

島根原子力発電所 2号炉 審査資料	
資料番号	EP-015(補)改 53(比)
提出年月日	令和2年4月3日

# 島根原子力発電所 2号炉

## 重大事故等対策の有効性評価 成立性確認

### 補足説明資料

### 比較表

令和2年4月  
中国電力株式会社

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

まとめ資料比較表 [有効性評価 補足説明資料]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>目次</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉の減圧操作について</li> <li>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</li> <li>3. G 値について</li> <li>4. <u>格納容器内における気体のミキシングについて</u></li> <li>5. 深層防護の考え方について</li> <li>6. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて</li> <li>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</li> <li>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></li> <li>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></li> <li>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></li> <li>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</li> <li>12. エントレインメントの影響について</li> <li>13. <u>復水補給水系 (MUWC) の機能分散について</u></li> <li>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</li> <li>15. <u>再循環流量制御系の運転モードによる評価結果への影響</u></li> </ol>	<p>目次</p>	<p>目次</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 発電用原子炉の減圧操作について</li> <li>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</li> <li>3. G 値について</li> <li>4. <u>原子炉格納容器内における気体のミキシングについて</u></li> <li>5. 深層防護の考え方について</li> <li>6. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて</li> <li>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</li> <li>8. <u>原子炉再循環ポンプからのリークについて</u></li> <li>9. <u>高圧・低圧注水機能喪失における平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について</u></li> <li>10. <u>取水機能喪失時の非常用ディーゼル発電設備が起動した場合の影響について</u></li> <li>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</li> <li>12. エントレインメントの影響について</li> <li>13. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果</li> </ol>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・資料構成の相違</li> <li>【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。</li> <li>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉での評価結果は、事象発生約 2.5 秒で原子炉圧力高信号が発生し、再循環ポンプがトリップする。運転モードが評価結果に及ぼす影響はないため、同様</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>16. ほう酸水注入系(SLC)起動後の炉心状態(冷却材保有量等)について</u></p> <p>17. 給水ポンプのトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響</p> <p>18. 給水流量をランアウト流量(68%)で評価することの妥当性</p> <p>19. 実効G値に係る電力共同研究の追加実験について</p> <p>20. 想定事故2においてサイフォン現象を想定している理由について</p> <p>21. <u>使用済燃料プール(SFP)ゲートについて</u></p> <p>22. <u>サイフォン現象によるSFP水の漏えい停止操作について</u></p> <p>23. <u>格納容器過圧・過温破損シナリオにおける原子炉冷却材再循環ポンプからのリークの有無について</u></p>	<p><u>4. ほう酸水注入系起動後の炉心状態(冷却材保有量等)について</u></p> <p>14. 給水ポンプトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響</p>	<p><u>14. ほう素の容量について</u></p> <p>15. 給水ポンプトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響について</p> <p>16. 給水流量をランアウト流量(68%)で評価することの妥当性</p> <p>17. 実効G値に係る電力共同研究の追加実験について</p> <p>18. 想定事故2においてサイフォン現象を想定している理由について</p> <p>19. <u>燃料プールゲートについて</u></p>	<p>の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉と先行2社では記載のロジックが違うものの、記載内容としては、ほう酸濃度設計値が残留熱除去系の希積分を考慮しても未臨界に必要なほう酸水を確保できる点を説明しており同等である。</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、想定事故2の評価において、静的サイフォンブレーカの効果に期待し、漏えい箇所の隔離操作による漏えい停止に期待していないため、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、原子炉再循環ポンプからの漏えいを想定しているが、格納容器構造の相違により、D/W雰囲気温度が漏えい評価に影響しないことから、同様の補足説明資料は作成してい</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>24. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方</p> <p>25. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性</p> <p>26. <u>高圧・低圧注水機能喪失及びLOCA時注水機能喪失シナリオにおける原子炉圧力の最大値の差異について</u></p> <p>27. 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移についての補足説明</p> <p>28. <u>最長許容炉心露出時間及び水位不明判断曲線</u></p> <p>29. 原子炉水位及びインターロックの概要</p> <p>30. <u>格納容器下部(ペDESTAL)外側鋼板の支持能力について</u></p> <p>31. <u>格納容器下部ドライウェル(ペDESTAL)に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮</u></p> <p>32. <u>初期炉心流量90%としたケースにおける給水ポンプトリップ後の流量低下について(原子炉停止機能喪失)</u></p> <p>33. <u>原子炉格納容器への窒素注入について</u></p> <p>34. <u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉格納容器下部水位調整設備の基本設計方針について</u></p>	<p>17. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性</p> <p>1. 原子炉水位及びインターロックの概要</p>	<p>20. 炉心損傷、原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方</p> <p>21. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性</p> <p>22. 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移についての補足説明</p> <p>23. <u>最長許容炉心露出時間及び原子炉水位不明時の対応について</u></p> <p>24. 原子炉水位及びインターロックの概要</p> <p>25. <u>ペDESTAL外側鋼板の支持能力について</u></p> <p>26. <u>ペDESTALに落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮</u></p>	<p>ない。</p> <p>【柏崎6/7】 柏崎6/7の解析結果に係る内容であり、島根2号炉は、当該シナリオで原子炉の圧力差はないため、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【柏崎6/7】 柏崎6/7の解析結果に係る内容であるため、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、SA設備である可搬式窒素供給設備により、7日以内に窒素注入を実施する運用としていることから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、該当の設備を設置する方針ではないことから、同様の補足説明資料は作成していない。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>35. <u>大 LOCA シナリオ想定と異なる事象について</u></p> <p>36. ADS 自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響(参考評価)</p> <p>37. ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について</p> <p>38. <u>TBP 対策の概要について</u></p> <p>39. 原子炉圧力容器表面温度の設置箇所</p> <p>40. <u>重要事故シーケンス組合せにおける要員数評価</u></p> <p>41. <u>原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数について</u></p> <p>42. 逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能の確認実績</p> <p>43. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて</p> <p>44. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について</p> <p>45. 原子炉圧力容器の破損位置について</p> <p>46. 逃がし安全弁(SRV) 出口温度計による炉心損傷の検知性について</p> <p>47. <u>崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)における平均出力燃料集合体の水位について</u></p>	<p>15. ADS 自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響</p> <p>3. <u>逃がし安全弁出口温度による炉心損傷の検知性について</u></p>	<p>27. <u>大破断 LOCA シナリオ想定と異なる事象について</u></p> <p>28. ADS 自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響(参考評価)</p> <p>29. ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について</p> <p>30. 原子炉圧力容器表面温度の設置箇所</p> <p>31. <u>逃がし安全弁の耐環境性能の確認実績について</u></p> <p>32. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて</p> <p>33. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について</p> <p>34. 原子炉圧力容器の破損位置について</p> <p>35. 逃がし安全弁(SRV) 出口温度計による炉心損傷の検知性について</p>	<p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、補足説明資料「48. TBP 対策の概要について」に記載している。</p> <p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の同時被災における異なる事故シーケンスが発生した場合を想定した説明資料であり、島根 2号炉は単独申請のため、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は「59 条補足説明資料 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」に記載している。</p> <p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の解析結果に係る内容であり、島根 2号炉は、高圧・低圧注</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>48. 炉心損傷前に発生する可能性がある水素の影響について</p> <p>49. 溶融炉心落下位置が原子炉格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価</p> <p>50. <u>水蒸気爆発に伴う圧力上昇が真空破壊弁に及ぼす影響について</u></p> <p>51. 格納容器ベント時に使用するベントラインによる Cs-137 の放出量の差の要因等について</p> <p>52. ジルコニウム (Zr) -水反応時の炉心損傷状態について</p>	<p>22. 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</p> <p>23. 格納容器ベント時に使用するベントラインによる Cs-137 の放出量の差の要因等について</p> <p>24. ジルコニウム (Zr) -水反応時の炉心損傷状態について</p> <p><u>2. 炉心燃料格子について</u></p>	<p>36. 炉心損傷前に発生する可能性がある水素の影響について</p> <p>37. 溶融炉心落下位置がペDESTALの中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価</p> <p>38. 使用する格納容器フィルタベント系の除去効果 (DF) について</p> <p>39. ジルコニウム (Zr)-水反応時の炉心損傷状態について</p> <p>40. <u>燃料プール水の沸騰状態継続時の鉄筋コンクリートへの熱影響について</u></p>	<p>水機能喪失シナリオにおいて、平均出力燃料集合体にて燃料被覆管の最高温度が発生しているが、有効性評価の本文資料中に平均出力燃料集合体の水位を示しているため、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b> 島根 2 号炉は Mark-I 改良型格納容器プラントであり、真空破壊弁は格納容器下部に設置されていないため、水蒸気爆発による影響は小さいと考えられることから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p><b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b> 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><b>【東海第二】</b> 各炉心燃料格子の特徴と適用プラント例等に関する一般的な内容</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>5. 原子炉停止機能喪失時の運転点について</u></p> <p><u>6. 非常用炉心冷却系等における系統圧力上昇時の対応操作について</u></p> <p>7. 有効性評価における解析条件の変更等について</p> <p><u>8. SAFER における高圧炉心スプレイ系等の自動起動信号の模擬について</u></p> <p><u>9. 緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱</u></p>	<p>41. 有効性評価解析条件の見直し等について</p>	<p>をまとめた資料であるため、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>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】</p> <p>有効性評価で想定している配管破断を伴うISLOCAへの対応についての説明資料であり、島根2号炉は、対応手順の概要(第2.7.1-2図)に示しており、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>SAFERにおける原子炉水位計装のモデル化に関して説明した資料であり、解析コードに関する知見をまとめた資料であるため、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二固有の設備である緊急用海水系を用いた場合の格納容器除熱効果を説明した資料であるため、同様の補足説明資料は作成して</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>10. <u>米国等の知見に照らした原子炉停止機能喪失事象の解析条件の妥当性</u></p> <p>11. <u>原子炉停止機能喪失時における給水流量低下操作の考え方と給水ランバックの自動化を今後の課題とする理由</u></p> <p>12. <u>全制御棒挿入失敗の想定が部分制御棒挿入失敗により出力に偏りが生じた場合を包絡しているかについて</u></p> <p>13. <u>原子炉停止機能喪失の300秒以降の燃料被覆管温度挙動について</u></p>		<p>いない。</p> <p>【東海第二】 島根2号炉の評価条件は先行炉と同等であり、米国等の評価条件とも大きな相違はないことから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、給水流量低下操作または給水ランバックを期待しなくても、評価項目パラメータは判断項目を十分下回ることを確認しており、給水流量低下操作、給水ランバックの取り扱いが判断基準に影響を与えないことから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 不安定現象による燃料被覆管温度への影響は限定的であるあることを、REDYコード説明資料で確認していることから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 島根2号炉の燃料被覆管温度は、300秒までに最高値となることを確認していることから、同様の補足説明資料は作成していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><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><u>19. 格納容器圧力挙動について</u></p> <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>【東海第二】 島根2号炉のLOCA時の隔離操作については、対応手順の概要(第3.1.2.1-2図)に示していることから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」における格納容器パラメータの先行電力との比較を説明した資料であり、島根2号炉は、3連表により比較していることから、同様の補足説明資料は作成していない。</p> <p>【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】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>16. TRACGコードのATWS解析への適用例</p>	<p>42. <u>有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について</u>  43. <u>有効性評価における先行プラントとの主要な相違点について</u>  44. <u>ベント実施までの格納容器スプレイの運用について</u>  45. <u>原子炉満水操作の概要について</u>  46. <u>9×9燃料で評価することの代表性について</u>  47. <u>自動減圧機能及び代替自動減圧機能の論理回路について</u>  48. <u>TBP対策の概要について</u>  49. <u>I-131の追加放出量の設定について</u>  50. <u>原子炉隔離時冷却系の水源の違いによる解析結果への影響について</u>  51. <u>逃がし安全弁吹出量の影響について</u>  52. <u>島根2号炉の原子炉中性子計装系の設備概要について</u>  53. <u>事故シーケンスグループの分類及び重要事故シーケンスの選定に係る考え方の整理について</u>  54. <u>崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における事象発生10時間後までの格納容器圧力等の推移について</u>  55. <u>TRACGコードのATWS解析への適用例</u>  56. <u>SCATコードの保守性について</u>  57. <u>外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について</u>  58. <u>原子炉停止機能喪失における起因事象について</u>  59. <u>崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における解析上の除熱条件の設定について</u>  60. <u>原子炉隔離時冷却系による注水時の原子炉圧力挙動について</u>  61. <u>原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持における運用と解析条件について</u>  62. <u>中小破断LOCAにおける対策の有効性について</u>  63. <u>外部電源有無による評価結果への影響について</u>  64. <u>LOCA時注水機能喪失における急速減圧時の弁数による影響について</u>  65. <u>LOCA時注水機能喪失における燃料被覆管温度ノード間比較</u>  66. <u>有効性評価における解析の条件設定について</u></p>	<p>残留熱除去系使用時の基本的な手順について説明した資料であるため、同様の補足説明資料は作成していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>67. <u>SAFERにおける燃料集合体の出力分布の設定について</u></p> <p>68. <u>ISLOCA時における屋外への蒸気排出条件について</u></p> <p>69. <u>燃料プールの監視について</u></p> <p>70. <u>ISLOCA時の冷却水から気相への放射性物質の放出割合について</u></p> <p>71. <u>島根2号炉におけるプレコンディショニングの実施状況と非常用ディーゼル発電機の故障率について</u></p> <p>72. <u>高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源について</u></p> <p>73. <u>インターフェイスシステムLOCA発生時の検知手段について</u></p> <p>74. <u>炉心損傷前に格納容器代替スプレイを実施した場合の影響について</u></p> <p>75. <u>高圧・低圧注水機能喪失における炉心下部プレナム部のボイド率の推移の詳細について</u></p> <p>76. <u>崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスグループのうち大破断LOCAを起因とした事故シーケンスについて</u></p> <p>77. <u>炉心損傷防止TB及びTWシナリオにおける原子炉急速減圧時の弁数の見直しについて</u></p> <p>78. <u>原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系における注水時の原子炉圧力挙動の差異について</u></p> <p>79. <u>放射線防護具類着用の判断について</u></p> <p>80. <u>原子炉ウェル注水について</u></p> <p>81. <u>共通要因故障を考慮した低圧原子炉代替注水系の実現性及びコントロールセンタ切替手順について</u></p> <p>82. <u>サプレッション・チェンバ薬剤注入について</u></p> <p>83. <u>格納容器ベント実施基準の変更に伴う希ガスによる被ばく評価結果への影響について</u></p> <p>84. <u>損傷炉心による炉心シュラウドへの影響について</u></p> <p>85. <u>残留熱代替除去系の格納容器スプレイ流量について</u></p> <p>86. <u>外部水源を用いた総注水量の制限値について</u></p> <p>87. <u>ペDESTAL注水手順及び注水確認手段について</u></p>	<p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、通常時の燃料プールの関連パラメータについて監視対象、監視方法及び確認頻度を示すため作成している。(内容は東海第二添付資料4.1.1と同様)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>88. <u>格納容器スプレイによるペDESTALへの流入経路について</u></p> <p>89. <u>溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について</u></p> <p>90. <u>水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について</u></p> <p>91. <u>ペDESTAL / <span style="color:red">ドライウェル</span>水位の推移とペDESTAL / <span style="color:red">ドライウェル</span>底部の状態について</u></p> <p>92. <u>ドライウェルクーラの使用を仮定した場合の格納容器除熱効果について</u></p> <p>93. <u>デブリが炉外へ放出される場合と炉内に留まる場合の原子炉格納容器内の気体組成と水素燃焼リスクへの影響</u></p> <p>94. <u>有効性評価における格納容器内の水素及び酸素排出等について</u></p> <p>95. <u>コリウムシールドスリット内に溶融デブリが流入した場合の熱伝導解析</u></p> <p>96. <u>水の放射線分解における<math>\alpha</math>線の影響について</u></p> <p>97. <u>格納容器除熱に関する基準の変更について</u></p> <p>98. <u>燃料プール水位 (SA) の常時監視について</u></p> <p><span style="color:red">99. <u>格納容器ベント実施時のサプレッション・プール水位の不確かさについて</u></span></p> <p><span style="color:red">100. <u>ベントが2Pdまで遅延した場合のCs放出量への影響について</u></span></p> <p><span style="color:red">101. <u>格納容器ベント開始時間見直しに伴う操作の成立性への影響について</u></span></p> <p><span style="color:red">102. <u>格納容器ベントに伴う一時待避中の給油作業中断が重大事故時の対応に与える影響について</u></span></p> <p><span style="color:red">103. <u>復旧班要員による連続作業の成立性について</u></span></p> <p><span style="color:red">104. <u>原子炉注水手段がない場合の原子炉手動減圧タイミングと減圧弁数の関係性について</u></span></p> <p><span style="color:red">105. <u>溶融炉心が原子炉圧力容器の偏心位置から落下し円錐状に堆積した場合の溶融炉心の冠水評価について</u></span></p> <p><span style="color:red">106. <u>ZrO<sub>2</sub>耐熱材の侵食開始温度の設定について</u></span></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>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>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%高い位置」(以下、「BAF+20%」という)を下回った場合に自動減圧機能付き逃がし安全弁 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><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・原子炉水位計(燃料域)による水位確認が不可となる。</u></li> <li><u>・燃料がヒートアップした後の減圧となるため、水素発生量が増加する。</u></li> <li><u>・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。</u></li> <li><u>・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。</u></li> <li><u>・水素発生量の増加および原子炉圧力容器破損の早期化に</u></li> </ul>	<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>より、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<sup>*1</sup>を評価した。減圧に用いる自動減圧機能付き逃がし安全弁の弁の個数は、6個(自動減圧機能付き逃がし安全弁全弁)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表の自動減圧機能付き逃がし安全弁6個での原子炉減圧の結果及び第2表の自動減圧機能付き逃がし安全弁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、自動減圧機能付き逃がし安全弁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</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価結果の相違【東海第二】</li> <li>・評価結果の相違【東海第二】</li> <li>・評価結果の相違【柏崎6/7、東海第二】</li> <li>・評価結果の相違【柏崎6/7、東海第二】</li> <li>・評価結果の相違【柏崎6/7】</li> <li>・評価結果の相違【柏崎6/7】</li> </ul>

