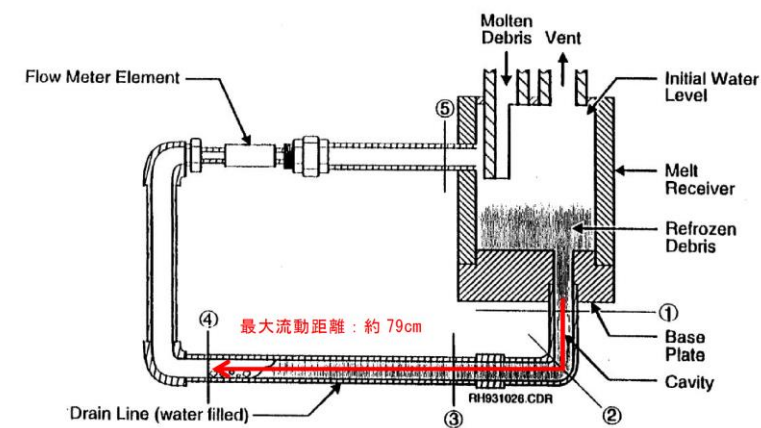
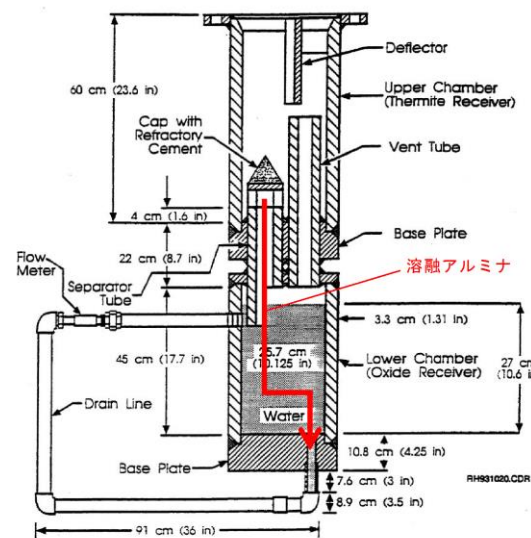


図3-13 EPR I 試験装置概要



第2図 EPR I / FAIによる試験装置

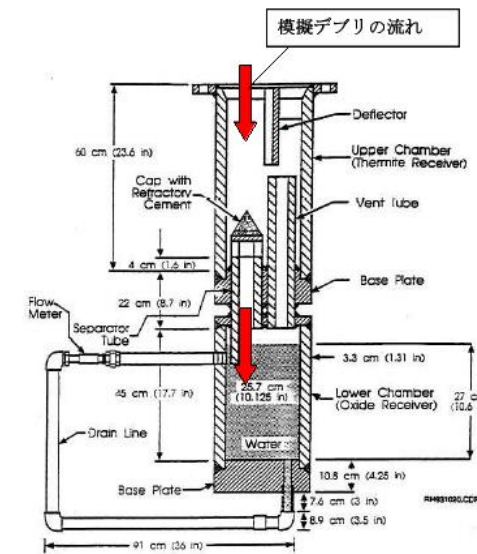


図2 EPR I 試験装置概要

第1表 E P R I 試験条件と東海第二実機条件の比較

項目	E P R I 試験条件 [1]	東海第二実機条件		流動距離への影響の比較
		A 1 2 O 3	溶融炉心	
溶融物				
融点 (°C)	2,047			凝固までに必要な除熱量は同程度。 (A 1 2 O 3 は溶融潜熱のみ, 溶融炉心は液相線温度から固相線温度までの顕熱と溶融潜熱を考慮) 溶融炉心の方が, 冷却が進みやすい。 東二条件の方が溶融物の流速が速くなる傾向。 (ヘッドは 1 / 2 乗で流速に寄与) スリット形状では流路壁面との接触面積が大きく, 冷却が進みやすい。
密度 (kg / m ³)	3,800			
比熱 (J / kgK)	1,300			
溶融潜熱 (J / kg)	1.16 × 10 ⁶			
体積当たりの凝固までの放出熱量 (J / m ³)	約 4.41 × 10 ⁹			
熱伝導率 (W / mK)	7.5			
粘性係数 (Pa · s)	0.003		0.004 * 2	
動粘性係数 (m ² / s)	7.9 × 10 ⁻⁷			
全量堆積時の水平流路までのヘッド (m)	0.3			
流路構造	配管		スリット状 (S U S 材被覆)	
流路内径	5cm			

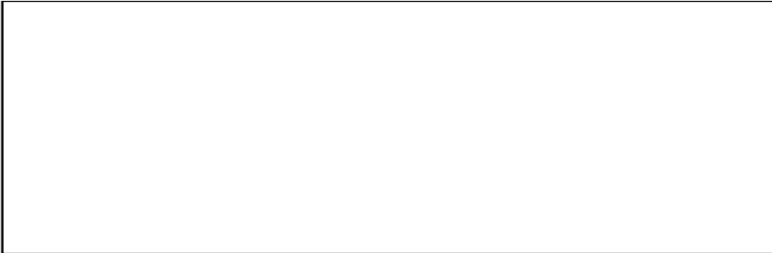
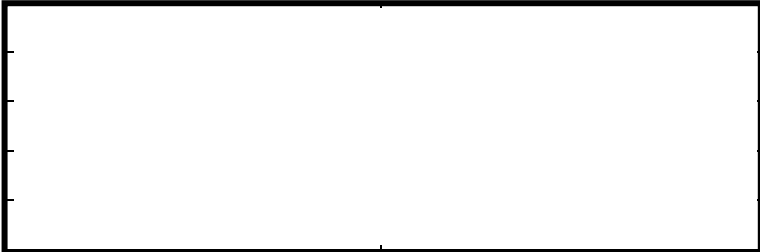
※ 1 M A A P 解析 (T Q U V シーケンス) における R P V 破損時の値

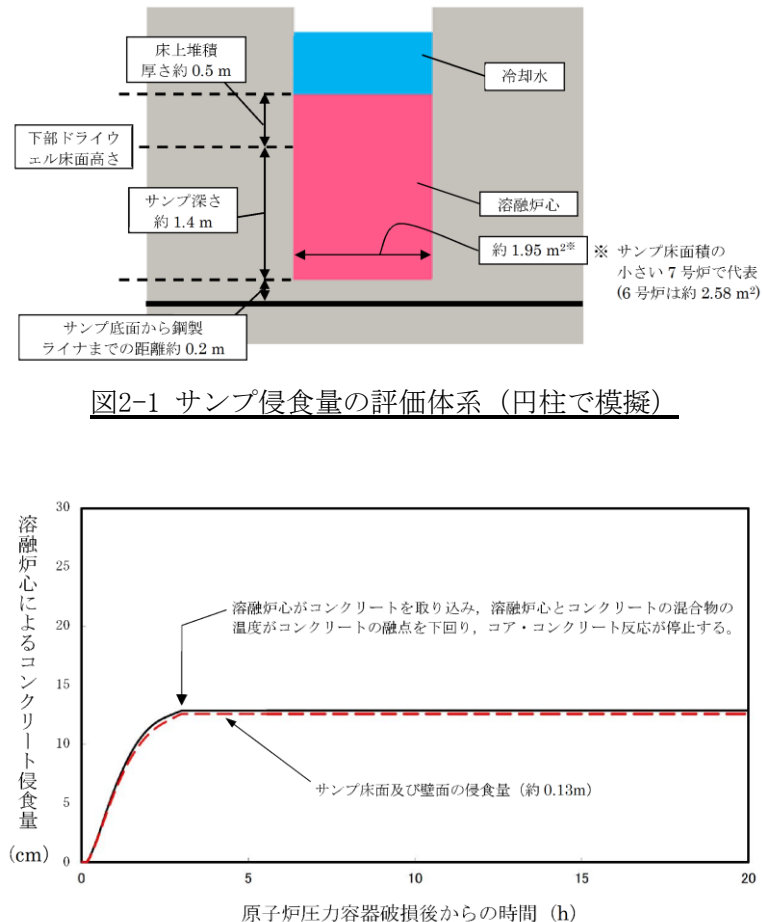
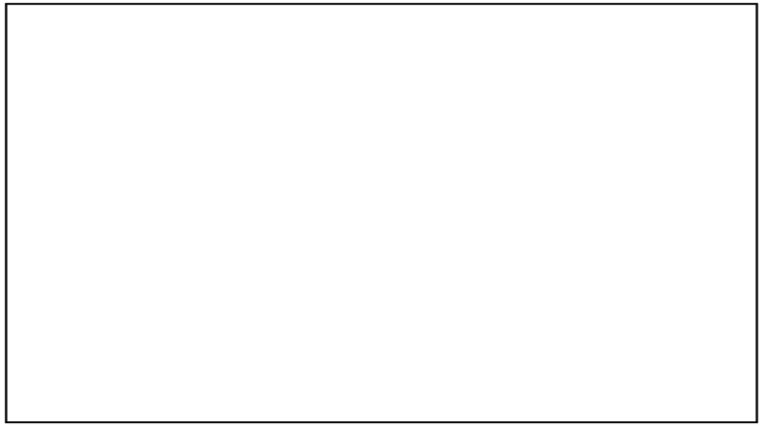
※ 2 M A T P R O における U O 2 の値 [2]

・記載方針の相違
【東海第二】
島根 2 号炉および柏崎 6 / 7 では, 2 . (2) b . の「ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について」において凝固距離の評価を記載している。

【こたえで】

柏崎刈羽原子力発電所 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. ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について</p> <p>ドレン配管内の溶融炉心の溶融凝固特性は流入する溶融炉心の保有熱量と、配管外部への放熱量に依存するものと考えられる。そこで、ドレン配管体系について、溶融炉心の物性の違いも考慮して、溶融炉心の保有熱量及び配管外への放熱量(配管系に依存)の比率に基づき流動距離を推定する。</p> <p>表3-6に評価に使用する溶融炉心とコンクリートの物性値を示す。Al₂O₃の溶融潜熱(h_{fs}=1.16×10⁶J/kg)に密度(ρ=3800kg/m³)を乗じると、流動停止までの保有熱量は4408MJ/m³となる。一方、溶融炉心の流動停止までの保有熱量は顕熱と溶融潜熱の和として次式で表される。</p> $h_{db} = \{(T_d - T_{sol})C_p + h_{fs}\}$ <p>ここで、h_{db}: 溶融炉心の流動停止までの顕熱と溶融潜熱の和(J), T_d: 溶融炉心温度(°C), T_{sol}: 溶融炉心固相線温度(°C), C_p: 溶融炉心比熱(J/kg°C), h_{fs}: 溶融炉心溶融潜熱(J/kg)である。</p> <p>このとき、h_{db}は約[]となり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると[]となり、Al₂O₃の約[]倍となる。</p> <p>また、ドレン配管(80A)の配管直径(d_f)を8cmと仮定すると、EPRI/FAI試験のドレンラインd_{tes}(5cm)より、配管径の比は約1.6倍である。配管径の比、保有熱量比を用いて、ドレン配管内の溶融炉心流動距離(凝固距離)を次の様に評価する。</p> $L = L_{tes} \times d_f / d_{tes} \times (h_{db} \rho_{db}) / (h_{al} \rho_{al})$ <p>ここで、L: ドレン配管内の溶融炉心流動距離(凝固距離), L_{tes}: EPRI/FAI試験の流動距離, tes: 配管直径比, (h_{db} ρ_{db}) / (h_{al} ρ_{al}): 流動停止までの保有熱量比である。</p> <p>EPRI/FAI試験の流動距離0.79mを基に、上記式によってドレン配管内の溶融炉心の凝固距離を評価すると、凝固距離は[]となる。</p>		<p>b. ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について</p> <p>ドレン配管内の溶融炉心の溶融凝固特性は流入する溶融炉心の保有熱量と、配管外部への放熱量に依存するものと考えられる。そこで、ドレン配管体系について、溶融炉心の物性の違いも考慮して、溶融炉心の保有熱量及び配管外への放熱量(配管系に依存)の比率に基づき流動距離を推定する。</p> <p>表1に評価に使用する溶融炉心の物性値を示す。Al₂O₃の溶融潜熱(h_{fs}=1.16×10⁶J/kg)に密度(ρ=3,800kg/m³)を乗じると、Al₂O₃の流動停止までの保有熱量は4,408MJ/m³となる。一方、溶融炉心の流動停止までの保有熱量は顕熱と溶融潜熱の和として次式で表される。</p> $h_{db} = \{(T_d - T_{sol})C_p + h_{fs}\}$ <p>ここで、h_{db}: 溶融炉心の流動停止までの顕熱と溶融潜熱の和(J/kg)</p> <p>T_d: 溶融炉心温度(°C) T_{sol}: 溶融炉心固相線温度(°C) C_p: 溶融炉心比熱(J/kg°C) h_{fs}: 溶融炉心溶融潜熱(J/kg)</p> <p>である。</p> <p>このとき、h_{db}は[]となり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると[]となり、Al₂O₃の[]倍となる。</p> <p>また、ドレン配管(80A)の配管直径(d_f)を8cmと仮定すると、EPRI/FAI試験のドレンラインd_{tes}(5cm)より、配管径の比は約1.6倍である。配管径の比、保有熱量比を用いて、ドレン配管内の溶融炉心流動距離(凝固距離)を次の様に評価する。</p> $L = L_{tes} \times \frac{d_f}{d_{tes}} \times \frac{h_{db} \rho_{db}}{h_{al} \rho_{al}}$ <p>ここで、L: ドレン配管内の溶融炉心流動距離(凝固距離) L_{tes}: EPRI/FAI試験の流動距離 $\frac{d_f}{d_{tes}}$: 配管直径比 $\frac{h_{db} \rho_{db}}{h_{al} \rho_{al}}$: 流動停止までの保有熱量比</p> <p>である。</p> <p>EPRI/FAI試験の流動距離0.79mを基に、上記式によってドレン配管内の溶融炉心の凝固距離を評価すると、凝固距離は[]となる。</p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】 東海第二では、格納容器ドレンサンプ排水流路における凝固停止評価結果が1.に記載されている。</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7】 評価に適用する溶融炉心物性等による差異。</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7】 評価に適用する溶融炉心物性等による差異。</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>機器ファンネルからドライウェルサンプまでのドレン配管長は、最短でも約3.6m以上であることから、機器ファンネルに流入した溶融炉心は、ドレン配管内で凝固するため、ドライウェルサンプ内に到達することはないと考えられる。</p> <p>表3-6 評価に使用する溶融炉心物性値及びコンクリート物性値※</p>  <p>※溶融炉心物性値については、MAAP解析における、原子炉圧力容器破損直前の下部プレナム内の物性値を使用した。また、コンクリート物性値については、原子炉格納容器のコンクリートの密度とし、また、既往の研究（NURREG/CR-2282）より融点及び溶融潜熱を引用した。</p> <p>【ここまで】</p> <p>(2) コリウムシールドの選定理由</p> <p>これまでの、<u>サンプの位置や水中落下後の挙動の不確かさ、評価条件の保守性等を考慮し、当初は鋼製ライナの損傷に至るまでの侵食がサンプにおいて生じる状態は想定していなかったものの、現象の不確かさを踏まえ、サンプの防護のための自主対策としてコリウムシールドを設置していた。</u></p> <p>対策の検討に際しては、<u>サンプ及びサンプポンプ等の既存の設備の機能を阻害しない観点で検討を実施した。図 2-3 にサンプ内の構造を示す。サンプポンプの吸込みがサンプの底部から約 0.15m の高さであり、ファンネルからの流入口がサンプの底部から約 0.35m の位置にある等、サンプの底部付近には様々な機器、構造物があることを考慮し、サンプの防護のための対策としてコリウムシールドを選定した。</u></p> <p><u>機器、構造物の設置高さを見直し、サンプの底上げを行う等、大規模な工事を伴う対策を講じることは、技術的には不可能ではないと考えるが、既に設置しているコリウムシールドであっても、サンプの防護の観点で十分な性能を有していると考え、コリウムシールドを重大事故等緩和設備に位置付けることとした。</u></p>		<p>ファンネルからドライウェルサンプへと繋がるドレン配管長は、最短でも <input type="text"/> 以上の配管長を有しており、かつ「b. ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について」及び別紙-1に示すとおり、ドレン配管内の溶融炉心の凝固距離は最大でも <input type="text"/> であり、ドライウェルサンプに溶融炉心が流入することはない。</p> <p>表 1 評価に使用する溶融炉心物性値※</p>  <p>※ 溶融炉心物性値については、MAAP解析における、原子炉圧力容器破損直前の下部プレナム内の物性値を使用した。</p> <p>(3) コリウムシールドの選定理由</p> <p><u>(2) の評価結果では、原子炉格納容器下部注水によって溶融デブリはドレン配管内で止まるが、溶融デブリの凝固距離には不確かさがあると考えられることから、ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策を講じることとした。</u></p> <p>対策の検討に際しては、<u>ドレン配管内における冷却を促進し、溶融炉心を早期に固化・停止させるために、溶融デブリ流速の減速、流路を縮小する等の対策も考えられたが、漏えい検知機能といった既存の設備の機能を阻害しない観点及び施工性の観点で検討を実施し、ドレン配管入口までの流路を延長する対策としてコリウムシールドを選定した。</u></p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 ドレン配管長の差異。</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 MAAP解析における溶融物性値の差異。</p> <p>・設計方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉においても、溶融デブリの冷却性や凝固距離の不確かさを考慮して、コリウムシールドを対策として選定しているが、設備の相違により記載が異なる。</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>図2-1 サンプル侵食量の評価体系 (円柱で模擬)</p> <p>図2-2 サンプル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(評価ケース2-1)</p>  <p>図2-3 サンプルの構造図(側面図, 7号炉低電導度廃液サンプル)</p>			<p>・評価方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7では、溶融炉心のサンプル流入時の影響について、MAAPコードを用いたMCCI評価が実施されている。</p>
3. 設備の概要			

柏崎刈羽原子力発電所 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 設置目的</p> <p>炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、<u>原子炉格納容器下部ドライウエルへの熔融炉心の落下に至り、落下してきた熔融炉心がドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプ(以下、「ドライウエルサンプ」という。)内に流入する場合、ドライウエルサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼製ライナまでの距離が小さいことから、サンプ底面コンクリートの侵食により熔融炉心が鋼製ライナに接触し、原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。ドライウエルサンプへの熔融炉心の流入を防ぎ、かつ原子炉格納容器下部注水設備と合わせて、サンプ底面のコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。</u></p> <div data-bbox="181 840 911 1226" style="border: 1px solid black; height: 184px; width: 246px;"></div> <p style="text-align: center;">図3-1 コリウムシールド外観 (7号炉)</p> <p style="text-align: center;">表 3-1 コリウムシールド仕様</p> <table border="1" data-bbox="157 1423 917 1675"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">耐熱材材質 (サンプ防護材, 犠牲材)</td> <td colspan="2">ジルコニア (ZrO₂)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">耐熱材融点</td> <td colspan="2">2677℃</td> </tr> <tr> <td colspan="2">高さ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">厚さ</td> <td>サンプ防護材</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>犠牲材</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="2">スリット長さ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="2">耐震性</td> <td colspan="2">S s 機能維持</td> </tr> </tbody> </table>			6号炉	7号炉	耐熱材材質 (サンプ防護材, 犠牲材)		ジルコニア (ZrO ₂)		耐熱材融点		2677℃		高さ				厚さ	サンプ防護材			犠牲材			スリット長さ				耐震性		S s 機能維持			<p>3. 設備の概要</p> <p>3.1 設置目的</p> <p>炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、<u>原子炉格納容器下部への熔融炉心の落下に至り、落下してきた熔融炉心がドレン配管を通じ、ドライウエルサンプ内に流入する場合、サンプピット壁面は原子炉圧力容器支持のための外側鋼板が露出しており、ドライウエルサンプ壁面と外側鋼板との距離も近く、またドライウエルサンプ床面から原子炉格納容器バウンダリである鋼製ライナまでの距離も近いことから、コンクリート侵食によって原子炉圧力容器の支持機能及び原子炉格納容器のバウンダリの健全性が損なわれる恐れがある。ドライウエルサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。</u></p> <div data-bbox="1932 877 2303 1325" style="border: 1px solid black; height: 213px; width: 125px;"></div> <p style="text-align: center;">図 3 コリウムシールド外観</p> <p style="text-align: center;">表 2 コリウムシールド仕様</p> <table border="1" data-bbox="1739 1478 2496 1717"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>ジルコニア (ZrO₂)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">耐熱材材質</td> <td>シールド材</td> <td rowspan="3" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td>目地材</td> </tr> <tr> <td>ライニング材</td> </tr> <tr> <td colspan="2">耐熱材融点</td> <td rowspan="3" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">寸法</td> <td>シールド材厚さ</td> </tr> <tr> <td>水路 (スリット部) 長さ</td> </tr> <tr> <td colspan="2">耐震性</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>			ジルコニア (ZrO ₂)	耐熱材材質	シールド材		目地材	ライニング材	耐熱材融点			寸法	シールド材厚さ	水路 (スリット部) 長さ	耐震性			<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備設計の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>設備や格納容器構造の相違により、想定される損傷箇所が異なるため、記載が異なる。</p>
		6号炉	7号炉																																																
耐熱材材質 (サンプ防護材, 犠牲材)		ジルコニア (ZrO ₂)																																																	
耐熱材融点		2677℃																																																	
高さ																																																			
厚さ	サンプ防護材																																																		
	犠牲材																																																		
スリット長さ																																																			
耐震性		S s 機能維持																																																	
		ジルコニア (ZrO ₂)																																																	
耐熱材材質	シールド材																																																		
	目地材																																																		
	ライニング材																																																		
耐熱材融点																																																			
寸法	シールド材厚さ																																																		
	水路 (スリット部) 長さ																																																		
耐震性																																																			