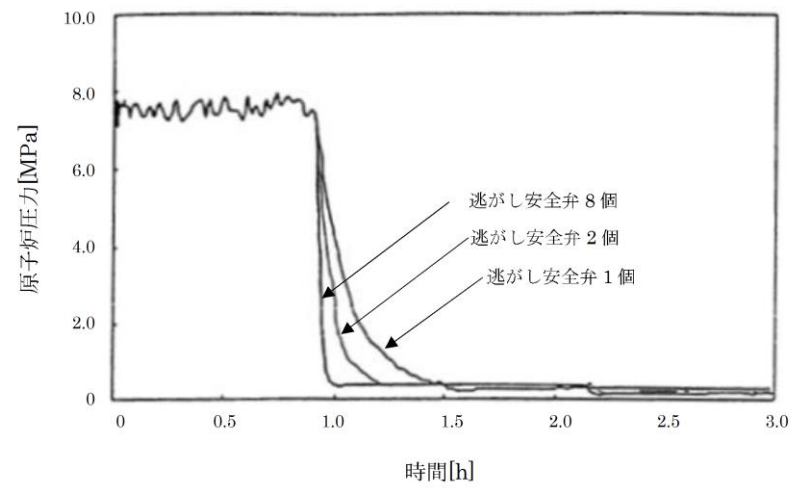
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>評価結果を第2表に示す。水素発生量は、逃がし安全弁1個で原子炉減圧した場合以外は、ほぼ同等となった。原子炉減圧時の炉内蒸気流量の観点では、SRV8個で原子炉減圧した場合よりも、逃がし安全弁2個で原子炉減圧した場合の方が流量が少ないことから、被覆管に対する負荷が小さいものとする。</p> <p>原子炉減圧完了までの時間については、第1図に示す通り、弁数が少ないほど長くなるが、いずれの場合も原子炉圧力容器破損までの時間に対しては十分な余裕があるため、原子炉圧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  (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する。</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  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>の炉内蒸気流量の観点では、自動減圧機能付き逃がし安全弁6個の場合よりも自動減圧機能付き逃がし安全弁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する。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、仮に減圧操作が遅れ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ものとする。</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  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</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>



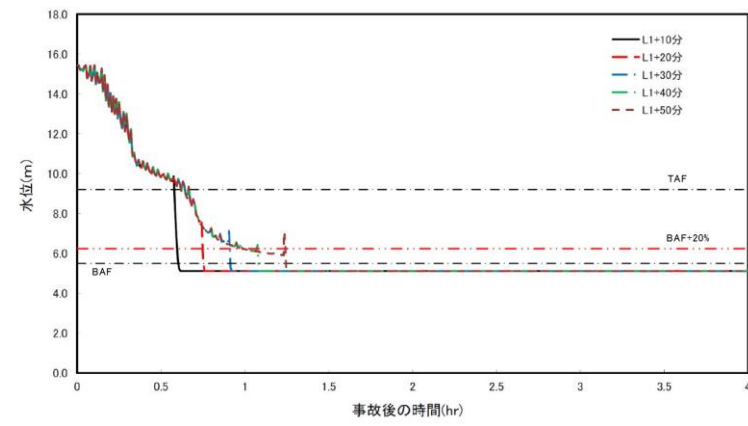
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、海外における同様の判断基準を調査した結果、米国の緊急時操作ガイドライン(EPG)<sup>[1]</sup>の例では、不測事態の蒸気冷却の手順において、原子炉へ注水できない場合の原子炉減圧の判断基準をBAF+70%程度としていることを確認した。これは、BAF+70%程度よりも原子炉水位が高い状況では、注水が無かつ原子炉減圧していない状態でも冠水部分の燃料から発生する蒸気により露出部分の燃料を冷却できると判断しているものと推定される。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、妥当であると考ええる。</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)<sup>[1]</sup>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、妥当であると考ええる。</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><u>準備が可能であることから、操作の不確かさはない。</u></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)<sup>[1]</sup>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、妥当であると考ええる。</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、<u>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、</u>原子炉水位が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、<u>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、</u>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><u>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</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・記載表現の相違</li> <li>【柏崎6/7, 東海第二】</li> <li>島根2号炉は、BAF+20%補正曲線で判断する手段を記載</li> <li>・評価結果の相違</li> <li>【柏崎6/7, 東海第二】</li> <li>・記載表現の相違</li> <li>【柏崎6/7, 東海第二】</li> <li>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</li> <li>・運用の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>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。</li> <li>・記載表現の相違</li> <li>【柏崎6/7, 東海第二】</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>[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>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) <u>原子炉手動減圧に用いる逃がし安全弁の選定について</u>  <u>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。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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以上の逃がし安全弁が開としないようにする。</li> <li>・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)</li> <li>・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)</li> <li>・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)</li> </ul> <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(2800m<sup>3</sup>)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、その他の条件を全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  <b>【柏崎6/7，東海第二】</b>  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>

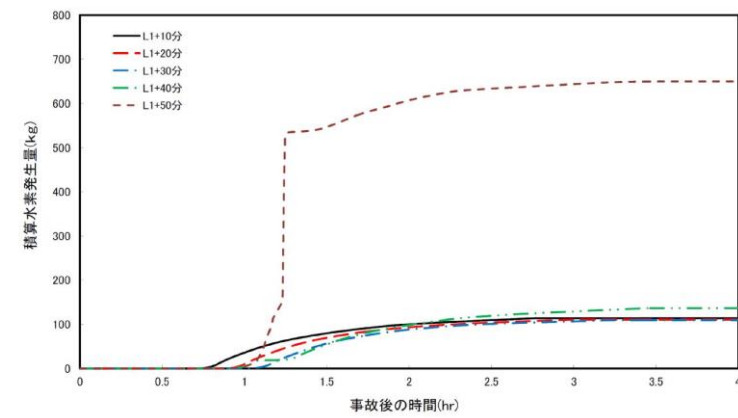
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																		
<p align="center"><b>第1表 原子炉減圧のタイミングに関する評価結果</b> (SRV8個で原子炉減圧した場合)</p> <table border="1"> <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"><b>第1表 原子炉手動減圧に関する解析結果</b></p> <table border="1"> <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="4">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 rowspan="4">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 rowspan="4">逃がし安全弁(自動減圧機能)1個</td> <td>10</td> <td>578</td> <td>98</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>403</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>405</td> <td>83</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>469</td> <td>63</td> </tr> <tr> <td colspan="4" style="text-align: right;">*減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]</td> </tr> </tbody> </table> <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	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	逃がし安全弁(自動減圧機能)1個	10	578	98	20	403	80	30	405	83	40	469	63	*減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]				<p align="center"><b>第1表 原子炉減圧のタイミングに関する評価結果</b> (自動減圧機能付き逃がし安全弁6個で減圧した場合)</p> <table border="1"> <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"><b>第2表 減圧弁数に関する評価結果</b></p> <table border="1"> <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">自動減圧機能付き逃がし安全弁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">自動減圧機能付き逃がし安全弁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">自動減圧機能付き逃がし安全弁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>* 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*	自動減圧機能付き逃がし安全弁6個	10	BAF+121%	70	130	20	BAF+69%	70	110	30	BAF+29%	70	130	40	BAF+18%	80	150	自動減圧機能付き逃がし安全弁2個	10	BAF+121%	140	80	20	BAF+69%	130	70	30	BAF+29%	140	60	40	BAF+18%	160	100	自動減圧機能付き逃がし安全弁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																																																																																																																																																		
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																																																																																																																																																		
逃がし安全弁(自動減圧機能)1個	10	578	98																																																																																																																																																		
	20	403	80																																																																																																																																																		
	30	405	83																																																																																																																																																		
	40	469	63																																																																																																																																																		
*減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]																																																																																																																																																					
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*																																																																																																																																																	
自動減圧機能付き逃がし安全弁6個	10	BAF+121%	70	130																																																																																																																																																	
	20	BAF+69%	70	110																																																																																																																																																	
	30	BAF+29%	70	130																																																																																																																																																	
	40	BAF+18%	80	150																																																																																																																																																	
自動減圧機能付き逃がし安全弁2個	10	BAF+121%	140	80																																																																																																																																																	
	20	BAF+69%	130	70																																																																																																																																																	
	30	BAF+29%	140	60																																																																																																																																																	
	40	BAF+18%	160	100																																																																																																																																																	
自動減圧機能付き逃がし安全弁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"><b>第2表 原子炉減圧時の弁数に関する評価結果</b></p> <table border="1"> <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="center">※ 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"><b>第1表 原子炉手動減圧に関する解析結果</b></p> <table border="1"> <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="4">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 rowspan="4">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 rowspan="4">逃がし安全弁(自動減圧機能)1個</td> <td>10</td> <td>578</td> <td>98</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>403</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>405</td> <td>83</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>469</td> <td>63</td> </tr> <tr> <td colspan="4" style="text-align: right;">*減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]</td> </tr> </tbody> </table> <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	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	逃がし安全弁(自動減圧機能)1個	10	578	98	20	403	80	30	405	83	40	469	63	*減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]				<p align="center"><b>第2表 減圧弁数に関する評価結果</b></p> <table border="1"> <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">自動減圧機能付き逃がし安全弁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">自動減圧機能付き逃がし安全弁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">自動減圧機能付き逃がし安全弁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>* 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*	自動減圧機能付き逃がし安全弁6個	10	BAF+121%	70	130	20	BAF+69%	70	110	30	BAF+29%	70	130	40	BAF+18%	80	150	自動減圧機能付き逃がし安全弁2個	10	BAF+121%	140	80	20	BAF+69%	130	70	30	BAF+29%	140	60	40	BAF+18%	160	100	自動減圧機能付き逃がし安全弁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																																																																																																																																																		
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																																																																																																																																																		
逃がし安全弁(自動減圧機能)1個	10	578	98																																																																																																																																																		
	20	403	80																																																																																																																																																		
	30	405	83																																																																																																																																																		
	40	469	63																																																																																																																																																		
*減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]																																																																																																																																																					
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*																																																																																																																																																	
自動減圧機能付き逃がし安全弁6個	10	BAF+121%	70	130																																																																																																																																																	
	20	BAF+69%	70	110																																																																																																																																																	
	30	BAF+29%	70	130																																																																																																																																																	
	40	BAF+18%	80	150																																																																																																																																																	
自動減圧機能付き逃がし安全弁2個	10	BAF+121%	140	80																																																																																																																																																	
	20	BAF+69%	130	70																																																																																																																																																	
	30	BAF+29%	140	60																																																																																																																																																	
	40	BAF+18%	160	100																																																																																																																																																	
自動減圧機能付き逃がし安全弁1個	10	BAF+121%	200	60																																																																																																																																																	
	20	BAF+69%	200	50																																																																																																																																																	
	30	BAF+29%	220	30																																																																																																																																																	
	40	BAF+18%	380	30																																																																																																																																																	



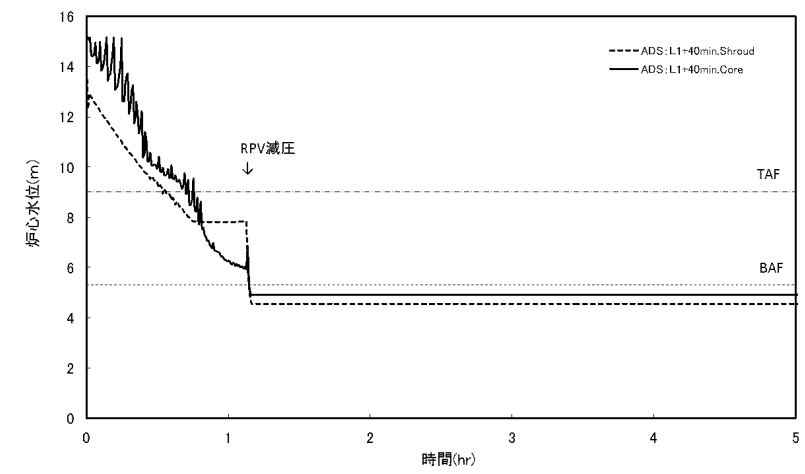
第1図 原子炉減圧時の原子炉圧力の推移



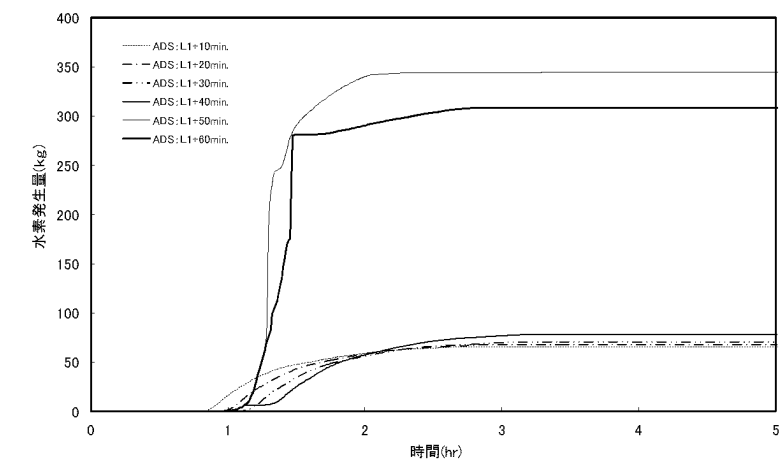
第1図 原子炉水位の時間変化  
(逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 個)



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)

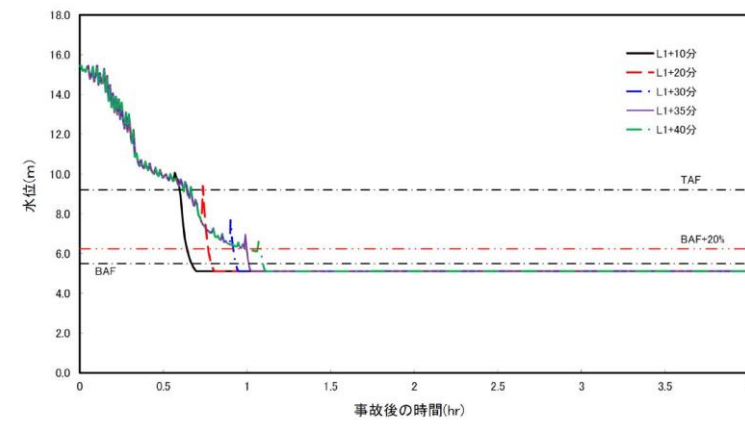


第1図 原子炉水位の時間変化  
(自動減圧機能付き逃がし安全弁全弁 (6 個))

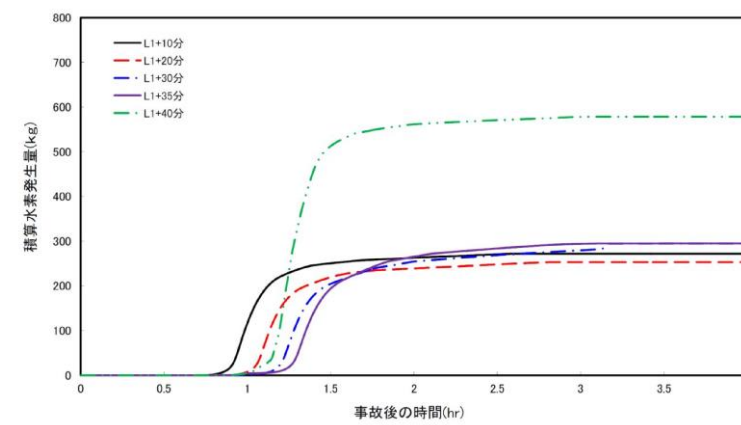


第2図 積算水素発生量の時間変化  
(自動減圧機能付き逃がし安全弁全弁 (6 個))

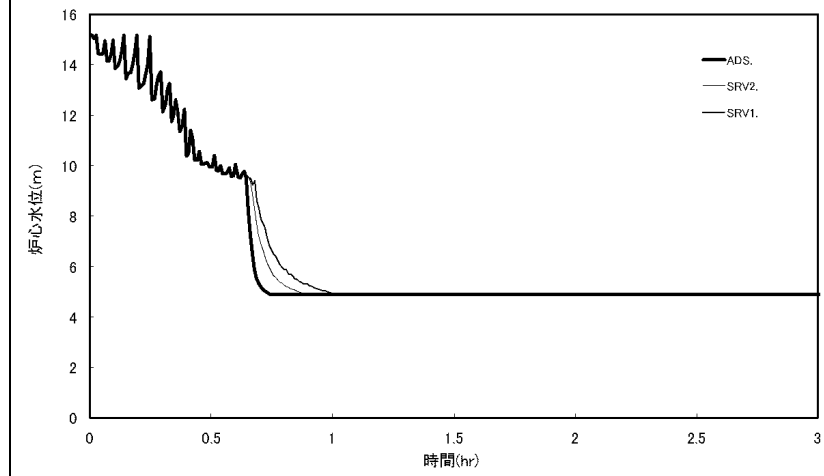
・評価結果の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】



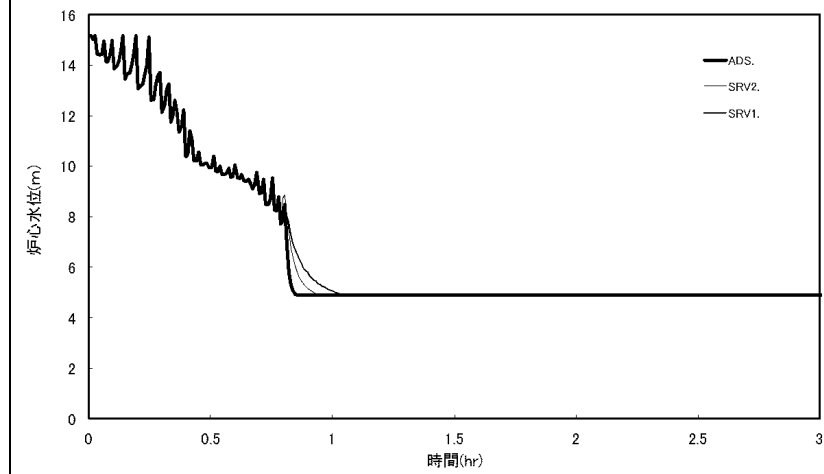
第3図 原子炉水位の時間変化  
(逃がし安全弁 (自動減圧機能) 2 個)



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)

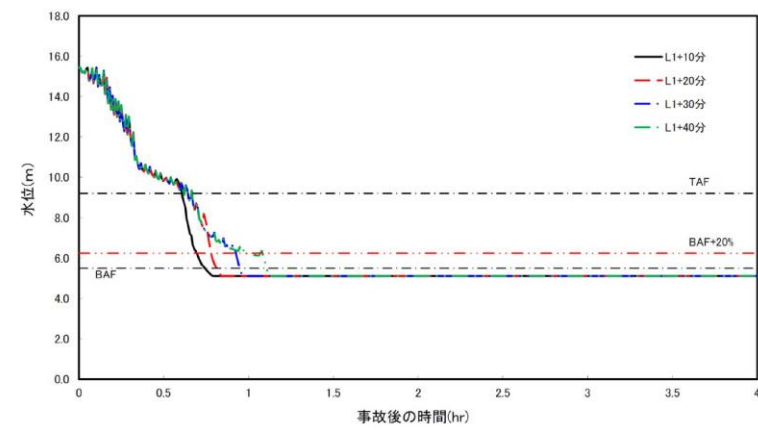


第3図 原子炉水位の時間変化  
(L 1+10 分で減圧)

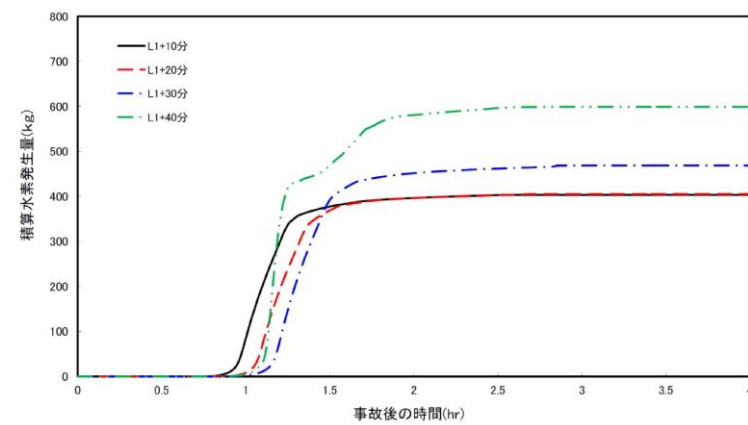


第4図 原子炉水位の時間変化  
(L 1+20 分で減圧)

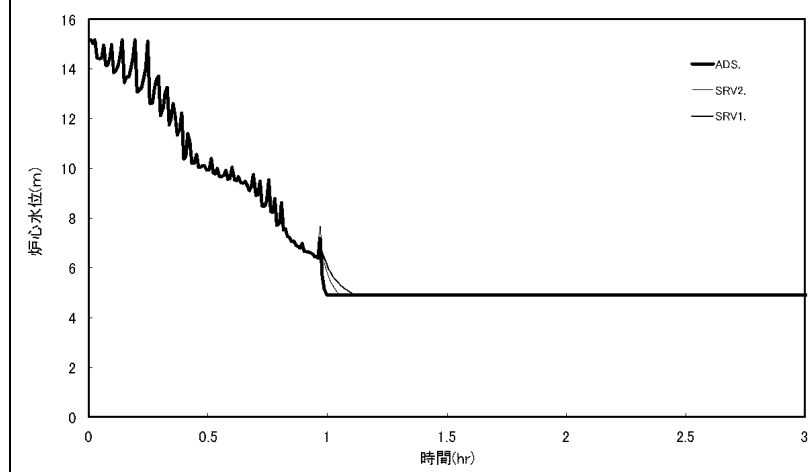




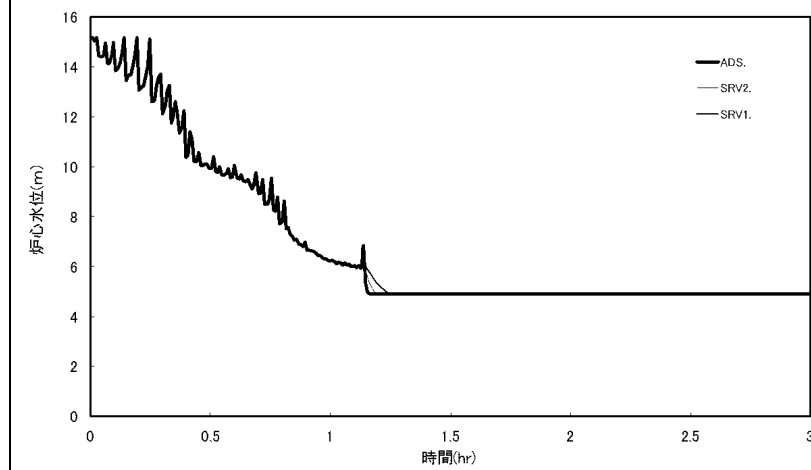
第5図 原子炉水位の時間変化  
(逃がし安全弁 (自動減圧機能) 1 個)



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)



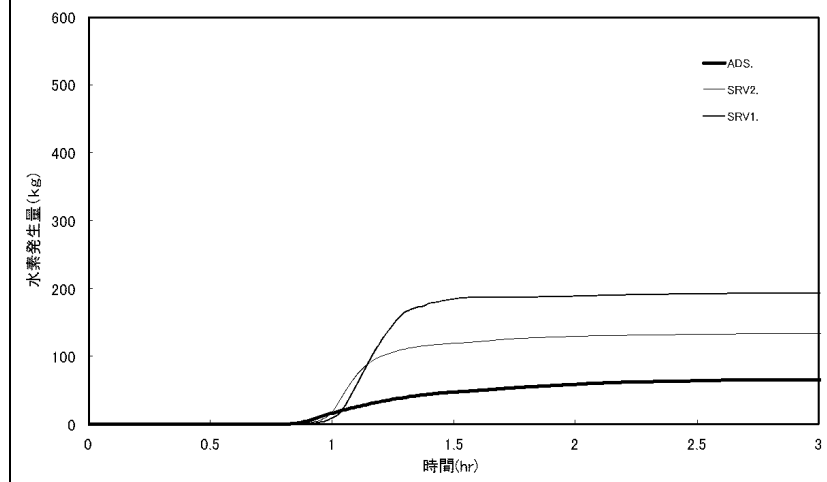
第6図 原子炉水位の時間変化  
(L 1+40 分で減圧)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

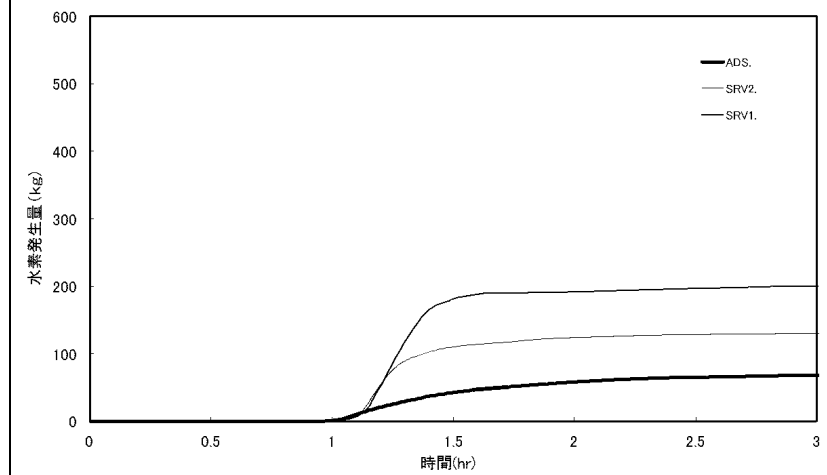
東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

島根原子力発電所 2号炉

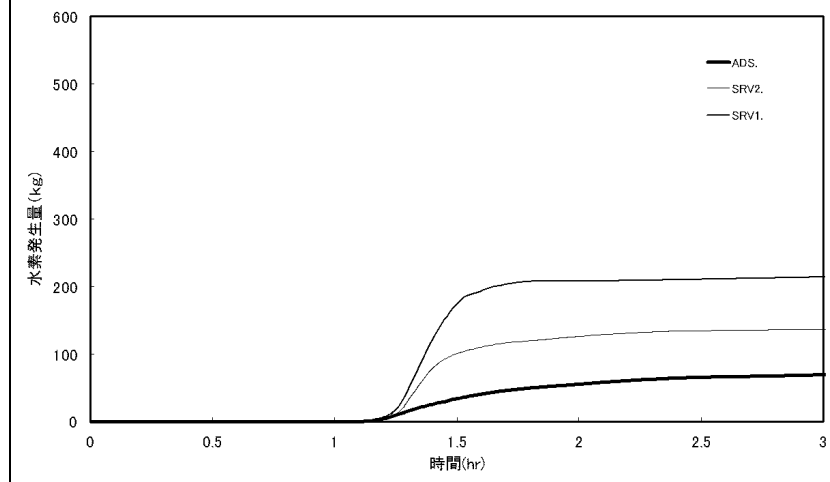
備考



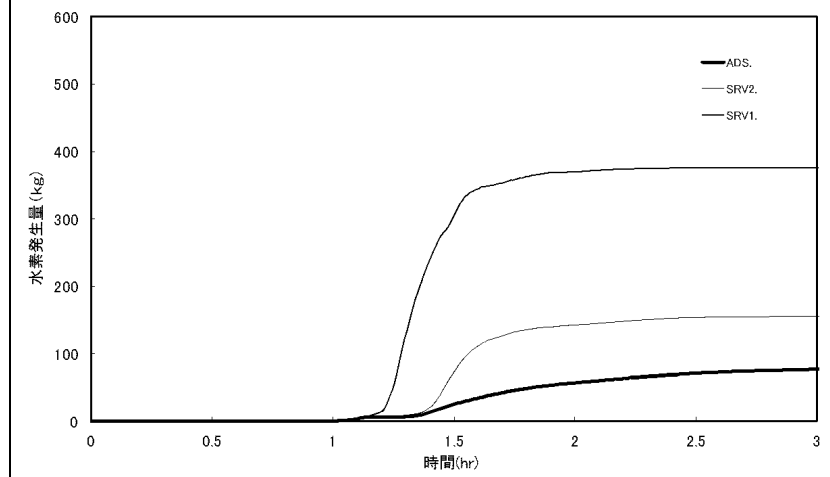
第7図 積算水素発生量の時間変化  
(L 1+10 分で減圧)



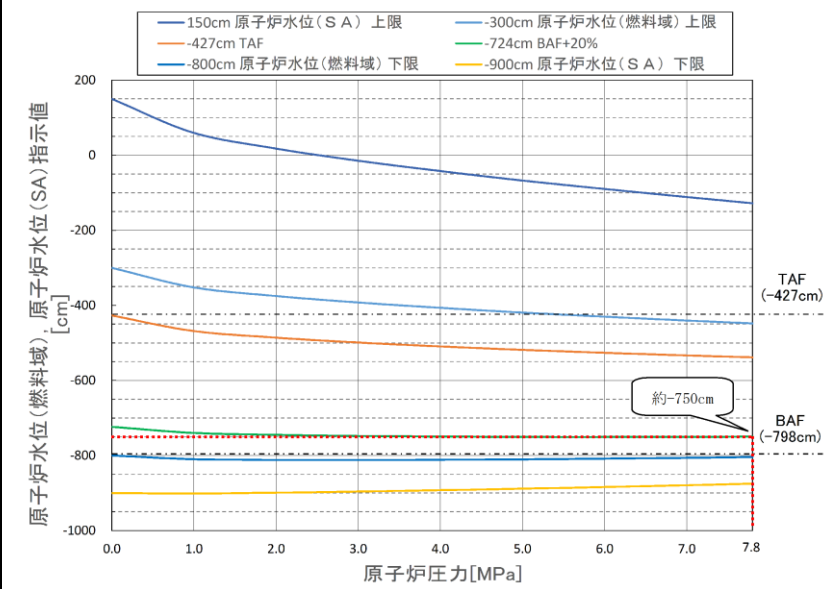
第8図 積算水素発生量の時間変化  
(L 1+20 分で減圧)



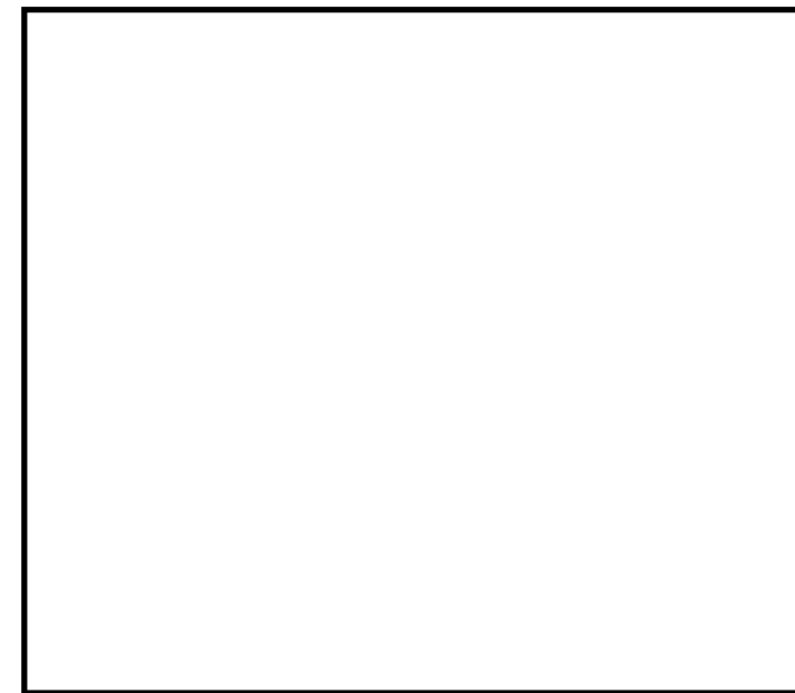
第9図 積算水素発生量の時間変化  
(L 1+30分で減圧)



第10図 積算水素発生量の時間変化  
(L 1+40分で減圧)



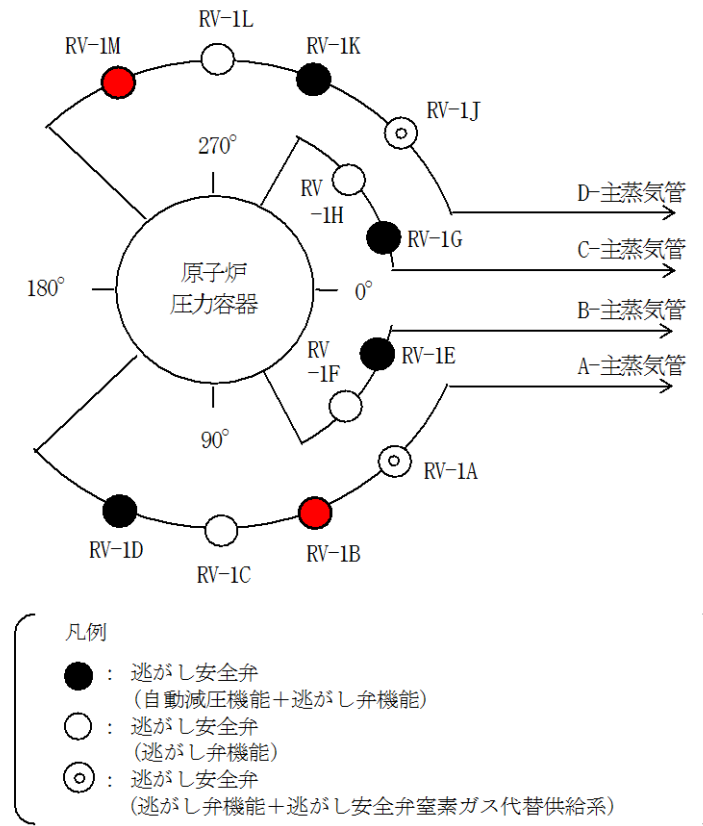
第11図 原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A）補正曲線



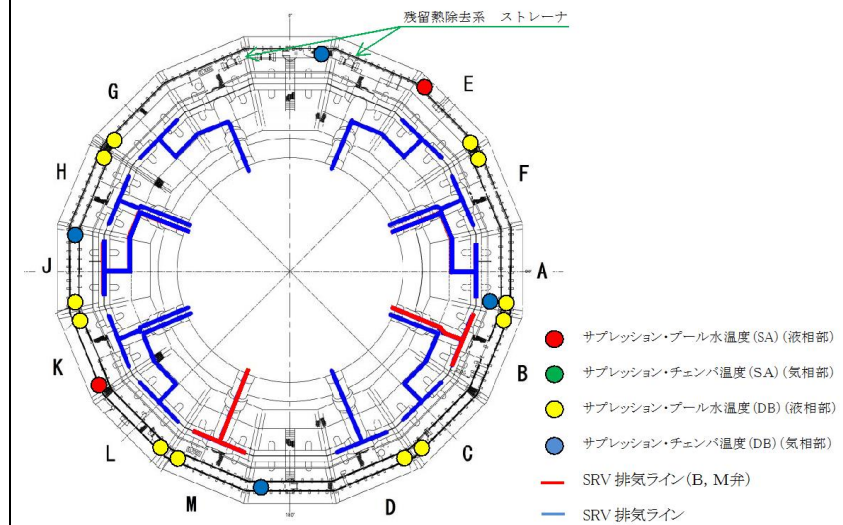
第12図 水位不明判断曲線

・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



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

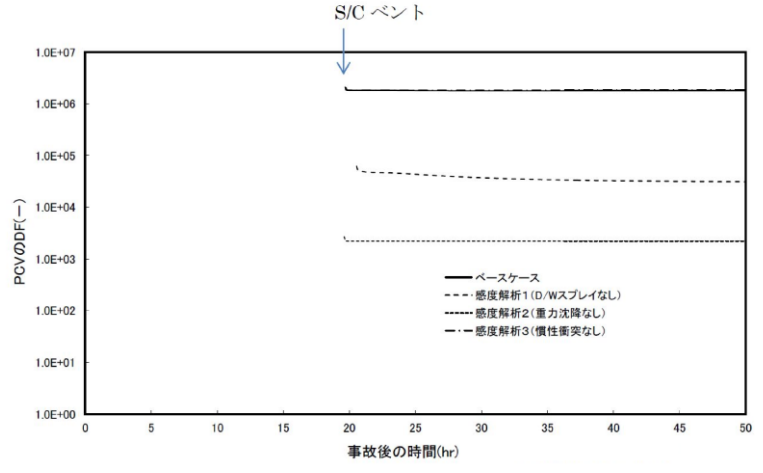
・記載表現の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
島根2号炉は, 原子炉手動減圧に用いる逃がし安全弁の選定の考え方を記載