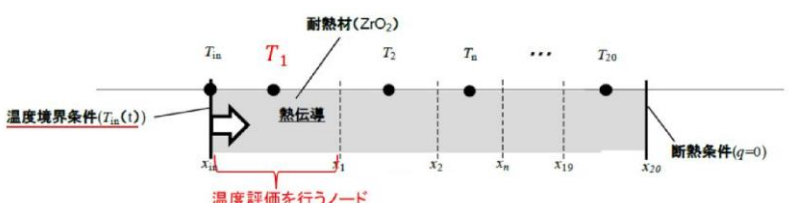
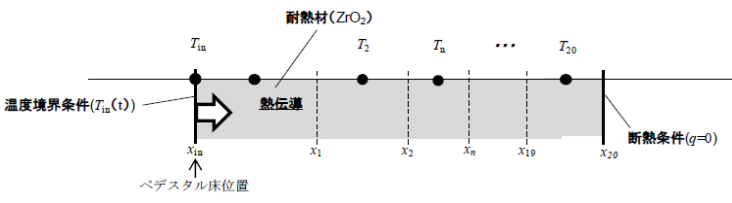
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.2 コリウムシールド構造</p> <p>(1) コリウムシールド設計条件</p> <p>a. 想定する事故シナリオ</p> <p>コリウムシールドを設計するための前提条件となる事故シナリオは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TQUV (過渡事象後の低圧での炉心冷却失敗) 及び原子炉注水失敗を想定 (有効性評価におけるMCCIシナリオと同様) ・ 原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器下部注水 (水張高さ 2m) は成功、その後も注水は継続実施 <p>MAAP 解析結果またシュラウド下部の構造から、溶融した炉心は直下の炉心支持板を損傷し、下部プレナムに落下、それに伴い原子炉圧力容器下鏡の中央部 (炉底部) における熱的な損傷が大きくなり、原子炉圧力容器が破損、溶融炉心が原子炉圧力容器外に流出 (落下) すると想定される。原子炉圧力容器から落下した溶融炉心はそのほとんどが垂直に落下し原子炉格納容器下部に到達。その後、原子炉格納容器下部床面を水平方向に拡散し、<u>ドライウェルサンプ</u>へ流入すると想定される。溶融炉心の総量は <input type="text"/> と想定。</p> <p>表 3-2 溶融炉心組成内訳</p> <div data-bbox="172 1339 893 1709" style="border: 1px solid black; height: 176px; width: 243px;"></div> <p>b. コリウムシールド設計要求事項</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱レベル: 事故後約 7 時間後に原子炉圧力容器が破損することを考慮し、事故後 6 時間相当とする。 (ジルコニウム-水反応熱も考慮) 		<p>3.2 コリウムシールド構造</p> <p>(1) コリウムシールド設計条件</p> <p>a. 想定する事故シナリオ</p> <p>コリウムシールドを設計するための前提条件となる事故シナリオは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ T Q U V (過渡事象後の低圧での炉心冷却失敗) 及び原子炉注水失敗を想定 (有効性評価におけるM C C Iシナリオと同様) ・ 原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器下部注水により 1 m の水位が形成されているものとし、その後も注水は継続実施 <p>MAAP 解析結果またはシュラウド下部の構造から、溶融した炉心は直下の炉心支持板を損傷し、下部プレナムに落下、それに伴い原子炉圧力容器下鏡の中央部 (炉底部) における熱的な損傷が大きくなり、原子炉圧力容器が破損、溶融炉心が原子炉圧力容器外に流出 (落下) すると想定される。原子炉圧力容器から落下した溶融炉心はそのほとんどが垂直に落下し原子炉格納容器下部床面に到達。その後、原子炉格納容器下部床面を水平方向に拡散し、<u>ファンネル</u>に流入すると想定される。溶融炉心の総量は <input type="text"/> と想定。</p> <p>表 3 溶融炉心組成内訳</p> <div data-bbox="1777 1318 2460 1703" style="border: 1px solid black; height: 183px; width: 230px;"></div> <p>b. コリウムシールド設計要求事項</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱レベル: 事故後約 5.4 時間後に原子炉圧力容器が破損することを考慮し、事故後 5 時間相当とする。 (ジルコニウム-水反応熱も考慮) 	<p>・ 評価方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉のコリウムシールドの設計条件として、保守性を考慮し、初期の水張り高さを 1 m としている。</p> <p>・ 設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・ 解析結果の相違 【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>・床面積 : <u>コリウムシールド設置による床面積減少分を考慮し, 74 m²とする。(7号炉の値。6号炉は60 m²)</u></p> <p>・溶融炉心質量: 原子炉圧力容器内の主要設備 (表3-2に記載) の溶融を考慮し, []とする。</p> <p>・溶融炉心初期温度: MAAP解析における, 原子炉圧力容器が破損し, 溶融炉心が<u>原子炉格納容器下部に落下した直後の温度</u>, []とする。</p> <p>・溶融炉心除熱量: 有効性評価よりも保守的な, []とする。</p> <p>・初期水張条件: 原子炉圧力容器破損前から<u>原子炉格納容器下部に注水を行うことを考慮し, 高さ2m</u>とする。</p> <p>(2) コリウムシールド基本構造</p> <p>コリウムシールドの外形及び基本構造を<u>図3-2, 図3-3</u>に示す。コリウムシールドは溶融炉心のドライウェルサンプへの流入を防ぐため, <u>ドライウェルサンプを囲うように設置する。また, コリウムシールドはドライウェルサンプへの溶融炉心流入を防ぐための「堰」と原子炉格納容器下部床面コンクリート侵食を防ぐための「床防護部」, 及び原子炉格納容器下部壁面コンクリート侵食を防ぐための「壁防護部」により構成され, 耐熱材を鋼製の補強フレームにて支持する構造とする。</u></p> <p>なお, 耐熱材材質としては溶融炉心落下時に熱的に損傷しないことに加え, 溶融炉心による化学的侵食 (共晶反応, 酸化還元反応, 合金化等) まで考慮し, ジルコニア (ZrO₂) を選定した。ジルコニア (ZrO₂) 耐熱材については, 国内外の鉄鋼業界において十分な導入実績があり, かつ, 既往の研究において, ジルコニア (ZrO₂) 耐熱材が高い耐熱性・耐侵食性を持つことが確認されている (<u>別紙-1 参照</u>)。</p>		<p>・床面積 : <u>コリウムシールド設置後の原子炉格納容器下部の溶融デブリ拡がり面積を可能な限り減少させないように, 原子炉格納容器下部全体を覆う構造とし, []とする。</u></p> <p>・溶融炉心質量 : 原子炉圧力容器内の主要設備 (表3に記載) の溶融を考慮し, []とする。</p> <p>・溶融炉心初期温度: MAAP解析における, 原子炉圧力容器が破損し, 溶融炉心が<u>原子炉格納容器下部に落下した直後の温度</u>, []とする。</p> <p>・溶融炉心除熱量 : 有効性評価よりも保守的な, []とする。</p> <p>・初期水張条件 : 原子力圧力容器破損前から<u>原子炉格納容器下部に注水を行うことを考慮し, MCC I の観点から保守性を持たせた高さ1m</u>とする。</p> <p>(2) コリウムシールド基本構造</p> <p>コリウムシールドの外形及び基本構造を<u>図4</u>に示す。コリウムシールドは溶融炉心のドライウェルサンプへの流入を防ぐため, <u>原子炉格納容器下部床面全体を覆う構造とする。なお, コリウムシールドの下部には, 矩形流路 (スリット) を設置する。</u></p> <p>耐熱材材質としては溶融炉心落下時に熱的に損傷しないことに加え, 溶融炉心による化学侵食 (共晶反応, 酸化還元反応, 合金化等) まで考慮し, ジルコニア (ZrO₂) を選定した。ジルコニア (ZrO₂) 耐熱材については, 国内外の鉄鋼業界において十分な導入実績があり, かつ, 既往の研究において, ジルコニア (ZrO₂) 耐熱材が高い耐熱性・耐侵食性を持つことが確認されている (<u>別紙-3 参照</u>)。</p>	<p>・設計方針の相違 【柏崎 6/7】 コリウムシールドの形状の差異による記載の相違</p> <p>・評価方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, コリウムシールドの設計条件として, 保守性を考慮し, 初期の水張り高さを1mとしている。</p> <p>・設計方針の相違 【柏崎 6/7】 コリウムシールドの形状の差異による記載の相違。</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
<div data-bbox="172 220 893 583" style="border: 1px solid black; height: 173px; width: 243px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="290 615 759 646">図 3-2 コリウムシールド外形 (7 号炉)</p> <div data-bbox="172 667 893 1031" style="border: 1px solid black; height: 173px; width: 243px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="270 1062 780 1094">図 3-3 コリウムシールド基本構造 (7 号炉)</p> <p data-bbox="157 1150 626 1182">(3) コリウムシールド各部寸法 (7号炉)</p> <p data-bbox="181 1199 448 1230">a. 堰の高さについて</p> <p data-bbox="172 1241 899 1587">原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の総量は□と想定しており、落下した溶融炉心がコリウムシールドを乗り越えてドライウェルサンプに流入することがないように、堰の高さを決定する。溶融炉心の組成は表 3-2 のとおりであるが、原子炉压力容器の下部には制御棒駆動機構等の既設設備が存在しており、溶融炉心が原子炉压力容器から流出した際には、既設設備の一部が溶融し、溶融炉心の総量が増加する可能性がある。溶融炉心の堆積高さの算出式を以下に示す。</p> $H_d = \frac{\frac{m_d}{\rho_d} + \frac{m_m}{\rho_{SUS}} + V_s}{A_{pd}}$ <p data-bbox="172 1734 899 1902">ここで、H_d : 溶融炉心堆積高さ[m], m_d : 溶融炉心総量[kg], ρ_d : 溶融炉心密度[kg/m³], m_m : 原子炉压力容器の下部に存在する機器重量[kg], ρ_{SUS} : SUS密度[kg/m³], A_{pd} : コリウムシールド及びコリウムシールドに囲われる部分の面積を除い</p>		<div data-bbox="1736 210 2499 583" style="border: 1px solid black; height: 178px; width: 257px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="1893 615 2392 646">図 4 コリウムシールド外形及び基本構造</p> <p data-bbox="1745 1150 2131 1182">(3) コリウムシールド各部寸法</p>	<p data-bbox="2531 1199 2739 1230">・設計方針の相違</p> <p data-bbox="2531 1241 2674 1272">【柏崎 6/7】</p> <p data-bbox="2531 1283 2813 1545">島根 2 号炉のコリウムシールドは、原子炉格納容器下部床面全体を覆う構造であるため、堰の高さについては記載していない。</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>たペDESTAL床面積[m²], V_s: 溶融炉心に埋没する耐熱材容積[m³]とする。</p> <p>上記の式に各値を代入した結果を表3-3に示す。ただし、 $m_d = \text{[]}$, $\rho_d = \text{[]}$, $m_m = \text{[]}$, $\rho_{SUS} = \text{[]}$, $A_{pd} = \text{[]}$, $V_s = \text{[]}$とする。</p> <p>表3-3より、制御棒駆動機構等、原子炉格納容器の下部に存在する主要設備が溶融した場合の、溶融炉心の堆積高さは、 <u>となる。</u></p> <p>なお、溶融炉心の粘性が非常に小さく、落下経路に存在する原子炉圧力容器下部の既設設備に長時間接触する可能性は低いと考えられること、また、原子炉格納容器下部には原子炉圧力容器破損前に水張りがされており、かつ継続的に注水されていることにより、落下した溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器の下部に存在する主要設備が全て溶融する可能性は低いと考えられることから、<u>コリウムシールドの堰の高さをとする。</u></p> <p>表 3-3 溶融する構造物の量に対する溶融炉心堆積高さ [m]</p> <div data-bbox="178 1020 893 1402" style="border: 1px solid black; height: 180px; width: 100%;"></div> <p>b. 床防護部寸法について <u>溶融炉心が原子炉格納容器下部床コンクリートを侵食する場合、コリウムシールドと床面との間に間隙が発生する。その間隙から、溶融炉心が補強フレームのアンカーボルトに接触し損傷させること、及びドライウェルサンプへの溶融炉心の流入を防止するため、コリウムシールドには床防護部を設ける。床面の水平方向の侵食量は、MAAP解析による原子炉格納容器下部壁面の侵食量と同じく[]とする。従って、床防護部の寸法をコンクリート侵食量[]に余裕をみて[]とする。</u></p>			<p>・設計方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉のコリウムシールドは、原子炉格納容器下部床面全体を覆う構造であるため、床防護寸法については記載していない。</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
<div data-bbox="281 210 816 556" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="379 567 712 598" data-label="Caption"> <p>図 3-4 床面侵食イメージ図</p> </div> <div data-bbox="178 619 905 987" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="326 1018 771 1050" data-label="Caption"> <p>図 3-5 コンクリート侵食量評価結果</p> </div> <div data-bbox="172 1102 489 1134" data-label="Section-Header"> <p>c. 壁防護部寸法について</p> </div> <div data-bbox="172 1144 905 1459" data-label="Text"> <p>原子炉格納容器下部壁面コンクリートについても、床面コンクリートと同様に熔融炉心により侵食され、熔融炉心のドライウェルサンプルへの流入経路となる可能性がある。よって、原子炉格納容器下部壁面コンクリート防護のためにコリウムシールドに壁防護部を設ける。原子炉格納容器下部壁面の侵食量はあることから、壁防護部の寸法はコンクリート侵食量に余裕をみて [] とする。</p> </div> <div data-bbox="172 1501 519 1533" data-label="Section-Header"> <p>d. 耐熱材基本構成について</p> </div> <div data-bbox="172 1543 905 1858" data-label="Text"> <p>図3-3に示すとおり耐熱材は熔融炉心との接触に伴う熱衝撃対策として二層構造（サンプル防護材：厚さ [] + 犠牲材：厚さ []）とし、ジルコニア製の耐熱モルタルにて互いを接着する。サンプル防護材の厚さについては、耐熱材厚さ方向の熱伝導評価により、熔融炉心と接触する部分の温度時間変化を求め、最高温度が耐熱材材質であるジルコニアの融点を超えない厚さとする。</p> </div> <div data-bbox="192 1869 905 1900" data-label="Text"> <p>ジルコニア融点については、ジルコニア単体の融点は2677℃</p> </div>		<div data-bbox="1765 1501 2107 1533" data-label="Section-Header"> <p>a. 耐熱材基本構成について</p> </div> <div data-bbox="1765 1543 2507 1816" data-label="Text"> <p>耐熱材は熔融炉心との接触に伴う熱衝撃対策として二層構造（サンプル防護材：厚さ [] + 犠牲材：厚さ []）とし、 [] にて互いに接着する。サンプル防護材の厚さについては、耐熱材厚さ方向の熱伝導評価により、熔融炉心と接触する部分の温度時間変化を求め、最高温度が耐熱材材質であるジルコニアの融点を超えない厚さとする。</p> </div> <div data-bbox="1780 1858 2507 1900" data-label="Text"> <p>ジルコニア融点については、ジルコニア単体の融点は []</p> </div>	<p>・設計方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉のコリウムシールドは、原子炉格納容器下部床面全体を覆う構造であるため、壁防護寸法については記載していない。</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>であるが、共晶反応及び酸化還元反応・合金化反応により融点が下がることを考慮し、2100℃とした。一般に$UO_2 - ZrO_2$の共晶温度は約2500℃であることが知られており、$UO_2 - ZrO_2$の共晶温度を考慮しても十分に低い融点を設定している。また、耐熱材の熱伝導評価においては保守的に、図3-7に示すとおり溶融炉心と接触する耐熱材表面の温度として、溶融炉心初期温度を上回る [] を初期条件として与えている。加えて、溶融炉心の水への除熱量を、有効性評価にて用いている値 (800kW/m²) よりも小さい [] とすることで、溶融炉心が高温である時間が長くなり、より侵食量が増える評価条件としている。</p> <p>なお、評価結果から耐熱材の侵食量は [] 以下であるが、コリウムシールド設計においては耐熱材の厚さに十分な余裕※を見込み、サンプル防護材の厚さは [] とする。</p> <p>※別紙-1 に示す過去の侵食試験時の試験時間と実機条件の相違も考慮した。</p>  <p>図 3-6 解析モデル</p> <div data-bbox="163 1165 905 1669" style="border: 1px solid black; height: 240px; width: 250px; margin: 10px auto;"></div> <p>図 3-7 溶融炉心温度変化 (温度境界条件 $T_{in}(t)$)</p> <p>※破線：MAAP 解析結果，実線：解析結果を包絡する評価用温度を表す</p>	<p>であるが、共晶反応及び酸化還元反応・合金化反応により融点が下がることを考慮し、2,100℃とした。一般に$UO_2 - ZrO_2$の共晶温度は約 2,500℃であることが知られており、$UO_2 - ZrO_2$の共晶温度を考慮しても十分に低い融点を設定している。また、耐熱材の熱伝導評価においては保守的に、図 6 に示すとおり溶融炉心と接触する耐熱材表面の温度として、溶融炉心初期温度を上回る [] を初期条件として与えている。加えて、溶融炉心の水への除熱量を、有効性評価にて用いている値 (800kW/m² (圧力依存あり)) よりも保守的な値 [] とすることで、溶融炉心が高温である時間が長くなり、より侵食量が増える評価条件としている。</p> <p>なお、評価結果から耐熱材の侵食量は [] 以下であるが、コリウムシールド設計においては耐熱材の厚さに十分な余裕※を見込み、サンプル防護材の厚さは [] とする。</p> <p>※別紙-3 に示す過去の侵食試験時の試験時間と実機条件の相違も考慮した。</p>  <p>図 5 解析モデル</p> <div data-bbox="1736 1144 2507 1753" style="border: 1px solid black; height: 290px; width: 260px; margin: 10px auto;"></div> <p>図 6 溶融炉心温度変化 (温度境界条件 $T_{in}(t)$)</p> <p>※実線：MAAP 解析結果，破線：解析結果を包絡する評価用温度を表す</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
<div data-bbox="166 264 893 636" style="border: 1px solid black; height: 177px; width: 245px;"></div> <p data-bbox="284 659 789 688">図 3-8 デブリと接触するノードの温度変化</p> <p data-bbox="172 747 899 869">犠牲材については、あくまでも熱衝撃を吸収するためのもの（熱衝撃による割れを許容するもの）であることから、耐熱材製造上の最小厚さ（）とする。</p> <p data-bbox="172 884 899 961">また、<u>定期検査時の取外・取付を鑑み</u>、耐熱材は鋼製のカバープレート（）にて覆う構造とした。</p> <p data-bbox="172 1108 899 1272">なお、模擬溶融炉心によるジルコニア耐熱材の侵食挙動に係る実験として、欧州委員会のプロジェクトとして実施された CIT (Corium Interactions and Thermochemistry) 実験^{[1][2]}がある。</p> <p data-bbox="172 1287 899 1902">CIT実験において、溶融炉心中の酸化鉄含有量が大きい場合に、酸化鉄とジルコニアとの共晶反応により、ジルコニアの融点よりも低い温度でジルコニア耐熱材が溶融、侵食されたことが報告されている。実機における溶融炉心中の酸化鉄の割合は、<u>3%程度*</u>と小さいことから、実機においてジルコニア耐熱材の融点が大幅に下がることはないと考えられるが、ここでは CIT実験の各実験条件の中でも比較的実機に近い条件である CIT-9実験（模擬溶融炉心中の酸化鉄の割合：30.5%）及び、更に模擬溶融炉心中の酸化鉄の割合が高く、より共晶反応の影響が大きいと考えられる CIT-11実験（模擬溶融炉心中の酸化鉄の割合：81.0%）の結果を基に、侵食量を評価する。CIT-9実験では、模擬溶融炉心を2080℃から2474℃まで段階的に昇温し、各段階においてジルコニア耐熱材の侵食が確認されており、その最大侵食速度は0.18mm/minであった。一方、CIT-11実験におい</p>	<p data-bbox="952 527 1605 556">【比較のため、「添付資料3.5.1 別添3」の一部を記載】</p> <p data-bbox="943 615 1709 961">解析コードMAAPによる侵食量評価では、溶融炉心中のZrによるZrO₂耐熱材の還元反応を考慮し、耐熱材侵食試験結果に基づき侵食開始温度を保守的に2,100℃と設定した上で、溶融炉心によるコリウムシールドの侵食が生じないことを確認している。しかし、溶融炉心には少量ながらその他の金属酸化物も含まれており、これらの影響によってZrO₂耐熱材が侵食される可能性も考えられるため、関連する既往実験の知見を考慮した場合のコリウムシールドの侵食量について検討する。</p> <p data-bbox="943 1066 1234 1096">1. CIT実験について</p> <p data-bbox="967 1110 1709 1232">模擬溶融炉心によるZrO₂耐熱材の侵食挙動に係る実験として、欧州委員会のプロジェクトとして実施されたCIT実験^{[1][2]}がある。</p> <p data-bbox="967 1287 1709 1501">CIT実験では、第1図に示すような試験装置によって、模擬溶融炉心とZrO₂耐熱材を最長10時間程度接触させ、模擬溶融炉心の表面温度（ZrO₂耐熱材との界面温度）と侵食深さの推移が測定された。そのうち、CIT-9及びCIT-11では実機の条件に近い組成のZrO₂耐熱材が用いられている。</p> <p data-bbox="967 1516 1709 1902">CIT-9における入力エネルギー及び模擬溶融炉心表面温度とZrO₂耐熱材の侵食深さの推移を第2図及び第3図に示す。耐熱材の最終的な侵食深さは22.5mm、最大の侵食速度は0.18mm/minと報告されている。実験において、模擬溶融炉心は誘導加熱により2,080℃から2,474℃まで段階的に昇温されたが、出力を一定に維持し模擬溶融炉心の昇温を停止すると、耐熱材の侵食は一定の深さまで進んだ後に停止する挙動が確認されている。また、CIT-11における模擬溶融炉心表面温度とZrO₂耐熱材の侵食深さの推移を第4図に示す。最終的な侵食深さは</p>	<div data-bbox="1745 247 2502 646" style="border: 1px solid black; height: 190px; width: 255px;"></div> <p data-bbox="1893 659 2398 688">図 7 デブリと接触するノードの温度変化</p> <p data-bbox="1760 747 2502 869">犠牲材については、あくまでも熱衝撃を吸収するためのもの（熱衝撃による割れを許容するもの）であることから、耐熱材製造上の最小厚さ（）とする。</p> <p data-bbox="1760 884 2502 961">また、耐熱材は鋼製のライニングプレート（）にて覆う構造とした。</p> <p data-bbox="1760 1108 2502 1272">なお、模擬溶融炉心によるジルコニア耐熱材の侵食挙動に係る実験として、欧州委員会のプロジェクトとして実施されたCIT実験 (Corium Interactions and Thermochemistry) ^{[1][2]}がある。</p> <p data-bbox="1760 1287 2502 1902">CIT実験において、溶融炉心中の酸化鉄含有量が大きい場合に、酸化鉄とジルコニアとの共晶反応により、ジルコニアの融点よりも低い温度でジルコニア耐熱材が溶融、侵食されたことが報告されている。実機における溶融炉心中の酸化鉄の割合は、<u>4%程度*</u>と小さいことから、実機においてジルコニア耐熱材の融点が大幅に下がることはないと考えられるが、ここでは CIT実験の各実験条件の中でも比較的実機に近い条件である CIT-9実験（模擬溶融炉心中の酸化鉄の割合：30.5%）及び、更に模擬溶融炉心中の酸化鉄の割合が高く、より共晶反応の影響が大きいと考えられる CIT-11 実験（模擬溶融炉心中の酸化鉄の割合：81.0%）の結果を基に、侵食量を評価する。CIT-9実験では、模擬溶融炉心を2,080℃から2,474℃まで段階的に昇温し、各段階においてジルコニア耐熱材の侵食が確認されており、その最大侵食速度は0.18mm/minであった。一方、C</p>	<p data-bbox="2540 1472 2739 1549">・解析結果の相違 【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>て確認されたジルコニア耐熱材の侵食開始温度は1825℃であった。</p> <p>侵食評価においては、溶融炉心温度がCIT-11実験でのジルコニア耐熱材の侵食開始温度である1825℃より更に低い1800℃となるまで、ジルコニア耐熱材が0.18mm/minの侵食速度で侵食されると仮定する。図3-7より、溶融炉心温度が1800℃となるまでの時間は約3時間であることから、侵食量は約0.033mとなる。</p> <p>したがって、溶融炉心中の酸化鉄が局所的に存在しジルコニア耐熱材が侵食されたとしても、侵食量はコリウムシールドの耐熱材厚さ□ (サンプル防護材：□+犠牲材：□) を十分に下回るため、コリウムシールドの機能に影響はない。</p> <p>※RPV破損時点での溶融炉心中の酸化鉄割合 (MAAP解析結果より)</p> <p>なお、コリウムシールドのZrO₂耐熱材ブロック間やアンカボルト周囲の隙間には、耐熱材ブロックと同成分の不定形耐火物とモルタルバインダ (主成分：ケイ酸ナトリウム) を混練し</p>	<p>39.5mm、最大の侵食速度は0.28mm/minと報告されており、CIT-9と同様に出力を一定に維持すると侵食が停止する挙動が確認されている。</p> <p>【ここまで】</p> <p>【比較のため、「添付資料3.5.1 別添3」の一部を記載】</p> <p>3. 実機における溶融炉心中の金属酸化物によるZrO₂耐熱材の侵食</p> <p>CIT-9及びCIT-11実験は、ともに実機の酸化鉄の割合を大きく上回っているが、ここでは実機の酸化鉄の割合により近いCIT-9実験に基づき、溶融炉心中の金属酸化物によるZrO₂耐熱材の侵食量について考察する。</p> <p>実機のMAAP解析結果によれば、溶融炉心とコリウムシールドの接触面の最高温度は約2,000℃となっている。CIT-9実験では、これを上回る2,080℃において約4mmの侵食が見られているが、その侵食量は時間とともに増加する傾向にはない結果となっている。ただし、この挙動は実験容器が外部から冷却されていたことに起因することが示唆されており、外部冷却がない場合には侵食が継続的に生じる可能性がある。</p> <p>仮に実機において溶融炉心中の金属酸化物による侵食が継続的に生じる可能性を考慮し、RPV破損時点から溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度が1,800℃^{※3}を下回るまでの約3時間、CIT-9実験で確認された最大侵食速度である0.18mm/minで侵食が進んだと仮定した場合でも、侵食量は約33mmとなる。</p> <p>※3 溶融炉心中の酸化鉄による侵食がより生じやすい条件と考えられるCIT-11実験にて、ZrO₂耐熱材の侵食が開始している温度 (第4図)</p> <p>したがって、<u>万二</u>溶融炉心中の酸化鉄が局所的に存在し耐熱材が侵食されたとしても、侵食量はコリウムシールド厚さ15cmを十分下回る。</p> <p>なお、コリウムシールドのZrO₂耐熱材ブロック間やアンカボルト周囲の隙間には、耐熱材ブロックと同成分の不定形耐火物とモルタルバインダ (主成分：ケイ酸ナトリウム) を混練し</p>	<p>I T-11 実験において確認されたジルコニア耐熱材の侵食開始温度は1,825℃であった。</p> <p>侵食評価においては、溶融炉心温度がCIT-11実験でのジルコニア耐熱材の侵食開始温度である1,825℃より更に低い1,800℃となるまで、ジルコニア耐熱材が0.18mm/minの侵食速度で侵食されると仮定する。図6より、溶融炉心温度が1,800℃となるまでの時間は約3.7~7.8時間であることから、侵食量は約0.085mとなる。</p> <p>したがって、溶融炉心中の酸化鉄が局所的に存在しジルコニア耐熱材が侵食されたとしても、侵食量はコリウムシールドの耐熱材厚さ□ (サンプル防護材：厚さ□+犠牲材：厚さ□) を十分に下回るため、コリウムシールドの機能に影響はない。</p> <p>※RPV破損時点での溶融炉心中の酸化鉄割合 (MAAP解析結果より)</p> <p>なお、コリウムシールドのZrO₂耐熱材ブロック間やアンカボルト周囲の隙間には、耐熱材ブロックと同成分の不定形耐火物とモルタルバインダ (主成分：ケイ酸ナトリウム) を混練し</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 設備の構造や評価条件の差異により、1,800℃となるまでの時間および侵食量が異なる。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉および東</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. スリット部の構造について</p> <p><u>ドライウェル高電導度廃液サンプの前に設置するコリウムシールドについては、ドライウェル高電導度廃液サンプの漏えい検出機能を維持するため、コリウムシールド下部（床面との間）にスリットを設置する。スリット寸法については、ドライウェル高電導度廃液サンプへの漏えい水の流入量が 1gpm (0. 228m³/h) 以上となるように設定する。同時に、スリットが溶融炉心のサンプへの有意な流入経路とならないことを確認する。</u></p> <p>(i) スリット内の溶融炉心凝固評価について</p> <p>溶融炉心のスリット内凝固評価は実溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、複数の評価モデルで凝固評価を実施し、各々の結果を包絡するようにスリット長さを決定する。なお、凝固評価においては、事前注水成功によりスリット内に水が存在すると考えられるものの、スリット部が非常に狭隘であることから、水は存在しないものとして評価を行った。</p> <p>凝固評価に用いたモデルを表3-4に、各モデルでの凝固評価結果を表3-5に示す。モデルの違いにより溶融炉心の凝固評価結果に多少の差異があるものの、<u>最大でも</u> <input type="text"/> <u>あれば溶融炉心はスリット内で凝固することから、溶融炉心の凝固距離に余裕を見込んで、スリット長さを</u> <input type="text"/> <u>とする。</u></p>	<p>たモルタルを目地材として用いる。(第5図)。このモルタルは、耐熱材ブロックと同等のZrO₂含有率を有するものを用いるとともに、常温で固化し、固化後は周囲のZrO₂耐熱材と結合して耐熱材ブロックと同等の性能を発揮するため、溶融炉心による選択的な侵食は生じない。また、仮にモルタルの溶融を想定する場合においても、モルタルの大半を占めるZrO₂は溶融せず、モルタルバインダのみが溶融すると考えられるため、耐火材ブロックに生じる間隙は極めて僅かであること、及びコリウムシールドへの伝熱によって溶融炉心は表面がクラスト化し流動性が低下することから、耐火材ブロックに生じる間隙へ選択的に侵入するとは考え難く、コリウムシールドの健全性に影響を与えることはないと考ええる。</p> <p>【ここまで】</p>	<p><u>たモルタルを目地材として用いる。このモルタルは、耐熱材ブロックと同等のZrO₂含有率を有するものを用いるとともに、常温で固化し、固化後は周囲のZrO₂耐熱材と結合して耐熱材ブロックと同等の性能を発揮するため、溶融炉心による選択的な侵食は生じない。また、仮にモルタルの溶融を想定する場合においても、モルタルの大半を占めるZrO₂は溶融せず、モルタルバインダのみが溶融すると考えられるため、耐火材ブロックに生じる間隙は極めて僅かであること、及びコリウムシールドへの伝熱によって溶融炉心は表面がクラスト化し流動性が低下することから、耐火材ブロックに生じる間隙へ選択的に侵入するとは考え難く、コリウムシールドの健全性に影響を与えることはないと考ええる。</u></p> <p>b. スリット部の構造について</p> <p><u>原子炉格納容器下部床面に設置するコリウムシールドについては、床ドレンサンプの漏えい検出機能を維持するため、コリウムシールド下部（床面との間）にスリットを設置する。スリット寸法については、床ドレンサンプへの漏えい水の流入量が 1 gpm (0. 228m³/h) 以上となるように設定する。同時に、スリット内の溶融炉心が構造物への伝熱によりドレン配管に流入する前に凝固し、水路を閉塞することを確認する。</u></p> <p>(i) スリット内の溶融炉心凝固評価について</p> <p>溶融炉心のスリット内凝固評価は実溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、複数の評価モデルで凝固評価を実施し、各々の結果を包絡するようにスリット長さを決定する。なお、凝固評価においては、事前注水成功によりスリット内に水が存在すると考えられるものの、水は存在しないものとして評価を行った。</p> <p>凝固評価に用いたモデルを表4に、各モデルでの凝固評価結果を表5に示す。モデルの違いにより溶融炉心の凝固評価に多少の差異があるものの、<u>高さ</u> <input type="text"/> <u>のスリットであれば溶融炉心の流動距離は最大でも</u> <input type="text"/> <u>であることから、溶融炉心の凝固距離に余裕を見込んで、スリット長さを</u> <input type="text"/> <u>以上とする。</u></p>	<p>海第二では、コリウムシールドのZrO₂耐熱材ブロック間やアンカボルト周囲の隙間のモルタルに対する検討を実施している。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>設備設計の違いによる溶融炉心の凝固距離</p>

表 3-4 デブリ凝固評価モデル比較

評価モデル	概要	適用実績
	平行平板間で溶融デブリが凝固し流路が閉塞することを想定したモデル	・米国 NRC に認可されたモデル ・US-ABWR は本モデルに基づき標準設計認証を取得
	円管内での溶融デブリの流動距離を評価するモデル	・MAAP のRPV 下部プレナムにおける核計装管等の貫通部配管でのデブリ凝固評価に用いられている ・EPRI によって行われた模擬デブリの凝固試験結果と、本モデルの評価結果とが、おおよそ一致していることが確認されている
	流路周長全体を伝熱面とし、壁面への伝熱を評価するモデル	・溶融デブリに対する凝固評価には使用実績なし ・鋳造分野で使用されている

表 4 デブリ凝固評価モデル比較

評価モデル	概要	適用実績
	平行平板間の溶融デブリが凝固し流路が平衡することを想定したモデル	・米国 NRC に認可されたモデル ・US-ABWR は本モデルに基づき標準設計認証を取得
	円管内での溶融デブリの流動距離を評価するモデル	・MAAP のRPV 下部プレナムにおける核計装配管等の貫通部配管でのデブリ凝固評価に用いられている。 ・EPRI によって行われた模擬デブリの凝固試験結果と、本モデルの評価結果とが、おおよそ一致していることが確認されている。
	流路周長全体を伝熱面とし、壁面への伝熱を評価するモデル	・溶融デブリに対する凝固評価には使用実績なし ・鋳造分野で使用されている。

および必要となるスリット長さが異なる。

表 3-5 スリット内デブリ凝固評価結果

評価モデル	流動距離 (凝固するまでの距離)

表 5 スリット内デブリ凝固評価結果

評価モデル	流動距離 (凝固するまでの距離)

(ii) 漏えい検出機能への影響について

原子炉格納容器下部床面には勾配が無く、床面全体に漏えい水が広がった時点で初めてドライウェル高電導度廃液サンプに流入し、漏えいが検出されることから、漏えい水の水位がスリット高さ未満であれば、スリット部通過に伴う圧損が発生せず、コリウムシールドの有無に関わらず漏えい検出機能への影響はない。

従って、漏えい水の水位＝スリット高さとなる場合のスリット通過後の流量を求め、漏えい検出に必要な流量との比較を行う。

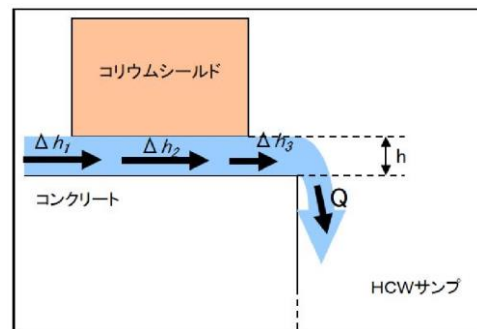


図3-9 スリット部流路概念

入口圧損 (Δh_1)、流路圧損 (Δh_2)、出口圧損 (Δh_3) とするとスリット部全体の圧損 (h) は以下の式で表される。

(ii) 漏えい検出機能への影響について

コリウムシールドは原子炉格納容器下部床面全面に設置することから、1 gpm の漏えい水がスリットを流れる際の損失水頭がコリウムシールド厚さ未満であれば、漏えい検出機能への影響はない。

従って、スリット通過時の損失水頭＝コリウムシールド厚さとなる場合のスリット通過後の流量を求め、漏えい検出に必要な流量 1 gpm (0.228m³/h) との比較を行う。

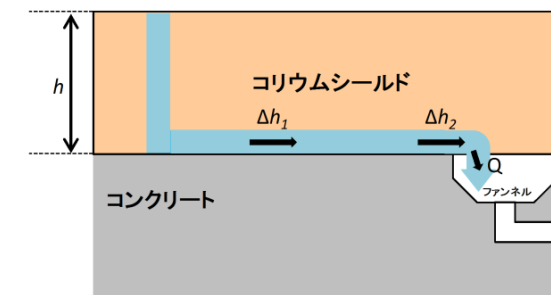
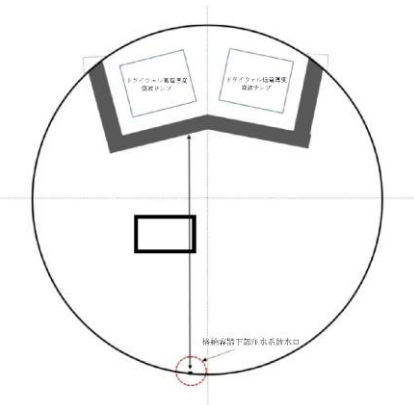


図 8 スリット部流路概念

スリット流路の圧損 (Δh_1)、出口圧損 (Δh_2) とするとスリット部全体の圧損 (h) は以下の式で表される。

・設備設計の相違
【柏崎 6/7】
設備設計の違いによる漏えい検出の評価モデルの差異。

柏崎刈羽原子力発電所 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>$h = \Delta h_1 + \Delta h_2 + \Delta h_3$</p> <p>上式の各項を展開し, $h =$ <input type="text"/> (スリット高さ), またスリット幅: <input type="text"/> とするとスリット通過後の流量 (Q) は</p> <p>$Q =$ <input type="text"/> (スリット1ヶ所あたり)</p> <p>となり, 漏えい検出に必要となる流量 (1gpm (0.228m³/h)) を上回る。</p> <p>従って, <u>ドライウェル高電導度廃液サンプ</u>の漏えい検出機能に影響はない。</p> <p>なお, スリット設置にあたっては, スリットが何らかの原因で閉塞することを鑑み, 床面レベルに <input type="text"/>, 幅 <input type="text"/>, 長さ <input type="text"/> のスリットを <input type="text"/> ヶ所, 更に床面から0.01mの高さに, 高さ <input type="text"/>, 幅 <input type="text"/>, 長さ <input type="text"/> のスリットを <input type="text"/> ヶ所設置する。</p> <p>(4) <u>コリウムシールドと原子炉压力容器との離隔距離</u></p> <p><u>炉心溶融事故発生時の原子炉压力容器の破損個所として, 原子炉压力容器下鏡中央部が想定される。原子炉压力容器の中心からコリウムシールドまでは約3.2m, ドライウェルサンプまでは約3.7m離れていることから原子炉压力容器から流出した溶融炉心がドライウェルサンプに直接流入することはないと考えている。</u></p> <div data-bbox="186 1440 887 1797" style="border: 1px solid black; height: 170px; width: 236px;"></div> <p>図3-10 原子炉压力容器中心からの離隔距離 (7号炉)</p>		<p>$h = \Delta h_1 + \Delta h_2$</p> <p>上式の各項を展開し, $h =$ <input type="text"/> (コリウムシールド厚さ), またスリット幅: <input type="text"/> とすると, スリット通過後の流量 (Q) は,</p> <p>$Q =$ <input type="text"/> (スリット1ヶ所あたり)</p> <p>となり, 漏えい検出に必要となる流量 (1gpm (0.228m³/h)) を上回る。</p> <p>従って, <u>ドライウェルサンプ</u>の漏えい検出機能に影響はない。</p> <p>なお, スリット設置にあたっては, スリットが何らかの原因で閉塞することを鑑み, 高さ <input type="text"/>, 幅 <input type="text"/>, 長さ <input type="text"/> 以上のスリットを4ヶ所設置する。</p> <p><u>以下にスリット部断面の概略図を示す。</u></p> <div data-bbox="1739 825 2504 1010" style="border: 1px solid black; height: 88px; width: 258px;"></div> <p>図9 スリット部断面概略図</p> <p>(iii) <u>原子炉格納容器下部壁面と水路(スリット部)の離隔距離</u></p> <p><u>原子炉格納容器下部壁面にはコリウムシールドを設置しないため, 壁面からのコンクリート侵食が想定される。原子炉格納容器下部壁面の侵食箇所がスリット流路内へのデブリの有意な流入経路とならないように, スリット部は壁から離して設置する。壁からの離隔距離については, 既存のファンネルの壁面までの長さ <input type="text"/> を考慮した上で, 構造上配置可能な範囲において, できる限り壁面から離れた配置とする。</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 設備設計の違いによる記載方針の相違。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 設備設計の違いによる離隔距離の考慮方法の差異。</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>(5) コリウムシールド設置に伴う悪影響の有無</p> <p>a. <u>原子炉格納容器下部注水系への悪影響の有無</u> コリウムシールドが設置される原子炉格納容器下部には原子炉格納容器下部注水系の注水口が設置されているが、注水口とコリウムシールド設置位置とは水平距離で <input type="text"/> 離隔されていることから、原子炉格納容器下部注水系の機能を阻害することはない。 なお、原子炉格納容器下部注水系の注水口は大量の溶融炉心が直接接触しない様に設置されていることから、溶融炉心により原子炉格納容器下部注水系の機能が喪失することはない。</p>  <p>図3-11 コリウムシールドと原子炉格納容器下部注水系注水口との設置位置概要図</p> <p>(6) <u>機器ファンネルからサンプルへの溶融炉心の流入について</u> 7号炉原子炉格納容器下部床面には機器ファンネルが存在し、溶融炉心が原子炉格納容器下部床面に堆積した場合には、溶融炉心の堆積高さが機器ファンネル高さを超えることから、機器ファンネルに溶融炉心が流入する。機器ファンネルの位置</p>		<p>(4) コリウムシールド設置に伴う悪影響の有無 コリウムシールドの設置により設計基準事故対処設備及び他の重大事故等対処設備に対し影響を及ぼす可能性があることから、コリウムシールドの設置による悪影響の有無について確認を行った。</p> <p>a. <u>原子炉格納容器の閉じ込め機能への悪影響の有無</u> コリウムシールド設置に伴う追加重量、圧力容器ペDESTAL基礎ボルトの発生荷重（モーメント）の増加率は小さく耐震性への影響は軽微であり、またコンクリート侵食及び非凝縮性ガスの発生を抑制することから、原子炉格納容器の閉じ込め機能への悪影響はない。</p> <p>b. <u>原子炉格納容器下部注水系への悪影響の有無</u> コリウムシールドが設置される原子炉格納容器下部には原子炉格納容器下部注水の注水口が設置されているが、コリウムシールド設置による既存の床面からの底上げによる干渉影響はなく、原子炉格納容器下部注水の機能を阻害することはない。</p> <p>なお、原子炉格納容器下部注水の注水口は大量の溶融デブリが直接接触しない様に設置されていることから、溶融炉心により原子炉格納容器下部注水の機能が喪失することはない。</p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、コリウムシールド設置に伴う格納容器閉じ込め機能への影響の考察を記載。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、コリウムシールドを原子炉格納容器下部床全面に敷設しているため、注水口とコリウムシールドの水平距離は記載していない。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、コリウムシールドを原子炉格納容器下部床全面に</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>及びドレン配管の敷設状況について図3-12に示す。</p> <p><u>機器ファンネルからドライウェルサンプへと繋がるドレン配管は、最短でも約3.6m以上の配管長を有しており、かつ「b. ドレン配管内での熔融炉心の凝固距離について」及び別紙-2に示すとおり、ドレン配管内の熔融炉心の凝固距離は最大でも約2.7mと、ドライウェルサンプに熔融炉心が流入することはない。しかしながら、ドレン配管内の熔融炉心の凝固挙動の不確かさを考慮し、ドライウェルサンプまでのドレン配管長が5m以下の機器ファンネルについては、コンクリート等により閉止を行う。</u></p> <p><u>なお、6号炉原子炉格納容器下部床面には機器ファンネルが存在しない。</u></p> <div data-bbox="290 764 780 1079" style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 165px; margin: 10px auto;"></div> <p>図3-12 機器ファンネル配置及びドレン配管敷設状況(7号炉)</p> <p><u>EPRI (Electric Power Research Institute) 及びFAI (FAUSKE & ASSOCIATE, LLC) が、下部プレナムを模擬した試験体に模擬熔融炉心 (Al₂O₃) を流入させる試験を行っている。同試験の試験体系が、比較的、7号炉のドレン配管 (80A) に近い体系となっていることから、その試験結果に基づき、ドレン配管内での熔融炉心の凝固距離について評価を行う。</u></p> <p><u>a. EPRI/FAI試験の概要</u></p> <p><u>図3-13に試験装置概要を示す。酸化鉄とアルミニウムによるテルミット反応により、模擬熔融炉心である熔融したAl₂O₃が生成される。模擬熔融炉心はテルミットレシーバに流入し、密度差により鉄とAl₂O₃とで成層化が起こる。密度差からAl₂O₃は鉄より上層にあることにより、Al₂O₃によりセメント製のキャップが熔融し、Al₂O₃のみLower Chamberに移行する。このとき、Lower Chamber及びドレン配管は水で満たされており、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下してくる際の実機の条件と</u></p>			<p>敷設し、機器ファンネルからのサンプへの熔融炉心の流入を防止できるため、本評価を実施していない。</p> <p>・記載箇所の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉については、EPRI/FAI試験の概要を2.(2)a.に記載している。</p>

類似している。試験の結果、模擬熔融炉心の流動距離（凝固距離）は0.79mであった。

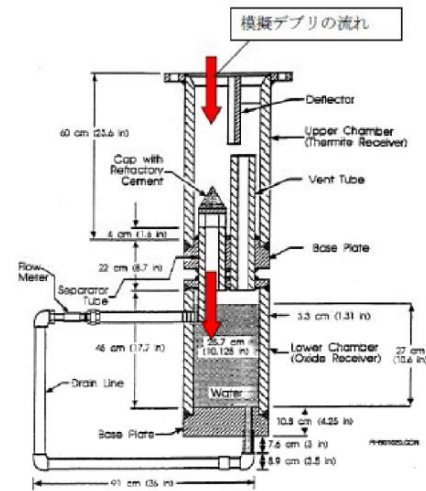


図3-13 EPRI 試験装置概要

b. ドレン配管内での熔融炉心の凝固距離について

ドレン配管内の熔融炉心の熔融凝固特性は流入する熔融炉心の保有熱量と、配管外部への放熱量に依存するものと考えられる。そこで、ドレン配管体系について、熔融炉心の物性の違いも考慮して、熔融炉心の保有熱量及び配管外への放熱量（配管系に依存）の比率に基づき流動距離を推定する。

表3-6に評価に使用する熔融炉心とコンクリートの物性値を示す。Al₂O₃の熔融潜熱 (h_{fs}=1.16×10⁶J/kg) に密度 (ρ=3800kg/m³) を乗じると、流動停止までの保有熱量は4408MJ/m³となる。一方、熔融炉心の流動停止までの保有熱量は顕熱と熔融潜熱の和として次式で表される。

$$h_{db} = \{ (T_d - T_{sol}) C_p + h_{fs} \}$$

ここで、h_{db}：熔融炉心の流動停止までの顕熱と熔融潜熱の和(J)、T_d：熔融炉心温度(°C)、T_{sol}：熔融炉心固相線温度(°C)、C_p：熔融炉心比熱(J/kg°C)、h_{fs}：熔融炉心熔融潜熱(J/kg)である。

このとき、h_{db}は約 [] となり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると [] となり、Al₂O₃の約 [] 倍となる。

また、ドレン配管(80A)の配管直径(d_f)を8cmと仮定すると、EPRI/FAI試験のドレンラインd_{tes}(5cm)より、配管径の比は約1.6倍である。配管径の比、保有熱量比を用いて、ドレン配管内の熔融炉心流動距離（凝固距離）を次の様に評価する。

$$L = L_{tes} \times d_f / d_{tes} \times (h_{db} \rho_{db}) / (h_{al} \rho_{al})$$

・記載箇所の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉では、熔融炉心の凝固距離を2.(2)のb.に記載。