・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>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>13. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果</p> <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）時における格納容器フィルタメント系を用いた場合のCs-137の放出量</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 【東海第二】 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での気体、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FP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、FPガス凝縮、FP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>FPガスの凝縮は、FPガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状FP圧力がFP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>FPガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状FPの圧力がFP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(DF)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。DF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<sup>[9]</sup>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FP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><b>【東海第二】</b></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>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（<math>10^6</math>オーダー）との比較から、<u>重力沈降のDFは<math>10^3</math>程度、ドライウェルスプレイのDFは<math>10 \sim 10^2</math>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<math>10^4 \sim 10^5</math>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。</u></p>		<p>・記載方針の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></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>

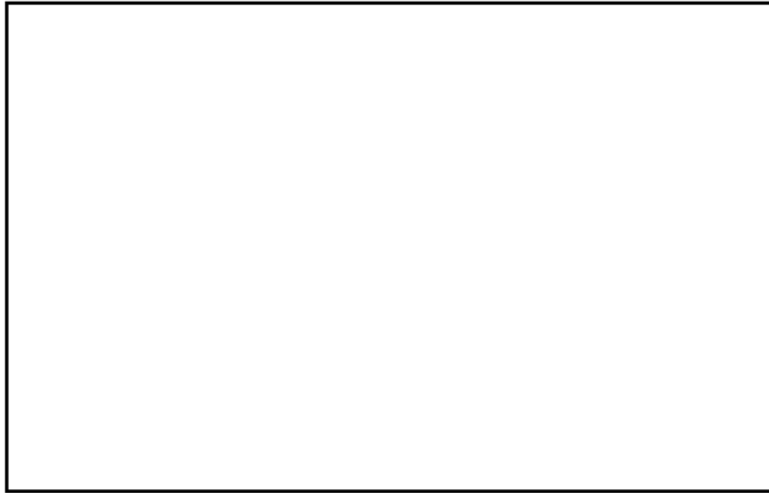


図1 原子炉格納容器内の液相部中の存在割合

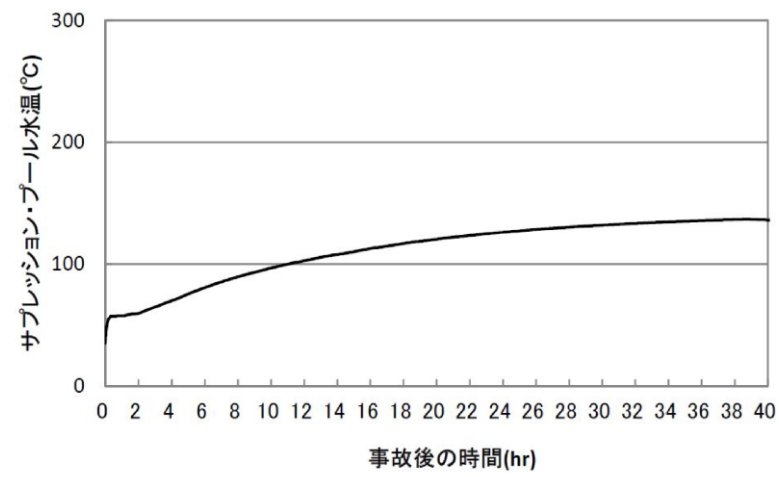
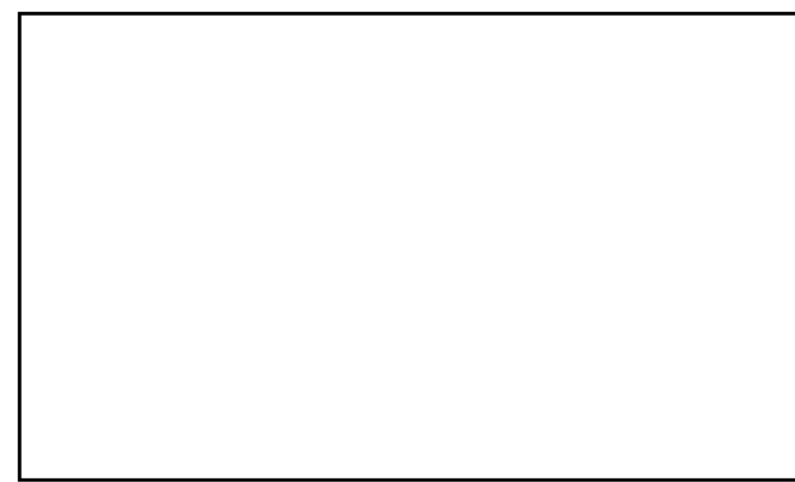
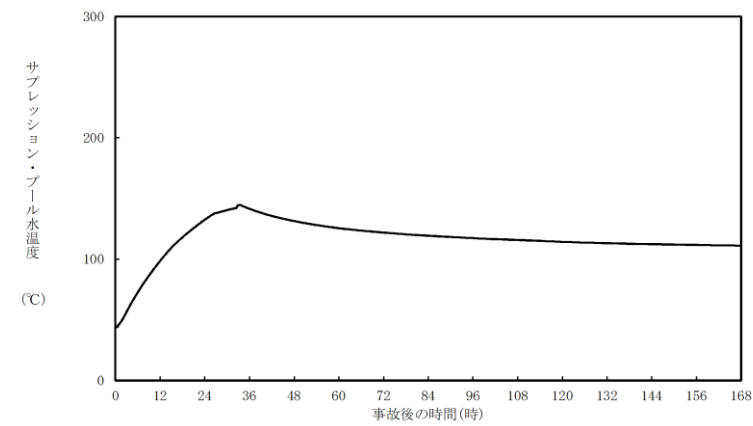


図2 サプレッション・プール水温



第1図 原子炉格納容器内液相部中の存在割合



第2図 サプレッション・プール水温

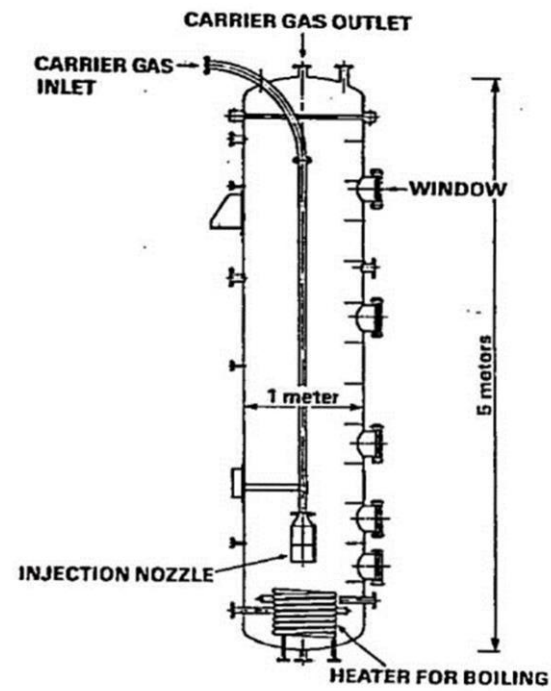
・解析結果の相違  
【柏崎 6/7】

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/cm<sup>3</sup>)、SUPRAコード：CsOH(密度 [ ] g/cm<sup>3</sup>))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 ( [ ] /cm<sup>3</sup>) 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="1086 884 1567 915" 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="1012 1467 1626 1499" 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 1670 825" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1050 835 1605 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 1670 1480" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="973 1507 1665 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><u>(1)スクラビング効果に関する試験</u></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

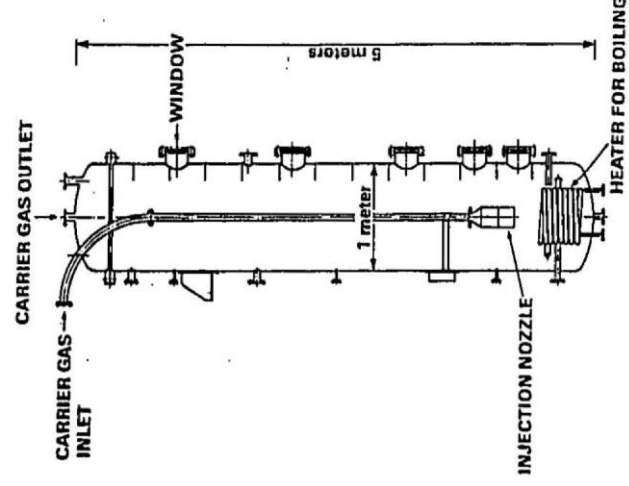
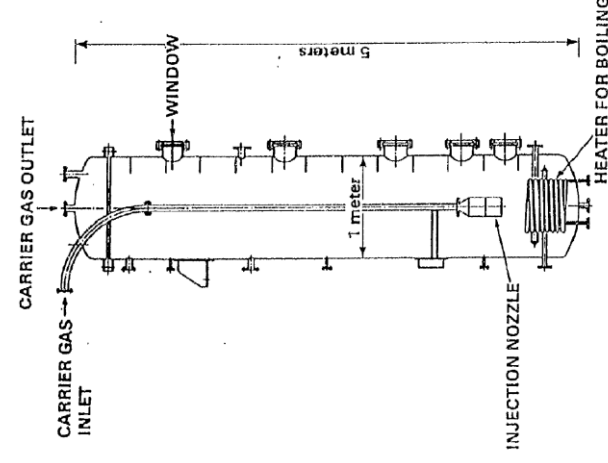


図 3 試験装置の概要

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

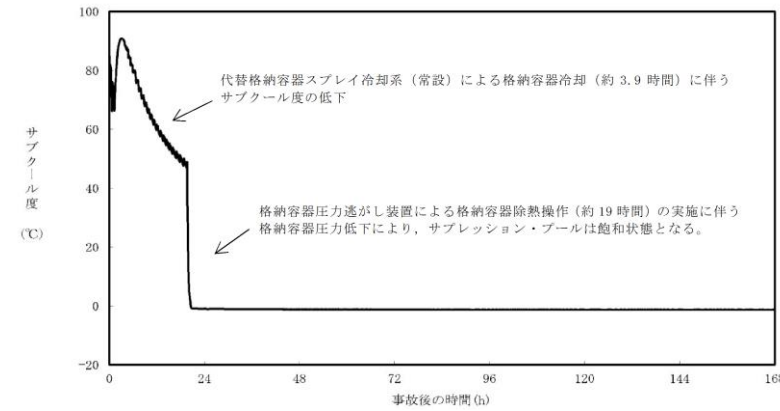


第 3 図 試験装置の概要

・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="216 275 863 800" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="246 835 816 871" data-label="Caption"> <p>図4 エアロゾル粒子に対するスクラビング効果</p> </div> <div data-bbox="142 882 902 961" data-label="Text"> <p>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>		<div data-bbox="1774 275 2457 1199" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1795 1239 2427 1274" data-label="Caption"> <p>第4図 エアロゾル粒子に対するスクラビング効果</p> </div> <div data-bbox="1721 1329 2490 1409" data-label="Text"> <p>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>	<div data-bbox="2522 254 2837 558" data-label="Text"> <p>・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> </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>(4) <u>沸騰による除去効果への影響について</u></p> <p>「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」の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LOCA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 <u>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</u></p>	<p>(2) <u>沸騰による除去効果への影響について</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>「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」の残留熱代替除去系を使用できない場合では、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 【東海第二】 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 【東海第二】 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

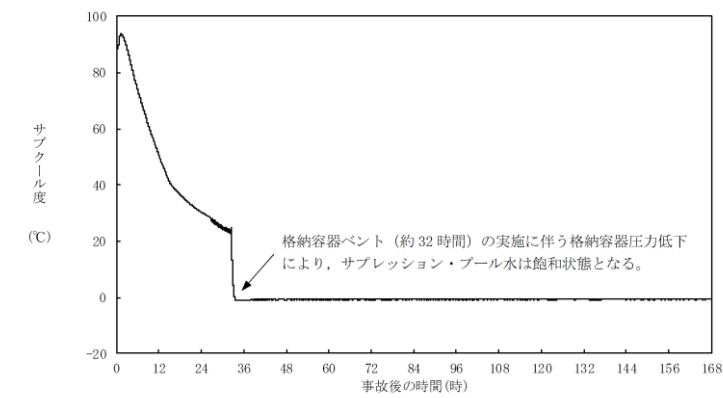
第 2 表 評価条件

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"/> 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

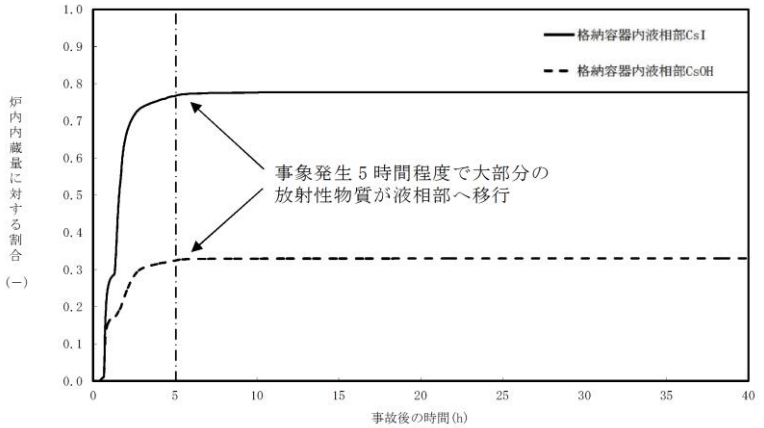
項目	評価条件*	選定理由
蒸気割合	<input type="checkbox"/> %	格納容器ベント実施前の D/W における蒸気割合 (約 89%) 相当
格納容器圧力	<input type="checkbox"/> kPa [gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力を考慮して設定 (設定上限値)
サプレッション・プール水深	<input type="checkbox"/> m	実機では水深 3m 以上のため、設定上限値を採用
サブクール度	<input type="checkbox"/> °C	未飽和状態として設定 (設定上限値)
	<input type="checkbox"/> °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"/> 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>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<sup>*1</sup>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>20. 炉心損傷、原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方</p> <p>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<sup>*1</sup>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%高い位置で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180m<sup>3</sup>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、この場合も同様に格納容器下部水位計にて水位<u>2m</u>を確認した後、格納容器下部への注水を停止する。</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<sup>※2</sup>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>ペDESTALに流入し、ペDESTAL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の破損及びペDESTALへの溶融炉心落下に備えたペDESTALへの注水を定めており、ペDESTALの水位が<u>2.4m(注水量225m<sup>3</sup>)</u>に到達していることを確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。先述のとおり、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、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<u>2.4m</u>を確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。</p> <p>溶融炉心落下時のペDESTAL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>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<sup>※2</sup>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、ペDESTAL開口部下端位置までの高さ(約3.8m)の水位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><b>【比較のため、「添付資料 3. 1. 2. 1」の一部を記載】</b></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 <b>【東海第二】</b> 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 °C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180m<sup>3</sup> 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（ドライウェルスプレイ）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（ドライウェルスプレイ）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ェ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（ドライウェル部）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（ドライウェル部）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（ドライウェル部）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（ドライウェル部）に存在する水との相互作用により、ドライウェ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（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。</u></p> <p><u>⑤ドライウェルスプレイを開始した後は、ペDESTAL（ドライウェル部）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（ドライウェル部）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 °C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ペDESTALへの注水(水位2.4m(注水量225m<sup>3</sup>))を実施する手順としている。</p> <p>次に、RPVが破損した後は、ペDESTAL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、ペDESTALに直接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水位及び原子炉</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ペDESTALに水張りをとする運用としている。東海第二では、通常運転時からペDESTAL（ドライウェル部）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考ええる。</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>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ペDESTAL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、確実にペDESTAL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ペDESTAL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 ペDESTALへの水張り実施の適切性」参照。ペDESTALの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、溶融炉心がペDESTALに落下する前に、ペDESTALにペDESTAL開口部下端位置までの高さ（約3.8m）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、ドライウェルス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、仮にペDESTAL注水を入れすぎたとしても開口部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、ペDESTALの内側鋼板の最大応力は14MPa であり、ペDESTAL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。ペDESTAL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考ええる。</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"> <li>・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</li> <li>・停止条件：格納容器圧力<u>390kPa</u> 以下</li> <li>・流量：<u>140 m<sup>3</sup>/h</u> 以上</li> </ul> <p>優先順位2：S/C スプレー</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・開始条件、停止条件及び流量は優先順位1 と同じ</li> </ul>	<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イ）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>ペDESTAL</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"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・流量：<u>120m<sup>3</sup>/h</u></li> </ul>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>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。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>スプレー停止基準の相違。</p> <p>・運用の相違</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>優先順位3: <u>格納容器下部注水</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>流量: <u>崩壊熱相当量(スクラム後5~10 時間: 50 m<sup>3</sup>/h, 10~20 時間: 40 m<sup>3</sup>/h, 20時間以降: 35 m<sup>3</sup>/h)で注水</u></li> </ul> <p>優先順位4: RPV 破損後のRPV への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>流量: <u>30 m<sup>3</sup>/h(S/C 水源でECCS を運転できる場合は全量注水)</u></li> </ul> <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<u>スプレイ</u>を優先する理由は、<u>D/W スプレイ</u>又は<u>S/C スプレイ</u>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、<u>格納容器</u>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><u>格納容器下部の溶融炉心の冷却</u>については、RPV 破損前の注水により<u>180 m<sup>3</sup></u> (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<u>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</u> (通常運転水位からリターンラインまでの体積は約810 m<sup>3</sup>であり、流量140 m<sup>3</sup>/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>優先順位2: <u>ペDESTAL注水</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>流量: <u>崩壊熱に余裕をみた量 (スクラム後~5 時間: 60m<sup>3</sup>/h, 5~10 時間: 55m<sup>3</sup>/h, 10~20 時間: 35m<sup>3</sup>/h, 20 時間~40 時間: 30m<sup>3</sup>/h, 40 時間~80 時間: 20m<sup>3</sup>/h, 80 時間~120 時間: 15m<sup>3</sup>/h, 120 時間以降: 12m<sup>3</sup>/h) で注水</u></li> </ul> <p>優先順位3: RPV破損後のRPVへの注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>流量: <u>15m<sup>3</sup>/h (S/C水源でECCSを運転できる場合は全量注水)</u></li> </ul> <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<u>格納容器スプレイ</u>を優先する理由は、<u>格納容器スプレイ</u>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、<u>原子炉格納容器</u>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<u>実施</u>することとしている。また、<u>D/Wにスプレイを実施することでペDESTALへ冷却材が流入するため、ペDESTALの溶融炉心の冷却にも期待できる。</u></p> <p><u>ペDESTALの溶融炉心の冷却</u>については、RPV破損前の注水により<u>ペDESTAL内には約 70m<sup>3</sup></u>(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スプレイされた冷却材の流入により<u>D/W床面からの流出によるペDESTALへの注水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</u>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"> <li>運用の相違【柏崎6/7】</li> <li>設備設計の相違【柏崎6/7】</li> <li>設備設計の相違【柏崎6/7】</li> <li>島根2号炉はD/Wスプレイにより格納容器下部(ペDESTAL)へ冷却材が流入する。</li> <li>運用の相違【柏崎6/7】</li> <li>設備設計の相違【柏崎6/7】</li> <li>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</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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 破損口から冷却材が流出することによる格納容器下部の溶融炉心の冷却にも期待できると考えられるが、RPV 破損口からの冷却材の流出の状況を確実に把握することは困難なことから、格納容器下部注水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と考えている。</u></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、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。</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破損口から原子炉冷却材が流出することによるペDESTALの溶融炉心の冷却にも期待できると考えられるが、RPV破損口からの原子炉冷却材の流出の状況を確実に把握することは困難なことから、ペDESTAL注水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、</u>前述の優先順位は変わりうるものと考えている。</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するとともに、ペDESTAL水位計を監視し、水位を維持することによりペDESTALの溶融炉心の冷却を継続する。</u></p> <p>以上のとおり、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。</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>

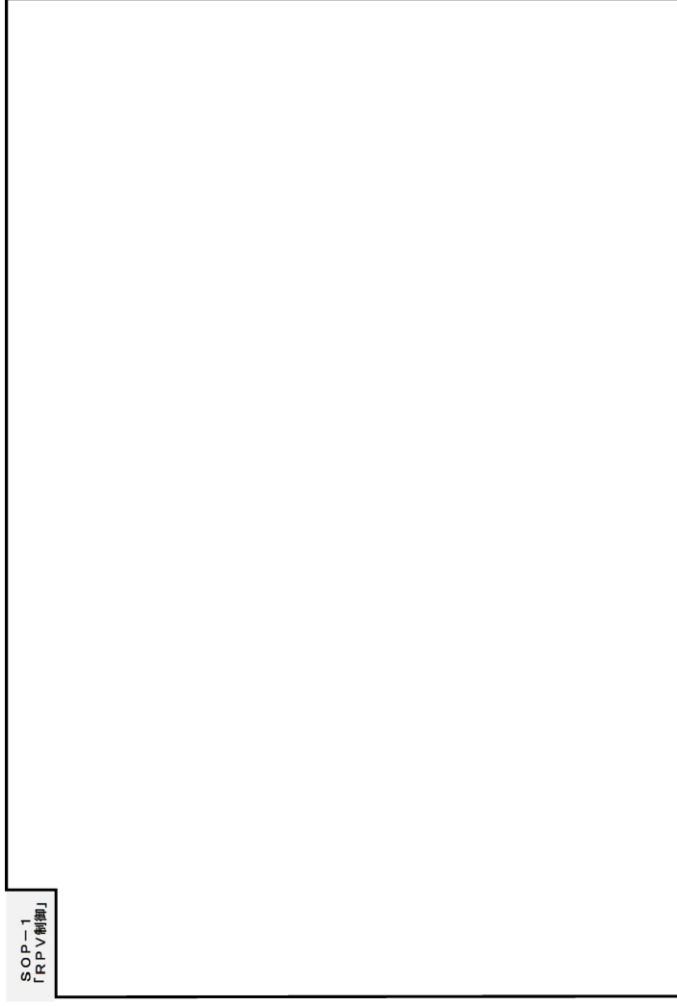
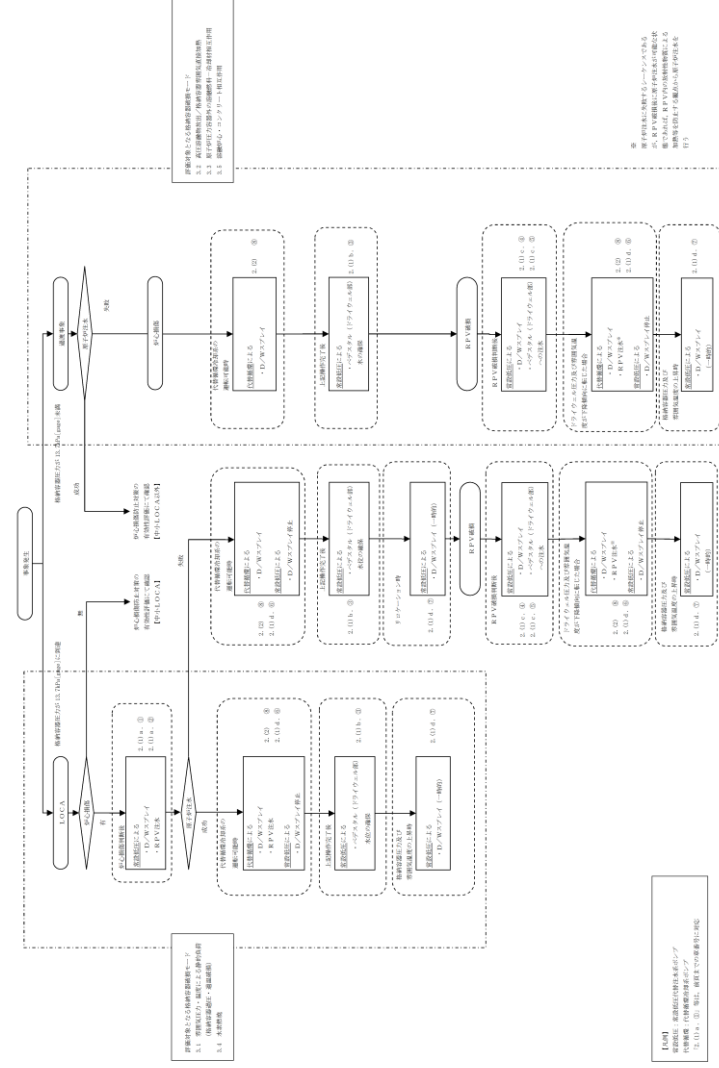


図1 SOP の対応フロー(1/3)



第1図 事故対応の流れ

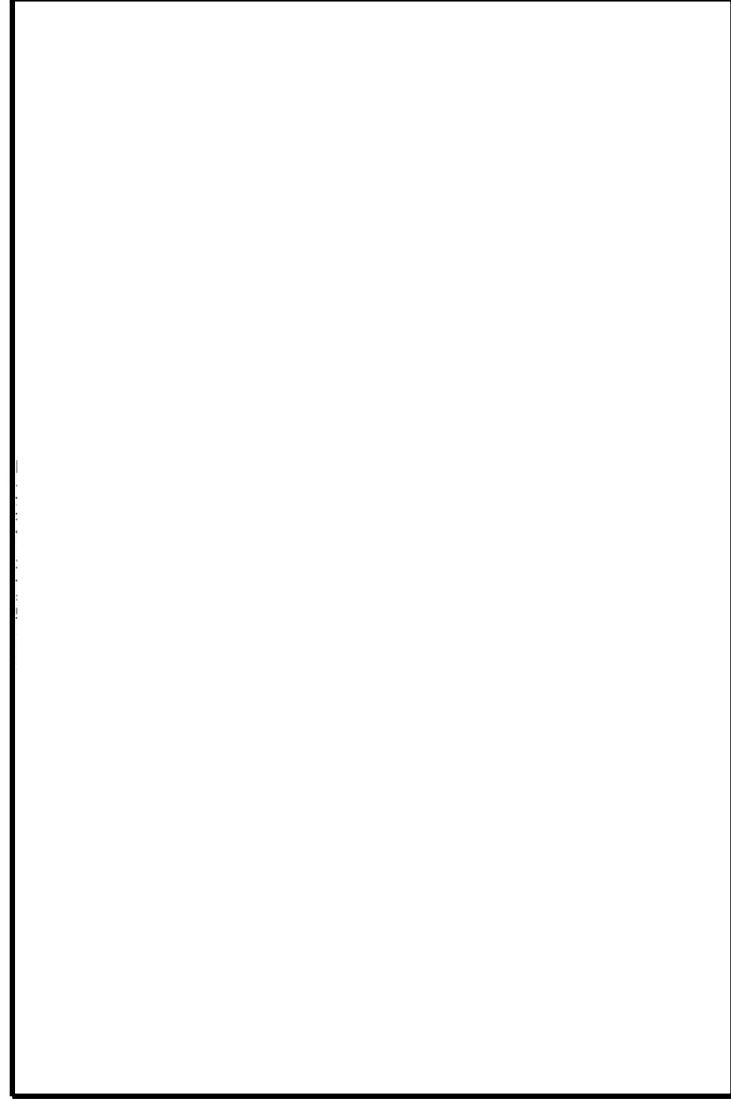


図1 SOP の対応フロー(全体)



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 1509" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; position: relative;"> <div data-bbox="172 1409 219 1509" 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>			

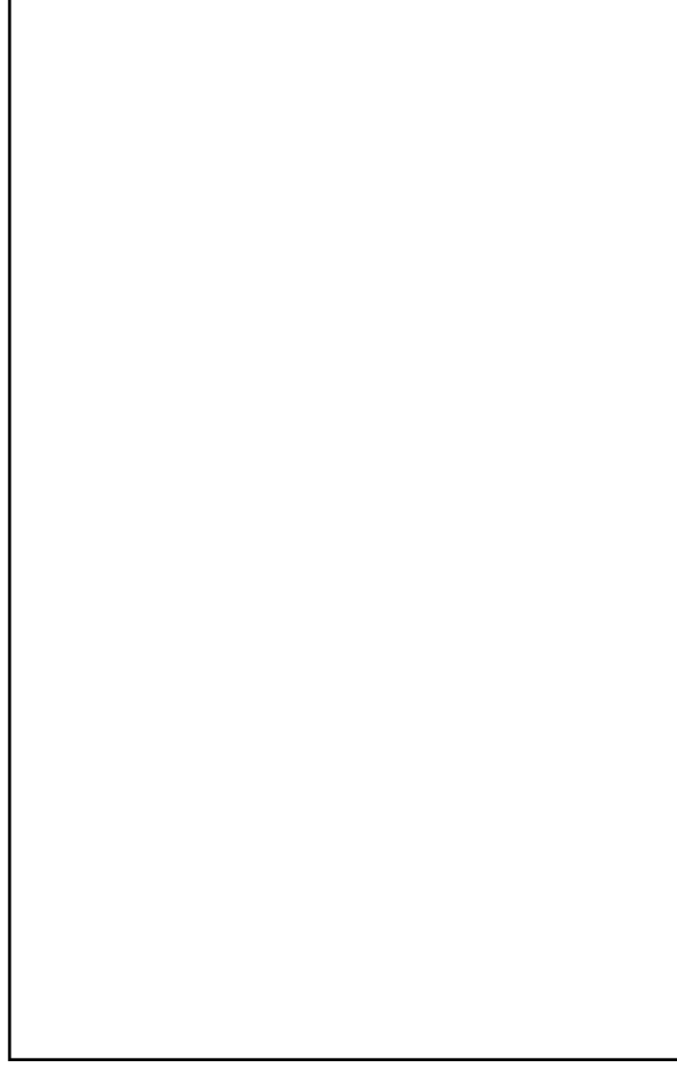


図2 格納容器の構造図 (ABWR, RCCV 型格納容器)

【ここまで】

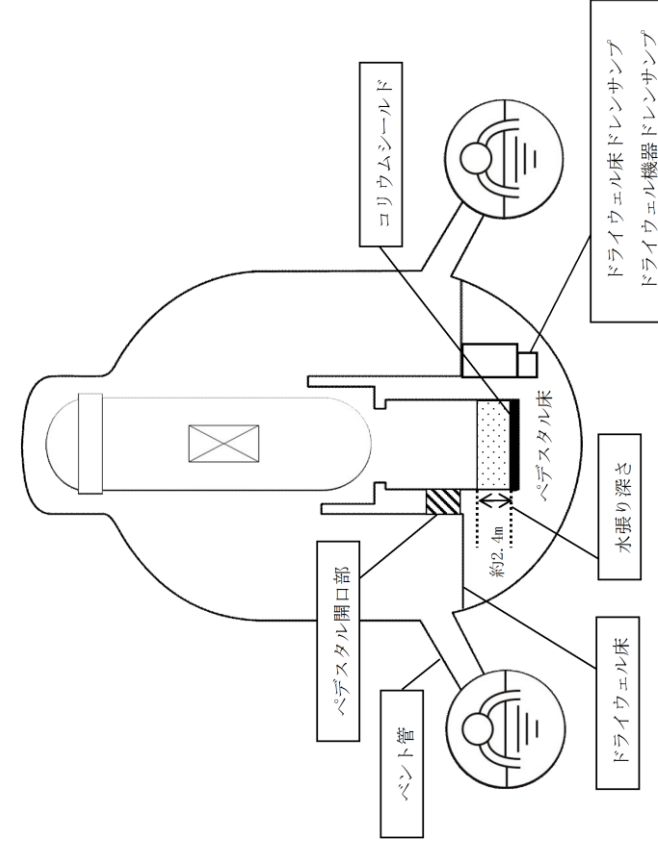
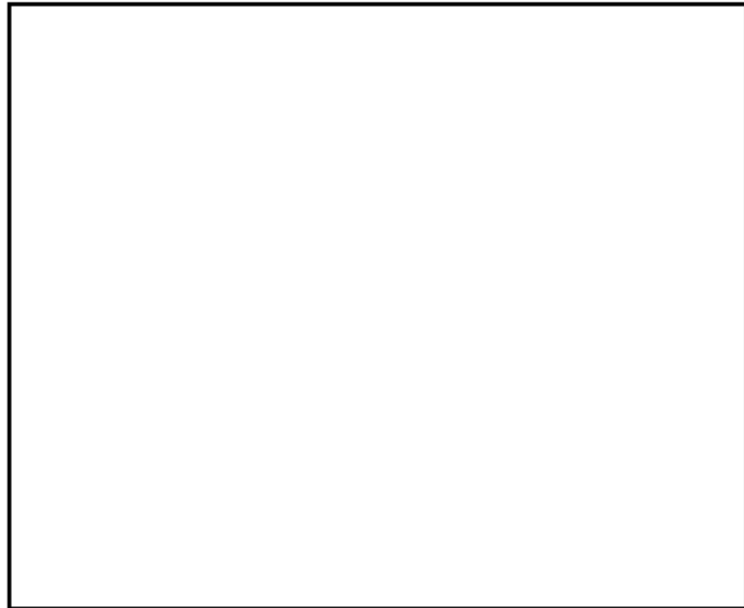


図2 原子炉格納容器の構造図

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。

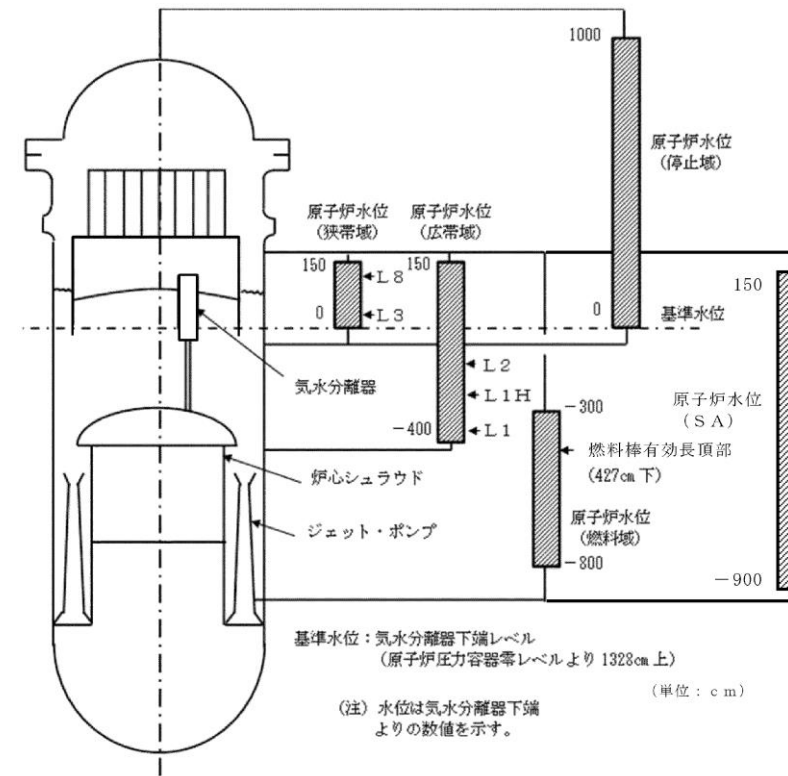
第1表 インターロック概要

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
L8: 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
L3: 原子炉水位低(レベル3)	+1,372cm	原子炉スクラム 非常用ガス処理系自動起動
L2: 原子炉水位異常低下(レベル2)	+1,243cm	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
L1: 原子炉水位異常低下(レベル1)	+961cm	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