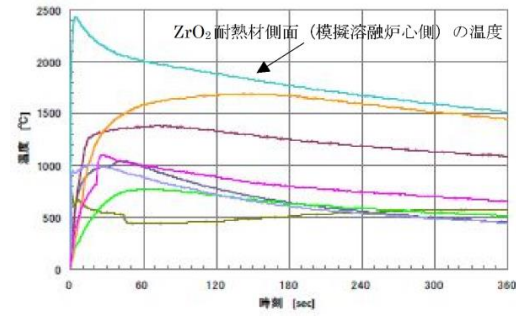
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ここで、L：ドレン配管内の溶融炉心流動距離（凝固距離）， L_{tes}：EPRI/FAI試験の流動距離，d_f/d_{tes}：配管直径比，$(h_{db} \rho_{db})$ $/ (h_{al} \rho_{al})$：流動停止までの保有熱量比である。</p> <p>EPRI/FAI試験の流動距離0.79mを基に，上記式によってドレン配管内の溶融炉心の凝固距離を評価すると，凝固距離はとなる。</p> <p><u>機器ファンネルからドライウェルサンプまでのドレン配管長は，最短でも約3.6m以上であることから，機器ファンネルに流入した溶融炉心は，ドレン配管内で凝固するため，ドライウェルサンプ内に到達することはないと考えられる。</u></p> <p>表3-6 評価に使用する溶融炉心物性値及びコンクリート物性値※</p>  <p>※溶融炉心物性値については，MAAP 解析における，原子炉圧力容器破損直前の下部プレナム内の物性値を使用した。また，コンクリート物性値については，原子炉格納容器のコンクリートの密度とし，また，既往の研究（NURREG/CR-2282）より融点及び溶融潜熱を引用した。</p> <p><u>(7) 6号炉コリウムシールドの構造について</u> <u>6号炉のコリウムシールドについても，上述の7号炉コリウムシールドと同様の設計方針に基づき，設計を行った。号炉間の既設設備の差異により，6号炉コリウムシールドと7号炉コリウムシールドとは一部形状が異なる。なお，使用している耐熱材材質に変更はなし。6号炉コリウムシールド外形図を図3-14に示す。</u></p>  <p>図3-14 コリウムシールド外形図（6号炉）</p>			<p>・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は，単号炉申請である。</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>参考文献</p> <p>[1] D. Lopukh et al., “New Experimental Results On The Interaction Of Molten Corium With Core Catcher Material” , ICONE-8179, (2000).</p> <p>[2] J. M. Seiler, K. Froment, “Material Effects On Multiphase Phenomena In Late Phases Of Severe Accidents Of Nuclear Reactors” , Multiphase Science and technology, Vol. 12, No. 2, pp. 117-257, (2000).</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 - 1</p> <p><u>耐熱材と模擬熔融炉心との相互作用試験結果について</u></p> <p>原子炉の過酷事故において、放射性物質が環境へ放出することを防ぐため、熔融炉心による格納容器の侵食を抑制する静的デブリ冷却システムの開発に取り組んでいる。熔融炉心を受け止めて保持する役割を担う耐熱材は、高融点で且つ化学的安定性に優れていることが必要であることから、候補材としては、ZrO_2 等が挙げられる。模擬熔融炉心と上記耐熱材との侵食データを取ることを目的として、侵食試験を実施した。</p> <p>以下に熔融Zr 及び模擬熔融炉心 (UO_2-ZrO_2-Zr) による耐熱材侵食試験の概要について示す。</p> <p>1. 熔融Zr による耐熱材侵食試験</p> <p>1-1. 試験方法</p> <p>耐熱材には <input type="text"/> <input type="text"/> ZrO_2 の多孔質材料を用いた。模擬熔融炉心の金属成分をるつぼに入れ、るつぼ上部に耐熱材試験片をセットする (図別 - 1)。これらを電気炉で加熱し、$2000^{\circ}C \sim 2200^{\circ}C$ の所定温度にして金属を溶かす。熔融した金属中に耐熱材試験片を上部から挿入し、5 分間保持する。その後、試験片を初期位置へ戻してから炉冷する。各種試験片について、冷却後に外観及び試験片の残存状態を確認した。なお、熔融炉心の主な構成材料として、BWR で使用される UO_2, Zr, ZrO_2, Fe 等が想定されるが、試験においては、金属成分は100mol%Zr とした。</p> <div data-bbox="409 1329 712 1585" data-label="Image"> </div> <p style="text-align: center;">図別 - 1 試験体系</p> <p>1-2. 試験結果</p> <p>図別 - 2 に金属組成が100mol%Zr における試験後の耐熱材試験片の断面写真を示す。いずれの耐熱材においても、金属組成のZr 量に応じて侵食量は増加した。また、金属組成によらず侵食量は <input type="text"/> > <input type="text"/> > ZrO_2 となり、ZrO_2, <input type="text"/>, <input type="text"/> の順に耐侵食性に優れていることが確認できた。</p>			<p>・記載箇所の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、コリウムシールド材料の選定について別紙-3 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
<div data-bbox="433 212 655 464" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="379 478 706 510" data-label="Caption"> <p>図別 - 2 試験後の断面写真</p> </div> <div data-bbox="172 525 647 556" data-label="Section-Header"> <p>2. 模擬熔融炉心による耐熱材侵食試験</p> </div> <div data-bbox="172 571 388 602" data-label="Section-Header"> <p>2-1. 試験方法</p> </div> <div data-bbox="172 615 923 737" data-label="Text"> <p>高融点材料にて製作したるつぼ内に円柱状に加工したZrO₂耐熱材と模擬熔融炉心粒子を所定の重量分装荷した。模擬熔融炉心の組成はUO₂-ZrO₂-Zr : 30mol%-30mol%-40mol%とした。</p> </div> <div data-bbox="172 747 923 1003" data-label="Text"> <p>同るつぼを試験装置の誘導コイル内に設置して、誘導加熱により加熱を行った。試験中の模擬熔融炉心の温度は、放射温度計により計測した。試験時の温度は、放射温度計や熱電対にて計測している模擬熔融炉心の温度が、目標温度範囲 (2000℃～2100℃) に入るように温度制御を行った。温度保持時間は10分とした。試験体系を図別-3 に示す。</p> </div> <div data-bbox="427 1024 661 1268" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="433 1285 655 1316" data-label="Caption"> <p>図別 - 3 試験体系</p> </div> <div data-bbox="172 1331 388 1362" data-label="Section-Header"> <p>2-2. 試験結果</p> </div> <div data-bbox="172 1375 923 1587" data-label="Text"> <p>試験温度の推移を図別 - 4 に示す。試験においては2000℃～2050℃の範囲で、約10分程度温度が保持されている事を確認した。また、試験後のるつぼの断面写真を図別-5 に示す。ZrO₂耐熱材の厚さが試験前から変わっていないことから、模擬熔融炉心によるZrO₂耐熱材の有意な侵食が無いことが分かる。</p> </div> <div data-bbox="365 1598 730 1856" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="409 1871 676 1902" data-label="Caption"> <p>図別 - 4 試験温度推移</p> </div>			

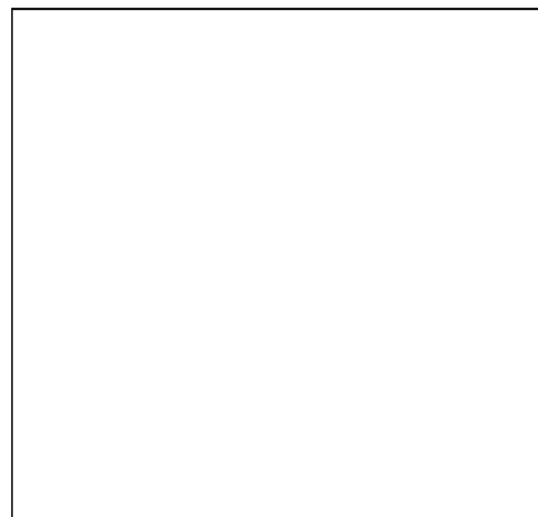
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="329 218 762 499" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="379 520 712 554" data-label="Caption"> <p>図別 - 5 試験後の断面写真</p> </div> <div data-bbox="172 611 626 646" data-label="Section-Header"> <p>3. 耐熱材への模擬熔融炉心落下試験</p> </div> <div data-bbox="172 655 391 690" data-label="Section-Header"> <p>3-1. 試験方法</p> </div> <div data-bbox="166 697 926 1094" data-label="Text"> <p>耐熱材に熔融炉心が接触した際の短期的な相互作用を確認するため、ZrO₂ 耐熱材の上に模擬熔融炉心を落下させ、耐熱材の侵食深さの測定、耐熱材侵食性状や模擬熔融炉心の固化性状の分析などを実施した。模擬熔融炉心の組成はUO₂-ZrO₂-Zr : 30mol%-30mol%-40mol%とした。ZrO₂ 耐熱材を内張りしたコンクリートトラップの上部に電気炉を設置し、電気炉により加熱した模擬熔融炉心をZrO₂ 耐熱材上に落下させ、コンクリートトラップに設置した熱電対によりZrO₂ 耐熱材の温度を測定した。試験装置を図別-6 に示す。</p> </div> <div data-bbox="305 1119 777 1434" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="430 1461 655 1497" data-label="Caption"> <p>図別 - 6 試験装置</p> </div> <div data-bbox="172 1507 391 1543" data-label="Section-Header"> <p>3-2. 試験結果</p> </div> <div data-bbox="166 1549 926 1902" data-label="Text"> <p>試験温度推移を図別 - 7 に示す。ZrO₂ 耐熱材側面（模擬熔融炉心側）の温度を測定する熱電対が模擬熔融炉心落下直後に最高温度約2450℃を観測したことから、落下してきた模擬熔融炉心温度は2450℃以上であったと推測される。また、試験後のコンクリートトラップ断面写真を図別 - 8 に示す。模擬熔融炉心接触部から最大で約1cm が黒色化し、その周辺部が白色化していることが確認されたものの、顕著な耐熱材の侵食及び、耐熱材の割れは確認されなかった。</p> </div>			



図別 - 7 試験温度推移



図別 - 8 試験後の断面写真



図別-9 耐熱材表面の成分分析結果

一般に、 ZrO_2 には還元雰囲気中で高温に曝露されると材料中に酸素欠損が起こり、変色する特性があることが知られている。試験においては、計測された模擬溶融炉心の温度が $2450^{\circ}C$ 以上と高温であり、かつ模擬溶融炉心中には金属Zrが存在することから、模擬溶融炉心中の金属Zrによって ZrO_2 耐熱材の表面で還元反応が起こり、酸素欠損が生じたと推測される。しかしながら、黒色部についてX線回折分析を行った結果、耐熱材表面の組成に有意な変化が確認されなかったことから、欠損した酸素の量は微量であり、 ZrO_2 耐熱材の耐熱性能に影響はないと考えられる(図別-9参照)。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、事故時においては、格納容器下部に事前注水がなされているため、格納容器下部に落下してきた熔融炉心の中に残存する未酸化の金属Zr は、水との反応によって酸化されると想定される。MAAP 解析の結果から、格納容器下部に落下してきた熔融炉心は、2000℃を超える高い温度でコリウムシールドと数十分接触する可能性があるが、上述のとおり、熔融炉心中の金属Zr は酸化されていると考えられることから、事故時に熔融炉心がコリウムシールドと接触したとしても、ZrO₂ 耐熱材の表面が還元されることによる影響は軽微であると考えられる。</p> <p>4. まとめ</p> <p>以上により、ZrO₂ 耐熱材が熔融炉心に対して高い耐性を有していることが分かった。</p> <p>なお、実際の事故状況においては上述のとおり、ZrO₂ 耐熱材の表面が還元されにくく、還元による影響は軽微であると考えられる。また、本試験において黒色化が確認されたZrO₂耐熱材はX線回折分析の結果から、その組成は大きく変化していないと考えられる。一方で、ZrO₂ 耐熱材の機械的強度の変化の有無等については、本試験において十分なデータ採取がなされていないことから、コリウムシールドの実設計においては、耐熱材構造をサンプル防護材（厚さ：□□）と、サンプル防護材に直接熔融炉心が接触することを防ぐ犠牲材（厚さ：□□）との二層構造としていることに加え、サンプル防護材の厚さは、解析により求めた侵食量□□に十分な余裕を見込んだ厚さ□□とすることにより、高温状態の熔融炉心とコリウムシールドとの接触に伴う悪影響を考慮した保守的な設計としている。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p>本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。</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>4. コリウムシールドに期待した場合の評価</p>	<p>【比較のため、「添付資料3.5.1」の一部を記載】</p> <p>格納容器破損モード「<u>熔融炉心・コンクリート相互作用</u>」に対する重大事故等対処設備であるコリウムシールドについて、解析コードにおける取扱いを示すとともに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響について整理する。</p> <p>1. 解析コードにおけるコリウムシールドの取扱いについて</p> <p>解析コードMAAPにおける、<u>熔融炉心・コンクリート相互作用</u>（以下「MCCI」という。）伝熱モデルでは、熔融炉心-コンクリート間の伝熱、クラストの伝熱と厚さ、上部クラスト-水プール間熱伝達が考慮されている。ここでは、コリウムシールド模擬に伴う設定の変更点及び評価モデルの適用性について示す。</p> <p>(1) コリウムシールドの模擬について</p> <p>解析コードMAAPにおけるMCCI伝熱モデルの概念図を第1図に示す。解析コードMAAPによる侵食量評価では、本モデルのうちコンクリートの物性値として設定されている以下のパラメータについてZrO_2の物性値を固定値で設定し、コリウムシールドを模擬している。なお、通常のコリウムシールド評価モデルではコンクリート表面に存在するライナを考慮しているが、コリウムシールドの模擬に当たってはライナの物性値についてもコリウムシールド耐熱材のものを設定し、ライナを考慮しないモデルとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・侵食開始温度 ・密度 ・比熱 ・熱伝導率 ・熔融潜熱 <p>侵食開始温度については、化学反応等による侵食開始温度低下を考慮した保守的な設定としている（別添1）。また、落下した熔融炉心とコリウムシールド間の接触面温度は侵食開始温度未満であることから、コリウムシールドの侵食は発生しない。なお、解析上はコリウムシールドの厚さを考慮し、コリウムシールド裏面にはコンクリートが配置されたモデル^{*1}として評価を実施しているが、コンクリート-コリウムシールド間の伝熱において接触熱抵抗は考慮していない。</p>	<p>4. コリウムシールドに期待した場合の評価</p> <p>コリウムシールドについて、解析コードにおける取扱いを示すとともに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響を確認するため、原子炉格納容器下部におけるコリウムシールド及びコンクリート侵食量を評価した。</p> <p>(1) 解析コードにおけるコリウムシールドの取扱いについて</p> <p>MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデルでは、熔融炉心-コンクリート間の伝熱、クラストの伝熱と厚さ、上部クラスト-水プール間熱伝達が考慮されている。ここでは、コリウムシールド模擬に伴う設定の変更点及び評価モデルの適用性について示す。</p> <p>a. コリウムシールドの模擬について</p> <p>MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデルの概念図を図10に示す。MAAPコードによる侵食量評価では、本モデルのうち、コンクリートの物性値として設定されている以下のパラメータについて、ZrO_2の物性値を固定値で設定し、コリウムシールドを模擬している。なお、通常のコリウムシールド評価モデルではコンクリート表面に存在するライナを考慮しているが、コリウムシールドの模擬に当たってはライナの物性値についてもコリウムシールド耐熱材のものを設定し、ライナを考慮しないモデルとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・侵食開始温度 ・密度 ・比熱 ・熱伝導率 ・熔融潜熱 <p>侵食開始温度については、化学反応等による侵食開始温度低下を考慮した保守的な設定としている。また、落下した熔融炉心とコリウムシールド間の接触面温度は侵食開始温度未満であることから、コリウムシールドの侵食は発生しない。なお、解析上はコリウムシールド厚さを考慮し、コリウムシールド裏面にはコンクリートが配置されたモデルとして評価を実施しているが、コンクリート-コリウムシールド間の伝熱において接触熱抵抗は考慮していない。</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉および東海第二では、MAAPコードを用いてコリウムシールドに期待した場合の評価を実施していることから、評価方法の概要について記載。</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>以上のとおり、<u>解析コード</u>MAAPにおいてコリウムシールドを適切に模擬している。</p> <p>※1 <u>ペDESTAL (ドライウエル部) 壁面, 床のコンクリートとドライウエル, サプレッション・チェンバ雰囲気との伝熱についても考慮している。</u></p> <p>(2) 溶融炉心ーコリウムシールド間の伝熱</p> <p>溶融炉心ーコリウムシールド間の伝熱は、溶融炉心ーコンクリート間の伝熱と同様のモデルを用いている。溶融プールからクラスト、クラストから構造材への伝熱は以下の式で評価され、(1)で示した構造材の物性値等による影響を受けずにクラスト内の熱量が全て構造材に移行する扱いとなっており、壁面及び床の材質に依存しないモデルとなっている。なお、伝熱を受けた構造材の温度上昇は、構造材の熱伝導率等の物性にに基づき計算され、種々の実験により得られたコリウムシールド耐熱材の物性値を適切に入力することで、適切に計算される。</p> <p>床方向の熱流束 $q_d = h_d (T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cd}$ $h_d = h_{d0}(1 - f_s)^n$</p> <p>壁方向の熱流束 $q_s = h_s (T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cs}$ $h_s = h_{s0}(1 - f_s)^n$</p> <p>ここで、</p> <p>q_d, q_s : 床方向及び側面方向の熱流束 [W/m²] h_d, h_s : 溶融プールからクラスト層への対流熱伝達係数 [W/m²K] h_{d0}, h_{s0} : 溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数 [W/m²K] f_s : 固化割合 [-] n : 固化効果項の指数 [-] T_f : 溶融プールの温度 [K] $T_{F,m}$: デブリ融点 [K] q_v : 体積発熱率 [W/m³] X_{cd}, X_{cs} : 床面及び壁面のクラスト厚さ [m]</p> <p>(3) クラストの厚さ</p> <p>床面及び壁面のクラスト厚さ評価モデルでは、溶融プールからの伝熱及び構造材への伝熱によりクラスト厚さの変化率</p>	<p>以上のとおり、<u>MAAPコード</u>においてコリウムシールドを適切に模擬している。</p> <p>b. 溶融炉心ーコリウムシールド間の伝熱</p> <p>溶融炉心ーコリウムシールド間の伝熱は、溶融炉心ーコンクリート間の伝熱と同様のモデルを用いている。溶融プールからクラスト、クラストから構造材への伝熱は以下の式で評価され、<u>a.</u>で示した構造材の物性値等による影響を受けずにクラスト内の熱量が全て構造材に移行する扱いとなっており、壁面及び床の材質に依存しないモデルとなっている。なお、伝熱を受けた構造材の温度上昇は、構造材の熱伝導率等の物性にに基づき計算され、種々の実験により得られたコリウムシールド耐熱材の物性値を適切に入力することで、適切に計算される。</p> <p>床方向の熱流束 $q_d = h_d (T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cd}$ $h_d = h_{d0}(1 - f_s)^n$</p> <p>壁方向の熱流束 $q_s = h_s (T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cs}$ $h_s = h_{s0}(1 - f_s)^n$</p> <p>ここで、</p> <p>q_d, q_s : 床方面及び側面方向の熱流束 [W/m²] h_d, h_s : 溶融プールからクラスト層への対流熱伝達係数 [W/m²K] h_{d0}, h_{s0} : 溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数 [W/m²K] f_s : 固化割合 [-] n : 固化効果項の指数 [-] T_f : 溶融プールの温度 [K] $T_{F,m}$: デブリ融点 [K] q_v : 体積発熱率 [W/m³] X_{cd}, X_{cs} : 床面及び壁面のクラスト厚さ [m]</p> <p>c. クラストの厚さ</p> <p>床面及び壁面のクラスト厚さ評価モデルでは、溶融プールからの伝熱及び構造材への伝熱によりクラスト厚さの変化率</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>ペDESTAL構造の相違。</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>を計算しており、壁面及び床の材質に依存しないモデルとなっているため、コリウムシールドにも適用可能である。なお、クラスト-コリウムシールド接触面温度は、(1)に記載のとおり ZrO_2 の物性値を基に計算されることから、クラストの厚さを評価するにあたり ZrO_2 の物性値が考慮されている。</p> $q = 2k_F(T_{F,m} - T_i)/x_c$ <p>ここで、</p> <p>q : 床方向又は側面方向の熱流束 [W/m²] k_F : デブリ熱伝導率 [W/mK] $T_{F,m}$: デブリ融点 [K] T_i : クラスト-コリウムシールド接触面温度*2 [K] x_c : 床面又は壁面のクラスト厚さ [m]</p> <p>※2 コリウムシールドの表面温度と同値であり、クラストからの伝熱量及び入力したコリウムシールドの物性値に基づいて適切に計算されている。</p>  <p>第1図 解析コードMAAPにおけるMCC I 伝熱モデル</p>	<p>を計算しており、壁面及び床の材質に依存しないモデルとなっているため、コリウムシールドにも適用可能である。なお、クラスト-コリウムシールド接触面温度は、(1)に記載のとおり ZrO_2 の物性値を基に計算されることから、クラストの厚さを評価するにあたり ZrO_2 の物性値が考慮されている。</p> $q = 2k_F(T_{F,m} - T_i)/x_c$ <p>ここで、</p> <p>q : 床方面又は側面方向の熱流束 [W/m²] k_F : デブリ熱伝導率 [W/mK] $T_{F,m}$: デブリ融点 [K] T_i : クラスト-コリウムシールド接触面温度*1 [K] x_c : 床面又は壁面のクラスト厚さ [m]</p> <p>※1 コリウムシールドの表面温度と同値であり、クラストからの伝熱量及び入力したコリウムシールドの物性値に基づいて適切に計算されている。</p>  <p>図10 MAAPコードのMCC I 伝熱モデル</p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉および東海第二では、解析コードにおける不確かさ要因を整理。</p>
	<p>2. 解析コードにおける不確かさの影響</p> <p>(1) 不確かさの整理</p> <p>解析コードにおける、コリウムシールドを考慮したMCC I 過程毎の不確かさ要因を整理する。BWRプラント安全審査資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において、MCC Iは以下の過程で段階的に推移することが示されているが、コリウムシールドを考慮してもこの過程に変わりはない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器下部ヘッド破損過程 	<p>(2) 解析コードにおける不確かさの影響</p> <p>(i) 不確かさの整理</p> <p>解析コードにおける、コリウムシールドを考慮したMCC I 過程毎の不確かさ要因を整理する。BWRプラント安全審査資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において、MCC Iは以下の過程で段階的に推移することが示されているが、コリウムシールドを考慮してもこの過程に変わりはない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器下部ヘッド破損過程 	

柏崎刈羽原子力発電所 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>・ 溶融物の落下・堆積過程</p> <p>・ MCC I 進行と注水によるデブリ冷却過程</p> <p><u>ただし、「MCC I 進行と注水によるデブリ冷却過程」においては、MCC I 現象の影響因子として溶融炉心からのコリウムシールドを介したコンクリートへの伝熱を考慮する必要がある。ここで、MCC I 伝熱モデルでは固定値の物性を設定することから、コリウムシールドを介した伝熱の感度解析パラメータとして、コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性が想定される。第 2 図にMCC I における不確かさに関する流れ図を示す。</u></p> <p>MCC I 現象の影響因子より抽出された感度解析パラメータに対して、感度解析の要否を整理する。MCC I 評価の不確かさに関する評価結果を第 1 表に示す。</p> <p>エントレインメント係数について、感度解析より溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認している。また、このことは、エントレインメント係数の不確かさにより溶融炉心の細粒化割合が変化した場合でも溶融炉心の温度に対する感度は小さいことを示しており、コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さく、コリウムシールドを考慮した感度解析は不要である。</p> <p>溶融炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりが増えたと想定した場合は、種々の不均一な堆積形状を考慮しても、<u>拡がりが増えたと想定した場合、種々の不均一な堆積形状を考慮しても、拡がりが増えたと想定されないペデスタル（ドライウェル部）への均一な堆積形状の方が溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり、溶融炉心が冷却される傾向となる。拡がりが増えたと想定されない均一な堆積形状の場合、溶融炉心落下時点における溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度はコリウムシールドの侵食開始温度を下回っており、また、溶融炉心への注水によって溶融炉心は継続的に冷却されることから、溶融炉心の拡がりが増えたと想定した場合においても、コリウムシールド及びコ</u></p>	<p>・ 溶融物の落下・堆積過程</p> <p>・ MCC I 進行と注水によるデブリ冷却過程</p> <p>MCC I 現象の影響因子より抽出された感度解析パラメータに対して、感度解析の要否を整理する。MCC I 評価の不確かさに関する評価結果を表 6 に示す。</p> <p>エントレインメント係数について、感度解析より溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認している。また、このことは、エントレインメント係数の不確かさにより溶融炉心の細粒化割合が変化した場合でも溶融炉心の温度に対する感度は小さいことを示しており、コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さく、コリウムシールドを考慮した感度解析は不要である。</p> <p>溶融炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりが増えたと想定した場合は、種々の不均一な堆積形状を考慮しても、<u>拡がりが増えたと想定されない原子炉格納容器下部への均一な堆積形状の方が溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり、溶融炉心が冷却される傾向となる。原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心については、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」（以下「ベースケース」という）の有効性評価では、床面に一様に広がる評価モデルとして扱っているが、堆積形状の不確かさが想定されるため、プラントの形状や事前水張りの深さを踏まえて、拡がりが増えたと想定された感度解析により、影響を確認する。</u></p>	<p>・ 評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、格納容器構造の観点から、コリウムシールドを介した熱伝達の不確かさが格納容器の機能の健全性へ与える影響は小さいと判断し、コリウムシールドの伝熱に対する感度解析は実施していない。（島根 2 号炉の原子炉格納容器下部床面から格納容器ライナまでのコンクリート厚さは約 4 m）</p> <p>・ 評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の拡がり</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>ンクリートの侵食への影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はないことから、コリウムシールドを考慮した感度解析は不要である。</u></p> <p>上面熱流束係数及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数について、溶融炉心・コンクリート相互作用への影響を確認する観点で実施したエントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を踏まえ、<u>解析コードMAAPによりコリウムシールド及びコンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプールへの熱流束を対象に感度解析を行い、影響を確認する。【感度解析①】</u></p> <p>また、侵食の異方性について、コンクリート侵食の異方性については溶融炉心からプール水への熱流束の感度に比べて影響が小さいことが確認されており、コリウムシールドは侵食開始温度に到達していないことより同様に影響が小さいと考えられるため、上記の溶融炉心からプールへの熱流束を対象にした感度解析により、影響を確認する。<u>【感度解析①】</u></p> <p><u>コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性について、解析コードMAAPにおけるMCCI伝熱モデルでは、固定値の物性を設定することから、不確かさが想定される。このため、感度解析により伝熱物性値（熱伝導率、比熱）の温度依存性の影響を確認する。【感度解析②】</u></p>	<p>上面熱流束係数及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数について、溶融炉心・コンクリート相互作用への影響を確認する観点で実施したエントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を踏まえ、<u>MAAPコードによりコリウムシールド及びコンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプールへの熱流束を対象に感度解析を行い、影響を確認する。</u></p> <p>また、侵食の異方性について、コンクリート侵食の異方性については溶融炉心からプール水への熱流束の感度に比べて影響が小さいことが確認されており、コリウムシールドは侵食開始温度に到達していないことより同様に影響が小さいと考えられるため、上記の溶融炉心からプールへの熱流束を対象にした感度解析により、影響を確認する。</p>	<p>面積に対する感度解析を実施。</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】 島根2号炉では、コリウムシールドを介した熱伝達の不確かさが格納容器の機能の健全性へ与える影響は小さいと判断し、コリウムシールドの伝熱に対する感度解析は実施していない。</p>

第1表 コリウムシールドを考慮した場合のMCCI評価の不確かさに関する整理結果

MCCI現象への影響因子	不確かさ要因	有効性評価の取扱い	解析コード安全審査資料*における感度解析の取扱い	東海第二発電所におけるコリウムシールドを考慮した取扱い
下部ヘッド破損モード	破損部位 破損口侵食拡大	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の初期瞬時動機機構へのシリングの瞬時破損を想定し、破損口径の拡大を考慮	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の瞬時破損を想定し、破損口径の拡大も考慮しているため、感度解析不要	同左
溶融炉心落下量	原子炉圧力容器内溶融進展	全炉心相当を想定	全炉心相当の最も厳しい落下量を想定しているため、感度解析不要	同左
溶融炉心の粒子化	プール水深	ベダスタルの注水開始条件及び注水流量について、手前量固定に準じた操作を想定	解析モデルパラメータではないため、感度解析不要	同左
	エントレインメント係数	実験解析を元に、粒子化割合を少ない側に評価する値を使用	エントレインメント係数に不確かさがあるため、解析コードMAAPの不確かさ範囲内(FARO実験解析に基づき)で感度解析を実施	左記の感度解析により、溶融炉心の細粒化割合がコングリート侵食に与える感度が小さいことを確認しており、溶融炉心の細粒化割合が溶融炉心侵食に対する感度は小さく考えられることから感度解析不要
溶融炉心の拡がり	溶融炉心ジェット径	破損口径に対応した径を考慮	最も大きい径を想定して、粒子化割合を小さくし、水に落下した際のエアリアクエーション量を小さくして最も小さい側の取扱いをしているため、感度解析不要	同左
	水による拡がり抑制	拡がりの知見から、全面に拡がることを想定し、均一増殖モデルを使用	溶融炉心の拡がりを抑制した場合は、水蒸気発生等の個別プラントの状態を踏まえた感度解析等の取扱いを行うことが必要	溶融炉心の拡がりが抑制される場合は、溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり、溶融炉心が冷却される傾向となる。拡がりが抑制されない場合、溶融炉心帯下脚点における溶融炉心とコリウムシールド後部熱伝導率はコリウムシールドの侵食毎時温度を下げつつあり、また、注水により溶融炉心は断熱的に冷却されることから、侵食への影響は小さく、感度解析不要
デブリから水への熱伝達	デブリ上面の性状	粒子状デブリの熱伝達として、現実的な範囲内で保守側の想定をして、大気圧状態で800kPa程度として圧力依存性を考慮	粒径やポロシティの不確かさを考慮して、下限の熱伝達率に対して感度解析を実施	【感度解析①】(コングリートの種類と同じ) 溶融炉心・コングリート相互作用への影響の観点で、エントレインメント係数、上面熱伝達率からコングリート後部熱伝導率を評価することにより、コリウムシールド及びコングリートの熱伝達率について感度解析を実施
コリウムシールドを介した熱伝達	伝熱物性値の温度依存性	コリウムシールド侵食開始温度における物性値を考慮	—	【感度解析②】(コングリートの種類と同じ) コリウムシールドの伝熱物性値には温度依存性があることを踏まえ、コリウムシールド及びコングリートの熱伝達率について感度解析を実施
コングリート種類(玄武岩系コングリートの異方性)の異方性	壁方向と床方向の熱分配	溶融プールが完全な柱相の場合の対流熱伝達係数として、壁方向クワラストを使用	床方向と壁方向の侵食の異方性を見るため、C C I-3 実験で観察された熱分配比率を想定して感度解析を実施	【感度解析③】(コングリートの種類と同じ) コリウムシールドの熱伝達率について感度解析を実施
	溶融炉心の粒子化	溶融炉心を元に、粒子化割合を少ない側に評価する値を使用	最も大きい径を想定して、粒子化割合を小さくし、水に落下した際のエアリアクエーション量を小さくして最も小さい側の取扱いをしているため、感度解析不要	【感度解析④】(コングリートの種類と同じ) コリウムシールドの熱伝達率について感度解析を実施

* BWRプラント安全審査資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」

表6 コリウムシールドを考慮した場合のMCCI評価の不確かさに関する整理結果

MCCI現象への影響因子	不確かさ因子	有効性評価の取扱い	解析コード安全審査資料*における感度解析の取扱い	島根原子力発電所2号炉におけるコリウムシールドを考慮した取扱い
下部ヘッド破損モード	破損部位 破損口侵食拡大	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の初期瞬時動機機構へのシリングの瞬時破損を想定し、破損口径の拡大を考慮	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の瞬時破損を想定し、破損口径の拡大も考慮しているため、感度解析不要	同左
溶融炉心落下量	原子炉圧力容器内溶融進展	全炉心相当を想定	全炉心相当の最も厳しい落下量を想定しているため、感度解析不要	同左
	プール水深	原子炉格納容器下部への注水開始条件及び注水流量について、手前量固定に準じた操作を想定	解析モデルパラメータではないため、感度解析不要	同左
溶融炉心の拡がり	エントレインメント係数	実験解析を元に、粒子化割合を少ない側に評価する値を使用	エントレインメント係数に不確かさがあるため、MAAPコードの不確かさ範囲内(FARO実験解析に基づき)で感度解析を実施	左記の感度解析により、溶融炉心の粒子化割合がコングリート侵食に与える感度が小さいことを確認しており、コリウムシールド侵食に対する感度は小さく考えられることから感度解析不要
	溶融炉心ジェット径	破損口径に対応した径を考慮	最も大きい径を想定して、粒子化割合を小さくし、水に落下した際のエアリアクエーション量を小さくして最も小さい側の取扱いをしているため、感度解析不要	同左
溶融炉心の拡がり	水による拡がり抑制	拡がりの知見から、全面に拡がることを想定し、均一増殖モデルを使用	溶融炉心の拡がりを抑制した場合は、水蒸気発生等の個別プラントの状態を踏まえた感度解析等の取扱いを行うことが必要	同左
	デブリ上面の性状	粒子状デブリの熱伝達として、現実的な範囲内で保守側の想定をして、大気圧状態で800kPa程度として圧力依存性を考慮	粒径やポロシティの不確かさを考慮して、下限の熱伝達率に対して感度解析を実施	【感度解析①】(コングリートの種類と同じ) 溶融炉心・コングリート相互作用への影響の観点で、エントレインメント係数、上面熱伝達率からコングリート後部熱伝導率を評価することにより、コリウムシールド及びコングリートの熱伝達率について感度解析を実施
デブリから水への熱伝達	壁方向と床方向の熱分配	溶融プールが完全な柱相の場合の対流熱伝達係数として、壁方向クワラストを使用	床方向と壁方向の侵食の異方性を見るため、C C I-3 実験で観察された熱分配比率を想定して感度解析を実施	【感度解析②】(コングリートの種類と同じ) コリウムシールドの熱伝達率について感度解析を実施
	溶融炉心の粒子化	溶融炉心を元に、粒子化割合を少ない側に評価する値を使用	最も大きい径を想定して、粒子化割合を小さくし、水に落下した際のエアリアクエーション量を小さくして最も小さい側の取扱いをしているため、感度解析不要	【感度解析③】(コングリートの種類と同じ) コリウムシールドの熱伝達率について感度解析を実施

* BWRプラント安全審査資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」

柏崎刈羽原子力発電所 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>【比較のため、記載を並び替え】</p> <p>(2) 格納容器下部床面の評価(熔融炉心が均一に拡がらない場合)</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心について、評価モデルでは床面に一様に拡がるものとして扱っているが、その挙動には不確かさがあると考えられ、熔融炉心が均一に拡がらない場合も考えられる。この場合のMCCIの影響を確認するため、以下のケースについて侵食量を評価した。</p> <p>a. 評価体系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熔融炉心が拡がらないことを想定した最も極端なケースとして、水中に落下した熔融炉心は水中で拡がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。 ・熔融炉心が中心から外れた位置で円柱を形成した場合を想定し、熔融炉心の側面がコンクリートの壁で囲まれた体系を設定した。 ・評価体系(円柱)の高さは2m(初期水張り高さ)、底面積は約22m²(原子炉格納容器下部床面積の約1/4)とし、評価体系(円柱)の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、上面からの除熱量は評価体系(円柱)上面の面積に側面の面積を加えた値とした。これは、熔融炉心が拡がらない場合に仮に熔融炉心の一部が壁面に接触しても、側面の大部分は水に接触していると考えられるためである。 <p>b. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価ケース4-3：有効性評価「熔融炉心・コンクリート相互作用」における熔融炉心落下時刻の崩壊熱(事象発生から約7時間後)及び格納容器圧力への依存性を考慮した上面熱流束を用いた評価。 <p>c. 評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価ケース4-3：図4-3に示すとおり、原子炉格納容器下部床面の侵食量は約0.01m、鋼製ライナの損傷には至ることは無く、壁面の侵食量は約0.01mであり、外側鋼板の侵食に至る 	<p>(2) 感度解析</p>	<p>(ii) 感度解析</p> <p>ベースケースの条件設定に対し、「(i) 不確かさの整理」で整理した不確かさ要因について、コリウムシールド及びコンクリート侵食量に対する感度を確認した。</p> <p>a. 熔融炉心の拡がりを抑制する場合の感度解析</p> <p>(a) 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熔融炉心が拡がらないことを想定した最も極端なケースとして、水中に落下した熔融炉心は水中で拡がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。 ・熔融炉心が中心から外れた位置で円柱を形成した場合を想定し、熔融炉心の側面がコンクリートの壁で囲まれた体系を設定した。 ・評価体系(円柱)の高さは2.4m(初期水張り高さ)、底面積は約11m²(原子炉格納容器下部床面積の約2/5)とし、評価体系(円柱)の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。 <p>(b) 評価結果</p> <p>評価結果を図12に示す。評価の結果、原子炉格納容器下部のプール水中に落下した熔融炉心とコリウムシールドの接触</p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉および柏崎6/7では、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の拡がり面積に対する感度解析を実施。</p> <p>・評価条件の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉における初期水張り高さ、原子炉格納容器下部底面積、MAAP解析結果に基づいて評価を実施。</p> <p>・評価結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>評価条件に基づく解</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>ことは無く、<u>原子炉格納容器の支持機能を維持できることを確認した。</u></p> <p>【ここまで】</p> <p>(1) <u>格納容器下部床面の評価(溶融炉心が一様に広がる場合)</u> <u>コリウムシールドに期待する場合、コリウムシールドを考慮しない場合に比べて溶融炉心が広がる原子炉格納容器下部の床面の面積が狭まることから、原子炉格納容器上部の面積も減少する。このため、原子炉格納容器上部からの除熱量が減少し、原子炉格納容器下部の床面における侵食量が増加することが考えられることから、以下のケースについて侵食量を評価した。</u></p> <p>a. <u>評価体系</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>MAAPコードでは、コリウムシールド設置後のような複雑な床面の形状を模擬できないため、原子炉格納容器下部の床面積全体からコリウムシールドで囲まれる部分の面積を除いた面積を底面積とした円柱で模擬した。</u> ・<u>評価体系(円柱)の底面積はコリウムシールドで囲まれる部分が広く、評価体系(円柱)の底面積が小さい6号炉で代表させ、62.0m²とした。</u> <p>b. <u>評価条件</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>評価ケース4-1：有効性評価「溶融炉心・コンクリート相互作用」における溶融炉心落下時刻の崩壊熱(事象発生から約7時間後)及び格納容器圧力への依存性を考慮した上面熱流束を用いた評価。</u> ・<u>評価ケース4-2：事象発生から約7時間後の崩壊熱及び800kW/m²一定の上面熱流束を用いた評価。</u> 	<p>a. <u>溶融炉心上面熱流束の感度解析【感度解析①】</u></p> <p>(a) <u>解析条件</u></p> <p><u>解析条件を第2表に示す。溶融炉心から水プールへの熱流束については、上面熱流束の不確かさを考慮した800kW/m²(一定)とする。また、対象シーケンスは、事象進展が早く、崩壊熱が大きくなり、侵食を厳しくする観点で「大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス」とする。</u></p>	<p><u>面温度は2,100℃未満であり、コリウムシールドを設置することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食が生じない。このため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。</u></p> <p>b. <u>溶融炉心上面熱流束の感度解析</u></p> <p>(a) <u>評価条件</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉格納容器下部に落下した後の上面熱流束をベースケースから変更し、800kW/m²(一定)とする。これは、K u t a t e l a d z e型の水平平板限界熱流束相関式において大気圧状態を想定した場合、溶融炉心からプール水への熱流束が800kW/m²程度であることを考慮し、保守的に設定した値である。なお、ベースケースでは溶融炉心からプール水への熱流束を800kW/m²(圧力依存有り)としている。ベースケースにおける原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力は、約0.2MPa[gage]以上で制御されていることから、ベースケースにおける溶融炉心からプール水への熱流束は、約1,300kW/m²</u> 	<p>析結果の相違。</p> <p>・<u>評価方針の相違</u></p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、溶融炉心が一様に広がる場合をベースケースで評価しており、コリウムシールドを原子炉格納容器下部床全面に敷設しているため、溶融炉心が一様に広がる場合の拡がり床面積には影響しない。</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>c. 評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価ケース4-1：図4-1に示すとおり、原子炉格納容器下部床面の侵食量は約0.01mであり、鋼製ライナの損傷には至ることは無く、原子炉格納容器下部壁面の侵食量は約0.01mであり、外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。 ・評価ケース4-2：図4-2に示すとおり、原子炉格納容器下部床面の侵食量は約0.08mであり、鋼製ライナの損傷には至ることは無く、原子炉格納容器下部壁面の侵食量は約0.07mであり、外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。 <p>(2) 格納容器下部床面の評価(溶融炉心が均一に拡がらない場合)</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心について、評価モデルでは床面に一様に拡がるものとして扱っているが、その挙動には不確かさがあると考えられ、溶融炉心が均一に拡がらない場合も考えられる。この場合のMCCIの影響を確認するため、以下のケースについて侵食量を評価した。</p> <p>a. 評価体系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶融炉心が拡がらないことを想定した最も極端なケースとして、水中に落下した溶融炉心は水中で拡がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。 ・溶融炉心が中心から外れた位置で円柱を形成した場合を想定し、溶融炉心の側面がコンクリートの壁で囲まれた体系を設定した。 ・評価体系(円柱)の高さは2m(初期水張り高さ)、底面積は約22m²(原子炉格納容器下部床面積の約1/4)とし、評価体系(円柱)の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、上面からの除熱量は評価体系(円柱)上面の面積に側面の面積を加えた値とした。これは、溶融炉心が拡がらない場合に仮に溶融炉心の一部が壁面に接触しても、側面の大部分は水に接触していると考えられるためである。 <p>b. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価ケース4-3：有効性評価「溶融炉心・コンクリート相互作用」における溶融炉心落下時刻の崩壊熱(事象発生から約7時間後)及び格納容器圧力への依存性を考慮した上面熱流束 	<p>(b) 解析結果</p> <p>評価結果を第3表に示す。ペDESTALのプール水中に落下した溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度は2,100℃未満であり、コリウムシールドを設置することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食が生じない。このため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p>	<p>(格納容器圧力約0.2MPa[gage]において) 以上となる。</p> <p>(b) 評価結果</p> <p>評価結果を図13に示す。評価の結果、原子炉格納容器下部のプール水中に落下した溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度は2,100℃未満であり、コンクリート侵食量は床面で0cm、壁面で約13cmに抑えられており、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】設備や評価条件等の違いによる解析結果の相違。 ・記載箇所の相違【柏崎6/7】島根2号炉では、溶融炉心の拡がり面積に対する感度解析を4.(3)a.に記載。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>を用いた評価。</p> <p>c. 評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価ケース4-3：図4-3に示すとおり，原子炉格納容器下部床面の侵食量は約0.01m，鋼製ライナの損傷には至ることは無く，壁面の侵食量は約0.01mであり，外側鋼板の侵食に至ることは無く，原子炉格納容器の支持機能を維持できることを確認した。 <p><u>(3) 熔融炉心の一部がコリウムシールドを越えて，サンプルに流入する場合</u></p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心はコリウムシールドによってせき止められ，あるいはファンネルの途中で固化することにより，多量にサンプルに流入することは無いと考える。細粒化された熔融炉心が水中に浮遊することにより，僅かな量がコリウムシールドの内側に移行することは考えられるが，細粒化された熔融炉心は周囲の水によって十分に冷却されていると考えられることから，仮に僅かな量の細粒化された熔融炉心がサンプルに移行しても，サンプル床面を有意に侵食するものではないと考える。</p> <p>ただし，熔融炉心に対し，ポロシティを見込んだ場合，熔融炉心の一部がコリウムシールドを越えて，サンプルに流入することが考えられることから，以下のようにサンプル床面の侵食量を評価した。</p> <p>a. 評価体系</p> <ul style="list-style-type: none"> MAAP コードでは，サンプルのような直方体の形状を模擬できないため，床面積をサンプルの床面積に合わせた円柱で模擬した。 サンプルへの流入量を考慮する上で必要となる格納容器下部のモデル(コリウムシールド設置位置，コリウムシールド高さ，サンプルの形状)は，6号炉と7号炉を比較して，サンプル越流時の流入量が多く，サンプル床面積が小さく上面から水への除熱量が少なくなる7号炉で代表させた。 <p>b. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ポロシティ評価範囲 <p>MAAP コードにおける不確かさの範囲と同様に，ポロシティを0.26(面心立方格子，最稠密)，0.32(体心立方格子)，0.4(MAAP標準値)，0.48(単純立方格子)の範囲を想定する。ポロシティについては，概ね0.3以上と報告されているが，ポロシ</p>			<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉のコリウムシールドは，原子炉格納容器下部床面全体を覆う構造であり，ここでは，柏崎 6/7の構造に依存した評価が実施されている。</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>イに対する侵食量の感度を確認する観点から、ポロシティの最小値について、本評価では仮想的に0.26 を設定した。なお、粒子化割合の評価にはRicou-Spalding 相関式を用い、エントレインメント係数はMAAP 推奨値 <input type="text"/> とした。この評価結果をもとに、本評価における粒子化割合は63%とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱及び上面熱流束 <p>事象発生から7 時間後の崩壊熱, ポロシティ及び格納容器圧力への依存性を考慮した上面熱流束を用いた評価を行う。上面熱流束は、図4-4 のLipinski 0-D モデルを用いたドライアウト熱流束をもとに表4-1 のとおりに設定した。Lipinski 0-D モデルについては別紙4 に詳細を示す。</p> ・ 溶融炉心の堆積厚さの設定 <p>各ポロシティを用いた場合の下部ドライウェルでの溶融炉心の堆積高さ(コリウムシールドに囲まれた床面積を除いた場合)は表4-1 のとおりととなる。これを踏まえ、各ポロシティを用いた場合のサンプル内への溶融炉心の流入量を以下のとおりに考慮し、表4-1 のとおりにサンプル内での溶融炉心の堆積高さを設定した。</p> <p>(i) コリウムシールドの高さ以上に堆積し、コリウムシールドの内側に流入するものと見なす溶融炉心の量がサンプルの体積未満の場合</p> <p>ポロシティが0.26 のケースでは、コリウムシールドの高さ以上に堆積する溶融炉心の量がサンプル2 つ分の容量(サンプル床面積の小さい7 号炉で代表)未満であることから、二つのサンプルに均一に溶融炉心が流入すると想定し、堆積厚さを約0.7mとした。</p> <p>(ii) コリウムシールドの高さ以上に堆積し、コリウムシールドの内側に流入するものと見なす溶融炉心の量がサンプルの体積以上の場合</p> <p>ポロシティが0.32, 0.4 及び0.48 のケースでは、溶融炉心の流入量がサンプル2つ分(サンプル床面積の小さい7 号炉で代表)の容量を大きく上回る。溶融炉心がコリウムシールドの内側のサンプル外の領域にも堆積するため、サンプル及びコリウムシールドの内側のサンプル外の領域に堆積した場合の堆積高さを用いてサンプル床面の侵食量評価を行った。</p> <p>c. 評価結果</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>・表4-2 に示すとおり, サンプ床面の侵食量は最大約0.05m であり, 鋼製ライナの損傷には至ることは無く, サンプ壁面の侵食量は最大約0.05m であり, 外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。</p> <p>(4) 溶融物の落下量を保守的に考慮する場合の影響</p> <p>原子炉格納容器下部に溶融炉心と共に落下し得る構造物については表3-3 に整理しており, 原子炉圧力容器内の構造物のみならずCRD交換装置や原子炉圧力容器外の全てのCRDハウジング等を考慮しても, 落下した溶融物のポロシティが0 の場合はコリウムシールドを越えない設計としている。</p> <p>落下した溶融物の量を十分保守的に設定している前提ではあるが, ここでポロシティを考慮する場合, 溶融物の一部はサンプの内側に流入すると考えられる。このため, 溶融物の落下量に対するサンプ床面の侵食量の感度を検証する観点から, 以下のようにサンプ床面の侵食量を評価した。</p> <p>a. 評価体系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・MAAP コードでは, サンプのような直方体の形状を模擬できないため, 床面積をサンプの床面積に合わせた円柱で模擬した。 ・サンプへの流入量を考慮する上で必要となる格納容器下部のモデル(コリウムシールド設置位置, コリウムシールド高さ, サンプの形状)は, 6号炉と7号炉を比較して, 7号炉のコンクリート侵食量の方が多いためを確認し, 7号炉で代表させた。 <p>b. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本評価では落下した溶融物の量を保守的に設定するものとし, 他のパラメータについては, 評価結果に与える影響の大きなパラメータについてはノミナル条件に近いと考える値とした。評価条件の設定の考え方を表4-3 に示す。 ・ポロシティ評価範囲 <p>文献値等において, ポロシティは現実的には0.3 以上と報告されていることを踏まえ, 0.32(体心立方格子の値)とした。なお, 粒子化割合の評価にはRicou-Spalding 相関式を用い, エントレインメント係数はMAAP 推奨値 <input type="text"/> とした。この評価結果をもとに, 本評価における粒子化割合は63%とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱及び上面熱流束 			<ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉のコリウムシールドは, 原子炉格納容器下部床面全体を覆う構造であり, ここでは, 柏崎 6/7 の構造に依存した評価が実施されている。</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>事象発生から7 時間後の崩壊熱, ポロシティ及び格納容器圧力への依存性を考慮した上面熱流束を用いた評価を行う。上面熱流束は, 図4-4 のLipinski 0-D モデルを用いたドライアウト熱流束をもとに表4-3 のとおりに設定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 溶融炉心の堆積厚さの設定 <p>表4-4 に示すとおり, ポロシティ及び落下物量の想定から, 溶融炉心がコリウムシールド内を埋め, 更に格納容器下部全体に堆積する高さ(格納容器下部床面から約0.66m(サンプル床面から約2.06m))とした。</p> <p>c. 評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 表4-5 に示すとおり, サンプル床面の侵食量は約0.09m であり, 鋼製ライナの損傷に至ることは無く, サンプル壁面の侵食量は約0.09m であり, 外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。 <p><u>(5) 溶融炉心落下位置が原子炉圧力容器底部中心から径方向に偏る場合の想定</u></p> <p>溶融炉心が圧力容器底部のどの位置から落下するかについては不確かさがあるが, 基本的には圧力容器底部の中心及びその近傍に配置されており圧力容器底部を貫通する構造部材であるCRDハウジングからの落下を想定している。原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心が, 原子炉格納容器下部のサンプルに流入することを防止する目的でコリウムシールドを設置しているが, その堰の設置位置は図4-5, 図4-6 に示すとおり, CRDハウジングの最外周の位置よりも格納容器下部の壁面寄りとしており, CRDハウジングの最外周を溶融炉心の落下位置として想定しても, 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心はコリウムシールドによってせき止められるものとする。</p> <p>溶融炉心の拡がりについては「解析コードMAAP 説明資料 添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について 付録4 溶融物の拡がり実験」において参照した知見から, 格納容器下部に落下した溶融炉心は数分程度で格納容器下部に拡がり, また, ANLの実験では, デブリベッドが均一化することに要した時間が2~3分程度であったことも踏まえると, 格納容器下部に落下した溶融炉心は短時間で格納容器下部に均一に拡がるものとする。</p> <p>しかしながら, コリウムシールド近傍に落下した場合, 一時</p>			<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備設計の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉のコリウムシールドは, 原子炉格納容器下部床面全体を覆う構造であり, ここでは, 柏崎 6/7 の構造に依存した評価が実施されている。</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>的に偏って高く堆積することにより、熔融炉心が格納容器下部に拡がる前にコリウムシールドを越えてサンプルに流入する可能性が考えられる。</p> <p>偏って堆積する場合、堆積物の形状には不確かさがあり、モデル化することは困難である。このため、堆積物の形状の不確かさについては、ポロシティを極めて保守的に設定し、堆積物全体の堆積高さを高く評価した上で、多くの熔融炉心がコリウムシールドの内側に流入する評価で代表させるものとする。</p> <p>流入する熔融炉心の状態を考えると、水中に落下した熔融炉心は一部が細粒化して冷却され、細粒化された密度の低い熔融炉心は落下した熔融炉心の上部に集まるものと考えられる。このため、コリウムシールドを越えてサンプルに流入すると考えられる熔融炉心の状態は、細粒化され、冷却、固化された、ポロシティが高く密度の低い状態と考えられる。</p> <p>表4-1 に示す、ポロシティを0.48 とした評価は、格納容器下部での堆積高さが高く、多くの熔融炉心がコリウムシールドの内側に流入した結果、コリウムシールドの内外が同じ堆積高さとなっている。この場合であっても、表4-2 に示すとおり、床面及び壁面の侵食量は0m であることから、堆積の形状の不確かさを包絡させる観点で多量の熔融炉心の流入を考慮しても、多量の熔融炉心がサンプルに流入する場合には、ポロシティの高い熔融炉心がサンプルに流入するため、高い水への除熱量(上面熱流束)に期待できると考えられることから、サンプルの損傷は防止できるものとする。</p>	<p><u>b. 伝熱物性値温度依存性の感度解析【感度解析②】</u></p> <p><u>コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の影響については、「4. コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析」において、コリウムシールドの侵食が生じた場合の影響と併せて確認する。なお、伝熱物性値の温度依存性の取扱いが可能な汎用有限解析コードにて評価した場合においても、ペDESTAL (ドライウェル部)のコンクリートが侵食されないことを確認している(別添2)。</u></p>		<p>・評価方針の相違【東海第二】</p> <p>島根2号炉では、コリウムシールドを介した熱伝達の不確かさが格納容器の機能の健全性へ与える影響は小さいと判断し、コリウムシールドの伝熱に対する感度解析は実施していない。</p>

表4-1 ポロシティへの依存性を考慮した場合の上面熱流束の設定と溶融炉心の堆積高さ

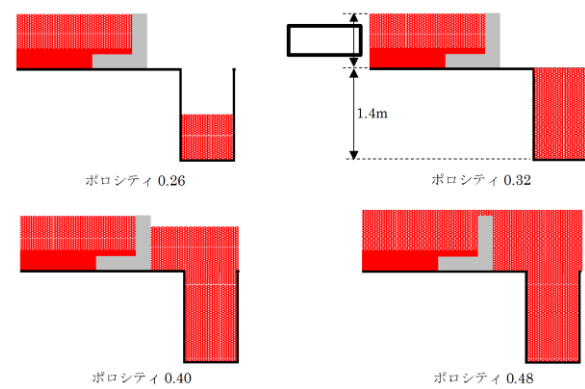
ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48
上面熱流束(格納容器圧力依存性を考慮)(kW/m ²)	図 4-4 参照			
	800 ^{※2}	1300 ^{※2}	2200 ^{※2}	3300 ^{※2}
下部ドライウエル ^{※1} での溶融炉心の堆積高さ(m)	約 0.68	約 0.73	約 0.80	約 0.89
越流する溶融炉心の体積(m ³)	約 2.6	約 5.8	約 11	約 18
サンプル床面からの堆積高さ(m)	約 0.7	約 1.4	約 1.8	約 2.1

※1 コリウムシールドに囲まれた床面積を除き、コリウムシールドの内側への流入を考慮しない場合の堆積高さ

※2 (参考)格納容器圧力0.4MPa[abs]における値

表4-2 溶融炉心がサンプルに流入する場合の侵食量評価結果

ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48
サンプル床面侵食量(m)	約 0.05	約 0.03	約 0.01	0
サンプル壁面侵食量(m)	約 0.05	約 0.03	約 0.01	0



■ 粒子化[※]せず、格納容器下部に到達した溶融炉心
 ■ 粒子化[※]した溶融炉心

※粒子化割合の評価には、Ricou-Spalding 相関式を用い、エントレインメント係数はMAAP 推奨値とした。この評価により、本評価における粒子化割合は63%とした。

ポロシティ別のコリウムシールド越流量のイメージ

表 4-3 侵食量評価に影響する評価条件と設定の考え方、保守性の整理(溶融物の落下量を保守的に考慮する場合)

侵食量に影響する評価条件	設定値	考え方	保守性
溶融物の量		炉心及び炉内構造物、圧力容器内外の CRD ハウジング、CRD 交換機が落下する想定。圧力容器外の構造物は溶融物とはせず、発熱密度を下げない扱いとしている。ボロシティ0の場合に落下物の高さはコリウムシールド高さと同一になる。	大きな保守性を有していると考ええる。炉心及び炉内構造物のみならず、圧力容器外の CRD ハウジング全てで CRD 交換機も落下する想定には保守性があると考ええる。
崩壊熱	事象発生から7時間後の値	原子炉への注水に期待しない場合、格納容器下部への溶融炉心落下に至る時刻が最も早いプラント損傷状態である LOCA の溶融炉心落下時刻を保守的に切り上げた値。	崩壊熱曲線自体に保守性があるものの、ベースケースと同一落下時刻を設定値としており、ミナル条件と考える。
初期水張り	2m	KK67の運用手順と同じ。	ミナル条件と考える。
エントレインメント係数		解析コード MAAP 推奨値であり、有効性評価のベースケースに用いている値と同じ。(Ricou - Spalding 相関式を用いた評価により、粒子化割合は 63% と評価される。)	KK67の運用手順と同じ。ミナル条件と考える。
粒子化した溶融物のボロシティ	0.32	文献により、ボロシティは概ね 0.3 以上と報告されていることから、体心立方格子の値である 0.32 を設定。	下限値(現実的に厳しめの値)と考える。*1
上面熱流束(水への除熱量)	図 4-4 参照	格納容器圧力依存性を考慮し、ボロシティ 0.32 における熱流束を Lapinski0-D モデルを用いて評価	ミナル条件と考える。

表 4-4 溶融炉心の堆積高さ(溶融物の落下量を保守的に考慮する場合)

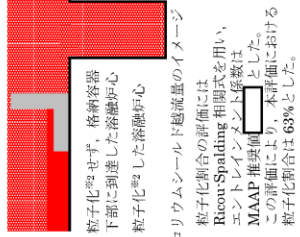
サンプル床面からの堆積高さ(m)	約 2.06
------------------	--------

表 4-5 溶融物の落下量を保守的に考慮する場合の侵食量評価結果*3

サンプル床面侵食量(m)	約 0.09
サンプル壁面侵食量(m)	約 0.09

*1 ボロシティの値については、文献では概ね 0.3 以上と報告されており、0.4 を超える値も報告されている。本評価で想定している、一旦落下し堆積した溶融物の上部から粒子化した溶融物がコリウムシールドの壁を越えて流入する状況を考える場合、格納容器下部に堆積している溶融炉心には上下に密度差が生じており、その上部の粒子化した溶融炉心のボロシティは溶融物全体の中では大きな値をとると考えられると、サンプルに流入した溶融物のボロシティは文献値よりも大きな値になる可能性が考えられる。

*3 本評価結果は各種感度解析の中でサンプルの侵食量が最も大きく、サンプル床面侵食下部からライナまでの距離は 0.11m である。侵食には至らないが、溶融炉心からの熱がライナに伝わることでの影響を確認したところ、ライナの到達温度は 500°C 未満であり、融点約 1530°C に対しても影響は無いものと考ええる。



コリウムシールド越え量のイメージ
*2 粒子化割合の評価には Ricou - Spalding 相関式を用い、エントレインメント係数は MAAP 推奨値としてこの評価により、本評価における粒子化割合は 63% とした。

3. 解析条件における不確かさの影響

解析コード MAAP における MCC I 評価では、コリウムシールドを考慮した機器条件として、以下の条件を設定している。

- ・コリウムシールド耐熱材の種類
- ・コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度
- ・ペDESTAL (ドライウェル部) 床面積

これらは全て最確条件と同様の設定であることから、不確かさの影響はない。解析コード MAAP の解析条件を第 4 表に示す。

(3) 解析条件における不確かさの影響

解析コード MAAP における MCC I 評価では、コリウムシールドを考慮した機器条件として、以下の条件を設定している。

- ・コリウムシールド耐熱材の種類
- ・コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度
- ・原子炉格納容器下部床面積

これらは全て最確条件と同様の設定であることから、不確かさの影響はない。解析コード MAAP の解析条件を表 7 に示す。なお、MCC I 伝熱モデルにおいて、コリウムシールド耐熱材の二層構造(サンプル防護材+犠牲材)のうち、サンプル防護材の厚さ部分に対して ZrO_2 の物性値を設定している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考															
	<p>4. <u>コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析</u></p> <p>熔融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出により、コリウムシールドが侵食される可能性があるが、既往の実験にて確認された侵食速度を仮定した場合、コリウムシールドの侵食量は約 33mm となる（別添 3）。コリウムシールドの厚みが減少した場合、コリウムシールド外表面のペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの伝熱量が大きくなることから、この影響を感度解析により確認する。また、前述のとおり、解析コードMAAPではZrO₂の物性値を固定値で設定するモデルであることから、伝熱物性値の温度依存性の不確かさの影響についても併せて確認する。</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>解析条件を第 5 表に示す。コリウムシールドの厚さは、コリウムシールドの設計値に対して、既往実験に基づく侵食量の約 33mm を考慮し、保守性を見込んだ値として 110mm を設定する。なお、コリウムシールドの侵食によるペDESTAL（ドライウエル部）床面積の拡大は保守的に考慮しない。</p> <p>また、解析コードMAAPにおけるコリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の不確かさを考慮し、ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの温度を厳しく評価する観点で、常温時のZrO₂の伝熱物性値を設定する。</p> <p>対象シーケンスは、事象進展が早く、崩壊熱が大きくなり、ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリート侵食を厳しく評価する観点で「大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス」とする。</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>解析結果を第 6 表に示す。また、ベースケース及び感度解析ケースのコリウムシールド温度の推移及びコンクリート温</p>	<p>表 7 解析コードMAAP解析条件</p> <table border="1" data-bbox="1774 260 2469 459"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析条件</th> <th>最確条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コリウムシールド耐熱材の種類</td> <td>ジルコニア耐熱材</td> <td>ジルコニア耐熱材</td> </tr> <tr> <td>コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度</td> <td>2,100℃ ※1</td> <td>2,100℃ ※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部床面積</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>コリウムシールド厚さ</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 ZrO₂耐熱材の100mol%Zrによる侵食試験結果に基づき設定</p>	項目	解析条件	最確条件	コリウムシールド耐熱材の種類	ジルコニア耐熱材	ジルコニア耐熱材	コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度	2,100℃ ※1	2,100℃ ※1	原子炉格納容器下部床面積			コリウムシールド厚さ			<p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉では、コリウムシールドを介した熱伝達の不確かさが格納容器の機能の健全性へ与える影響は小さいと判断し、コリウムシールドの伝熱に対する感度解析は実施していない。</p>
項目	解析条件	最確条件																
コリウムシールド耐熱材の種類	ジルコニア耐熱材	ジルコニア耐熱材																
コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度	2,100℃ ※1	2,100℃ ※1																
原子炉格納容器下部床面積																		
コリウムシールド厚さ																		

柏崎刈羽原子力発電所 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>度の推移を第3図から第6図、クラスト厚さの推移（上下方向）を第7図に示す。コリウムシールド内表面温度の最高値は約1,860℃にとどまり、コリウムシールドの侵食開始温度である2,100℃を下回ることから、コリウムシールドの侵食は溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出で生じた状態から進行しない。また、コリウムシールド外表面と接するペDESTAL（ドライウェル部）コンクリートの温度の最高値は約728℃にとどまり、コンクリートの侵食開始温度である約1,230℃を下回ることから、コンクリートは侵食されない。このため、コリウムシールドが溶融炉心中の金属酸化物により侵食された場合においても、コリウムシールドを介した伝熱の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>なお、本評価においては、コンクリートの表面温度を厳しく評価する観点から、コンクリート-コリウムシールド間の接触熱抵抗は考慮していない。接触熱抵抗を考慮した場合には、溶融炉心からペDESTAL（ドライウェル部）コンクリートへの熱通過率が小さくなり、溶融炉心及びコリウムシールドの温度挙動に影響を与えることが考えられるが、溶融炉心はペDESTAL（ドライウェル部）のプール水に落下した直後に2,100℃未満となること、また、溶融炉心から上面水へは崩壊熱以上の除熱がされ溶融炉心の温度は2,100℃未満を維持することから、コリウムシールドの侵食は生じず、温度挙動への影響は軽微であると考えられる。</p> <p>第2表 解析条件（溶融炉心上面熱流束）【感度解析①】</p> <table border="1" data-bbox="952 1394 1691 1793"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ベースケース</th> <th>感度ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>対象シーケンス</td> <td>過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス</td> <td>大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心から水プールへの限界熱流束</td> <td>800kW/m² (圧力依存性あり)</td> <td>800kW/m² (一定*1)</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL初期水位</td> <td colspan="2">1m</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL注水</td> <td colspan="2">RPV破損7分後から80m³/h</td> </tr> <tr> <td>コリウムシールド厚さ</td> <td colspan="2">15cm</td> </tr> <tr> <td>コリウムシールド侵食開始温度</td> <td colspan="2">2,100℃*2</td> </tr> <tr> <td>RPV破損時の溶融炉心温度</td> <td colspan="2">MAAP解析結果に基づく</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 侵食の不均一性等の影響を考慮して設定 *2 ZrO₂耐熱材の100mol%Zrによる侵食試験結果に基づき設定（別添1）</p>	項目	ベースケース	感度ケース	対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス	溶融炉心から水プールへの限界熱流束	800kW/m ² (圧力依存性あり)	800kW/m ² (一定*1)	ペDESTAL初期水位	1m		ペDESTAL注水	RPV破損7分後から80m ³ /h		コリウムシールド厚さ	15cm		コリウムシールド侵食開始温度	2,100℃*2		RPV破損時の溶融炉心温度	MAAP解析結果に基づく			
項目	ベースケース	感度ケース																									
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス																									
溶融炉心から水プールへの限界熱流束	800kW/m ² (圧力依存性あり)	800kW/m ² (一定*1)																									
ペDESTAL初期水位	1m																										
ペDESTAL注水	RPV破損7分後から80m ³ /h																										
コリウムシールド厚さ	15cm																										
コリウムシールド侵食開始温度	2,100℃*2																										
RPV破損時の溶融炉心温度	MAAP解析結果に基づく																										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																						
	<p>第3表 解析結果 (熔融炉心上面熱流束) 【感度解析①】</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ベースケース</th> <th>感度ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コリウムシールド侵食量 (壁面及び床面)</td> <td>侵食なし</td> <td>侵食なし</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL (ドライウエル部) コンクリート侵食量 (壁面及び床面)</td> <td>侵食なし</td> <td>侵食なし</td> </tr> </tbody> </table> <p>第4表 解析コードMAAP解析条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析条件</th> <th>最確条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コリウムシールド耐熱材の種類</td> <td>ジルコニア耐火材</td> <td>ジルコニア耐火材</td> </tr> <tr> <td>コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度</td> <td>2,100℃</td> <td>2,100℃</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL (ドライウエル部)床面積</td> <td>コリウムシールドを考慮</td> <td>コリウムシールドを考慮</td> </tr> </tbody> </table> <p>第5表 解析条件 (伝熱物性値及びコリウムシールド侵食) 【感度解析②】</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ベースケース</th> <th>感度ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>対象シーケンス</td> <td>過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス</td> <td>大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス</td> </tr> <tr> <td>コリウムシールド厚さ</td> <td>15cm</td> <td>11cm ※1</td> </tr> <tr> <td>コリウムシールド熱伝導率</td> <td>□ ※2</td> <td>□ ※3</td> </tr> <tr> <td>コリウムシールド比熱</td> <td>□ ※2</td> <td>□ ※3</td> </tr> <tr> <td>コリウムシールド侵食開始温度</td> <td colspan="2">2,100℃※4</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL (ドライウエル部)床面積</td> <td colspan="2">27.08m²</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL初期水位</td> <td colspan="2">1m</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 熔融炉心中の金属酸化物による侵食を仮定した厚さとして設定 (別添3) ※2 ZrO₂耐熱材の侵食開始温度における伝熱物性として設定 ※3 ZrO₂耐熱材の常温における伝熱物性として設定 ※4 ZrO₂耐熱材の100mol%Zrによる侵食試験結果に基づき設定 (別添1)</p> <p>第6表 解析結果 (伝熱物性値及びコリウムシールド侵食) 【感度解析②】</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ベースケース</th> <th>感度ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コリウムシールド侵食量 (壁面及び床面)</td> <td>侵食なし</td> <td>侵食なし</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL (ドライウエル部) コンクリート侵食量 (壁面及び床面)</td> <td>侵食なし</td> <td>侵食なし</td> </tr> </tbody> </table>	項目	ベースケース	感度ケース	コリウムシールド侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし	ペDESTAL (ドライウエル部) コンクリート侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし	項目	解析条件	最確条件	コリウムシールド耐熱材の種類	ジルコニア耐火材	ジルコニア耐火材	コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度	2,100℃	2,100℃	ペDESTAL (ドライウエル部)床面積	コリウムシールドを考慮	コリウムシールドを考慮	項目	ベースケース	感度ケース	対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス	コリウムシールド厚さ	15cm	11cm ※1	コリウムシールド熱伝導率	□ ※2	□ ※3	コリウムシールド比熱	□ ※2	□ ※3	コリウムシールド侵食開始温度	2,100℃※4		ペDESTAL (ドライウエル部)床面積	27.08m ²		ペDESTAL初期水位	1m		項目	ベースケース	感度ケース	コリウムシールド侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし	ペDESTAL (ドライウエル部) コンクリート侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし		
項目	ベースケース	感度ケース																																																							
コリウムシールド侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし																																																							
ペDESTAL (ドライウエル部) コンクリート侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし																																																							
項目	解析条件	最確条件																																																							
コリウムシールド耐熱材の種類	ジルコニア耐火材	ジルコニア耐火材																																																							
コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度	2,100℃	2,100℃																																																							
ペDESTAL (ドライウエル部)床面積	コリウムシールドを考慮	コリウムシールドを考慮																																																							
項目	ベースケース	感度ケース																																																							
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス																																																							
コリウムシールド厚さ	15cm	11cm ※1																																																							
コリウムシールド熱伝導率	□ ※2	□ ※3																																																							
コリウムシールド比熱	□ ※2	□ ※3																																																							
コリウムシールド侵食開始温度	2,100℃※4																																																								
ペDESTAL (ドライウエル部)床面積	27.08m ²																																																								
ペDESTAL初期水位	1m																																																								
項目	ベースケース	感度ケース																																																							
コリウムシールド侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし																																																							
ペDESTAL (ドライウエル部) コンクリート侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし																																																							