24. 原子炉水位及びインターロックの概要

原子炉圧力容器水位計装説明図を図1に示す。



原子炉水位	基準水位からの水位	主な水位信号の機能
L8(レベル8)	132cm上	原子炉隔離時冷却系トリップ
L3(レベル3)	16cm上	原子炉スクラム
L2(レベル2)	112cm下	主蒸気隔離弁閉 原子炉隔離時冷却系起動
L1H(レベル1H)	261cm下	高圧炉心スプレー系起動
L1(レベル1)	381cm下	低圧炉心スプレー系起動 低圧注水系起動
TAF	427cm下	燃料棒有効長頂部

図1 原子炉圧力容器水位計装説明図

・設備設計の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>31. <u>格納容器下部ドライウエル(ペDESTAL)</u>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</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</u>のMCCI の評価における溶融炉心の堆積高さ  <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>以外に溶融炉心が拡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小さいことから、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>以外に拡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>26. <u>ペDESTAL</u>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</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>ペDESTAL</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</u>のMCCI の評価における溶融デブリの堆積高さ  <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>ペDESTAL床</u>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>ペDESTAL内</u>に落下した溶融デブリと<u>ペDESTAL</u>の構造の位置関係を図1に示す。図1に示すとおり、<u>ペDESTAL</u>側面の開口部として最も低い箇所にある<u>ペDESTAL</u>開口部までは約 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>ペDESTAL</u>以外に溶融デブリが拡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>ペDESTAL</u>の構造物等の影響  <u>島根2号炉</u>の<u>ペDESTAL</u>内の構造物としては<u>制御棒駆動機構(CRD)交換装置</u>(プラットフォーム、旋回レール等含む)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、中性子計装ハウジング等がある。溶融デブリへこれらペDESTAL内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、溶融デブリ堆積高さの増加分は約 0.17 mであることから、溶融デブリが<u>ペDESTAL</u>以外に拡がる恐れは無いと考える。</p> <p>(2) <u>溶融デブリ</u>の粒子化に伴う影響</p>	<p>・解析結果の相違【柏崎6/7】  ・設備設計の相違【柏崎6/7】</p> <p>・解析結果の相違【柏崎6/7】  ・記載方針の相違【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>溶融炉心が格納容器下部に落下する場合、<u>予め2m</u>の水張りを実施する手順としていることから、溶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、粒子化した溶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>溶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</u>までは十分な高さがあることから、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溶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 <math>H_{debris}</math> は式(1)で評価する。</p> $H_{debris} = (V_m \times (1 - \Phi_{ent}) + V_s + V_m \times \Phi_{ent} \div (1 - P)) \div S_{fz} \quad (1)$ <p><math>V_m</math> : 溶融物体積[約 36m<sup>3</sup>]  <math>V_s</math> : ペDESTAL内構造物体積[約 4m<sup>3</sup>] (別添1 参照)  <math>\Phi_{ent}</math> : Rico-Spalding 相関式に基づく粒子化割合[0.173] (別添2 参照)  <math>P</math> : <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>  <math>S_{fz}</math> : コリウムシールドの設置を考慮した床面積[約 27.08m<sup>2</sup>]</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 <math>H_{pool-ent}</math> 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><math>H_{pool}</math> : 水プール初期水深[1m]  <math>S_f</math> : コリウムシールドが設置されていない範囲の断面積[約 29.92m<sup>2</sup>]</p> <p>式(1)から<u>デブリ堆積高さ <math>H_{debris}</math> 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 <math>H_{pool-ent}</math> は約 0.69m となる。</p> <p><b>【ここまで】</b></p>	<p>溶融炉心が<u>ペDESTAL内</u>に落下する場合、<u>予め 2.4m</u>の水張りを実施する手順としていることから、溶融<u>デブリ</u>の一部は水中で粒子化するものと考えられる。この時、粒子化した溶融<u>デブリ</u>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、<u>デブリが粒子化割合 0.38</u>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>溶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>ペDESTALの側面の開口部</u>までは十分な高さがあることから、粒子化に伴う堆積高さの増加を考慮しても、<u>ペDESTAL以外に溶融デブリが広がる恐れは無い</u>と考える。</p> <p><u>なお、溶融炉心の比重は8程度であり、水と比べて非常に重く、粒子化した溶融デブリは水面に浮遊しないと想定される。</u></p>	<p>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> <ul style="list-style-type: none"> <li>運用の相違 【柏崎 6/7】 初期水張り深さの相違。</li> <li>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。</li> <li>解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根2号炉は、粒子化した溶融炉心のドライウエル床面への流出の可能性に対する考察を</li> </ul>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 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<sup>[1]</sup>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<sup>[2]</sup>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 Fuel Debris," 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ペDESTAL内への熔融炉心の落下の経路<sup>[1]</sup>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、熔融炉心がペDESTAL内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、ペDESTAL開口部高さ(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<sup>[2]</sup>を踏まえると、熔融炉心は落下と同時にペDESTAL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、熔融デブリがペDESTAL開口部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"> <li>・東京電力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。</li> <li>・PULiMS実験<sup>[3]</sup>において確認された熔融デブリの堆積高さ<sup>と拡がり距離のアスペクト比が確認されている。</sup></li> </ul> <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、ペDESTAL開口部高さ(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、ペDESTAL以外に熔融デブリが拡がる恐れは無いと考える。</p>	<p>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 <sup>3</sup>	-
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 <sup>2</sup>	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表に示すペダスタル内構造物の総体積を保守的に4m<sup>3</sup>として考慮した。

第1表 デブリとして考慮したペダスタル内構造物 (既設)

構造物	体積[m <sup>3</sup> ]	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、ペダスタル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ダスタル内構造物 (新設)

構造物	体積[m <sup>3</sup> ]
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4m<sup>3</sup>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% [ ]	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)
ペダスタル床面積	[ ] m <sup>2</sup>	設計値

表2 ペダスタル内へ落下するコリウム重量及び体積

項目	重量/体積 <sup>(注1)</sup>	備考
燃料(UO <sub>2</sub> )	[ ]	炉心内全UO <sub>2</sub> の重量
被覆管(Zr)	[ ]	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/ スペーサ(Zr)	[ ]	チャンネルボックス: [ ] ウォーターロッド: [ ] スペーサ: [ ]
CRD関係(SUS)	[ ]	CR, CRDハウジング, CRDガイドチューブの合計
CR(B <sub>4</sub> C)	[ ]	CRにおけるB <sub>4</sub> 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)	[ ]	炉心支持板: [ ] 燃料支持金具: [ ] 上部タイプレート: [ ] 下部タイプレート: [ ]
合計 <sup>(注2)</sup>	[ ]	-

(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。

UO<sub>2</sub> : 10.57 (g/cm<sup>3</sup>)

Zr : 6.55 (g/cm<sup>3</sup>)

SUS : 7.75 (g/cm<sup>3</sup>)

B<sub>4</sub>C : 2.38 (g/cm<sup>3</sup>)

(注2) MAAPでは、Zr, SUSの酸化を考慮するため、ペダスタルへの落下重量は [ ] となる。

・評価条件の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
ペダスタル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の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。

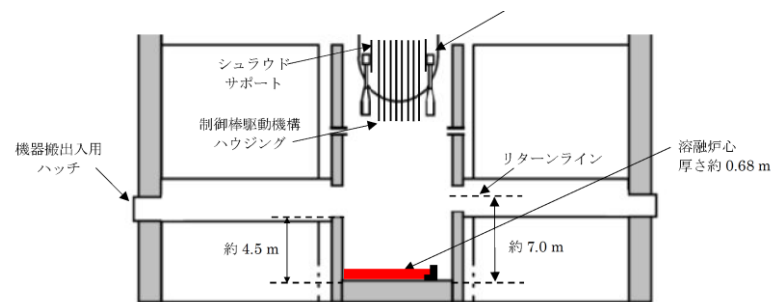


図1 溶融炉心と格納容器下部の構造の位置関係

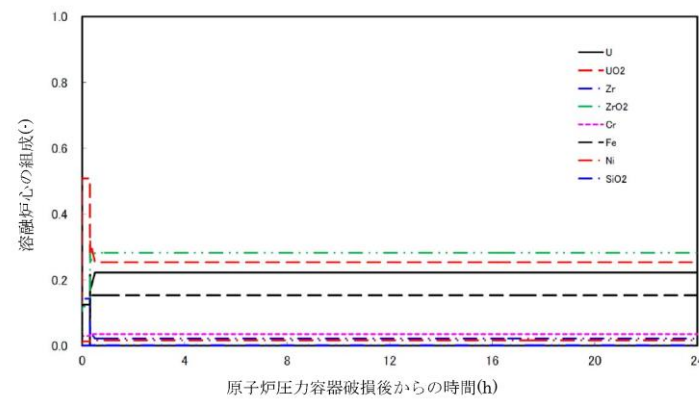


図2 溶融炉心の組成の推移

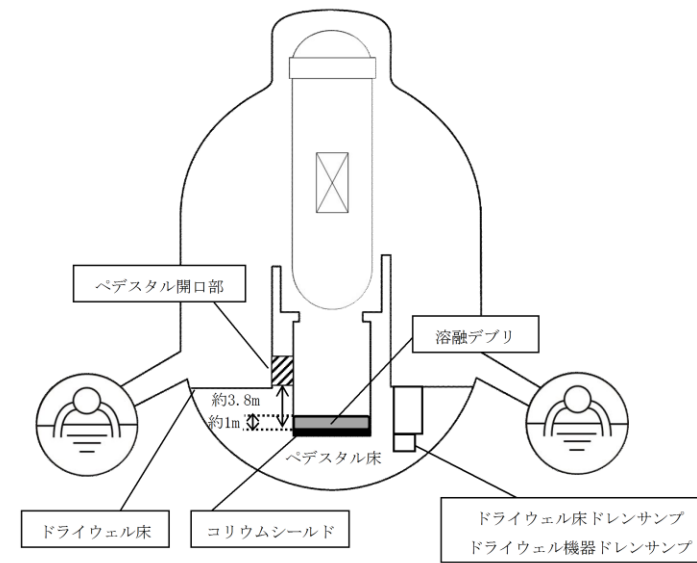


図1 溶融デブリとベDESTALの構造の位置関係

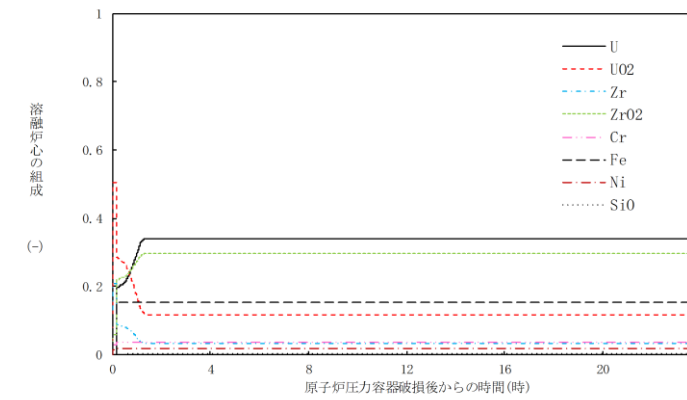
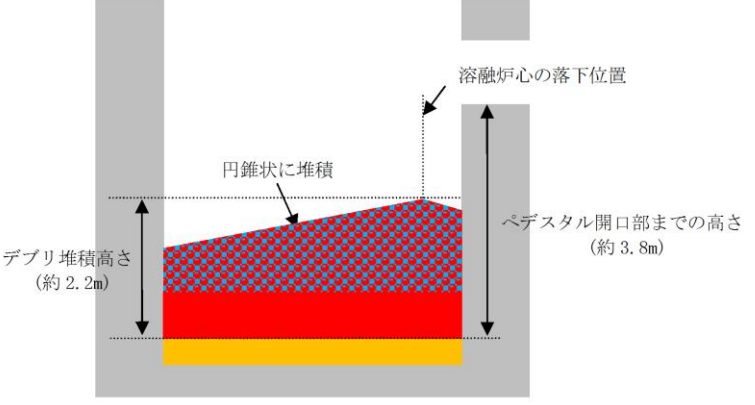


図2 溶融デブリの組成の推移

・設備設計の相違  
【柏崎 6/7】

・解析結果の相違  
【柏崎 6/7】

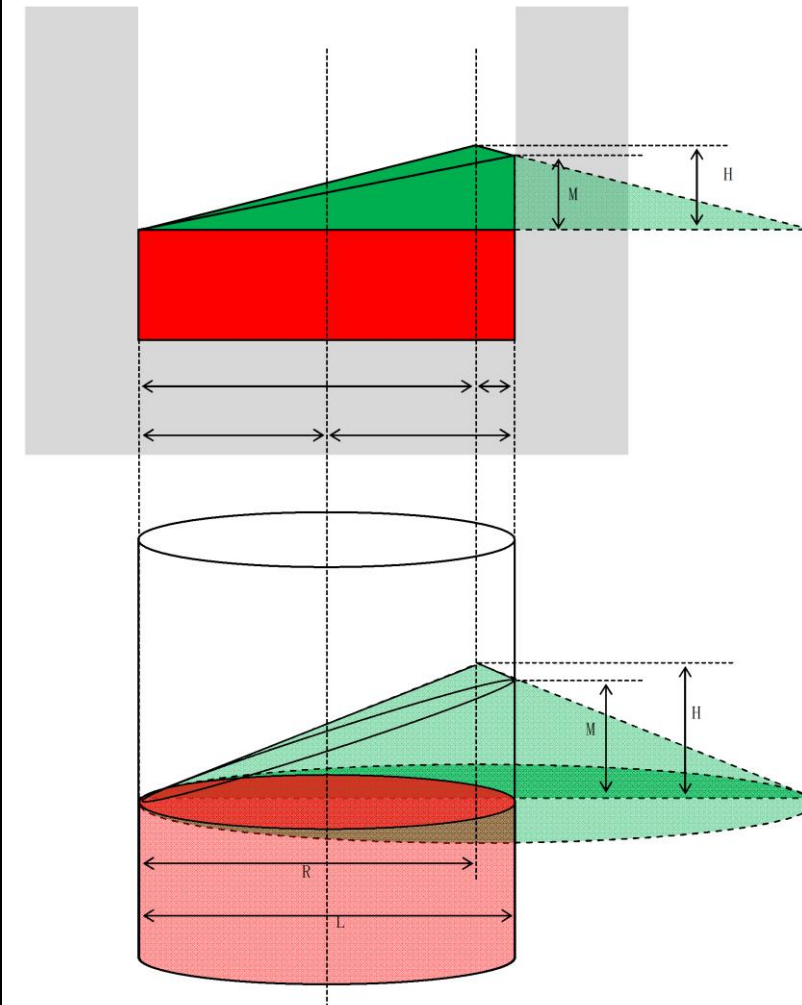
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><b>【比較のため, 再掲】</b></p> <p>1 平成27年6月9日 第236回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 配布資料1-5 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて(第5部 MAAP) 添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について</p> <p>2 J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), “Studies on Heat Removal and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating FuelDebris,” SAND76-9008 (1976).</p> <p><b>【ここまで】</b></p>		 <p><b>図3 デブリ堆積高さとペDESTAL開口部の高さ関係</b></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] A. Konovalenko et al., <u>Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction</u>, NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.</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"> <li>・ペDESTAL床面積直径： <input type="text"/> m</li> <li>・円錐状デブリ頂点からペDESTAL内壁面までの水平距離：約 <input type="text"/> m (最外周の制御棒駆動機構位置からペDESTAL内壁面までの水平距離)</li> <li>・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)</li> <li>・ペDESTAL内の構造物等 (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</li> <li>・粒子化割合： 0.38</li> <li>・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)</li> </ul> <p>2. 評価方法</p> <p>(1) デブリ全体の体積</p> <p>ペDESTAL内構造物等が熔融し、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<sub>p</sub> : ペDESTAL内床面積 <input type="text"/> [m<sup>2</sup>]  h : ペDESTAL内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<sub>ent</sub> : 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><math>H_{lcn}</math> : 円錐部分の高さ[m]  <math>R</math> : 円錐部分の半径 [ ] [m]  (ペDESTAL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, ペDESTAL床を底面積とする高さ <math>M</math> 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><math>V_{Blcn}</math> : 円錐部分の下側の体積[m<sup>3</sup>]  <math>A_p</math> : ペDESTAL内底面積 [ ] [m<sup>2</sup>]  <math>M</math> : 円錐部分の下側の高さ[m]</p> <p>((2)で求めた円錐高さ, 円錐頂点からペDESTAL内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 <math>R</math>, 高さ <math>H_{lcn}</math> の円錐を, 高さ <math>M</math> 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> <math>V_{ilm}</math> : 円錐部分の上側の体積[m<sup>3</sup>]  <math>R</math> : 円錐部分の半径 [ ] [m]  <math>H_{lcn}</math> : 円錐部分の高さ[m]  <math>M</math> : 円錐部分の下側の高さ[m]  <math>L</math> : ペDESTAL内の直径 [ ] [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<math>V</math>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> <math>V_{lcy}</math> : 円柱部分の体積[m<sup>3</sup>]  <math>V</math> : デブリ全体体積[m<sup>3</sup>]  <math>V_{Blcn}</math> : 円錐部分の下側の体積[m<sup>3</sup>]  <math>V_{ilm}</math> : 円錐部分の上側の体積[m<sup>3</sup>] </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ペDESTAL内底面積より、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> <math>H_{lcy}</math> : 円柱部分の高さ[m]  <math>V_{lcy}</math> : 円柱部分の体積[m<sup>3</sup>]  <math>A_p</math> : ペDESTAL内底面積 [ ] [m<sup>2</sup>] </p> <p> 以上、(2)から(3)で求めた各部分高さ (<math>H_{lcn}</math>, <math>H_{lcy}</math>) 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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 溶融炉心の落下後、MCCIによりペDESTAL壁面を侵食し、ペDESTAL床面の半径が大きくなると、デブリ堆積高さは</li> </ul>	