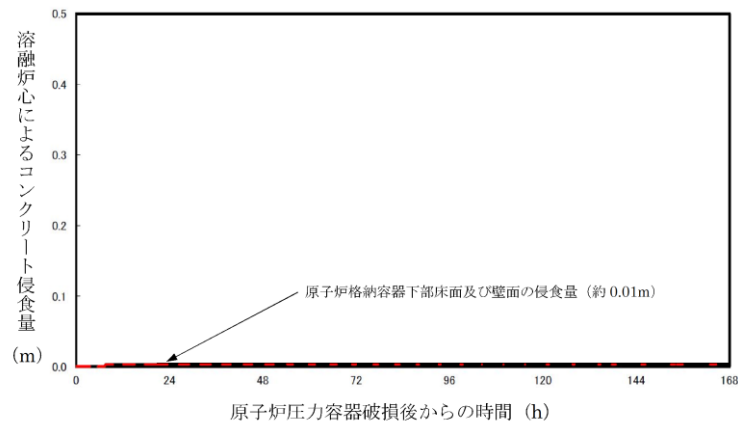


図4-1 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(評価ケース4-1)

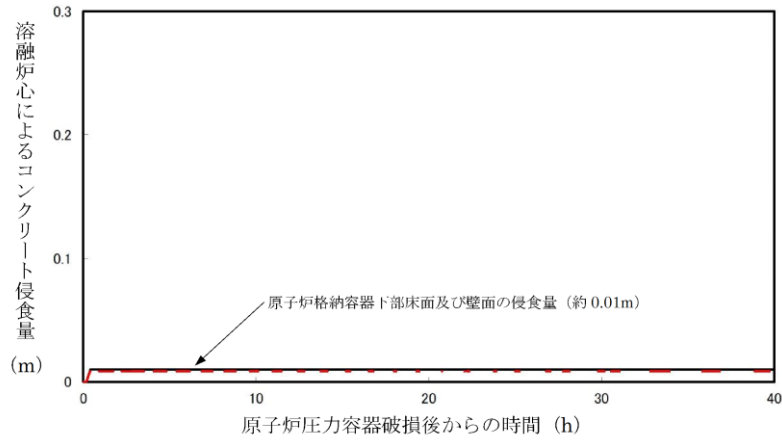


図4-3 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(評価ケース4-3)

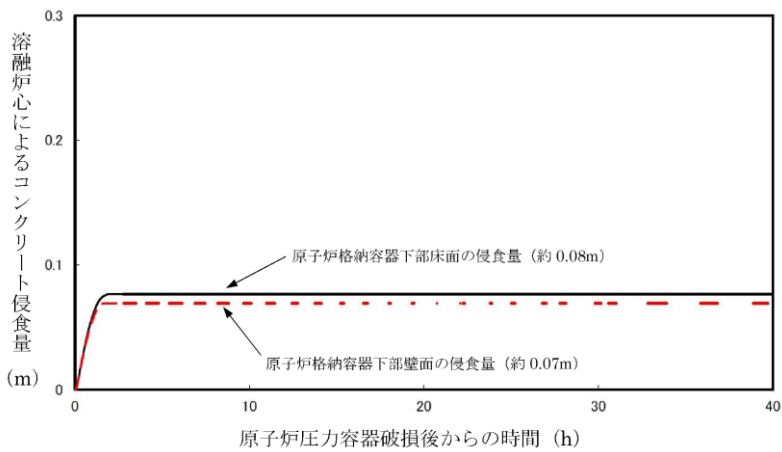
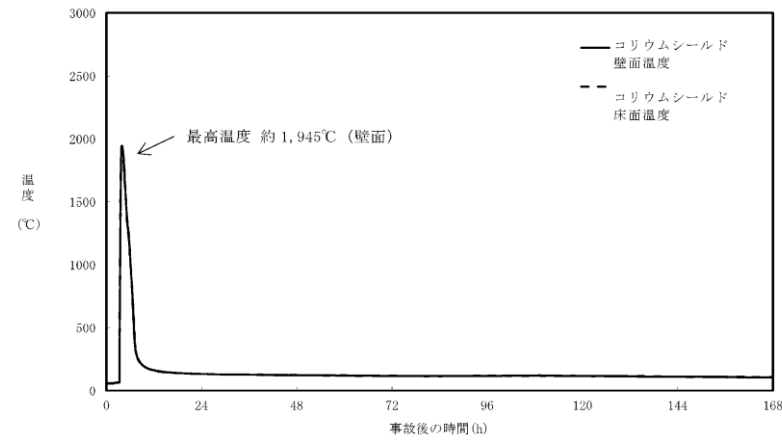


図4-2 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(評価ケース4-2)



第3図 コリウムシールド内表面温度の推移(ベースケース)

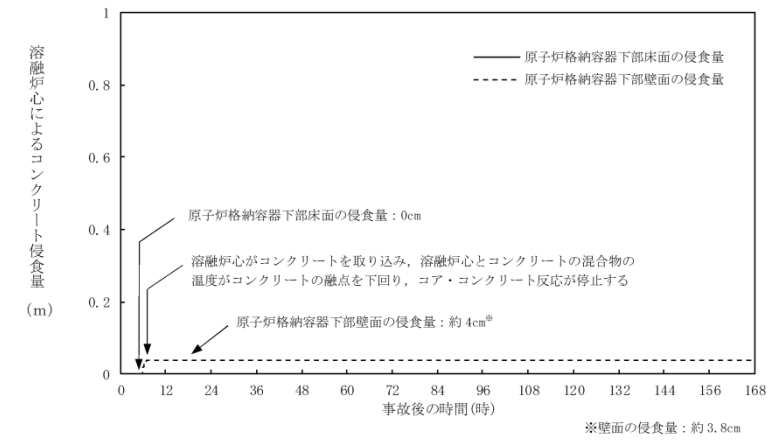


図11 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(ベースケース)

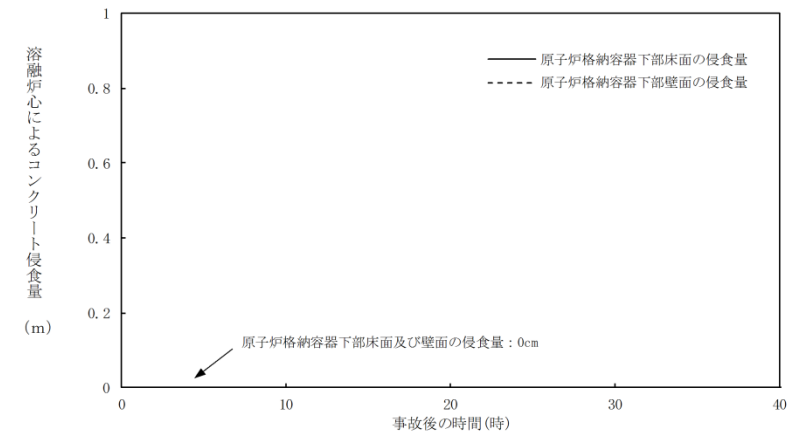


図12 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(溶融炉心の拡がりを抑制する場合)

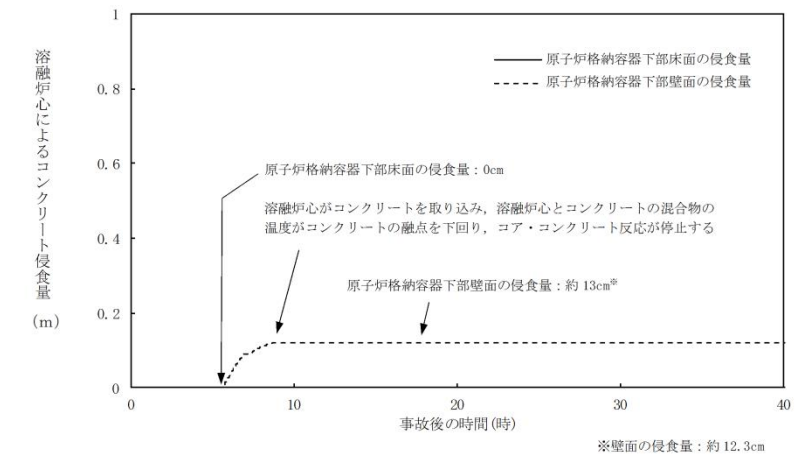
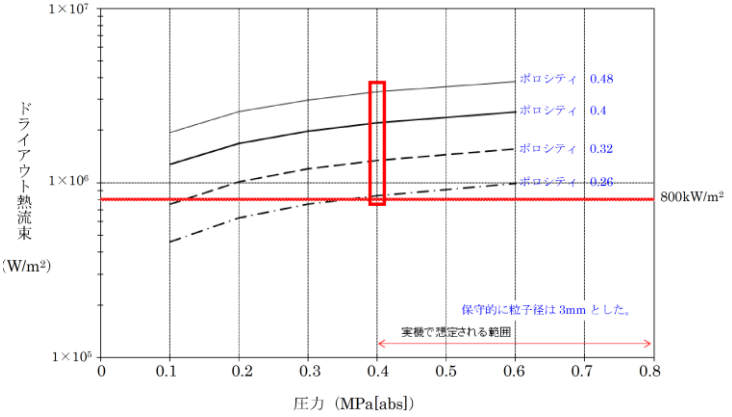


図13 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合)

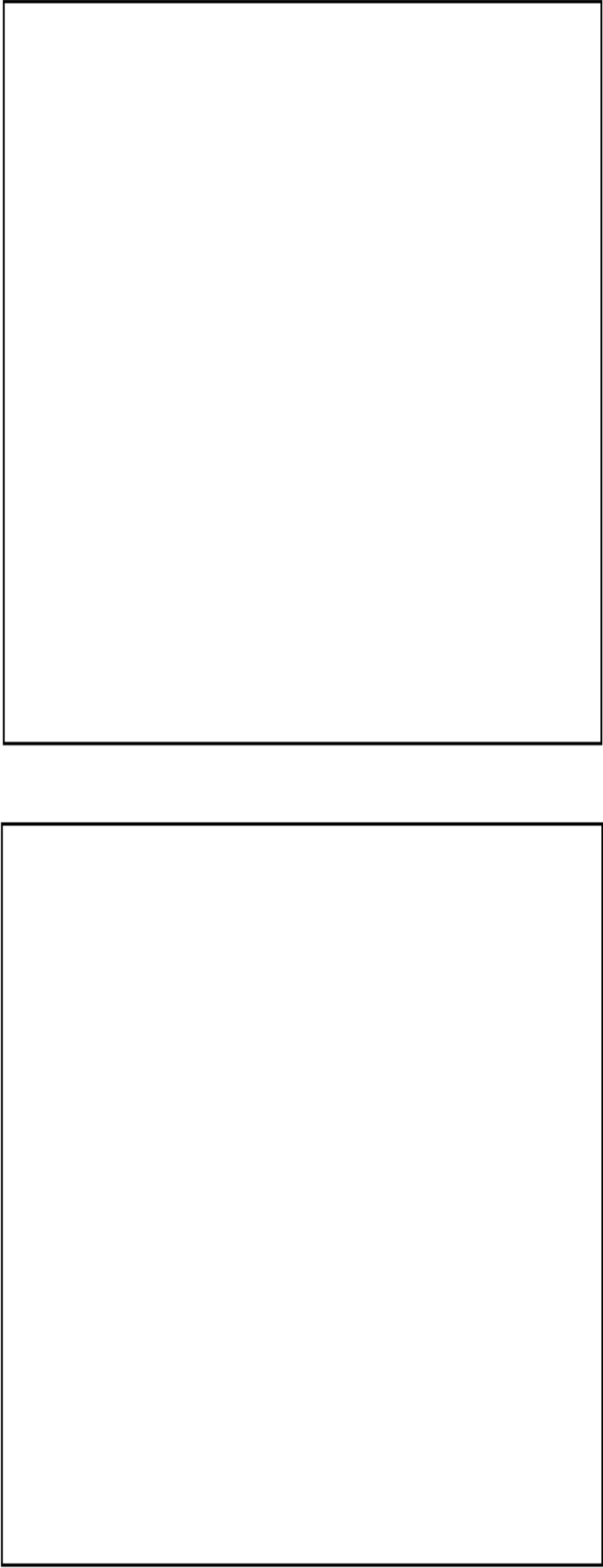
・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
島根 2号炉は、柏崎 6/7 に比べて、溶融炉心の拡がり面積(原子炉格納容器下部床面積)が小さいため、壁面侵食量が大きくなる。

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
島根 2号では、拡がりを抑制した場合の方が溶融炉心と水との伝熱面積が大きくなり、除熱量が大きくなることで、コンクリート侵食は生じていない。

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
ベースケースよりも、コンクリート侵食量が増加しており、島根 2号炉と柏崎 6/7 で同様の傾向となっている。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="192 703 875 735">図4-4 Lipinski 0-D モデルを用いたドライアウト熱流束</p> <div data-bbox="213 808 854 1260" style="border: 1px solid black; height: 215px; width: 216px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="468 1281 608 1312">(a) 側面図</p> <div data-bbox="213 1344 854 1795" style="border: 1px solid black; height: 215px; width: 216px;"></div> <p data-bbox="468 1816 608 1848">(b) 上面図</p> <p data-bbox="178 1869 890 1900">図4-5 CRD ハウジング最外周とコリウムシールドの位置関係</p>			<p data-bbox="2537 252 2789 283">・設備設計の相違</p> <p data-bbox="2537 304 2671 336">【柏崎 6/7】</p> <p data-bbox="2522 346 2804 735">柏崎 6/7 では、熔融炉心の一部がコリウムシールドを超えてサンプルに流入する場合の評価が実施されており、Lipinski0-D モデルに基づいてドライアウト熱流束が設定されている。</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: center;"><u>(6号炉)</u></p> <div style="border: 1px solid black; width: 230px; height: 220px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">(a) 側面図</p> <div style="border: 1px solid black; width: 230px; height: 220px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">(b) 上面図</p> <p><u>図4-6 CRDハウジング最外周とコリウムシールドの位置関係</u></p> <p style="text-align: center;"><u>(7号炉)</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 data-bbox="172 1780 899 1858">図4-7 格納容器下部端のイメージ(格納容器底部床面から上部を撮影)</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>5. まとめ</p> <p><u>コリウムシールドの設置後の原子炉格納容器下部の床面の侵食量は僅かであり、格納容器の支持機能に影響しないことを確認した。これにより、コリウムシールドは格納容器の支持機能に影響を及ぼすことなくサンプでのMCCIのリスクを低減できることを確認した。このため、コリウムシールドを重大事故等緩和設備に位置付けることとした。</u></p> <p><u>また、溶融炉心が原子炉格納容器下部床面において均一に拡がらない場合においても侵食量は僅かであることを確認した。</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>5. まとめ</p> <p><u>解析コードMAAPではコリウムシールドを適切に模擬しており、溶融炉心-コリウムシールド間の伝熱モデルはコリウムシールドに適用可能である。</u></p> <p><u>コリウムシールドを考慮した解析コードの不確かさを踏まえた感度解析により、原子炉圧力容器の支持機能を維持でき、不確かさの影響は小さいことを確認した。また、コリウムシールドを考慮した解析条件は最確条件と同様であり、不確かさはない。</u></p> <p><u>さらに、コリウムシールドが溶融炉心中の金属酸化物により侵食される可能性を考慮した感度解析により、コリウムシールド外表面と接するコンクリートは侵食されないことを確認した。</u></p> <p>【ここまで】</p>	<p>(4) まとめ</p> <p><u>MAAPコードではコリウムシールドを適切に模擬しており、溶融炉心-コリウムシールド間の伝熱モデルはコリウムシールドに適用可能である。</u></p> <p><u>コリウムシールドを考慮した解析コードの不確かさを踏まえた感度解析により、原子炉圧力容器の支持機能を維持でき、不確かさの影響は小さいことを確認した。また、コリウムシールドを考慮した解析条件は最確条件と同様であり、不確かさはない。</u></p> <p>5. まとめ</p> <p><u>コリウムシールドの設置によって、SA時に原子炉格納容器下部に落下したデブリがスリット内でファンネルに到達する前に凝固することで、ドライウェルサンプへのデブリ流入を防止するとともに、原子炉格納容器下部床面及び壁面における侵食量が抑制されることで原子炉圧力容器の支持機能に影響を及ぼすことなく、MCCIのリスクを低減できることを確認した。</u></p> <p>参考文献</p> <p>[1] <u>D.Lopukh et al., “New Experimental Results On The Interaction Of Molten Corium With Core Catcher Material”, ICONE-8179, (2000).</u></p> <p>[2] <u>J.M.Seiler, K.Froment, “Material Effects On Multiphase Phenomena In Late Phases Of Severe Accidents Of Nuclear Reactors”, Multiphase Science and technology, Vol.12, No.2, pp.117-257, (2000).</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉では、コリウムシールドを介した熱伝達の不確かさが格納容器の機能の健全性へ与える影響は小さいと判断し、コリウムシールドの侵食等の感度解析は実施していない。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>設備および評価方針の違いによるまとめの相違。</p>

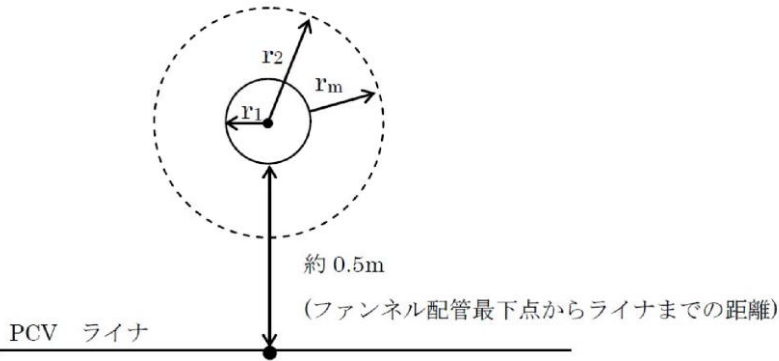
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙-2</p> <p>KK7下部D/Wドレン配管内の凝固評価に関するEPRI/FAI試験の適用性について</p> <p>1. EPRI/FAI試験とKK7のファンネルの体系の比較</p> <p>EPRI/FAI試験の適用性を検討するにあたり、KK7の下部D/Wサンプルと体系を比較するため、<u>溶融物条件を表別2-1に、流路構造を表別2-2に比較する。</u></p> <p><u>表別2-1のとおり</u>、EPRI/FAI試験で用いたアルミナと、MAAP解析結果に基づく溶融デブリ(平均)の物性を比較すると、密度・熱伝導率が異なるものの、配管内での溶融物凝固・流動特性に影響する凝固までの蓄熱量、動粘性係数は近い値になっている。なお、溶融デブリ(酸化物)、溶融デブリ(金属)はEPRI/FAI試験との蓄熱量比が小さいことから、溶融デブリ(平均)について流動距離を評価する。</p> <p><u>表別2-2に流路構造を比較する。</u>EPRI/FAI試験の配管径50mmに対し、KK7のファンネルの口径は78mm(80A)であり、配管断面積比はKK7の方が約2.44倍大きい。そのため、単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比は、溶融デブリ(平均)のケースにおいて、<u>限界固相率1のとき約2.63倍、限界固相率0.64のとき約1.72倍</u>となる。一方で、配管径が大きくなると単位長さあたりの円管への伝熱面積(表面積)も増加するため、単位長さあたりの伝熱面積はKK7の方が約1.56倍大きい。</p> <p>デブリの堆積高さは、EPRI/FAI試験で約0.18m(試験後の観察結果)であり、KK7では約0.56m(MAAP結果)である。またEPRI/FAI試験においてベースプレートから配管水平部までの長さは約0.27m、KK7ではペDESTAL床面からドレン配管水平部までが最も深いケースで約0.97mである。従って配管水平部までの堆積高さはEPRI/FAI試験で約0.45m、KK7で約1.5mである。このヘッドに基づき、ベルヌーイの式で配管入口流速を評価すると、EPRI/FAI試験で約3.0m/s、KK7で約5.5m/sとなる。</p> <p>2. EPRI/FAI試験の適用性</p> <p>EPRI/FAIの試験をKK7のファンネルの体系に適用するにあたり、Flemingsモデルの式を参考に、両者の体系の違いから流動距離を評価する。</p> <p>Flemingsモデルではデブリの流動距離はデブリの保有熱量、</p>		<p style="text-align: right;">別紙-1</p> <p>NS2下部D/Wドレン配管内の凝固評価に関するEPRI/FAI試験の適用性について</p> <p>1. EPRI/FAI試験とNS2のファンネルの体系の比較</p> <p>EPRI/FAI試験の適用性を検討するにあたり、NS2の下部D/Wサンプルと体系を比較するため、<u>溶融物条件を表別1-1に、流路構造を表別1-2に比較する。</u></p> <p><u>表別1-1のとおり</u>、EPRI/FAI試験で用いたアルミナと、MAAP解析結果に基づく溶融デブリ(平均)の物性を比較すると、密度・熱伝導率が異なるものの、配管内での溶融物凝固・流動特性に影響する凝固までの蓄熱量、動粘度は近い値になっている。なお、溶融デブリ(平均)、溶融デブリ(金属)はEPRI/FAI試験との蓄熱量比が小さいことから、溶融デブリ(酸化物)について流動距離を評価する。</p> <p><u>表別1-2に流路構造を比較する。</u>EPRI/FAI試験の配管径50mmに対し、NS2のファンネル口径は78mm(80A)であり、配管断面積比はNS2の方が約2.44倍大きい。そのため、単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比は、溶融デブリ(酸化物)のケースにおいて、<u>限界固相率1のとき約2.04倍、限界固相率0.64のとき約1.27倍</u>となる。一方で、配管径が大きくなると単位長さあたりの円管への伝熱面積(表面積)も増加するため、単位長さあたりの伝熱面積はNS2の方が約1.56倍大きい。</p> <p>デブリの堆積高さは、EPRI/FAI試験で約0.18m(試験後の観察結果)であり、NS2では約1.04m(MAAP結果)である。また、EPRI/FAI試験においてベースプレートから配管水平部までの長さは約0.27m、NS2では耐熱材上面から配管水平部まで約0.94mである。従って配管水平部までの堆積高さはEPRI/FAI試験で約0.45m、NS2で約2mである。このヘッドに基づき、ベルヌーイの式で配管入口流速を評価すると、EPRI/FAI試験で約3.0m/s、NS2で約6.3m/sとなる。</p> <p>2. EPRI/FAI試験の適用性</p> <p>EPRI/FAIの試験をNS2のファンネルの体系に適用するにあたり、Flemingsモデルの式を参考に、両者の体系の違いから流動距離を評価する。</p> <p>Flemingsモデルではデブリの流動距離はデブリの保有</p>	<p>・評価結果の相違【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉におけるデブリ物性値等による相違。</p> <p>・評価結果の相違【柏崎6/7】</p>

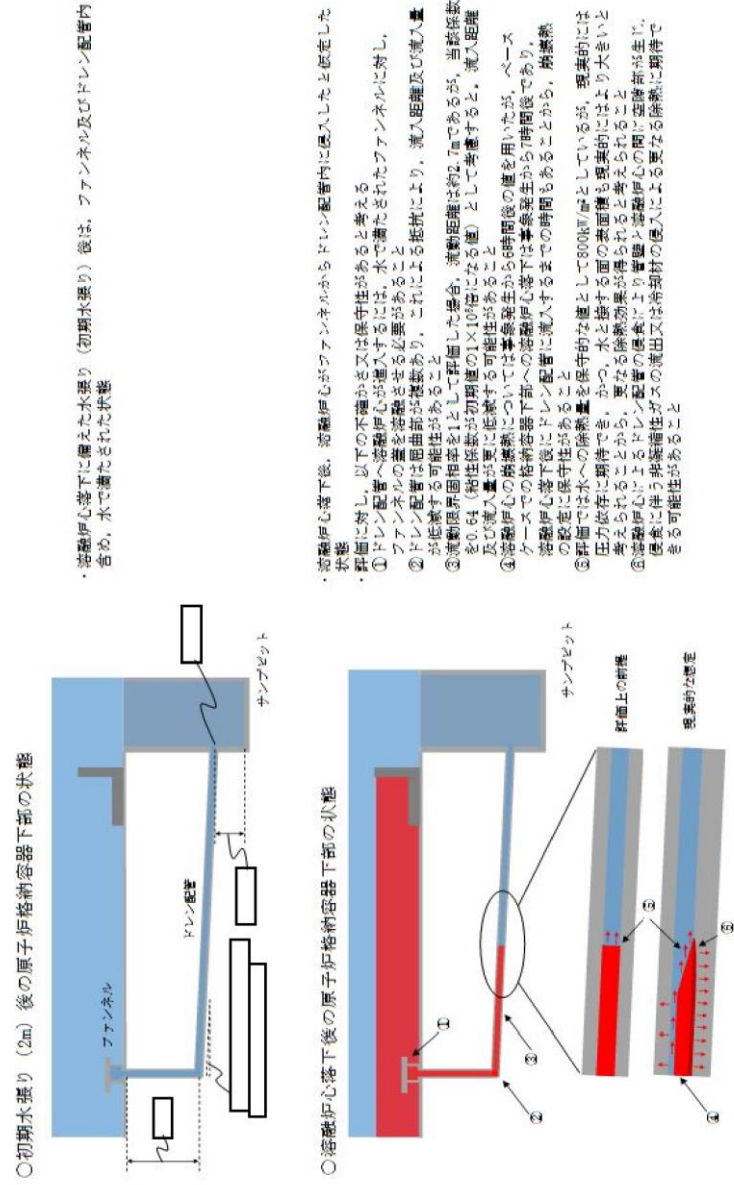
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>デブリからの除熱量，デブリの流速の関係から計算されている。このため，これらの要素についてEPRI/FAIの試験条件とKK7での評価条件の比をとり，EPRI/FAIの試験結果をKK7のファンネルに適用した場合の評価を行う。</p> <p>この場合，KK7のファンネルでのデブリの流動距離(L_{KK7})は次の式で表現できると考えられる。</p> $L_{K7} = L_{FAI} \times \frac{d_{K7}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{K7} \rho_{K7}}{h_{FAI} \rho_{FAI}} \times \frac{v_{K7}}{v_{FAI}}$ <p>ここで，</p> $\frac{d_{K7}}{d_{FAI}} : \text{配管直径比}$ $\frac{h_{K7} \rho_{K7}}{h_{FAI} \rho_{FAI}} : \text{凝固までの蓄熱量比}$ $\frac{v_{K7}}{v_{FAI}} : \text{デブリの速度比}$ <p>であり，上式に基づいてデブリの流動距離 (L_{KK7}) を求めると，</p> $L_{K7} = 0.79 \times 1.56 \times 1.08 \times 2$ $= 2.7 \text{ (m)}$ <p>となる。ファンネル流入から停止までの時間が短いことから，本評価では流入中の崩壊熱は無視できるものとした。なお，この流動距離は流動限界固相率を1として評価している。固相率の上昇に伴い，粘性係数はある点で急激に上昇する傾向があり，固相率0.64程度で粘性係数が初期値の1×10⁵倍になる等，流動限界固相率を考慮することで流動距離は更に低下するものと考えられる。</p> <p>EPRI/FAI試験とKK7で考慮した溶融物の条件では，溶融物の組成がEPRI/FAI試験では単相，KK7では混合物であり，条件が異なっている。凝固様式の違いとして，単相では凝固点まで温度が低下し，溶融潜熱が奪われた段階で凝固し，混合組成の場合は固相の割合が徐々に増加し，流動限界固相率が1の場合は固相線温度まで温度が低下した時点で凝固する。なお，現実には流動限界固相率は1よりも小さな値と考えられるが，上記の評価では保守的に1としている。水中を流動する場合は，単相では溶融潜</p>		<p>熱量，デブリからの除熱量，デブリの流速の関係から計算されている。このため，これらの要素についてEPRI/FAIの試験条件とNS2での評価条件の比をとり，EPRI/FAIの試験結果をNS2のファンネルに適用した場合の評価を行う。</p> <p>この場合，NS2のファンネルでのデブリの流動距離 (L_{NS2}) は次の式で表現できると考えられる。</p> $L_{NS2} = L_{FAI} \times \frac{d_{NS2}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{NS2} \rho_{NS2}}{h_{FAI} \rho_{FAI}} \times \frac{v_{NS2}}{v_{FAI}}$ <p>ここで，</p> $\frac{d_{NS2}}{d_{FAI}} : \text{配管直径比}$ $\frac{h_{NS2} \rho_{NS2}}{h_{FAI} \rho_{FAI}} : \text{凝固までの蓄熱量比}$ $\frac{v_{NS2}}{v_{FAI}} : \text{デブリの速度比}$ <p>であり，上式に基づいてデブリの流動距離 (L_{NS2}) を求めると，</p> $L_{NS2} = 0.79 \times 1.56 \times \boxed{} \times 2.1$ $= \boxed{} \text{ (m)}$ <p>となる。ファンネル流入から停止までの時間が短いことから，本評価では流入中の崩壊熱は無視できるものとした。なお，この流動距離は流動限界固相率を1として評価している。固相率の上昇に伴い，粘性係数はある点で急激に上昇する傾向があり，固相率0.64程度で粘性係数が初期値の1×10⁵倍になる等，流動限界固相率を考慮することで流動距離は更に低下するものと考えられる。</p> <p>EPRI/FAI試験とNS2で考慮した溶融物の条件では，溶融物の組成がEPRI/FAI試験では単相，NS2では混合物であり，条件が異なっている。凝固様式の違いとして，単相では凝固点まで温度が低下し，溶融潜熱が奪われた段階で凝固し，混合組成の場合は固相の割合が徐々に増加し，流動限界固相率が1の場合は固相線温度まで温度が低下した時点で凝固する。なお，現実には流動限界固相率は1よりも小さな値と考えられるが，上記の評価では保守的に1としている。水中を流動する場合は，単</p>	<p>備考</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉における デブリ物性値等による 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>熱が奪われるまでは凝固しないが、混合組成は固相割合が増加し流動限界固相率で凝固するため、保有熱量(凝固までの蓄熱量比)が同程度の場合、単相の方が流動距離は長くなる。よって、EPRI/FAI試験での単層試験の結果得られた流動距離をKK7のスケールに適用する評価は、流動距離を長く見積もる、保守的な扱いとなると考える。</p> <p>以上より、本評価はEPRI/FAIの試験からデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速をもとに流動距離を求める際の最大値と考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>		<p>相では溶融潜熱が奪われるまでは凝固しないが、混合組成は固相割合が増加し流動限界固相率で凝固するため、保有熱量(凝固までの蓄熱量比)が同程度の場合、単相の方が流動距離は長くなる。よって、EPRI/FAI試験での単層試験の結果得られた流動距離をNS2のスケールに適用する評価は、流動距離を長く見積もる、保守的な扱いになると考える。</p> <p>以上より、本評価はEPRI/FAIの試験からデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速をもとに流動距離を求める際の最大値と考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	備考																																																																																																																																																																																						
<p style="text-align: center;">表別2-1 溶融物条件の比較</p> <table border="1" data-bbox="154 760 908 1171"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">EPRI試験 アルミナ</th> <th colspan="4">K-7</th> </tr> <tr> <th colspan="2">溶融デブリ(平均)</th> <th colspan="2">溶融デブリ(酸化物)^{※1}</th> <th colspan="2">溶融デブリ(金属)^{※2}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過熱度(K)</td> <td>100</td> <td colspan="2">39</td> <td colspan="2">-60</td> <td colspan="2">164</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">融点(°C)</td> <td rowspan="2">2047</td> <td>液相線</td> <td>2200</td> <td>液相線</td> <td>2412</td> <td>液相線</td> <td>1482</td> </tr> <tr> <td>固相線</td> <td>1591</td> <td>固相線</td> <td>2063</td> <td>固相線</td> <td>1415</td> </tr> <tr> <td>密度(kg/m³)</td> <td>3800</td> <td colspan="2">8082</td> <td colspan="2">8162</td> <td colspan="2">7723</td> </tr> <tr> <td>比熱(kJ/kgK)</td> <td>1.3</td> <td colspan="2">0.54</td> <td colspan="2">0.51</td> <td colspan="2">0.682</td> </tr> <tr> <td>溶融潜熱(kJ/kg)</td> <td>1160</td> <td colspan="2">303</td> <td colspan="2">310</td> <td colspan="2">280</td> </tr> <tr> <td>熱伝導率(W/mK)</td> <td>7.5</td> <td colspan="2">14</td> <td colspan="2">8</td> <td colspan="2">35</td> </tr> <tr> <td>粘性係数(Pa・s)</td> <td>0.003</td> <td colspan="2">0.0033-0.0076</td> <td colspan="2">0.0033-0.0076</td> <td colspan="2">0.004-0.0062</td> </tr> <tr> <td>動粘性係数(m²/s)</td> <td>7.89×10⁻⁷</td> <td colspan="2">4.08×10⁻⁷ - 9.40×10⁻⁷</td> <td colspan="2">4.04×10⁻⁷ - 9.31×10⁻⁷</td> <td colspan="2">5.17×10⁻⁷ - 8.02×10⁻⁷</td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量(UJ/m³) (限界固相率=1.0)</td> <td>4902</td> <td colspan="2">5277</td> <td colspan="2">3734</td> <td colspan="2">3380</td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量(UJ/m³) (限界固相率=0.64)</td> <td>-</td> <td colspan="2">3438</td> <td colspan="2">2299</td> <td colspan="2">2474</td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)</td> <td>1</td> <td colspan="2">1.08</td> <td colspan="2">0.77</td> <td colspan="2">0.69</td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)</td> <td>1</td> <td colspan="2">0.71</td> <td colspan="2">0.47</td> <td colspan="2">0.51</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 酸化物 : UO₂, Zr, ZrO₂ ※2 金属 : SUS 成分</p>	項目	EPRI試験 アルミナ	K-7				溶融デブリ(平均)		溶融デブリ(酸化物) ^{※1}		溶融デブリ(金属) ^{※2}		過熱度(K)	100	39		-60		164		融点(°C)	2047	液相線	2200	液相線	2412	液相線	1482	固相線	1591	固相線	2063	固相線	1415	密度(kg/m ³)	3800	8082		8162		7723		比熱(kJ/kgK)	1.3	0.54		0.51		0.682		溶融潜熱(kJ/kg)	1160	303		310		280		熱伝導率(W/mK)	7.5	14		8		35		粘性係数(Pa・s)	0.003	0.0033-0.0076		0.0033-0.0076		0.004-0.0062		動粘性係数(m ² /s)	7.89×10 ⁻⁷	4.08×10 ⁻⁷ - 9.40×10 ⁻⁷		4.04×10 ⁻⁷ - 9.31×10 ⁻⁷		5.17×10 ⁻⁷ - 8.02×10 ⁻⁷		凝固までの蓄熱量(UJ/m ³) (限界固相率=1.0)	4902	5277		3734		3380		凝固までの蓄熱量(UJ/m ³) (限界固相率=0.64)	-	3438		2299		2474		凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)	1	1.08		0.77		0.69		凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)	1	0.71		0.47		0.51			<p style="text-align: center;">表別 1-1 溶融物条件の比較</p> <table border="1" data-bbox="1745 760 2487 1121"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">EPRI試験 アルミナ</th> <th colspan="3">NS-2</th> </tr> <tr> <th>溶融デブリ(平均)</th> <th>溶融デブリ(酸化物)^{※1}</th> <th>溶融デブリ(金属)^{※2}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過熱度(K)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>融点(°C)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>密度(kg/m³)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>比熱(kJ/kgK)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>溶融潜熱(kJ/kg)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>熱伝導率(W/mK)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>粘性係数(Pa・s)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>動粘性係数(m²/s)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量(UJ/m³) (限界固相率=1.0)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量(UJ/m³) (限界固相率=0.64)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 酸化物 : UO₂, Zr, ZrO₂ ※2 金属 : SUS成分</p>	項目	EPRI試験 アルミナ	NS-2			溶融デブリ(平均)	溶融デブリ(酸化物) ^{※1}	溶融デブリ(金属) ^{※2}	過熱度(K)					融点(°C)					密度(kg/m ³)					比熱(kJ/kgK)					溶融潜熱(kJ/kg)					熱伝導率(W/mK)					粘性係数(Pa・s)					動粘性係数(m ² /s)					凝固までの蓄熱量(UJ/m ³) (限界固相率=1.0)					凝固までの蓄熱量(UJ/m ³) (限界固相率=0.64)					凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)					凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)					<p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉におけるデブリ物性値等による相違。</p>
項目			EPRI試験 アルミナ	K-7																																																																																																																																																																																					
	溶融デブリ(平均)			溶融デブリ(酸化物) ^{※1}		溶融デブリ(金属) ^{※2}																																																																																																																																																																																			
過熱度(K)	100	39		-60		164																																																																																																																																																																																			
融点(°C)	2047	液相線	2200	液相線	2412	液相線	1482																																																																																																																																																																																		
		固相線	1591	固相線	2063	固相線	1415																																																																																																																																																																																		
密度(kg/m ³)	3800	8082		8162		7723																																																																																																																																																																																			
比熱(kJ/kgK)	1.3	0.54		0.51		0.682																																																																																																																																																																																			
溶融潜熱(kJ/kg)	1160	303		310		280																																																																																																																																																																																			
熱伝導率(W/mK)	7.5	14		8		35																																																																																																																																																																																			
粘性係数(Pa・s)	0.003	0.0033-0.0076		0.0033-0.0076		0.004-0.0062																																																																																																																																																																																			
動粘性係数(m ² /s)	7.89×10 ⁻⁷	4.08×10 ⁻⁷ - 9.40×10 ⁻⁷		4.04×10 ⁻⁷ - 9.31×10 ⁻⁷		5.17×10 ⁻⁷ - 8.02×10 ⁻⁷																																																																																																																																																																																			
凝固までの蓄熱量(UJ/m ³) (限界固相率=1.0)	4902	5277		3734		3380																																																																																																																																																																																			
凝固までの蓄熱量(UJ/m ³) (限界固相率=0.64)	-	3438		2299		2474																																																																																																																																																																																			
凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)	1	1.08		0.77		0.69																																																																																																																																																																																			
凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)	1	0.71		0.47		0.51																																																																																																																																																																																			
項目	EPRI試験 アルミナ	NS-2																																																																																																																																																																																							
		溶融デブリ(平均)	溶融デブリ(酸化物) ^{※1}	溶融デブリ(金属) ^{※2}																																																																																																																																																																																					
過熱度(K)																																																																																																																																																																																									
融点(°C)																																																																																																																																																																																									
密度(kg/m ³)																																																																																																																																																																																									
比熱(kJ/kgK)																																																																																																																																																																																									
溶融潜熱(kJ/kg)																																																																																																																																																																																									
熱伝導率(W/mK)																																																																																																																																																																																									
粘性係数(Pa・s)																																																																																																																																																																																									
動粘性係数(m ² /s)																																																																																																																																																																																									
凝固までの蓄熱量(UJ/m ³) (限界固相率=1.0)																																																																																																																																																																																									
凝固までの蓄熱量(UJ/m ³) (限界固相率=0.64)																																																																																																																																																																																									
凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)																																																																																																																																																																																									
凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)																																																																																																																																																																																									
<p style="text-align: center;">表別2-2 流路構造の比較</p> <table border="1" data-bbox="166 1335 878 1713"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">EPRI試験 アルミナ</th> <th colspan="3">K-7</th> </tr> <tr> <th>溶融デブリ(平均)</th> <th>溶融デブリ(酸化物)</th> <th>溶融デブリ(金属)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>流路構造比較</td> <td></td> <td colspan="3">円管</td> </tr> <tr> <td>流路内径(m)</td> <td>0.05(50A)</td> <td colspan="3">0.078(80A)</td> </tr> <tr> <td>断面積比</td> <td>1</td> <td colspan="3">2.44</td> </tr> <tr> <td>単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)</td> <td>1</td> <td>2.63</td> <td>1.86</td> <td>1.69</td> </tr> <tr> <td>単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)</td> <td>1</td> <td>1.73</td> <td>1.14</td> <td>1.24</td> </tr> <tr> <td>単位長さあたりの伝熱面積比</td> <td>1</td> <td colspan="3">1.56</td> </tr> <tr> <td>床面から配管水平部までの深さ(m)</td> <td>0.273</td> <td colspan="3">0.972</td> </tr> <tr> <td>デブリ堆積高さ(m)</td> <td>0.18</td> <td colspan="3">0.56</td> </tr> <tr> <td>ヘッドから計算される流速(m/s)</td> <td>2.99</td> <td colspan="3">5.49</td> </tr> <tr> <td>流速の実測値(m/s)</td> <td>0.03(平均) ~ 0.19(最大)</td> <td colspan="3">-</td> </tr> <tr> <td>デブリの流動距離(m)</td> <td>~0.79</td> <td colspan="3">2.7</td> </tr> </tbody> </table>	項目	EPRI試験 アルミナ	K-7			溶融デブリ(平均)	溶融デブリ(酸化物)	溶融デブリ(金属)	流路構造比較		円管			流路内径(m)	0.05(50A)	0.078(80A)			断面積比	1	2.44			単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)	1	2.63	1.86	1.69	単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)	1	1.73	1.14	1.24	単位長さあたりの伝熱面積比	1	1.56			床面から配管水平部までの深さ(m)	0.273	0.972			デブリ堆積高さ(m)	0.18	0.56			ヘッドから計算される流速(m/s)	2.99	5.49			流速の実測値(m/s)	0.03(平均) ~ 0.19(最大)	-			デブリの流動距離(m)	~0.79	2.7				<p style="text-align: center;">表別 1-2 流路構造の比較</p> <table border="1" data-bbox="1745 1327 2487 1717"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">EPRI試験 アルミナ</th> <th colspan="3">NS-2</th> </tr> <tr> <th>溶融デブリ(平均)</th> <th>溶融デブリ(酸化物)</th> <th>溶融デブリ(金属)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>流路構造比較</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>流路内径(m)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>断面積比</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>単位長さあたりの伝熱面積比</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>床面から配管水平部までの深さ(m)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>デブリ堆積高さ(m)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ヘッドから計算される流速(m/s)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>流速の実測値(m/s)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>デブリの流動距離(m)</td> <td>~0.79</td> <td></td> <td></td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	項目	EPRI試験 アルミナ	NS-2			溶融デブリ(平均)	溶融デブリ(酸化物)	溶融デブリ(金属)	流路構造比較					流路内径(m)					断面積比					単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)					単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)					単位長さあたりの伝熱面積比					床面から配管水平部までの深さ(m)					デブリ堆積高さ(m)					ヘッドから計算される流速(m/s)					流速の実測値(m/s)					デブリの流動距離(m)	~0.79			-	<p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉における設備形状等による相違。</p>																																																								
項目			EPRI試験 アルミナ	K-7																																																																																																																																																																																					
	溶融デブリ(平均)	溶融デブリ(酸化物)		溶融デブリ(金属)																																																																																																																																																																																					
流路構造比較		円管																																																																																																																																																																																							
流路内径(m)	0.05(50A)	0.078(80A)																																																																																																																																																																																							
断面積比	1	2.44																																																																																																																																																																																							
単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)	1	2.63	1.86	1.69																																																																																																																																																																																					
単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)	1	1.73	1.14	1.24																																																																																																																																																																																					
単位長さあたりの伝熱面積比	1	1.56																																																																																																																																																																																							
床面から配管水平部までの深さ(m)	0.273	0.972																																																																																																																																																																																							
デブリ堆積高さ(m)	0.18	0.56																																																																																																																																																																																							
ヘッドから計算される流速(m/s)	2.99	5.49																																																																																																																																																																																							
流速の実測値(m/s)	0.03(平均) ~ 0.19(最大)	-																																																																																																																																																																																							
デブリの流動距離(m)	~0.79	2.7																																																																																																																																																																																							
項目	EPRI試験 アルミナ	NS-2																																																																																																																																																																																							
		溶融デブリ(平均)	溶融デブリ(酸化物)	溶融デブリ(金属)																																																																																																																																																																																					
流路構造比較																																																																																																																																																																																									
流路内径(m)																																																																																																																																																																																									
断面積比																																																																																																																																																																																									
単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)																																																																																																																																																																																									
単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)																																																																																																																																																																																									
単位長さあたりの伝熱面積比																																																																																																																																																																																									
床面から配管水平部までの深さ(m)																																																																																																																																																																																									
デブリ堆積高さ(m)																																																																																																																																																																																									
ヘッドから計算される流速(m/s)																																																																																																																																																																																									
流速の実測値(m/s)																																																																																																																																																																																									
デブリの流動距離(m)	~0.79			-																																																																																																																																																																																					

柏崎刈羽原子力発電所 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3</p> <p><u>溶融炉心ファンネル流入後のドレン配管における管壁の侵食量評価(7号炉のみ)</u></p> <p>格納容器下部の床面にファンネルが設置されており、床下にドレン配管が設置されている号炉は7号炉のみである。このため、7号炉を想定して以下の評価を実施した。なお、6号炉では床面にファンネルが無く、ドレンは格納容器下部壁面に設置された配管を通じてサンプルにドレンが集められる構造となっていることから7号炉と同様の評価は不要である。</p> <p>a. 評価体系</p> <ul style="list-style-type: none"> ファンネル内に流入した溶融炉心を円柱で模擬し、側面はコンクリートで囲まれているものとし、両端が水によって除熱されるものとした。 <p>b. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 溶融炉心の流動距離(円柱の高さ)は、別紙2 の評価結果を踏まえ、ファンネルからサンプルまでの長さが最短の配管に合わせて3.6m とした。 崩壊熱は事象発生から6 時間後の値とした。 水への熱流束は有効性評価における不確かさ評価において保守的な値として用いている800kW/m² 一定とした。 <p>c. 評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> 管壁の侵食量は約0.08m となった。ドレン配管から格納容器バウンダリであるライナまでの最短距離が約0.5m であることから、コンクリートの侵食がライナに到達することは無いことを確認した。(別図3-1 参照) <p>d. 評価の保守性について</p> <p>本評価では、種々の不確かさを包絡する観点でb. の評価を実施したが、現実的には以下の効果に期待できるものと考えられ、b. の評価には保守性があるものとする。なお、c. のとおり、b. の保守的な評価条件であっても、コンクリートの侵食がライナに到達することは無い。(別図3-2 参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> 流入量、流入距離の観点 <p>流入量については別紙2 に示すとおり、保守的に流動限界固相率を1 とした場合の評価においても流動距離は約2.7m であり、流動限界固相率を0.64(粘性係数が初期値の1×10⁵ 倍になる値)として考慮すると流入量及び流入距離は更に低減されるも</p>			<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、コリウムシールドを原子炉格納容器下部床全面に敷設し、機器ファンネルへの溶融炉心の侵入を防止している。</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>のと考える。(別図3-2 中③参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> 流入経路の影響 <p>原子炉压力容器下部から落下した熔融炉心がファンネルに流入する際にはファンネルの蓋を熔融させる必要があるが、蓋の裏面には初期水張りによる水が張られており、蓋の表面からの熱伝達によって水が蒸発しても、蓋の裏面にはサンプ側から水が供給されることから、原子炉压力容器下部からの熔融炉心の落下を仮定した上でも、ファンネルからの熔融炉心侵入の発生には不確かさがあるものとする。(別図3-2 中①参照)</p> <p>ドレン配管は、ファンネル流入口から数10cm 程度垂直に落下した後、水平に曲がる構造となっており、さらに水平落下後も少なくとも数回屈曲していることから、配管の曲りによる抵抗により流入量、流入距離は低減されるものとする。(図3-12, 別図3-2 中②参照)</p> 崩壊熱 <p>崩壊熱については事象発生から6 時間後の崩壊熱を用いて評価したが、有効性評価のベースケースでの熔融炉心落下時刻は事象発生後の7 時間後であり、保守的な想定になっているものとする。また、格納容器下部に落下した熔融炉心が格納容器下部の端に到達し、ファンネルの蓋を熔融させ、ドレン配管に流入するまでの時間を考えると、崩壊熱については更に低減されるものとする。(別図3-2 中④参照)</p> 除熱の形態 <p>水への熱流束については、保守的に800kW/m² 一定としているが、現実的には圧力依存性に期待できるものとする。(別図3-2 中⑤参照)</p> <p>また、ドレン配管に浸入した熔融炉心の両端からの除熱にのみ期待しているが、侵食が進展した場合、水平な配管の上部には空隙の多い領域が生じるものと考えられ、その領域への水の浸入を考慮すると更に除熱量が増大する。ドレン配管のサンプ側からは初期水張り及び熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水によって水が供給され続けるため、水が枯渇する状況は考えにくい。ドレン配管内での熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生及びドレン配管内への流出により、空隙部に水が侵入できない可能性が考えられるが、その場合は非凝縮性ガスによる熔融炉心からの除熱に期待できるものとする。(別図3-2 中⑥参照)</p> 更なる感度解析の確認結果 			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器下部床下に存在する最も長いファンネルからのドレン配管は約13.2m であるが、これが溶融炉心で満たされた、本評価よりも更に極端なモデルを仮定しても、管壁の侵食量は約0.25m に留まり、ライナまでの最短距離(約0.5m)には余裕があることを確認している。</p>  <p>別図3-1 下部ドライウェルファンネル配管評価のイメージ</p> <p>d. コンクリート侵食時に発生する非凝縮性ガスの挙動</p> <ul style="list-style-type: none"> 管壁の侵食量が約0.08m となるまでに侵食されるコンクリートの体積は、ドレン配管を3.6m とした場合、 $3.6 \times (0.122 - 0.04^2) \times \pi = 0.14 \text{ m}^3$ となる。この侵食によってコンクリートに含まれるCO2 が全て気体として放出されると仮定すると、 質量 : $0.14 \times 2300 \times 0.015 = \text{約} 5 \text{ kg}$ 体積 : $5 / 44 \times 22.4 = \text{約} 2.5 \text{ Nm}^3$ となる。また、上記の体積のコンクリートに対してMCCI が生じた場合、約3kg の水素が発生することとなる。管内に溶融炉心が流入した後は、管内の水による冷却や侵食に伴って空隙が発生すると考えると、発生した非凝縮性ガスは管壁に沿って排出されるものと考えられる。 <p>これらの非凝縮性ガスについては、有効性評価「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」では、ジルコニウム-水反応によって約1400kg の水素が発生することから、上記のコンクリート侵食の評価結果を踏まえて数kg 程度の非凝縮性ガスの発生を考慮しても、格納容器圧力及び格納容器内の気体組成に有意な影響を及ぼすものではないと考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> 			



別図 3-2 下部ドライウェルファンネル配管への溶融炉心の流入のイメージ

別紙4

Lipinski 0-D モデルについて (日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」より抜粋)

c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾

Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。連続の式

$$\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$$

運動量の式 (気相)

$$\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$$

運動量の式 (液相)

$$-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$$

エネルギー式

$$\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$$

圧力の釣合⁽¹⁹⁾⁽²⁶⁾

$$\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$$

ここで、

U : 見掛け流速

κ : 層流での浸透率

η : 乱流での浸透率

$\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$: 各々層流及び乱流での気液の比浸透率 (無次元)

でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽²⁵⁾。

$$\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$$

$$\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$$

$$\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$$

$$\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$$

上述の関係をを用いると、式(8.14)~式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 $q (= \dot{Q} H_b)$ は下式で与えられる。

$$q = \rho_v \Delta h_v u_1 \left[\left\{ 1 + (u_2/u_1)^2 \right\}^{1/2} - 1 \right] \quad \dots(8.19)$$

$$u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} /$$

$$\left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$$

$$u_2 = \left\{ \frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_v)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_v)gH_b} \right\} \right\} /$$

$$\left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}^{1/2}$$

ドライアウト熱流束は、式(8.19)が $s (0 \leq s \leq 1)$ に関して極大値をとる条件として求まる。

※ポロシティ(空隙率)は変数 ϵ に該当する。

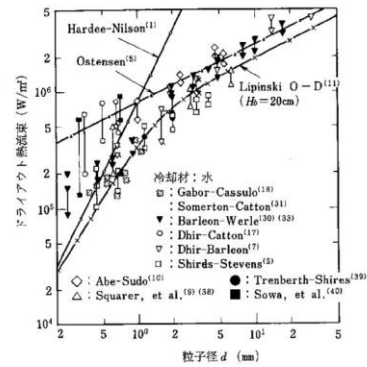
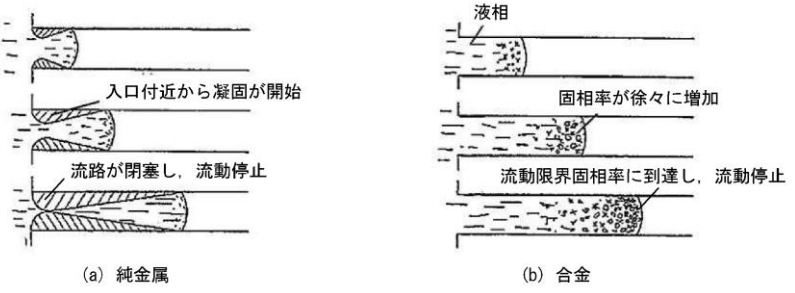
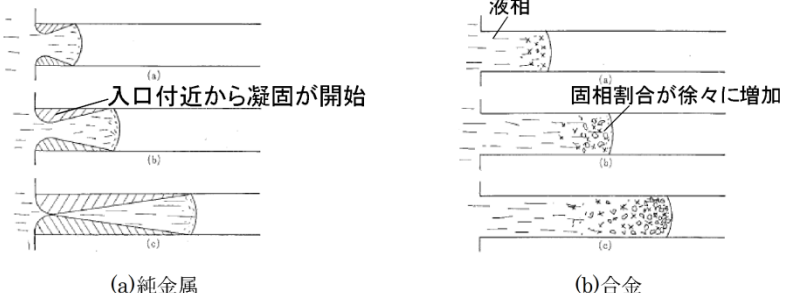
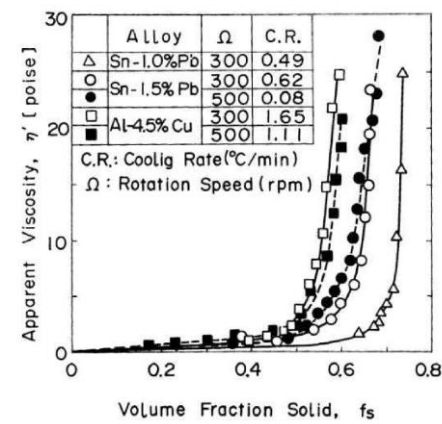


図 8-6 冷却材が水の場合の理論式・半実験式と実験結果との比較

・記載方針の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 号では、溶融炉心の一部がコリウムシールドを超えてサンプルに流入する場合の評価が実施されており、Lipinski0-D モデルに基づいてドライアウト熱流束が設定されている。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>【比較のため、「添付資料 3.5.3」の一部を記載】</p> <p>3. 熔融金属の凝固モデルによる評価</p> <p>3.1 熔融金属の流路内での凝固挙動</p> <p>第3図に、流路内における熔融金属の凝固挙動の概念図を示す。</p> <p>純金属や共晶温度の合金では、第3図(a)のように流路の入口付近から固化クラストが成長し流路が閉塞することで、流動が停止する。</p> <p>一方、液相線温度と固相線温度に差がある合金では、第3図(b)のように熔融物の先端から温度低下とともに固相率が増加し、流動限界固相率を超えたときに流動を停止する。これは、第4図に示すように、固相率の増加とともに粘性が増加するためである。</p> <p>熔融炉心については、液相線温度 <input type="text"/> に対して固相線温度が <input type="text"/> (MAAP計算結果) と差があることから、合金の凝固挙動を示すものと考えられる。</p>  <p>第3図 流路内での熔融金属の凝固挙動の概念図</p>	<p style="text-align: right;">別紙-2</p> <p style="text-align: center;"><u>コリウムシールドスリット内での凝固停止評価について</u></p> <p>コリウムシールドスリット内におけるデブリ凝固評価結果を示す。</p> <p>1. 熔融金属の流路内での凝固挙動</p> <p>図別 2-1 に、流路内における熔融金属の凝固挙動の概念図を示す。</p> <p>純金属や共晶温度の合金では、図別 2-1(a)のように流路の入口付近から固化クラストが成長し流路が閉塞することで、流動が停止する。</p> <p>一方、液相線温度と固相線温度に差がある合金では、図別 2-1(b)のように熔融物の先端から温度低下とともに固相率が増加し、流動限界固相率を超えたときに流動を停止する。これは、図別 2-2 に示すように、固相率の増加とともに粘性が増加するためである。</p> <p>熔融炉心のスリット内凝固評価は、実熔融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、複数の評価モデルで凝固評価を実施した。</p>  <p>図別 2-1 流路内での熔融金属の凝固挙動の概念図</p>	<p>・評価方針の相違 【東海第二】</p>



第4図 溶融合金における固相率と見かけの粘性の関係^[3]

3.2 評価方法

溶融合金の流路内での流動距離を評価するモデルとして、Fleming のモデル^[4]があり、このモデルを用いて溶融炉心の横スリット内での流動距離の評価を行った。その内容を以下に示す。

なお、本凝固評価モデルは流路内に水が存在しないドライ状態を前提としていることから、実機条件に対して十分保守的な評価となると考えられる。

【比較のため、「(参考) その他の凝固モデルによる評価」を記載

○US-ABWR DCDモデルの概要^[1]

US-ABWR DCDモデルは、RPV下部のドライウェルサンプル周囲に設置されるコリウムシールドにおいて、ドレン水が通るためのスリット流路を対象とした溶融炉心の凝固評価モデルである。

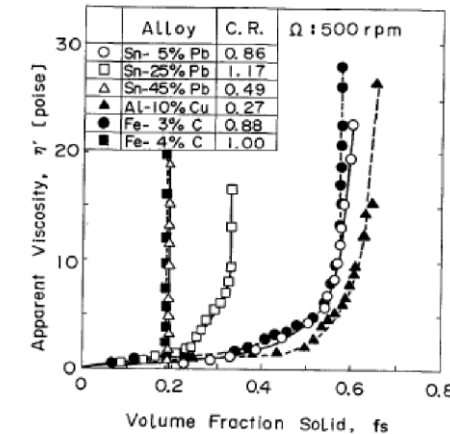
本モデルは純金属の凝固挙動を想定し、流路の入口付近において周辺の構造材への熱伝導によりクラストが成長し流路が閉塞するものとしている。

DCDモデルの評価式を以下に示す。

$$L_{freeze} = \bar{v}(t_{freeze})t_{freeze} \quad (1)$$

ここで、

$$t_{freeze} = \left[\frac{H_0 \rho_{cm} (h_{lh} + c_p \Delta T) \sqrt{\pi \alpha_w}}{4k_w (T_s - T_i)} \right]^2 \quad (2)$$



図別2-2 溶融金属の固相率割合と粘性の関係^[1]

2. 評価方法

純金属の流路内での凝固モデルとしては、US-ABWR DCDモデル、Epsteinモデル(MAAPの下部プレナム貫通部閉塞モデル)を使用し、合金の流路内での凝固モデルとしては、Flemingsモデルを使用する。

なお、本凝固評価モデルは流路内に水が存在しないドライ状態を前提としていることから、実機条件に対して十分保守的な評価となると考えられる。

2.1 純金属モデル

a. US-ABWR DCDモデル^[2]

本モデルは純金属の凝固挙動を想定し、流路の入口付近において周辺の構造材への熱伝導によりクラストが成長し流路が閉塞するものとしている。

DCDモデルの評価式を以下に示す。流動距離は流動停止までの平均速度と流動停止までの平均時間の積で求められる。

$$L_{freeze} = \bar{v}(t_{freeze})t_{freeze} \quad (1)$$

ここで、

$$t_{freeze} = \left[\frac{H_0 \rho_{cm} (h_{lh} + c_p \Delta T) \sqrt{\pi \alpha_w}}{4k_w (T_s - T_i)} \right]^2 \quad (2)$$

・記載方針の相違
【東海第二】
一部記載は異なるが、内容は同等である。

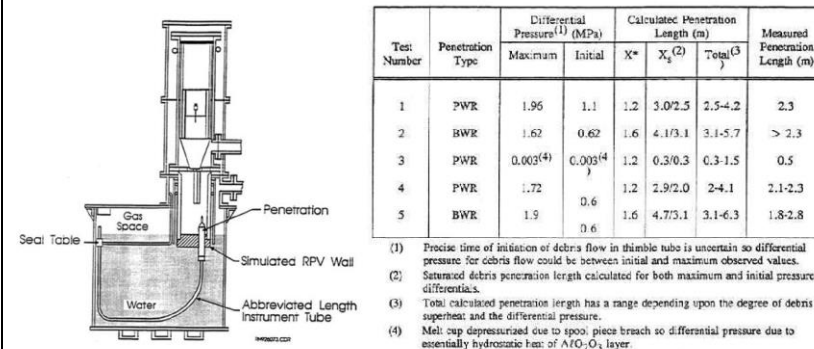
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;"> $\bar{v} = \frac{\frac{2}{3}a_0\sqrt{t} - \frac{a_0 b'_0}{H_0} t}{1 + \frac{4b'_0}{3H_0}\sqrt{t}} \quad (3)$ </p> <p style="text-align: center;"> $a_0 = \sqrt{\frac{2gm_{ves}}{\rho_{cm}A_{ld}}} \quad b'_0 = \frac{2k_w(T_s - T_i)}{\rho_{cm}(h_{lh} + c_p\Delta T)\sqrt{\pi\alpha_w}} \quad (4)$ </p> <p>であり、各パラメータは以下のとおりである。</p> <p>L_{freeze} : 流動距離 (m), $\bar{v}(t)$: 溶融炉心の流路内平均流速 (m/s), t_{freeze} : 凝固完了時間 (s), H_0 : スリット高さ (m), ρ_{cm} : 溶融炉心密度 (kg/m³), h_{lh} : 溶融炉心溶融潜熱 (J/kg), C_p : 溶融炉心比熱 (J/kgK), ΔT : 溶融炉心過熱度 (K), α_w : 構造材熱拡散率 (m²/s), k_w : 構造材熱伝導率 (W/mK),</p>	<p>US-ABWR DCDでは、入口流速は以下のように表わされている。</p> <p style="text-align: center;"> $v_e(t) = \sqrt{\frac{2gm_{ves}t}{\rho_{cm}A_{ld}}} \quad (3)$ </p> <p>しかしながら、原子炉格納容器下部床面よりも下部にスリットが設置されるため、縦スリット内のヘッドh_0を考慮し以下のようにする必要がある。</p> <p style="text-align: center;"> $v_e(t) = \sqrt{2g\left(\frac{m_{ves}}{\rho_{cm}A_{ld}}t + h_0\right)} \quad (4)$ </p> <p>この場合、DCDモデルの評価で使用される平均流速において、初期ヘッドh_0による項が追加され、以下のように修正される。</p> <p style="text-align: center;"> $v_e(t) = \frac{\frac{2}{3}a_0\sqrt{t} + \sqrt{2gh_0} - \frac{a_0b_0}{H_0}t - \frac{4b_0\sqrt{2gh_0}}{3H_0}\sqrt{t}}{\left(1 + \frac{4b_0}{3H_0}\sqrt{t}\right)} \quad (5)$ </p> <p>ここで、</p> <p style="text-align: center;"> $a_0 = \sqrt{\frac{2gm_{ves}}{\rho_{cm}A_{ld}}} \quad (6)$ </p> <p style="text-align: center;"> $b_0 = \sqrt{\frac{2k_f(T_{f,m} - T_s)}{\rho_{cm}h_{lh}}} \quad (7)$ </p> <p>溶融炉心が過熱度を持つ場合、b_0は以下の式を使用する。過熱度がない場合、$b_0 = b'_0$となる。</p> <p style="text-align: center;"> $b'_0 = \frac{2k_f(T_s - T_i)}{\rho_{cm}(h_{lh} + c_p\Delta T)\sqrt{\pi\alpha_w}} \quad (8)$ </p> <p>であり、各パラメータは以下のとおりである。</p> <p>L_{freeze} : 流動距離 (m), $\bar{v}(t)$: 平均流速 (m/s), t_{freeze} : 凝固完了時間 (s), ρ_{cm} : 溶融デブリ密度 (kg/m³), C_p : 溶融デブリ比熱 (J/kgK), ΔT : 過熱度 (K), H_0 : スリット高さ (m), h_0 : 縦スリット部高さ (m), α_w :</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>T_s : 接触面温度 (K), T_i : 構造材初期温度 (K), g : 重力加速度 (m/s^2), \dot{m}_{ves} : R P Vからの溶融炉心落下率 (kg/s), A_{ld} : 下部ドライウエル床面積 (m^2)</p> <p>D C D ^[1] においては, 過去に実施された関連試験に係る文献を参照し, それらの試験結果よりD C Dモデルによる評価の適用性を確認している。</p> <p>○Epstein モデルの概要 ^[2] ^[3]</p> <p>Epstein モデルは, M A A PコードのR P V下部プレナム貫通部閉塞計算に使用されているモデルであり, D C Dモデルと同様に流路の入口付近からの閉塞が想定されている。</p> <p>Epstein モデルの評価式を以下に示す。溶融炉心の総流動距離は(5)式と(6)式の和で求められる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶融炉心が過熱度を有する領域での流動距離 $X^* = \frac{D}{2f} \ln \left(\frac{T_0 - T_{mp}}{T^* - T_{mp}} \right) \quad (5)$ <ul style="list-style-type: none"> ・溶融炉心の過熱度がない領域での流動距離 $X_s = 0.155 Re^{8/11} D \left[\frac{Pr}{B} \right]^{7/11} \quad (6)$ <p>ここで,</p> $B = \left[1 + \frac{2C_p(T_{mp} - T_w)}{\lambda} \right]^{1/2} - 1 \quad (7)$ <p>であり, 各パラメータは以下のとおりである。</p> <p>X^*, X_s : 流動距離 (m), Re : レイノルズ数 (-), Pr : プラントル数 (-), D : 水力等価直径 (m), λ : 溶融炉心溶融潜熱 (J/kg), C_p : 溶融炉心比熱 (J/kgK), T_0 : 溶融炉心初期温度 (K), T_{mp} : 溶融炉心融点 (K), T_w : 構造材初期温度 (K), T^* : 溶融炉心凝固開始温度 (推定値) (K), f : 摩擦係数 (-)</p>	<p>構造材熱拡散率 (m^2/s), k_w : 構造材熱伝達率 (w/mK), k_f : デブリ熱伝導率 (w/mK), T_s : 接触面温度 (K), T_i : 構造材初期温度 (K), $T_{f,m}$: 溶融デブリ温度 (K), g : 重力加速度 (m/s^2), \dot{m}_{ves} : R P Vからのデブリ落下率 (kg/s), A_{ld} : 下部ドライウエル床面積 (m^2)</p> <p>b. E p s t e i nモデル^[3] ^[4]</p> <p>E p s t e i nモデルは, M A A PコードのR P V下部プレナム貫通部閉塞計算に使用されているモデルであり, D C Dモデルと同様に流路の入口付近からの閉塞が想定されている。</p> <p>E p s t e i nモデルの評価式を以下に示す。溶融炉心の総流動距離は式(9)と式(10)の和で求められる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶融炉心が過熱度を有する領域での流動距離 $X = \frac{D}{2f} \ln \left(\frac{T_0 - T_{mp}}{T^{**} - T_{mp}} \right) \quad (9)$ <ul style="list-style-type: none"> ・溶融炉心が過熱度のない領域での流動距離 $X_s = 0.155 Re^{8/11} D \left[\frac{Pr}{B} \right]^{7/11} \quad (10)$ <p>ここで,</p> $B = \left[1 + \frac{2C_p(T_{mp} - T_w)}{\lambda} \right]^{1/2} - 1 \quad (11)$ <p>であり, 各パラメータは以下のとおりである。</p> <p>X : 流動距離 (m), Re : レイノルズ数, Pr : プラントル数, D : 水力等価直径 (m), λ : 溶融潜熱 (J/kg) C_p : 溶融デブリ比熱 (J/kgK), T_0 : デブリ初期温度 (K), T_{mp} : デブリ融点 (K), T_w : 構造材初期温度 (K), T^{**} : デブリ凝固開始温度 (推定値) (K), f : 摩擦係数 (-)</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 一部記載は異なるが、内容は同等である。</p>

なお、 $T^* - T_{mp}$ はEPRIレポート^[3]を基に10Kとする。

EPRIは、第1図に示すRPV下部プレナムの核計装管を模擬した試験体に熔融アルミナを流入させる試験を行い、Epsteinモデルによる流動距離評価結果との比較を実施している。

その結果、試験結果に対してEpsteinモデルによる流動距離は同等又は大きめの評価結果となっている。



第1図 EPRI試験装置及び試験結果

参考文献

- [1] GE-Hitachi Nuclear Energy Americas LLC, ABWR Design Control Document, United States Nuclear Regulatory Commission, 2010
- [2] M.Epstein et al., Freezing-Controlled Penetration of a Saturated Liquid Into a Cold Tube, Journal of Heat Transfer, Vol.99, 1977
- [3] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume1, EPRI report TR-103389, 1994

【ここまで】

(1) Flemingsモデルの評価式

Flemingsモデルは(1)式のように表され、流路を流れる溶融物が保有するエネルギーと周囲の構造材への除熱速度を基に、溶融物が凝固するまでに必要なエネルギーが除去されるまでの流動距離を評価するモデルとなっている。