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、ペDESTAL壁面の侵食によるペDESTAL床面の半径の拡大は考慮していない。



別図1 偏心位置における円錐状のデブリ堆積状態の例

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>37. ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について</p> <p>1. サンプに対する溶融炉心・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(HCWサンプ)と低電導度廃液サンプ(LCWサンプ)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、溶融炉心がサンプ内に流入することを考慮する必要があるが、サンプ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>29. ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について</p> <p>1. サンプに対する溶融炉心・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およびドライウェル床ドレンサンプ(以下「ドライウェルサンプ」という。)が図1-1、図1-2のとおり配置されており、ペDESTAL床とドライウェルサンプはドレン配管にて接続されている。</u></p> <p><u>溶融炉心がペDESTALに落下する場合には、ペDESTAL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、ペDESTAL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内に流入することを考慮すると、ドライウェルサンプ壁面とペ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ペDESTALにおけるMCCIの影響評価を実施した。</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 ドライウェルサンプ位置および構造の相違。</p>

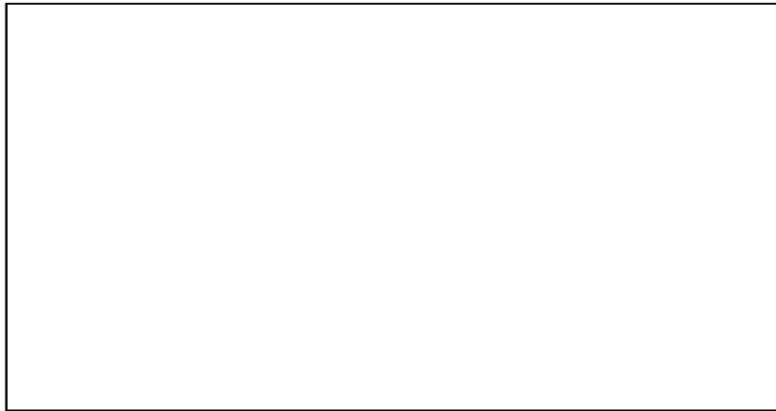


図1-1 格納容器の構造図(ABWR, RCCV 型格納容器)



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。

【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。

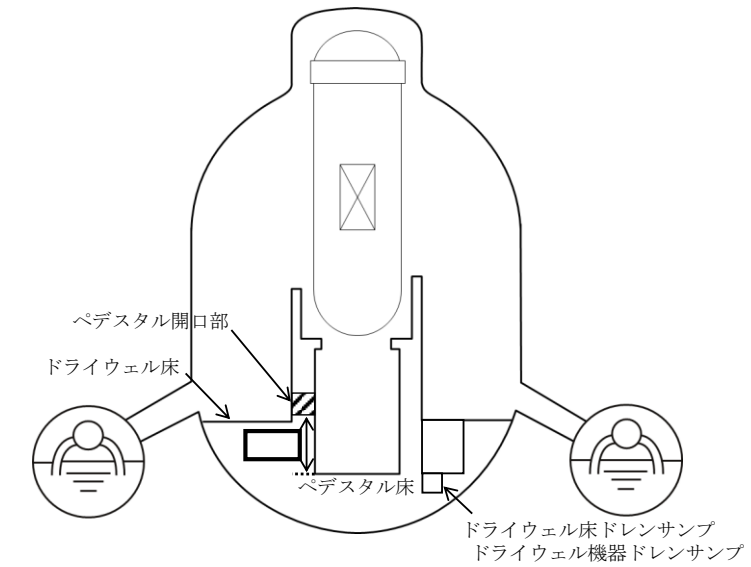


図1-1 原子炉格納容器の構造図

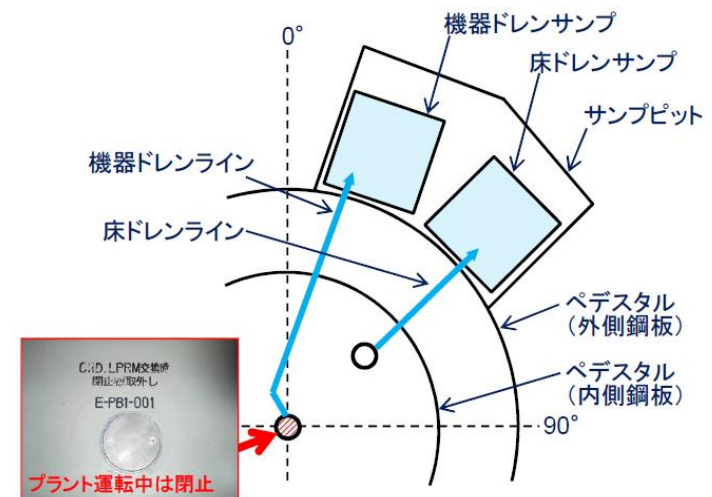


図1-2 ドライウェルサンプの配置

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、ペDESTAL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。

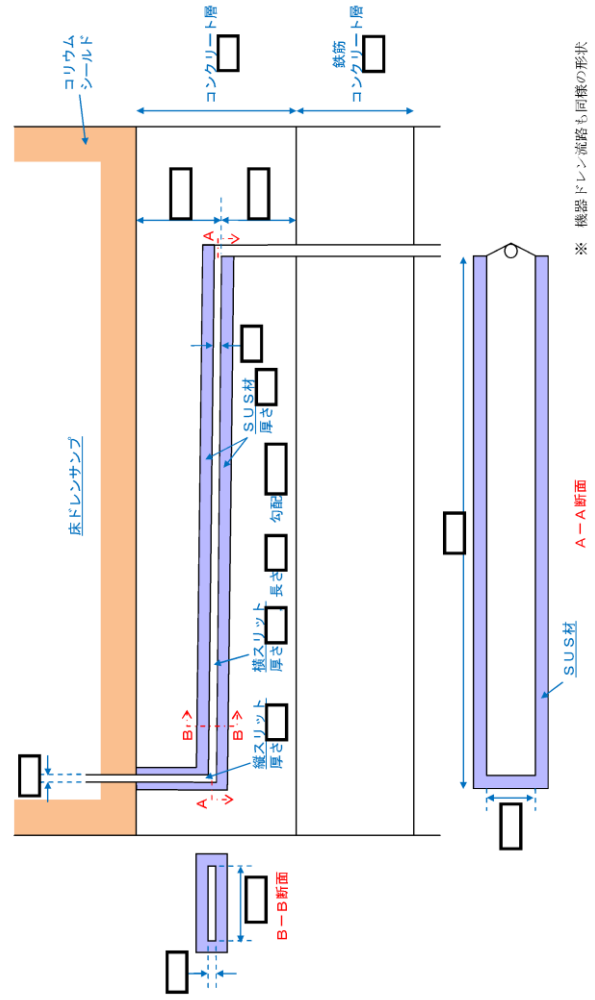
・記載方針の相違

【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。



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>また、初期水張りをしていることから水中を進む間に熔融炉心が固化し、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ル流入時の影響を評価する。</u></p> <p>a. <u>評価体系</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>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。サンプルの床面積は6号炉と7号炉を比較して、サンプルへのデブリ流量に対して、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。サンプル侵食量の評価体系を図2-1に示す。</u></li> <li>・ <u>熔融炉心の堆積厚さは、サンプル深さの1.4mに、下部ドライウエル床面に均一に拡がってサンプルの熔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></li> </ul> <p>b. <u>評価条件</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>評価ケース2-1：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。</u></li> <li>・ <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/m<sup>2</sup>一定の上面熱流束を用いた評価。</u></li> </ul> <p>c. <u>評価結果</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>評価ケース2-1：図2-2に示すとおり、サンプルの侵食量は約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></li> <li>・ <u>評価ケース2-2ではサンプル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></li> </ul> <p>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、<u>熔融炉心の落下量、水中落下後の挙動にも不確かさがある。</u></p>	<p><u>R P V破損時には、ペDESTAL内の水により格納容器ドレンサンプルの排水流路は水で満たされていることから、熔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、熔融炉心が格納容器ドレンサンプル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、現実的には熔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>熔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、熔融炉心の排水流路への流入を想定した場合でも熔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>また、原子炉圧力容器破損時には、ペDESTALへの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、熔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、熔融炉心がドライウエルサンプル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、現実的には熔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>熔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熔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ルへの流入可能性について評価した。</u></p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉および東海第二では、熔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ルが設置されていることから、熔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>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防止できない評価結果が得られたことを考慮し、サンプルにおけるMCCI対策を講じることとした。</p>	<p>1. 格納容器ドレンサンプル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>第1図に、格納容器ドレンサンプル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>各ドレンサンプルからの排水流路は、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ル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ル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><b>【比較のため、3.2 (6)を記載】</b></p> <p>EPRI (Electric Power Research Institute) 及びFAI (FAUSKE &amp; ASSOCIATE, LLC) が、下部プレナムを模擬した試験体に模擬溶融炉心 (<math>Al_2O_3</math>) 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<math>Al_2O_3</math>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<math>Al_2O_3</math>とで成層化が起こる。密度差から<math>Al_2O_3</math>は鉄より上層にあることにより、<math>Al_2O_3</math>によりセメント製のキャップが溶融し、<math>Al_2O_3</math>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、RPV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<math>Al_2O_3</math>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<math>Al_2O_3</math>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<math>Al_2O_3</math>を用いており、その体積当たりの溶融潜熱は約<math>4.41 \times 10^9</math> J/m<sup>3</sup>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、<math>Al_2O_3</math>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<math>Al_2O_3</math>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>(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 &amp; ASSOCIATE, LLC) が、下部プレナムを模擬した試験体に模擬溶融炉心 (<math>Al_2O_3</math>) 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<math>Al_2O_3</math>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<math>Al_2O_3</math>とで成層化が起こる。密度差から<math>Al_2O_3</math>は鉄より上層にあることにより、<math>Al_2O_3</math>によりセメント製のキャップが溶融し、<math>Al_2O_3</math>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><b>【東海第二】</b></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>

一方、東海第二の熔融炉心は $Al_2O_3$ に比べて動粘度が小さいことや堆積ヘッドが大きくなっていることから、EPRI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、EPRI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EPRI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。

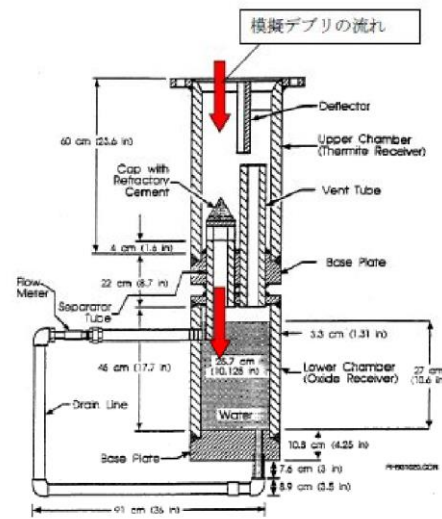


図3-13 EPRI 試験装置概要

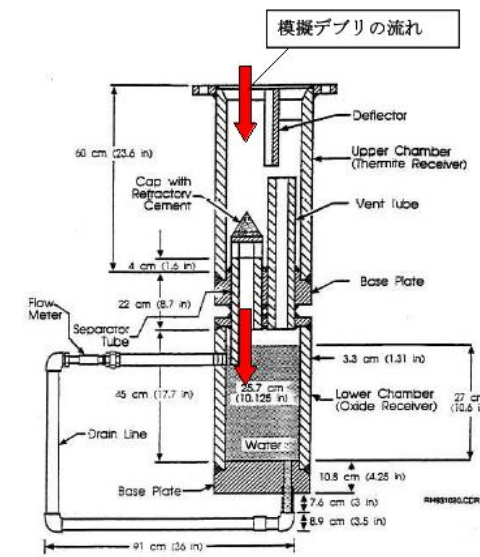
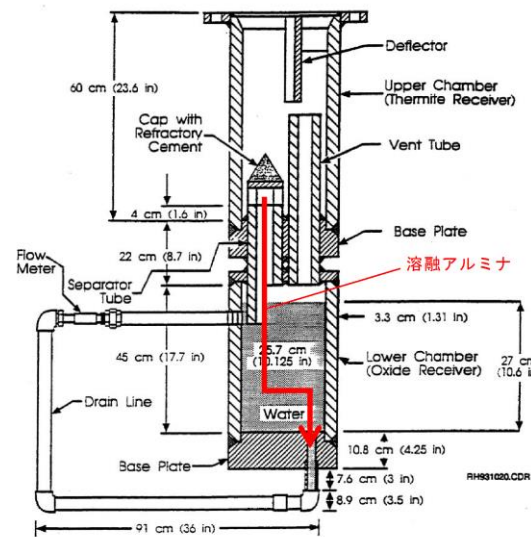
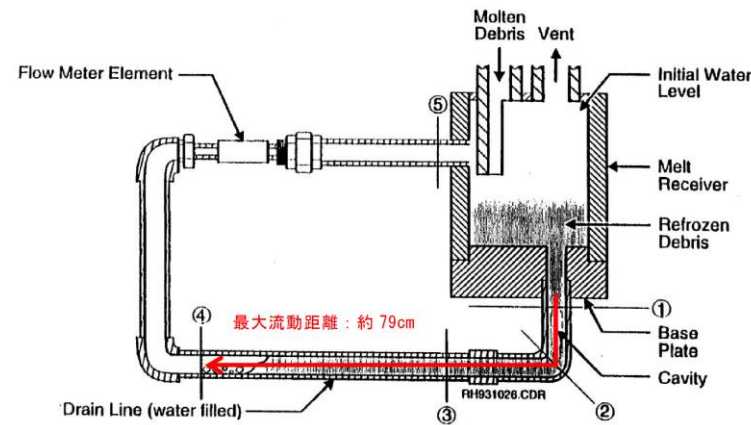


図2 EPRI試験装置概要



第2図 EPRI/FAIによる試験装置

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
溶融物	A 1 <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	溶融炉心	
融点 (°C)	2,047		凝固までに必要な除熱量は同程度。 (A 1 <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 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)
密度 (kg/m <sup>3</sup> )	3,800		
比熱 (J/kgK)	1,300		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)
溶融潜熱 (J/kg)	1.16×10 <sup>6</sup>		
体積当たりの凝固までの放出熱量 (J/m <sup>3</sup> )	約 4.41×10 <sup>9</sup>		スリット形状では流路壁面との接触面積が進みやすい。
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 <sup>2</sup> /s)	7.9×10 <sup>-7</sup>		
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<sub>2</sub>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。

【こゝまで】

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。Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>の溶融潜熱(h<sub>fs</sub>=1.16×10<sup>6</sup>J/kg)に密度(ρ=3800kg/m<sup>3</sup>)を乗じると、流動停止までの保有熱量は4408MJ/m<sup>3</sup>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<sub>db</sub>: 溶融炉心の流動停止までの顕熱と溶融潜熱の和(J)、T<sub>d</sub>: 溶融炉心温度(°C)、T<sub>sol</sub>: 溶融炉心固相線温度(°C)、C<sub>p</sub>: 溶融炉心比熱(J/kg°C)、h<sub>fs</sub>: 溶融炉心溶融潜熱(J/kg)である。</p> <p>このとき、h<sub>db</sub>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、Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>の約[ ]倍となる。</p> <p>また、ドレン配管(80A)の配管直径(d<sub>f</sub>)を8cmと仮定すると、EPRI/FAI試験のドレンラインd<sub>tes</sub>(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<sub>tes</sub>: EPRI/FAI試験の流動距離、 tes: 配管直径比、 (h<sub>db</sub> ρ<sub>db</sub>) / (h<sub>al</sub> ρ<sub>al</sub>): 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。Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>の溶融潜熱(h<sub>fs</sub>=1.16×10<sup>6</sup>J/kg)に密度(ρ=3,800kg/m<sup>3</sup>)を乗じると、Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>の流動停止までの保有熱量は4,408MJ/m<sup>3</sup>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<sub>db</sub>: 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<sub>d</sub>: 溶融炉心温度(°C) T<sub>sol</sub>: 溶融炉心固相線温度(°C) C<sub>p</sub>: 溶融炉心比熱(J/kg°C) h<sub>fs</sub>: 溶融炉心溶融潜熱(J/kg)</p> <p>である。</p> <p>このとき、h<sub>db</sub>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、Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>の[ ]倍となる。</p> <p>また、ドレン配管(80A)の配管直径(d<sub>f</sub>)を8cmと仮定すると、EPRI/FAI試験のドレンラインd<sub>tes</sub>(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<sub>tes</sub>: EPRI/FAI試験の流動距離 d<sub>f</sub>/d<sub>tes</sub>: 配管直径比 h<sub>db</sub> ρ<sub>db</sub> / h<sub>al</sub> ρ<sub>al</sub>: 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>・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> <div data-bbox="181 577 905 814" style="border: 1px solid black; height: 113px; width: 244px;"></div> <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><b>【ここまで】</b></p> <p>(2) コリウムシールドの選定理由</p> <p>これまでの、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。</p> <p>対策の検討に際しては、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の高さにあり、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。</p> <p>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。</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 [ ] 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 [ ] 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> <div data-bbox="1765 562 2478 800" style="border: 1px solid black; height: 113px; width: 240px;"></div> <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>(2) の評価結果では、ペDESTAL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。</p> <p>対策の検討に際しては、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、流路径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。</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>

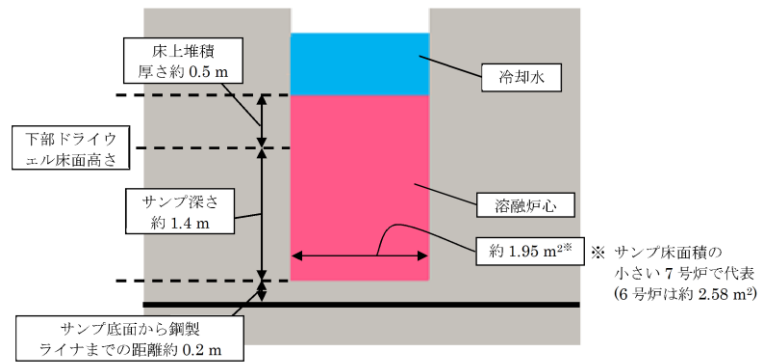


図2-1 サンプル侵食量の評価体系 (円柱で模擬)