なお、 $T^{**} - T_{mp}$ はEPRIレポートを基に10Kとする。

2.2 合金モデル

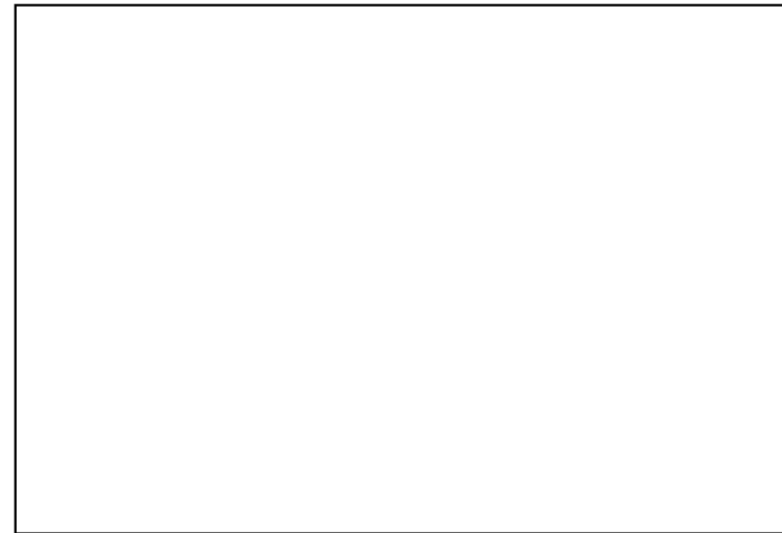
(1) Flemingsモデルの評価式^[5]

Flemingsモデルは式(12)のように表され、流路を流れる溶融物が保有するエネルギーと周囲の構造材への除熱速度をもとに、溶融物が凝固するまでに必要なエネルギーが除去されるまでの流動距離を評価できるモデルとなっている。

・記載方針の相違
【東海第二】
 一部記載は異なるが、内容は同等である。

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
	$L_{freeze} = \frac{A\rho v(f_c H_f + C_p \Delta T)}{hS(T_d - T_w)} \left(1 + \frac{B}{2}\right) \quad (1)$ <p>ここで,</p> $B = \frac{h\sqrt{\pi\alpha_w\Delta X}}{k_w\sqrt{v}} \quad (2)$ <p>であり, 各パラメータの内容は以下のとおりである。 L_{freeze}: 流動距離 (m), A: 流路断面積 (m^2), ρ: 熔融炉心密度 (kg/m^3), v: 熔融炉心流速 (m/s), f_c: 流動限界固相率 (-), H_f: 熔融炉心熔融潜熱 (J/kg), C_p: 熔融炉心比熱 (J/kgK), ΔT: 初期温度と凝固温度の差 (K), h: 熱伝達率 (W/m^2K), S: 流路周長 (m), T_d: 熔融炉心温度 (K), T_w: 構造材温度 (K), α_w: 構造材熱拡散率 (m^2/s), ΔX: チョーキングレンジ※ (m), k_w: 構造材熱伝導率 (W/mK)</p> <p>※ 熔融物先端でどの程度の長さが流動限界固相率を超えると流動が停止するかを定義する定数</p> <p>(2) 熱伝達係数の計算 熔融炉心とスリット構造材間の熱伝達係数hは, 熔融炉心の熱伝導率k, 水力等価直径d_e及びSleicher-Rouseの式^[5]より求まるヌセルト数Nuを用いて, 下式により算出する。</p> $h = \frac{k}{d_e} Nu \quad (3)$ <p>Sleicher-Rouseの式</p> $Nu_m = 5 + 0.015 Re_f^a Pr_w^b \quad (4)$ $\begin{cases} a = 0.88 - \frac{0.24}{4 + Pr_w} \\ b = \frac{1}{3} + 0.5 \exp(-0.6 Pr_w) \end{cases}$ <p>添字はそれぞれ, m: 混合平均温度, f: 膜温度, w: 壁温における物性値を表す。ただし本評価では, 物性値は温度によらず一定と仮定している。</p>	$L_{freeze} = \frac{A\rho v(f_c H_f + C_p \Delta T)}{hS(T_d - T_w)} \left(1 + \frac{B}{2}\right) \quad (12)$ <p>ここで,</p> $B = \frac{h\sqrt{\pi\alpha_w\Delta X}}{k_w\sqrt{v}} \quad (13)$ <p>であり, 各パラメータの内容は以下のとおりである。 L_{freeze}: 流動距離 (m), A: 流路断面積 (m^2), ρ: 熔融デブリ密度 (kg/m^3), v: 熔融デブリ流速 (m/s), f_c: 流動限界固相率 (-), H_f: 熔融デブリ熔融潜熱 (J/kg), C_p: 熔融デブリ比熱 (J/kgK), ΔT: 初期温度と凝固温度の差 (K), h: 熱伝達率 (W/m^2K), S: 流路周長 (m), T_d: 熔融デブリ温度 (K), T_w: 構造材温度 (K), α_w: 構造材熱拡散率 (m^2/s), ΔX: チョーキングレンジ※ (m), k_w: 構造材熱伝導率 (w/mK)</p> <p>※: 熔融物先端でどの程度の長さが流動限界固相率を超えると流動が停止するかを定義する定数</p> <p>(2) 熱伝達係数の計算 熔融デブリとスリット構造材間の熱伝達係数hは, 熔融デブリの熱伝導率k, 水力等価直径d_e及びSleicher-Rouseの式^[6]又はGnielinskiの式^[5]より求まるヌセルト数Nuを用いて, 下式により算出する。</p> $h = \frac{k}{d_e} Nu \quad (14)$ <p>Sleicher-Rouseの式</p> $Nu = 5 + 0.015 Re_f^a Pr_w^b \quad (15)$ $a = 0.88 - \frac{0.24}{4 + Pr_w} \quad (16)$ $b = \frac{1}{3} + 0.5 \exp(-0.6 Pr_w) \quad (17)$ <p>添字はそれぞれ, m: 混合平均温度, f: 膜温度, w: 壁温における物性値を表す。ただし, 本評価では, 物性値は温度によらず一定と仮定する。 また, レイノルズ数が $3000 < Re < 10^6$, $0.5 < Pr < 2000$ の範囲については次式 (Gnielinskiの式)</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) 溶融炉心の温度低下の考慮</p> <p>(1)式から直接的に流動距離を計算すると、流路内を進行する間の溶融炉心の温度低下が考慮されず、溶融炉心から構造材への熱伝達速度が過大評価されることにより、流動距離が短く評価されることが考えられる。</p> <p>今回の評価では、Flemings の評価式を基に、流動に伴う溶融炉心の温度低下を考慮した上で、溶融炉心先端が流動停止する固相率に至るまでの除熱時間を算出し、溶融炉心の流速との積により流動距離を計算した。評価の概要を第5図に示す。</p> <div data-bbox="955 1163 1691 1890" style="border: 1px solid black; height: 346px; width: 248px; margin-top: 10px;"></div>	$Nu = \frac{(f/2)(Re-1000)Pr}{1+12.7\sqrt{f/2}(Pr^{2/3}-1)} \quad (18)$ <p>ここで、f は管摩擦係数であり、</p> $f = (3.64 \log_{10}(Re) - 3.28)^{-2} \quad (19)$ <p>と与えられる。</p> <p>Sleicher-Rouse の式, Gnielinski の式が共に適用範囲内となる場合は、ヌセルト数が小さい方を採用する。</p> <p>(3) 溶融デブリの温度低下の考慮</p> <p>式 (12) から直接的に流動距離を計算すると、流路内を進行する間のデブリの温度低下が考慮されず、溶融炉心から構造材への熱伝達速度が過大評価されることにより、流動距離が短く評価されることが考えられる。</p> <p>今回の評価では、Flemings の評価式をもとに、流動に伴うデブリの温度低下を考慮した上で、溶融炉心先端が流動停止する固相率に至るまでの除熱時間を算出し、溶融炉心の流速との積により流動距離を計算した。</p> <p>まず、初期にデブリが保有する流動停止までの熱量は、固相線温度 T_{sol} を基準として</p> $Q_0 = \{C_p(T_{d0} - T_{sol}) + H_f\} f_c m_d \quad (20)$ <p>となる。デブリが Δt の時間に Δx の距離流動したときの除熱量は、</p> $Q_{rm}^p = hS\Delta x (T_d^p - T_w^p) \left(\frac{1}{1 + \frac{B}{2}} \right) \Delta t \quad (21)$ <p>であり、Δx 流動後のデブリの保有熱量及び温度は、</p> $Q_d^{p+1} = Q_d^p - Q_{rm}^p \quad (22)$ $T_d^{p+1} = \frac{Q_d^{p+1}}{C_f m_d} + T_{sol} \quad (23)$ <p>となる。ここで、C_f は溶融潜熱を考慮した溶融デブリの換算比熱であり、以下のように表わされる。</p>	



第5図 溶融炉心流動距離の評価イメージ図

3.3 評価条件

横スリット内での溶融炉心凝固評価に用いた条件を第2表に示す。

溶融炉心の物性については、MAAP計算結果におけるRPV破損時の溶融炉心物性値を用いる。なお、流動距離が長くなるよう溶融炉心の保有エネルギーを大きく設定する観点から、T Q U Vシーケンスの値を設定する。

$$C_f = C_p + \frac{H_f}{T_{liq} - T_{sol}} \quad (24)$$

各パラメータの内容は以下のとおりである。

Q_0 : 流動停止するために除去が必要なエネルギー (J) , T_{d0} : デブリ初期温度 (K) , T_{sol} : デブリ固相線温度 (K) ,
 T_{liq} : デブリ液相線温度 (K) , m_d : デブリ質量 (kg) ,
 Q_{rm} : タイムステップ毎の除熱量 (J) , Δx : タイムステップ毎の流動距離 (m) , Δt : タイムステップ (s)

以上より、デブリの凝固までの保有エネルギー Q_d が0になるまでの時間が得られ、溶融デブリの流速との積により、溶融デブリの流動距離が計算される。

3. 評価条件

コリウムシールド内での溶融デブリ凝固評価に用いた条件を表別2-1に示す。

溶融炉心の物性については、MAAPで使用されているRPV破損直前の下部プレナムの物性値を用いる。

表別 2-1 評価条件

構造材温度	
溶融炉心初期温度	
SUS 密度	
SUS 熱伝導率	
SUS 比熱	
溶融炉心液相線温度	
溶融炉心固相線温度	
デブリ密度	
デブリ比熱	
デブリ熱伝導率	
デブリ溶融潜熱	
デブリ粘性係数	

※ 格納容器設計圧力の2倍 (853kPa (gage)) における水の飽和温度

Fleming sモデル固有の変数を表別2-2に示す。

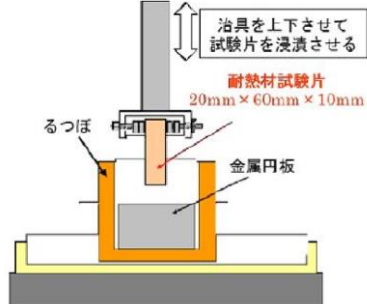
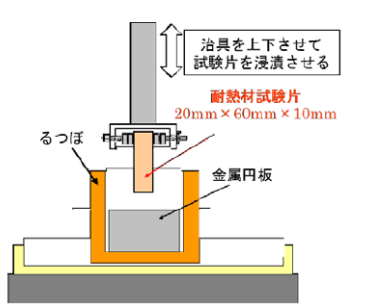
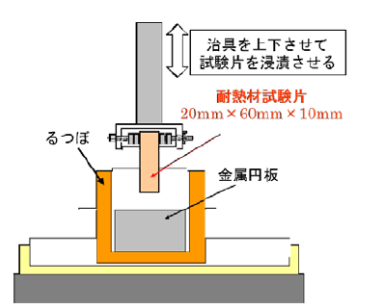
・評価方針の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、大破断LOCAケースも想定している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考								
	<p><u>溶融炉心の流速については、溶融炉心全量に加えペDESTAL内構造物等がペDESTAL内に堆積した場合の堆積高さ□と、横スリット下端までの高低差□の合計□をヘッドとして考慮した場合、溶融炉心の流速は約□となる。これに対し、スリット内の冷却水の存在による溶融炉心の流速の低下として、EPR I 試験の知見 (1/10 から 1/100) 及び実機溶融炉心とEPR I 試験の溶融アルミナの動粘度の差 (約 1.6 倍) を考慮し、保守的に1/2を考慮した□を設定する。</u></p> <p>流動限界固相率及びチョーキングレンジについては、既往の溶融炉心拡がり試験においては固相率が 0.4~0.6 程度で粘性が急激に増加するといった知見^[6]があるが、チョーキングレンジには明確な知見がないことから、溶融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くものと仮定し、流動限界固相率を 1.0、チョーキングレンジを 0m と設定する。</p> <p>【比較のため、記載を並び替え】</p> <p>溶融炉心の流速については、溶融炉心全量に加えペDESTAL内構造物等がペDESTAL内に堆積した場合の堆積高さ□と、横スリット下端までの高低差□の合計□をヘッドとして考慮した場合、溶融炉心の流速は約□となる。これに対し、スリット内の冷却水の存在による溶融炉心の流速の低下として、EPR I 試験の知見 (1/10 から 1/100) 及び実機溶融炉心とEPR I 試験の溶融アルミナの動粘度の差 (約 1.6 倍) を考慮し、保守的に1/2を考慮した□を設定する。</p> <p>【ここまで】</p>	<p>流動限界固相率及びチョーキングレンジについては、既往の溶融炉心拡がり試験においては固相率が 0.4~0.6 程度で粘性が急激に増加するといった知見^[7]があるが、チョーキングレンジには明確な知見がないことから、溶融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くものと仮定し、流動限界固相率を 1.0、チョーキングレンジを 0m と設定する。</p> <p>表別 2-2 Fleming sモデル固有の変数</p> <table border="1" data-bbox="1765 919 2472 1014"> <tr> <td>流動限界固相率(fc)</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>チョーキングレンジ (ΔX) (m)</td> <td>0</td> </tr> </table> <p>また、スリットの寸法を表別 2-3 に示す。</p> <p>表別 2-3 スリット形状</p> <table border="1" data-bbox="1765 1146 2472 1241"> <tr> <td>スリット高さ</td> <td>□</td> </tr> <tr> <td>流路幅</td> <td>□</td> </tr> </table> <p>表別 2-4 に流入速度関連パラメータを示す。</p> <p>溶融炉心の流速については、溶融炉心全量に加え原子炉格納容器下部の構造物等が原子炉格納容器下部に堆積した場合の堆積高さ 約 1m と、<u>コリウムシールド設置時の既存の床面からの底上げ高さ□の合計□をヘッドとして考慮した場合、溶融炉心の流速は□となる。これに対し、保守的にこの値を切り上げて□を設定する。</u></p> <p>US-ABWR DCDモデルでは、<u>デブリ落下率がパラメータとなっている。デブリ落下率は破損孔径をCRD一本相当としたものを基に設定している。</u></p>	流動限界固相率(fc)	1.0	チョーキングレンジ (ΔX) (m)	0	スリット高さ	□	流路幅	□	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は, Fleming sモデル固有の変数とスリット形状についても記載。</p>
流動限界固相率(fc)	1.0										
チョーキングレンジ (ΔX) (m)	0										
スリット高さ	□										
流路幅	□										

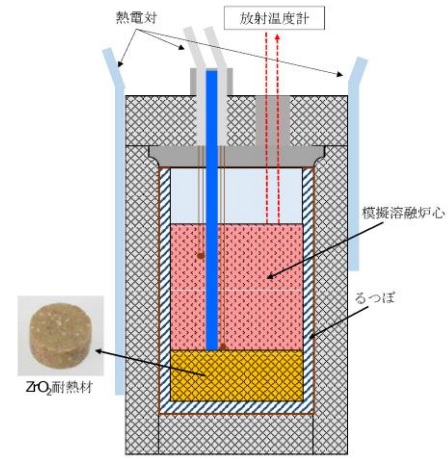
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
	<p>3.5 評価における保守性について</p> <p>本評価は、以下のような点で保守性を有すると考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本評価は流路内がドライな状態を前提としているが、実際にはスリット内は水で満たされた状態であり、溶融炉心から水への除熱等により流動距離はより短くなると考えられる。 ・流動距離の計算において、溶融炉心の流速は流動停止まで一定としており、<u>縦スリット及び横スリット内</u>での圧損や粘性増加に伴う速度低下を考慮していない。 ・<u>横スリット</u>へ流入する溶融炉心の初期温度は、RPV破損時の溶融炉心平均温度 () に対し保守的に液相線温度 () を設定しているが、溶融炉心がペDESTAL床面を拡がる間や<u>縦スリット</u>を通過する間の除熱を考慮すると、実際にはより温度は低下し、またそれに伴い溶融炉心の粘性は増加すると考えられる。 ・流動限界固相率は 1.0 を設定しているが、既往の溶融炉心拡がり試験においては、固相率が 0.4~0.6 程度で粘性が急激に増加するといった知見^[6]がある。 <p>3.6 評価条件の不確かさによる影響について</p> <p><u>第 2 表の評価条件において、溶融炉心の物性値条件についてはMAAP計算結果における溶融炉心の組成平均値を用いている。</u></p> <p><u>これに対して、スリットに流入する溶融炉心の物性は不確かさを有すると考えられることから、評価条件の不確かさとしてMAAP計算結果のうち溶融炉心内の金属相及び酸化物相の物性値を参照し、評価結果への影響を検討する。なお、第 2 表の評価条件において、構造材物性値は不確かさが小さいと考えら</u></p>	<p>表別 2-6 Epsteinモデル評価</p> <table border="1" data-bbox="1736 241 2493 388"> <thead> <tr> <th rowspan="2">流入速度 (kg/s)</th> <th colspan="2">流動距離 (m)</th> </tr> <tr> <th>TQUVケース</th> <th>大破断LOCAケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表別 2-7 Flemingsモデル評価</p> <table border="1" data-bbox="1736 472 2493 619"> <thead> <tr> <th rowspan="2">流入速度 (kg/s)</th> <th colspan="2">流動距離 (m)</th> </tr> <tr> <th>TQUVケース</th> <th>大破断LOCAケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>5. 評価における保守性について</p> <p>本評価は、以下のような点で保守性を有すると考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本評価は流路内がドライな状態を前提としているが、実際にはスリット内は水で満たされた状態であり、溶融炉心から水への除熱等により流動距離は短くなると考えられる。 ・流動距離の計算において、溶融炉心の流速は流動停止まで一定としており、<u>スリット内</u>での圧損や粘性増加に伴う速度低下を考慮していない。 ・<u>スリット内</u>へ流入する溶融炉心の初期温度は、RPV破損時の溶融炉心平均温度に対し保守的に液相線温度 () を設定しているが、溶融炉心が原子炉格納容器下部床面に拡がる間や<u>スリット内</u>を通過する間の除熱を考慮すると、実際にはより温度は低下し、またそれに伴い溶融炉心の粘性は増加すると考えられる。 ・流動限界固相率は 1.0 を設定しているが、既往の溶融炉心拡がり試験においては、固相率が 0.4~0.6 程度で粘性が急激に増加するといった知見^[7]がある。 	流入速度 (kg/s)	流動距離 (m)		TQUVケース	大破断LOCAケース				流入速度 (kg/s)	流動距離 (m)		TQUVケース	大破断LOCAケース				<p>備考</p> <p>・評価方針の相違【東海第二】</p>
流入速度 (kg/s)	流動距離 (m)																		
	TQUVケース	大破断LOCAケース																	
流入速度 (kg/s)	流動距離 (m)																		
	TQUVケース	大破断LOCAケース																	

柏崎刈羽原子力発電所 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>れること、構造材初期温度及び熔融炉心流動条件は十分な保守性を見込み設定していることから、評価結果に対する不確かさの影響は小さいと考えられる。</u></p> <p><u>第3表に、MAAP計算結果における熔融炉心の組成平均、金属相及び酸化物相のそれぞれの物性値を示す。各物性値から計算される熔融炉心が凝固するまでの体積当たりの放出熱量を比較すると、組成平均の物性値を用いた場合が最も大きく、熔融炉心の凝固までの流動距離が最も長くなる事が分かる。</u></p> <p><u>したがって、熔融炉心の物性値の不確かさを考慮した場合でも、熔融炉心は横スリットの長さ()の範囲内で凝固停止すると考えられる。</u></p> <p style="text-align: center;">第3表 熔融炉心の物性値の比較</p> <table border="1" data-bbox="952 793 1700 1043"> <thead> <tr> <th colspan="2">項目</th> <th>組成平均</th> <th>金属相</th> <th>酸化物相</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">熔融炉心物性</td> <td>液相線温度 (°C)</td> <td rowspan="6"></td> <td rowspan="6"></td> <td rowspan="6"></td> <td rowspan="5">MAAP計算結果 (RPV破損時の値)</td> </tr> <tr> <td>固相線温度 (°C)</td> </tr> <tr> <td>密度 (kg/m³)</td> </tr> <tr> <td>比熱 (J/kgK)</td> </tr> <tr> <td>熔融潜熱 (J/kg)</td> </tr> <tr> <td>体積当たりの凝固までの放出熱量 (J/m³)</td> <td>計算値</td> </tr> </tbody> </table>	項目		組成平均	金属相	酸化物相	備考	熔融炉心物性	液相線温度 (°C)				MAAP計算結果 (RPV破損時の値)	固相線温度 (°C)	密度 (kg/m ³)	比熱 (J/kgK)	熔融潜熱 (J/kg)	体積当たりの凝固までの放出熱量 (J/m ³)	計算値	<p>6. まとめ</p> <p><u>熔融デブリのスリット内凝固評価を実施した。熔融デブリのスリット内凝固評価は、実デブリを用いた試験による確認が困難であるため、別法による確認として、純金属と合金のそれぞれのモデルで評価を実施した。その結果、保守的な条件として評価したとして、スリット幅()、スリット高さ()とすれば、熔融デブリの流動距離は()であり、流路長さ()であれば、スリットに流入した熔融デブリは十分に凝固することを確認した。</u></p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、まとめを記載。</p>
項目		組成平均	金属相	酸化物相	備考																
熔融炉心物性	液相線温度 (°C)				MAAP計算結果 (RPV破損時の値)																
	固相線温度 (°C)																				
	密度 (kg/m ³)																				
	比熱 (J/kgK)																				
	熔融潜熱 (J/kg)																				
	体積当たりの凝固までの放出熱量 (J/m ³)				計算値																

柏崎刈羽原子力発電所 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. 参考文献</p> <p>[1] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume1, EPRI report TR-103389, 1994</p> <p>[2] L.J.Siefken et al., SCDAP/RELAP5/MOD3.3 Code Manual; MATPRO - A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis, NUREG/CR-6150, Vol.4 Rev.2, 2001</p> <p>[3] 渋谷 他, 固相・液相共存下における鉄および非鉄合金のみかけの粘性の測定結果, 鉄と鋼, 第66年, 第10号, 1980</p> <p>[4] M.C.Fleming et al., "An Experimental and Quantitative Evaluation of the Fluidity of Aluminium Alloys", AFC Transactions, vol.69, 1961</p> <p>[5] 日本機械学会, 伝熱工学資料 第4版, 1986</p> <p>[6] M.T. Farmer, Melt Spreading Code Assessment, Modifications, and Applications to the EPR Core Catcher Design, ANL-09/10, 2009</p>	<p>7. 参考文献</p> <p>[1] 渋谷 他, 固相・液相共存下における鉄および非鉄合金のみかけの粘性の測定結果, 鉄と鋼, 第66年, 第10号, 1980</p> <p>[2] GE-Hitachi Nuclear Energy Americas LLC, ABWR Design Control Document, United States Nuclear Regulatory Commission, 2010</p> <p>[3] M.Epstein et al., Freezing-Controlled Penetration of a Saturated Liquid Into a Cold Tube, Journal of Heat Transfer, Vol.99, 1977</p> <p>[4] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume1, EPRI report TR-103389, 1994</p> <p>[5] M.C.Fleming et al., "An Experimental and Quantitative Evaluation of the Fluidity of Aluminium Alloys", AFC Transactions, vol.69, 1961</p> <p>[6] 日本機械学会, 伝熱工学資料 第5版, 2009</p> <p>[7] M.T. Farmer, Melt Spreading Code Assessment, Modifications, and Applications to the EPR Core Catcher Design, ANL-09/10, 2009</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>【比較のため、「別紙-1」を記載】</p> <p style="text-align: right;">別紙-1</p> <p style="text-align: center;">耐熱材と模擬溶融炉心との相互作用試験結果について</p> <p>原子炉の過酷事故において、放射性物質が環境へ放出することを防ぐため、溶融炉心による格納容器の侵食を抑制する静的デブリ冷却システムの開発に取り組んでいる。溶融炉心を受け止めて保持する役割を担う耐熱材は、高融点でかつ化学的安定性に優れていることが必要であることから、候補材としては、<input type="text"/> <input type="text"/> ZrO₂ 等が挙げられる。模擬溶融炉心と上記耐熱材との侵食データを取ることを目的として、侵食試験を実施した。</p> <p>以下に溶融Zr 及び模擬溶融炉心 (UO₂-ZrO₂-Zr) による耐熱材侵食試験の概要について示す。</p> <p>1. 溶融Zr による耐熱材侵食試験</p> <p>1-1. 試験方法</p> <p>耐熱材には<input type="text"/> <input type="text"/> ZrO₂ の多孔質材料を用いた。模擬溶融炉心の金属成分をるつぼに入れ、るつぼ上部に耐熱材試験片をセットする(図別-1)。これらを電気炉で加熱し、2000℃～2200℃の所定温度にして金属を溶かす。溶融した金属中に耐熱材試験片を上部から挿入し、5分間保持する。その後、試験片を初期位置へ戻してから炉冷する。各種試験片について、冷却後に外観及び試験片の残存状態を確認した。なお、溶融炉心の主な構成材料として、BWRで使用されるUO₂, Zr, ZrO₂, Fe 等が想定されるが、試験においては、金属成分は100mol%Zr とした。</p>  <p style="text-align: center;">図別-1 試験体系</p>	<p>【比較のため、「添付資料3.2.15」を記載】</p> <p style="text-align: center;">コリウムシールド材料の選定について</p> <p>原子炉の過酷事故において、放射性物質が環境へ放出することを防ぐため、溶融炉心による格納容器の侵食を抑制する静的デブリ冷却システムの開発に取り組んでいる。溶融炉心を受け止めて保持する役割を担う耐熱材は、高融点でかつ化学的安定性に優れていることが必要であることから、候補材としては、<input type="text"/>, <input type="text"/>, ZrO₂ 等が挙げられる。模擬溶融炉心と上記耐熱材との侵食データを取ることを目的として、侵食試験を実施した。</p> <p>以下に溶融Zr 及び模擬溶融炉心 (UO₂-ZrO₂-Zr) による耐熱材侵食試験の概要について示す。この結果より、コリウムシールド材料としてZrO₂を選定した。</p> <p>1. 溶融Zr による耐熱材侵食試験</p> <p>1.1 試験方法</p> <p>耐熱材には<input type="text"/>, <input type="text"/>, ZrO₂ の多孔質材料を用いた。模擬溶融炉心の金属成分をるつぼに入れ、るつぼ上部に耐熱材試験片をセットする(第1図)。これらを電気炉で加熱し、2,000℃～2,200℃の所定温度にして金属を溶かす。溶融した金属中に耐熱材試験片を上部から挿入し、5分間保持する。その後、試験片を初期位置へ戻してから炉冷する。各種試験片について、冷却後に外観及び試験片の残存状態を確認した。なお、溶融炉心の主な構成材料として、BWRで使用されるUO₂, Zr, ZrO₂, Fe 等が想定されるが、試験においては、金属成分は100mol%Zr とした。</p>  <p style="text-align: center;">第1図 試験体系</p>	<p style="text-align: right;">別紙-3</p> <p style="text-align: center;">コリウムシールド材料の選定について</p> <p>原子炉の過酷事故において、放射性物質が環境へ放出することを防ぐため、溶融炉心による格納容器の侵食を抑制する静的デブリ冷却システムの開発に取り組んでいる。溶融炉心を受け止めて保持する役割を担う耐熱材は、高融点でかつ化学的安定性に優れていることが必要であることから、候補材としては、<input type="text"/>, <input type="text"/>, ZrO₂ 等が挙げられる。模擬溶融炉心と上記耐熱材との侵食データを取ることを目的として、侵食試験を実施した。</p> <p>以下に溶融Zr 及び模擬溶融炉心 (UO₂-ZrO₂-Zr) による耐熱材侵食試験の概要について示す。この結果より、コリウムシールド材料としてZrO₂を選定した。</p> <p>1. 溶融Zr による耐熱材侵食試験</p> <p>1.1 試験方法</p> <p>耐熱材には<input type="text"/>, <input type="text"/>, ZrO₂ の多孔質材料を用いた。模擬溶融炉心の金属成分をるつぼに入れ、るつぼ上部に耐熱材試験片をセットする(図別3-1)。これらを電気炉で加熱し、2,000℃～2,200℃の所定温度にして金属を溶かす。溶融した金属中に耐熱材試験片を上部から挿入し、5分間保持する。その後、試験片を初期位置へ戻してから炉冷する。各種試験片について、冷却後に外観及び試験片の残存状態を確認した。なお、溶融炉心の主な構成材料として、BWRで使用されるUO₂, Zr, ZrO₂, Fe 等が想定されるが、試験においては、金属成分は100mol%Zr とした。</p>  <p style="text-align: center;">図別3-1 試験体系</p>	

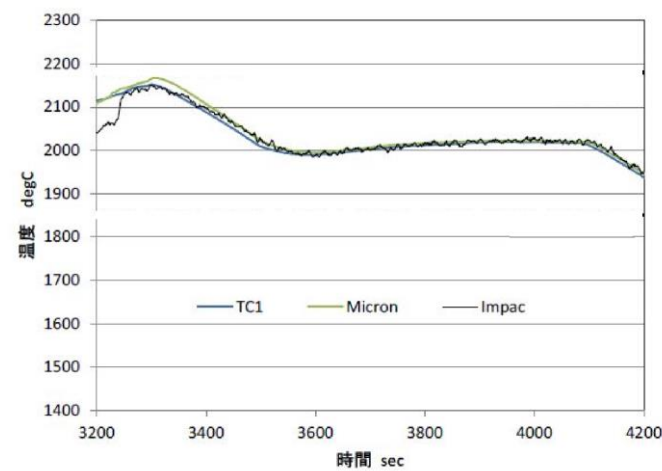
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1 - 2. 試験結果</p> <p>図別 - 2 に金属組成が100mol%Zr における試験後の耐熱材試験片の断面写真を示す。いずれの耐熱材においても、金属組成のZr 量に応じて侵食量は増加した。また、金属組成によらず侵食量は□>□>ZrO₂ となり、ZrO₂, □, □の順に耐侵食性に優れていることが確認できた。</p> <div data-bbox="371 478 718 869" style="border: 1px solid black; width: 117px; height: 186px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図別 - 2 試験後の断面写真</p> <p>2. 模擬熔融炉心による耐熱材侵食試験</p> <p>2 - 1. 試験方法</p> <p>高融点材料にて製作したるつぼ内に円柱状に加工したZrO₂耐熱材と模擬熔融炉心粒子を所定の重量分装荷した。模擬熔融炉心の組成はUO₂-ZrO₂-Zr : 30mol%-30mol%-40mol%とした。</p> <p>同るつぼを試験装置の誘導コイル内に設置して、誘導加熱により加熱を行った。試験中の模擬熔融炉心の温度は、放射温度計により計測した。試験時の温度は、放射温度計や熱電対にて計測している模擬熔融炉心の温度が、目標温度範囲 (2000℃～2100℃) に入るように温度制御を行った。温度保持時間は10 分とした。試験体系を図別-3 に示す。</p>	<p>1.2 試験結果</p> <p>第2図に金属組成が 100mol% Z r における試験後の耐熱材試験片の断面写真を示す。いずれの耐熱材においても、金属組成のZ r 量に応じて侵食量は増加した。また、金属組成によらず侵食量は□>□>Z r O₂となり、Z r O₂, □, □の順に耐侵食性に優れていることが確認できた。</p> <div data-bbox="1166 478 1513 869" style="border: 1px solid black; width: 117px; height: 186px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第2図 試験後の断面写真</p> <p>2. 模擬熔融炉心による耐熱材侵食試験</p> <p>2.1 試験方法</p> <p>高融点材料にて製作したるつぼ内に円柱状に加工したZ r O₂耐熱材と模擬熔融炉心粒子を所定の重量分装荷した。模擬熔融炉心の組成はU O₂ - Z r O₂ - Z r : 30mol% - 30mol% - 40mol%とした。</p> <p>同るつぼを試験装置の誘導コイル内に設置して、誘導加熱により加熱を行った。試験中の模擬熔融炉心の温度は、放射温度計により計測した。試験時の温度は、放射温度計や熱電対にて計測している模擬熔融炉心の温度が、目標温度範囲 (2, 000℃～2, 100℃) に入るように温度制御を行った。温度保持時間は10 分とした。</p>	<p>1.2 試験結果</p> <p>図別 3-2 に金属組成が 100mol% Z r における試験後の耐熱材試験片の断面写真を示す。いずれの耐熱材においても、金属組成のZ r 量に応じて侵食量は増加した。また、金属組成によらず侵食量は□>□>Z r O₂となり、Z r O₂, □の順に耐侵食性に優れていることが確認できた。</p> <div data-bbox="1754 428 2326 877" style="border: 1px solid black; width: 193px; height: 214px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図別3-2 試験後の断面写真</p> <p>2. 模擬熔融炉心による耐熱材侵食試験</p> <p>2.1 試験方法</p> <p>高融点材料にて製作したるつぼ内に円柱状に加工したZ r O₂耐熱材と模擬熔融炉心粒子を所定の重量分装荷した。模擬熔融炉心の組成はU O₂ - Z r O₂ - Z r : 30mol%-30mol%-40mol%とした。</p> <p>同るつぼを試験装置の誘導コイル内に設置して、誘導加熱により加熱を行った。試験中の模擬熔融炉心の温度は、放射温度計により計測した。試験時の温度は、放射温度計や熱電対にて計測している模擬熔融炉心の温度が、目標温度範囲 (2, 000℃～2, 100℃) に入るように温度制御を行った。温度保持時間は10分とした。試験体系を図別3-3 に示す。</p>	



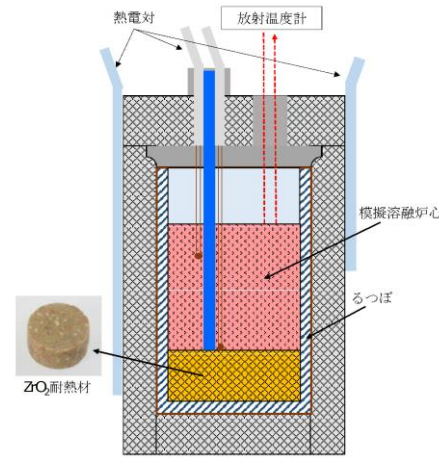
図別 - 3 試験体系

2-2. 試験結果

試験温度の推移を図別-4に示す。試験においては2000℃～2050℃の範囲で、約10分程度温度が保持されている事を確認した。また、試験後のるつぼの断面写真を図別-5に示す。ZrO₂耐熱材の厚さが試験前から変わっていないことから、模擬熔融炉心によるZrO₂耐熱材の有意な侵食が無いことが分かる。



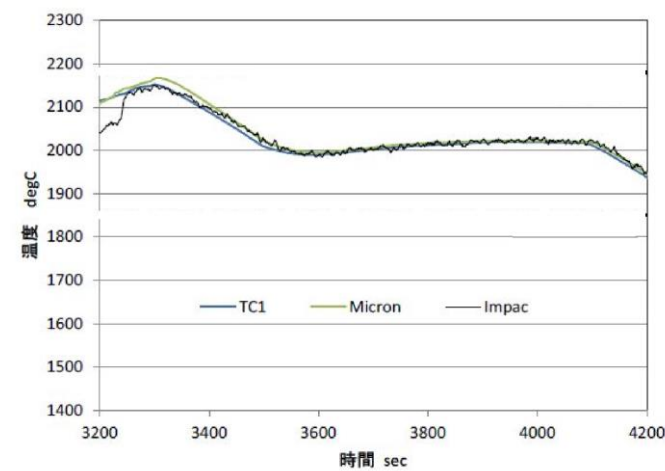
図別 - 4 試験温度推移



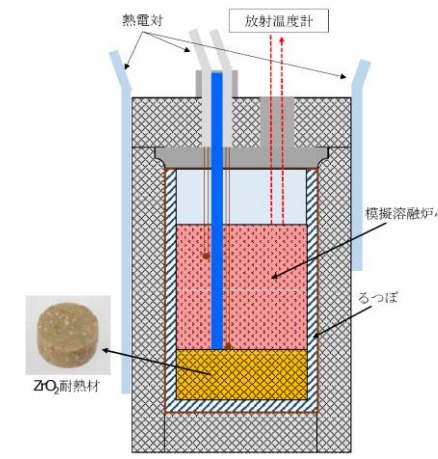
第3図 試験体系

2.2 試験結果

試験温度の推移を第4図に示す。試験においては2,000℃～2,050℃の範囲で、約10分程度温度が保持されていることを確認した。また、試験後のるつぼの断面写真を第5図に示す。ZrO₂耐熱材の厚さが試験前から変わっていないことから、模擬熔融炉心によるZrO₂耐熱材の有意な侵食がないことが分かる。



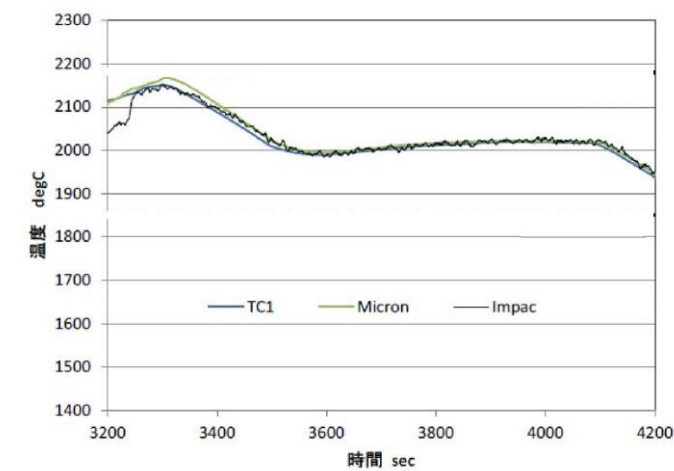
第4図 試験温度推移



図別 3-3 試験体系

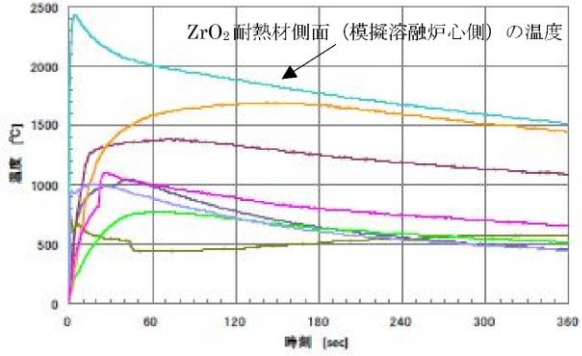
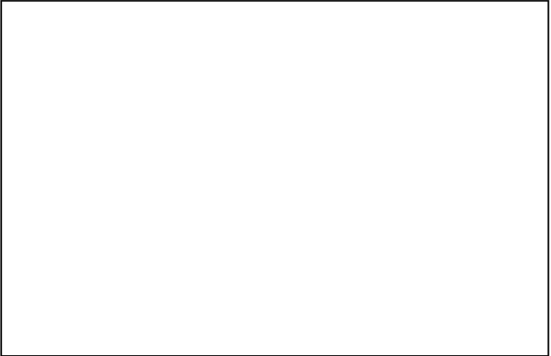
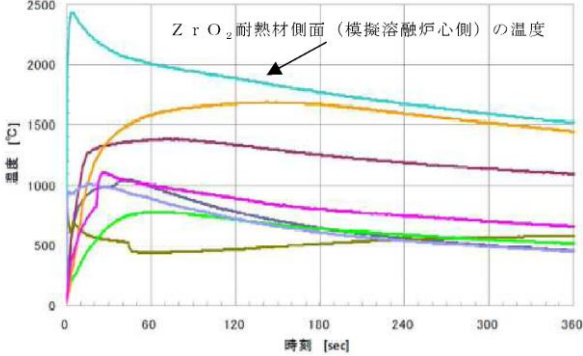
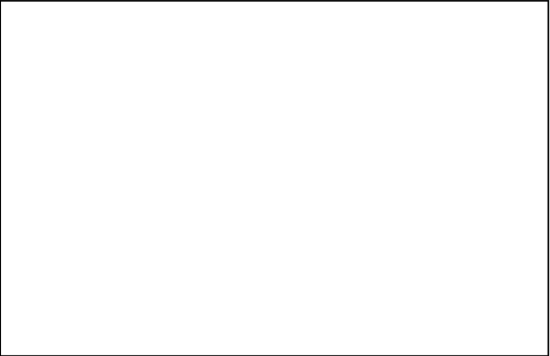
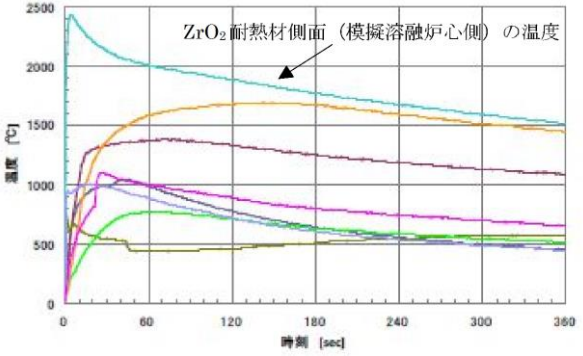

2.2 試験結果

試験温度の推移を図別 3-4に示す。試験においては2,000℃～2,050℃の範囲で、約10分程度温度が保持されていることを確認した。また、試験後のるつぼの断面写真を図別 3-5に示す。ZrO₂耐熱材の厚さが試験前から変わっていないことから、模擬熔融炉心によるZrO₂耐熱材の有意な侵食がないことが分かる。



図別 3-4 試験温度推移

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
<div data-bbox="246 212 842 600" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="379 615 706 646" data-label="Caption"> <p>図別 - 5 試験後の断面写真</p> </div> <div data-bbox="172 701 626 737" data-label="Section-Header"> <p>3. 耐熱材への模擬熔融炉心落下試験</p> </div> <div data-bbox="172 745 391 781" data-label="Section-Header"> <p>3-1. 試験方法</p> </div> <div data-bbox="166 789 923 1184" data-label="Text"> <p>耐熱材に熔融炉心が接触した際の短期的な相互作用を確認するため、ZrO_2 耐熱材の上に模擬熔融炉心を落下させ、耐熱材の侵食深さの測定、耐熱材侵食性状や模擬熔融炉心の固化性状の分析などを実施した。模擬熔融炉心の組成はUO_2-ZrO_2-Zr : 30mol%-30mol%-40mol%とした。ZrO_2 耐熱材を内張りしたコンクリートトラップの上部に電気炉を設置し、電気炉により加熱した模擬熔融炉心をZrO_2 耐熱材上に落下させ、コンクリートトラップに設置した熱電対によりZrO_2 耐熱材の温度を測定した。試験装置を図別-6 に示す。</p> </div> <div data-bbox="219 1245 854 1665" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="430 1686 655 1719" data-label="Caption"> <p>図別 - 6 試験装置</p> </div> <div data-bbox="172 1776 391 1810" data-label="Section-Header"> <p>3-2. 試験結果</p> </div> <div data-bbox="166 1818 923 1898" data-label="Text"> <p>試験温度推移を図別 - 7 に示す。ZrO_2 耐熱材側面（模擬熔融炉心側）の温度を測定する熱電対が模擬熔融炉心落下直後に最</p> </div>	<div data-bbox="1050 212 1647 600" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1160 615 1486 646" data-label="Caption"> <p>第 5 図 試験後の断面写真</p> </div> <div data-bbox="931 701 1394 737" data-label="Section-Header"> <p>3. 耐熱材への模擬熔融炉心落下試験</p> </div> <div data-bbox="931 745 1107 781" data-label="Section-Header"> <p>3.1 試験方法</p> </div> <div data-bbox="964 789 1715 1184" data-label="Text"> <p>耐熱材に熔融炉心が接触した際の短期的な相互作用を確認するため、ZrO_2耐熱材の上に模擬熔融炉心を落下させ、耐熱材の侵食深さの測定、耐熱材侵食性状や模擬熔融炉心の固化性状の分析などを実施した。模擬熔融炉心の組成はUO_2-ZrO_2-Zr : 30mol%-30mol%-40mol%とした。ZrO_2耐熱材を内張りしたコンクリートトラップの上部に電気炉を設置し、電気炉により加熱した模擬熔融炉心をZrO_2耐熱材上に落下させ、コンクリートトラップに設置した熱電対によりZrO_2耐熱材の温度を測定した。</p> </div> <div data-bbox="1012 1245 1626 1665" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1210 1686 1436 1719" data-label="Caption"> <p>第 6 図 試験装置</p> </div> <div data-bbox="931 1776 1107 1810" data-label="Section-Header"> <p>3.2 試験結果</p> </div> <div data-bbox="958 1818 1715 1898" data-label="Text"> <p>試験温度推移を第 7 図に示す。ZrO_2耐熱材側面（模擬熔融炉心側）の温度を測定する熱電対が模擬熔融炉心落下直後に最</p> </div>	<div data-bbox="1834 212 2430 600" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1938 615 2288 646" data-label="Caption"> <p>図別 3-5 試験後の断面写真</p> </div> <div data-bbox="1721 701 2184 737" data-label="Section-Header"> <p>3. 耐熱材への模擬熔融炉心落下試験</p> </div> <div data-bbox="1721 745 1899 781" data-label="Section-Header"> <p>3.1 試験方法</p> </div> <div data-bbox="1742 789 2504 1184" data-label="Text"> <p>耐熱材に熔融炉心が接触した際の短期的な相互作用を確認するため、ZrO_2耐熱材の上に模擬熔融炉心を落下させ、耐熱材の侵食深さの測定、耐熱材侵食性状や模擬熔融炉心の固化性状の分析などを実施した。模擬熔融炉心の組成はUO_2-ZrO_2-Zr : 30mol%-30mol%-40mol%とした。ZrO_2耐熱材を内張りしたコンクリートトラップの上部に電気炉を設置し、電気炉により加熱した模擬熔融炉心をZrO_2耐熱材上に落下させ、コンクリートトラップに設置した熱電対によりZrO_2耐熱材の温度を測定した。試験装置を図別3-6 に示す。</p> </div> <div data-bbox="1795 1245 2410 1665" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1988 1686 2237 1719" data-label="Caption"> <p>図別 3-6 試験装置</p> </div> <div data-bbox="1721 1776 1899 1810" data-label="Section-Header"> <p>3.2 試験結果</p> </div> <div data-bbox="1748 1818 2504 1898" data-label="Text"> <p>試験温度推移を図別 3-7 に示す。ZrO_2耐熱材側面（模擬熔融炉心側）の温度を測定する熱電対が模擬熔融炉心落下直後に最</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 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>高温度約2450℃を観測したことから、落下してきた模擬熔融炉心温度は2450℃以上であったと推測される。また、試験後のコンクリートトラップ断面写真を図別-8に示す。模擬熔融炉心接触部から最大で約1cmが黒色化し、その周辺部が白色化していることが確認されたものの、顕著な耐熱材の侵食及び、耐熱材の割れは確認されなかった。</p>  <p>図別-7 試験温度推移</p>  <p>図別-8 試験後の断面写真</p> <p>一般に、ZrO_2には還元雰囲気中で高温に曝露されると材料中に酸素欠損が起こり、変色する特性があることが知られている。試験においては、計測された模擬熔融炉心の温度が2450℃以上と高温であり、かつ模擬熔融炉心中には金属Zrが存在することから、模擬熔融炉心中の金属ZrによってZrO_2耐熱材の表面で還元反応が起こり、酸素欠損が生じたと推測される。しかしながら、黒色部についてX線回折分析を行った結果、耐熱材表面の組成に有意な変化が確認されなかったことから、欠損した酸素の量は微量であり、ZrO_2耐熱材の耐熱性能に影響はないと考えられる(図別-9参照)。</p>	<p>高温度約 2,450℃を観測したことから、落下してきた模擬熔融炉心温度は 2,450℃以上であったと推測される。また、試験後のコンクリートトラップ断面写真を第8図に示す。模擬熔融炉心接触部から最大で約1cmが黒色化し、その周辺部が白色化していることが確認されたものの、顕著な耐熱材の侵食及び耐熱材の割れは確認されなかった。</p>  <p>第7図 試験温度推移</p>  <p>第8図 試験後の断面写真</p> <p>一般に、ZrO_2には還元雰囲気中で高温に曝露されると材料中に酸素欠損が起こり、変色する特性があることが知られている。試験においては、計測された模擬熔融炉心の温度が 2,450℃以上と高温であり、かつ模擬熔融炉心中には金属Zrが存在することから、模擬熔融炉心中の金属ZrによってZrO_2耐熱材の表面で還元反応が起こり、酸素欠損が生じたと推測される。しかしながら、黒色部についてX線回折分析を行った結果、耐熱材表面の組成に有意な変化が確認されなかったことから、欠損した酸素の量は微量であり、ZrO_2耐熱材の耐熱性能に影響はないと考えられる(第9図)。</p>	<p>最高温度約 2,450℃を観測したことから、落下してきた模擬熔融炉心温度は 2,450℃以上であったと推測される。また、試験後のコンクリートトラップ断面写真を図別3-8に示す。模擬熔融炉心接触部から最大で約1cmが黒色化し、その周辺部が白色化していることが確認されたものの、顕著な耐熱材の侵食及び耐熱材の割れは確認されなかった。</p>  <p>図別3-7 試験温度推移</p>  <p>図別3-8 試験後の断面写真</p> <p>一般に、ZrO_2には還元雰囲気中で高温に曝露されると材料中に酸素欠損が起こり、変色する特性があることが知られている。試験においては、計測された模擬熔融炉心の温度が 2,450℃以上と高温であり、かつ模擬熔融炉心中には金属Zrが存在することから、模擬熔融炉心中の金属ZrによってZrO_2耐熱材の表面で還元反応が起こり、酸素欠損が生じたと推測される。しかしながら、黒色部についてX線回折分析を行った結果、耐熱材表面の組成に有意な変化が確認されなかったことから、欠損した酸素の量は微量であり、ZrO_2耐熱材の耐熱性能に影響はないと考えられる(図別3-9)。</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>なお、事故時においては、格納容器下部に事前注水がなされているため、格納容器下部に落下してきた熔融炉心中に残存する未酸化の金属Zrは、水との反応によって酸化されると想定される。MAAP解析の結果から、格納容器下部に落下してきた熔融炉心は、2000℃を超える高い温度でコリウムシールドと数十分接触する可能性があるが、上述のとおり、熔融炉心中の金属Zrは酸化されていると考えられることから、事故時に熔融炉心がコリウムシールドと接触したとしても、ZrO₂耐熱材の表面が還元されることによる影響は軽微であると考えられる。</p> <div data-bbox="181 663 908 1360" style="border: 1px solid black; height: 332px; width: 245px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図別-9 耐熱材表面の成分分析結果</p> <p>4. まとめ 以上により、ZrO₂耐熱材が熔融炉心に対して高い耐性を有していることが分かった。 <u>なお、実際の事故状況においては上述のとおり、ZrO₂耐熱材の表面が還元されにくく、還元による影響は軽微であると考えられる。また、本試験において黒色化が確認されたZrO₂耐熱材はX線回折分析の結果から、その組成は大きく変化していないと考えられる。一方で、ZrO₂耐熱材の機械的強度の変化の有無等については、本試験において十分なデータ採取がなされていないことから、コリウムシールドの実設計においては、耐熱材構</u></p>	<p>なお、ペDESTAL（ドライウェル部）には水プールが存在するため、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下してきた熔融炉心中に残存する未酸化の金属Zrは、水との反応によって酸化されると想定される。MAAP解析の結果から、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下してきた熔融炉心は、2,000℃を超える高い温度でコリウムシールドと数十分接触する可能性があるが、上述のとおり、熔融炉心中の金属Zrは酸化されていると考えられることから、事故時に熔融炉心がコリウムシールドと接触したとしても、ZrO₂耐熱材の表面が還元されることによる影響は軽微であると考えられる。</p> <div data-bbox="961 663 1688 1360" style="border: 1px solid black; height: 332px; width: 245px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第9図 耐熱材表面の成分分析結果</p> <p>4. まとめ 上記試験結果から、熔融炉心に対して高い耐性を有しているZrO₂（ジルコニア）耐熱材を、コリウムシールドに用いる材料として選定した。</p>	<p>なお、原子炉格納容器下部には水プールが存在するため、原子炉格納容器下部に落下してきた熔融炉心中に残存する未酸化の金属Zrは、水との反応によって酸化されると想定される。MAAP解析の結果から、原子炉格納容器下部に落下してきた熔融炉心は、2,000℃を超える高い温度でコリウムシールドと数十分接触する可能性があるが、上述のとおり、熔融炉心中の金属Zrは酸化されていると考えられることから、事故時に熔融炉心がコリウムシールドと接触したとしても、ZrO₂耐熱材の表面が還元されることによる影響は軽微であると考えられる。</p> <div data-bbox="1813 779 2407 1360" style="border: 1px solid black; height: 277px; width: 200px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図別3-9 耐熱材表面の成分分析結果</p> <p>4. まとめ 上記試験結果から、熔融炉心に対して高い耐性を有している<u>ZrO₂（ジルコニア）耐熱材を、コリウムシールドに用いる材料として選定した。</u></p>	<p style="text-align: center;">備考</p> <p style="text-align: center;">・記載方針の相違 【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><u>造をサンプル防護材(厚さ: [])と、サンプル防護材に直接溶融炉心が接触することを防ぐ犠牲材(厚さ: [])との二層構造としていることに加え、サンプル防護材の厚さは、解析により求めた侵食量[]に十分な余裕を見込んだ厚さ[]とすることにより、高温状態の溶融炉心とコリウムシールドとの接触に伴う悪影響を考慮した保守的な設計としている。</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p>本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。</p> <p>【ここまで】</p>	<p>※ 本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。</p> <p>【ここまで】</p>	<p>※ 本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。</p>	

39. 原子炉圧力容器表面温度の設置箇所

原子炉圧力容器温度 (8号炉)

No.	機器番号	機器名称	計測範囲
1	BE1-TE012A	原子炉圧力容器上蓋表温度	0~300℃
2	BE1-TE012B	原子炉圧力容器上蓋裏面温度	0~300℃
3	BE1-TE012C	原子炉圧力容器上蓋フランジ温度	0~300℃
4	BE1-TE012D	原子炉圧力容器上蓋フランジ温度	0~300℃
5	BE1-TE013A	原子炉圧力容器フランジスタッドボルト温度	0~300℃
6	BE1-TE013B	原子炉圧力容器フランジスタッドボルト温度	0~300℃
7	BE1-TE014A	原子炉圧力容器フランジ温度	0~300℃
8	BE1-TE014B	原子炉圧力容器フランジ温度	0~300℃
9	BE1-TE014C	原子炉圧力容器フランジ温度	0~300℃
10	BE1-TE014A	原子炉圧力容器フランジ下部温度	0~300℃
11	BE1-TE014B	原子炉圧力容器フランジ下部温度	0~300℃
12	BE1-TE014C	原子炉圧力容器フランジ下部温度	0~300℃
13	BE1-TE018D	給水ノズルA温度	0~300℃
14	BE1-TE018E	給水ノズルA温度	0~300℃
15	BE1-TE018F	給水ノズルA温度	0~300℃
16	BE1-TE018G	給水ノズルA温度	0~300℃
17	BE1-TE018H	原子炉圧力容器下蓋上部温度	0~350℃
18	BE1-TE018J	原子炉圧力容器下蓋上部温度	0~300℃
19	BE1-TE018K	原子炉圧力容器下蓋上部温度	0~300℃
20	BE1-TE018L	原子炉圧力容器下蓋下部温度	0~300℃
21	BE1-TE018M	原子炉圧力容器下蓋下部温度	0~300℃
22	BE1-TE018N	原子炉圧力容器下蓋下部温度	0~300℃
23	BE1-TE018P	原子炉圧力容器支持スカート上部温度	0~300℃
24	BE1-TE018R	原子炉圧力容器支持スカート上部温度	0~300℃
25	BE1-TE018S	原子炉圧力容器支持スカート上部温度	0~300℃
26	BE1-TE018T	原子炉圧力容器支持スカート中部温度	0~300℃
27	BE1-TE018U	原子炉圧力容器支持スカート中部温度	0~300℃
28	BE1-TE018V	原子炉圧力容器支持スカート下部温度	0~300℃
29	BE1-TE018W	原子炉圧力容器支持スカート下部温度	0~300℃
30	BE1-TE018X	原子炉圧力容器支持スカート下部温度	0~300℃
31	BE1-TE018Y	原子炉圧力容器支持スカート下部温度	0~300℃
32	BE1-TE081A	原子炉水位計凝縮機(A)温度(液相部)	0~350℃
33	BE1-TE082A	原子炉水位計凝縮機(A)温度(液相部)	0~350℃
34	BE1-TE083A	原子炉水位計凝縮機(A)温度(計器配管)	0~350℃
35	BE1-TE081B	原子炉水位計凝縮機(B)温度(液相部)	0~350℃
36	BE1-TE082B	原子炉水位計凝縮機(B)温度(液相部)	0~350℃
37	BE1-TE083B	原子炉水位計凝縮機(B)温度(計器配管)	0~350℃

原子炉圧力容器温度 (7号炉)

No.	機器番号	機器名称	計測範囲
1	BE1-TE012A	原子炉圧力容器上蓋表温度	0~300℃
2	BE1-TE012B	原子炉圧力容器上蓋裏面温度	0~300℃
3	BE1-TE013A	原子炉圧力容器上蓋フランジ温度	0~300℃
4	BE1-TE013B	原子炉圧力容器上蓋フランジ温度	0~300℃
5	BE1-TE014A	原子炉圧力容器フランジスタッドボルト温度	0~300℃
6	BE1-TE014B	原子炉圧力容器フランジスタッドボルト温度	0~300℃
7	BE1-TE015A	原子炉圧力容器フランジ温度	0~300℃
8	BE1-TE015B	原子炉圧力容器フランジ温度	0~300℃
9	BE1-TE015C	原子炉圧力容器フランジ温度	0~300℃
10	BE1-TE018A	原子炉圧力容器フランジ下部温度	0~300℃
11	BE1-TE018B	原子炉圧力容器フランジ下部温度	0~300℃
12	BE1-TE018C	原子炉圧力容器フランジ下部温度	0~300℃
13	BE1-TE018D	給水ノズルA温度	0~300℃
14	BE1-TE018E	給水ノズルA温度	0~300℃
15	BE1-TE018F	給水ノズルA温度	0~300℃
16	BE1-TE018G	給水ノズルA温度	0~300℃
17	BE1-TE018H	原子炉圧力容器支持スカート上部温度	0~300℃
18	BE1-TE018J	原子炉圧力容器支持スカート上部温度	0~300℃
19	BE1-TE018K	原子炉圧力容器支持スカート上部温度	0~300℃
20	BE1-TE020A	原子炉圧力容器支持スカート中部温度	0~300℃
21	BE1-TE020B	原子炉圧力容器支持スカート中部温度	0~300℃
22	BE1-TE020C	原子炉圧力容器支持スカート中部温度	0~300℃
23	BE1-TE021A	原子炉圧力容器支持スカート下部温度	0~300℃
24	BE1-TE021B	原子炉圧力容器支持スカート下部温度	0~300℃
25	BE1-TE021C	原子炉圧力容器支持スカート下部温度	0~300℃
26	BE1-TE022A	原子炉圧力容器下蓋上部温度	0~300℃
27	BE1-TE022B	原子炉圧力容器下蓋上部温度	0~300℃
28	BE1-TE022C	原子炉圧力容器下蓋上部温度	0~300℃
29	BE1-TE023A	原子炉圧力容器下蓋下部温度	0~300℃
30	BE1-TE023B	原子炉圧力容器下蓋下部温度	0~300℃
31	BE1-TE023C	原子炉圧力容器下蓋下部温度	0~300℃
32	BE1-TE-200A-1	原子炉水位計凝縮機(A)温度(液相部)	0~350℃
33	BE1-TE-200A-2	原子炉水位計凝縮機(A)温度(液相部)	0~350℃
34	BE1-TE-200A-3	原子炉水位計凝縮機(A)温度(計器配管)	0~350℃
35	BE1-TE-200B-1	原子炉水位計凝縮機(B)温度(液相部)	0~350℃
36	BE1-TE-200B-2	原子炉水位計凝縮機(B)温度(液相部)	0~350℃
37	BE1-TE-200B-3	原子炉水位計凝縮機(B)温度(計器配管)	0~350℃

■ 重大事故等対応設備
 重大事故等対応設備以外は、常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)

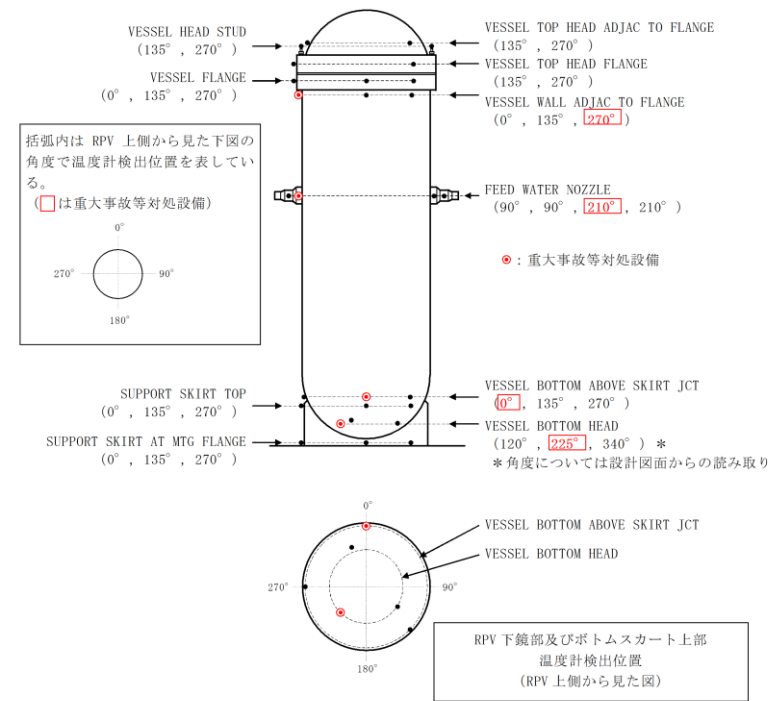
添付資料 3. 2. 2

原子炉圧力容器の破損判断について

28. 原子炉圧力容器表面温度の設置箇所

No.	機器番号	機器名称	計測範囲
1	TE298-1A-1	圧力容器円筒胴温度	0~300℃
2	TE298-1A-2	圧力容器円筒胴温度	0~300℃
3	TE298-1A-3	圧力容器円筒胴温度	0~300℃
4	TE298-1B-1	圧力容器A 給水ノズル温度	0~300℃
5	TE298-1C-1	圧力容器A 給水ノズル温度	0~300℃
6	TE298-1B-2	圧力容器B 給水ノズル温度	0~300℃
7	TE298-1C-2	圧力容器B 給水ノズル温度	0~300℃
8	TE298-1B-3	圧力容器C 給水ノズル温度	0~300℃
9	TE298-1C-3	圧力容器C 給水ノズル温度	0~300℃
10	TE298-1B-4	圧力容器D 給水ノズル温度	0~300℃
11	TE298-1C-4	圧力容器D 給水ノズル温度	0~300℃
12	TE298-1D-1	圧力容器下鏡へ温度	0~300℃
13	TE298-1D-2	圧力容器下鏡へ温度	0~300℃
14	TE298-1D-3	圧力容器下鏡へ温度	0~300℃
15	TE298-1E-1	圧力容器支持スカート上部温度	0~300℃
16	TE298-1E-2	圧力容器支持スカート上部温度	0~300℃
17	TE298-1E-3	圧力容器支持スカート上部温度	0~300℃
18	TE298-1F-1	圧力容器支持スカート下部温度	0~300℃
19	TE298-1F-2	圧力容器支持スカート下部温度	0~300℃
20	TE298-1F-3	圧力容器支持スカート下部温度	0~300℃
21	TE298-1G-1	原子炉圧力容器温度 (S A)	0~500℃
22	TE298-1G-2	原子炉圧力容器温度 (S A)	0~500℃
23	TE298-1G-3	圧力容器下鏡温度	0~300℃
24	TE298-1G-4	圧力容器下鏡底部温度	0~300℃
25	TE298-2A-1	圧力容器上蓋温度	0~300℃
26	TE298-2A-2	圧力容器上蓋温度	0~300℃
27	TE298-2B-1	圧力容器上蓋フランジ温度	0~300℃
28	TE298-2B-2	圧力容器上蓋フランジ温度	0~300℃
29	TE298-3-1	圧力容器スカートボルト温度	0~300℃
30	TE298-3-2	圧力容器スカートボルト温度	0~300℃
31	TE298-4-1	圧力容器胴体フランジ温度	0~300℃
32	TE298-4-2	圧力容器胴体フランジ温度	0~300℃
33	TE298-4-3	圧力容器胴体フランジ温度	0~300℃

■ : 重大事故等対応設備
 重大事故等対応設備以外は、常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)



第1図 RPV温度計検出位置

第58条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮してRPV上部、中部、下鏡部及びボトムスカート上部各々1箇所としている。

炉心損傷が進み損傷炉心が溶融すると、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。その後、溶融炉心が下部プレナムの構造物を溶融し、炉心支持板の上にある溶融炉心が全て下部プレナムに落下するとともに、下鏡部の温度が上昇し、いずれはRPV破損に至る。このようにRPV破損前には、下部プレナムに全量の溶融炉心が落下することを考慮すると、RPV破損の徴候を検知するには下鏡部の1つの温度計で十分と考えられるが、東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された2箇所の温度計を重大事故等対処設備とし、RPV破損徴候の検知性の向上を図っている。

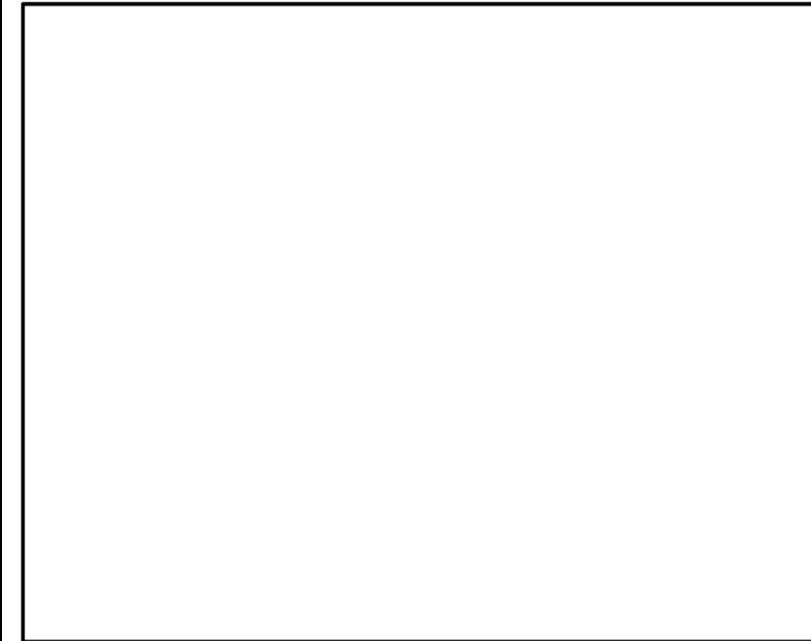


図1 原子炉压力容器表面温度の設置箇所

・設備設計の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
設備設計の相違による設置箇所の相違。

・設備設計の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉は、RPV破損の徴候を検知するには下鏡部の温度で十分と考え、下鏡部の2箇所の温度計を重大事故等対処設備としている。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>42. 逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能の確認実績</p> <p>SRVについては、電力共同研究において設計基準事故時を想定した環境試験を実施し、その信頼性を確認している。</p> <p>試験条件を図1に示す。図1の環境試験中、SRVが正常に動作することを確認したことから、少なくとも図1に包絡される環境下ではSRVの機能は正常に維持されると考える。</p>  <p>図1 設計基準事故環境下における加速劣化試験の試験条件</p>	<p>添付資料 3. 2. 6</p> <p>高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について</p> <p>2. 評価方法</p> <p>電力共同研究「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究」において、設計基準事故を包含する保守的な環境条件として、「171℃において3時間継続の後、160℃において3時間継続した状態」でのSRV機能維持について確認されている(以下「SRV環境試験」という)。また、長期の機能維持の観点から、126℃において試験開始24時間後から15日後までの機能維持を確認している。第2図にSRV環境試験条件を示す。</p>  <p>第2図 SRV環境試験条件</p>	<p>29. 逃がし安全弁の耐環境性能の確認実績について</p> <p>逃がし安全弁(以下「SRV」という。)については、電力共同研究「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究」において設計基準事故時を想定した環境試験を実施し、その信頼性を確認している。</p> <p>試験条件を図1に示す。図1の環境試験中、SRVが正常に動作することが確認されたことから、少なくとも図1に包絡される環境下ではSRVの機能は正常に維持されると考える。</p>  <p>図1 設計基準事故環境下における加速劣化試験の試験条件⁽¹⁾</p> <p>参考文献</p> <p>(1) 電力共同研究「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究 平成7年度上半期(最終報告書)」</p>	<p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、添付資料 3. 2. 6 の該当部分を抜粋。なお、島根2号炉の添付資料 3. 2. 1 の比較表にて、東海第二の 3. 2. 6 の比較表との比較を行っている。</p>