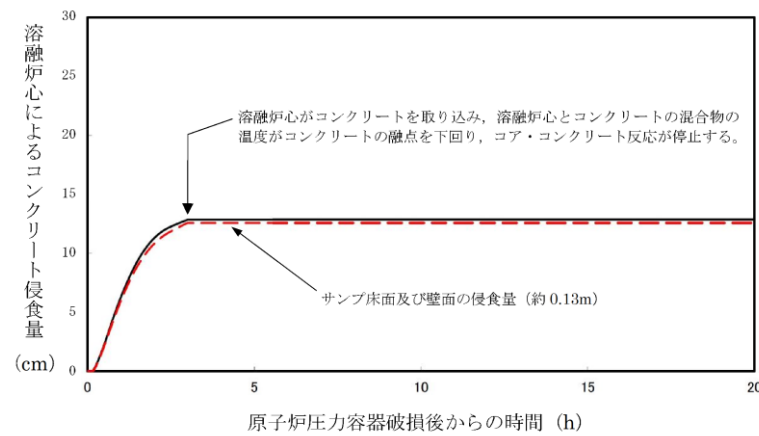


図2-2 サンプル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(評価ケース2-1)



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)

・評価方針の相違  
**【柏崎 6/7】**  
 柏崎 6/7 では、融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。



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																												
<p>3. 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ドライウエル</u>への溶融炉心の落下に至り、落下してきた溶融炉心が<u>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</u>(以下、「<u>ドライウエルサンプ</u>」という。)内に流入する場合、<u>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溶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。</u>ドライウエルサンプへの溶融炉心の流入を防ぎ、<u>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、溶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="181 884 911 1272" style="border: 1px solid black; height: 185px; 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 1465 917 1719"> <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 (ZrO<sub>2</sub>)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">耐熱材融点</td> <td colspan="2">2677℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">高さ</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 <sub>2</sub> )		耐熱材融点		2677℃		高さ	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>ペDESTALへの溶融炉心の落下に至り、落下してきた溶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。</u>ドライウエルサンプへの溶融炉心の流入を防ぐことで、<u>サンプ床面のコンクリートの侵食を抑制し、溶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、ペDESTAL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 1719"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>ジルコニア (ZrO<sub>2</sub>)</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 <sub>2</sub> )	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"> <li>設備設計の相違</li> </ul> <p><b>【柏崎 6/7】</b></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 <sub>2</sub> )																																													
耐熱材融点		2677℃																																													
高さ	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 <sub>2</sub> )																																													
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																																															

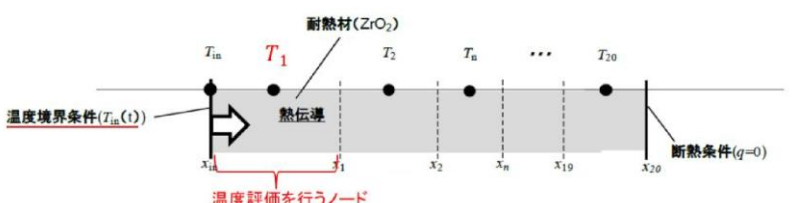
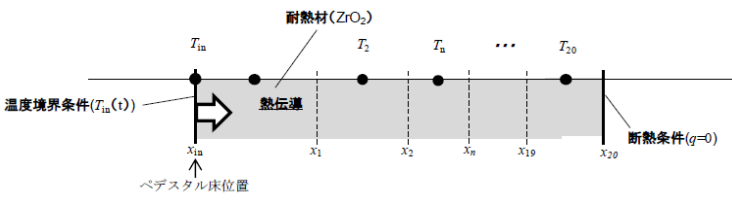
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.2 コリウムシールド構造</p> <p>(1) コリウムシールド設計条件</p> <p>a. 想定する事故シナリオ</p> <p>コリウムシールドを設計するための前提条件となる事故シナリオは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ TQUV (過渡事象後の低圧での炉心冷却失敗) 及び原子炉注水失敗を想定 (有効性評価におけるMCCIシナリオと同様)</li> <li>・ 原子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</li> </ul> <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 [ ] と想定。</p> <p>表 3-2 溶融炉心組成内訳</p> <div data-bbox="172 1339 893 1707" style="border: 1px solid black; height: 175px; 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"> <li>・ 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)</li> </ul>		<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"> <li>・ 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)</li> <li>・ 原子炉圧力容器破損前のペDESTAL注水により1m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</li> </ul> <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ペDESTAL床面に到達。その後、ペDESTAL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 [ ] と想定。</p> <p>表 3 溶融炉心組成内訳</p> <div data-bbox="1774 1318 2460 1703" style="border: 1px solid black; height: 183px; width: 231px;"></div> <p>b. コリウムシールド設計要求事項</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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)</li> </ul>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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1mとしている。</li> <li>・ 設備設計の相違 【柏崎 6/7】</li> <li>・ 解析結果の相違 【柏崎 6/7】</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・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 m<sup>2</sup>とする。(7号炉の値。6号炉は60 m<sup>2</sup>)</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 (ZrO<sub>2</sub>) を選定した。ジルコニア (ZrO<sub>2</sub>) 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 (ZrO<sub>2</sub>) 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ペDESTAL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, ペDESTAL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>ペDESTAL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>ペDESTAL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>ペDESTAL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 (ZrO<sub>2</sub>) を選定した。ジルコニア (ZrO<sub>2</sub>) 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 (ZrO<sub>2</sub>) 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="172 220 893 588" style="border: 1px solid black; height: 175px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="290 613 759 646">図 3-2 コリウムシールド外形 (7 号炉)</p> <div data-bbox="172 667 893 1035" style="border: 1px solid black; height: 175px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="270 1060 780 1094">図 3-3 コリウムシールド基本構造 (7 号炉)</p> <p data-bbox="151 1150 626 1184">(3) コリウムシールド各部寸法 (7号炉)</p> <p data-bbox="172 1197 445 1230">a. 堰の高さについて</p> <p data-bbox="166 1239 899 1589">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="166 1732 899 1902">ここで、<math>H_d</math> : 溶融炉心堆積高さ[m], <math>m_d</math> : 溶融炉心総量[kg], <math>\rho_d</math> : 溶融炉心密度[kg/m<sup>3</sup>], <math>m_m</math> : 原子炉压力容器の下部に存在する機器重量[kg], <math>\rho_{SUS}</math> : SUS密度[kg/m<sup>3</sup>], <math>A_{pd}</math> : 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="1739 220 2496 588" style="border: 1px solid black; height: 175px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="1893 613 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 1184">(3) コリウムシールド各部寸法</p>	<p data-bbox="2531 1197 2739 1230">・設計方針の相違</p> <p data-bbox="2531 1239 2671 1272">【柏崎 6/7】</p> <p data-bbox="2531 1281 2807 1543">島根 2 号炉のコリウムシールドは、ペDESTAL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[m<sup>2</sup>], V<sub>s</sub>: 溶融炉心に埋没する耐熱材容積[m<sup>3</sup>]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、  <math>m_d = \text{[ ]}</math>, <math>\rho_d = \text{[ ]}</math>, <math>m_m = \text{[ ]}</math>, <math>\rho_{SUS} = \text{[ ]}</math>,  <math>A_{pd} = \text{[ ]}</math>, <math>V_s = \text{[ ]}</math>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 1018 890 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  <b>【柏崎 6/7】</b>  島根 2 号炉のコリウムシールドは、ペDESTAL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="Image"> </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="178 619 905 997" data-label="Image"> </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、ペDESTAL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<math>UO_2 - ZrO_2</math>の共晶温度は約2500℃であることが知られており、<math>UO_2 - ZrO_2</math>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/m<sup>2</sup>) 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;"></div> <p>図 3-7 溶融炉心温度変化 (温度境界条件 <math>T_{in}(t)</math>)</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<math>UO_2 - ZrO_2</math>の共晶温度は約 2,500℃であることが知られており、<math>UO_2 - ZrO_2</math>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/m<sup>2</sup> (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="1751 1155 2507 1753" style="border: 1px solid black; height: 285px; width: 255px;"></div> <p>図 6 溶融炉心温度変化 (温度境界条件 <math>T_{in}(t)</math>)</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="278 659 789 688">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（<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 40px; height: 15px;"></span>）とする。</p> <p data-bbox="172 884 899 959">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（<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 60px; height: 15px;"></span>）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<sup>[1][2]</sup>がある。</p> <p data-bbox="172 1287 899 1904">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="952 569 1605 598" style="text-align: center;"><b>【比較のため、「添付資料3.5.1 別添3」の一部を記載】</b></p> <p data-bbox="940 659 1709 1003">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ZrO<sub>2</sub>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ZrO<sub>2</sub>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="940 1064 1234 1094">1. CIT実験について</p> <p data-bbox="967 1108 1709 1230">模擬溶融炉心によるZrO<sub>2</sub>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<sup>[1][2]</sup>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ZrO<sub>2</sub>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（ZrO<sub>2</sub>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ZrO<sub>2</sub>耐熱材が用いられている。</p> <p data-bbox="967 1516 1709 1904">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ZrO<sub>2</sub>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ZrO<sub>2</sub>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="1887 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（<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 40px; height: 15px;"></span>）とする。</p> <p data-bbox="1760 884 2502 959">また、耐熱材は鋼製のライニングプレート（<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 60px; height: 15px;"></span>）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) <sup>[1][2]</sup>がある。</p> <p data-bbox="1760 1287 2502 1904">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="2534 1470 2742 1545">・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>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><b>【ここまで】</b></p> <p><b>【比較のため、「添付資料3.5.1 別添3」の一部を記載】</b></p> <p>3. 実機における溶融炉心中の金属酸化物によるZrO<sub>2</sub>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ZrO<sub>2</sub>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、ZrO<sub>2</sub>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ZrO<sub>2</sub>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ZrO<sub>2</sub>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. 228m<sup>3</sup>/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□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□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、耐火材ブロックと同等のZrO<sub>2</sub>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ZrO<sub>2</sub>耐火材と結合して耐火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ZrO<sub>2</sub>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><b>【ここまで】</b></p>	<p>たモルタルを目地材として用いる。このモルタルは、耐火材ブロックと同等のZrO<sub>2</sub>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ZrO<sub>2</sub>耐火材と結合して耐火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ZrO<sub>2</sub>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>b. スリット部の構造について</p> <p><u>ペDESTAL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. 228m<sup>3</sup>/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□のスリットであれば溶融炉心の流動距離は最大でも□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□以上とする。</u></p>	<p>海第二では、コリウムシールドのZrO<sub>2</sub>耐火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 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)

(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、漏えい検出に必要となる流量との比較を行う。

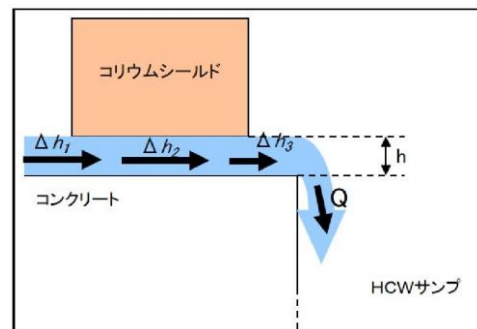


図3-9 スリット部流路概念

入口圧損 ( $\Delta h_1$ )、流路圧損 ( $\Delta h_2$ )、出口圧損 ( $\Delta h_3$ ) 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。

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。

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

コリウムシールドはペDESTAL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、漏えい検出に必要となる流量 1 gpm (0.228m<sup>3</sup>/h) との比較を行う。

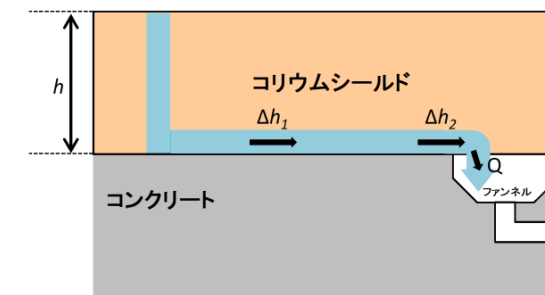


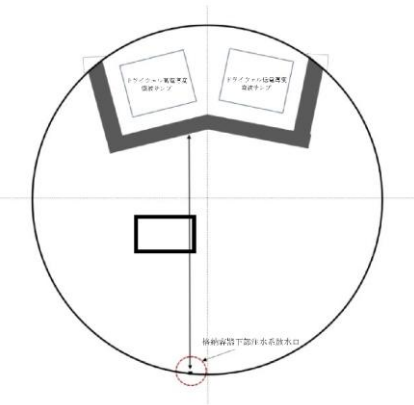
図 8 スリット部流路概念

スリット流路の圧損 ( $\Delta h_1$ )、出口圧損 ( $\Delta h_2$ ) 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。

および必要となるスリット長さが異なる。

・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><math>h = \Delta h_1 + \Delta h_2 + \Delta h_3</math></p> <p>上式の各項を展開し, <math>h =</math> <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><math>Q =</math> <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. 228m<sup>3</sup>/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の漏えい検出機能に影響はない。</u></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><math>h = \Delta h_1 + \Delta h_2</math></p> <p>上式の各項を展開し, <math>h =</math> <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><math>Q =</math> <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. 228m<sup>3</sup>/h)) を上回る。</p> <p>従って, <u>ドライウェルサンプの漏えい検出機能に影響はない。</u></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>ペDESTAL壁面と水路 (スリット部) の離隔距離</u></p> <p><u>ペDESTAL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。ペDESTAL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"/> <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。</p> <p>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、RPV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>ペDESTAL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ペDESTALにはペDESTAL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、ペDESTAL注水の機能を阻害することはない。</p> <p>なお、ペDESTAL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、溶融炉心によりペDESTAL注水の機能が喪失することはない。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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ペDESTAL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。</li> <li>・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ペDESTAL床全面に敷設し、</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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ル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ル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ル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="290 764 783 1079" style="border: 1px solid black; width: 166px; height: 150px; 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>EPRI (Electric Power Research Institute) 及びFAI (FAUSKE &amp; ASSOCIATE, LLC) が、下部プレナムを模擬した試験体に模擬熔融炉心 (<math>Al_2O_3</math>) 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。</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、模擬熔融炉心である熔融した<math>Al_2O_3</math>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<math>Al_2O_3</math>とで成層化が起こる。密度差から<math>Al_2O_3</math>は鉄より上層にあることにより、<math>Al_2O_3</math>によりセメント製のキャップが熔融し、<math>Al_2O_3</math>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</p>			<p>機器ファンネルからのサンプル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。

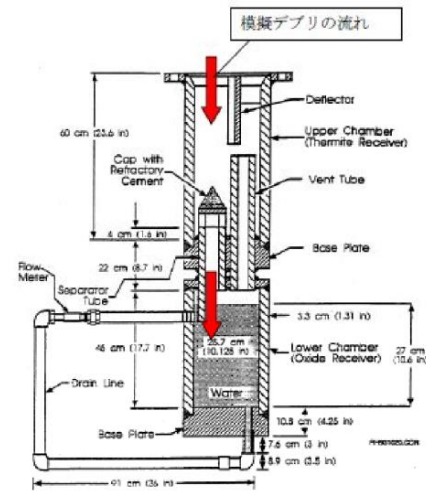


図3-13 EPRI 試験装置概要

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。Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>の熔融潜熱 (h<sub>fs</sub>=1.16×10<sup>6</sup>J/kg) に密度 (ρ=3800kg/m<sup>3</sup>) を乗じると、流動停止までの保有熱量は4408MJ/m<sup>3</sup>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<sub>db</sub>：熔融炉心の流動停止までの顕熱と熔融潜熱の和(J)、T<sub>d</sub>：熔融炉心温度(°C)、T<sub>sol</sub>：熔融炉心固相線温度(°C)、C<sub>p</sub>：熔融炉心比熱(J/kg°C)、h<sub>fs</sub>：熔融炉心熔融潜熱(J/kg)である。

このとき、h<sub>db</sub>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、Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>の約 [ ] 倍となる。

また、ドレン配管(80A)の配管直径(d<sub>f</sub>)を8cmと仮定すると、EPRI/FAI試験のドレンラインd<sub>tes</sub>(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、<math>L</math>：ドレン配管内の溶融炉心流動距離（凝固距離），  <math>L_{tes}</math>：EPRI/FAI試験の流動距離，<math>d_f/d_{tes}</math>：配管直径比，<math>(h_{db} \rho_{db})</math>  <math>/ (h_{al} \rho_{al})</math>：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  <b>【柏崎 6/7】</b>          島根 2号炉は，単号炉申請である。</p>

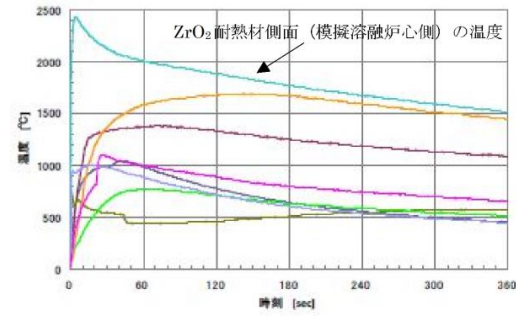


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>参考文献</p> <p>[1] D. Lopukh et al., "New Experimental Results On The Interaction Of Molten Corium With Core Catcher Material", ICONE-8179, (2000).</p> <p>[2] J. M. Seiler, K. Froment, "Material Effects On Multiphase Phenomena 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、<math>ZrO_2</math> 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 (<math>UO_2-ZrO_2-Zr</math>) 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"/> <math>ZrO_2</math> 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、<math>2000^{\circ}C \sim 2200^{\circ}C</math> 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 <math>UO_2</math>, <math>Zr</math>, <math>ZrO_2</math>, <math>Fe</math> 等が想定されるが、試験においては、金属成分は <math>100mol\%Zr</math> とした。</p> <div style="text-align: center;">  <p>図別 - 1 試験体系</p> </div> <p>1-2. 試験結果</p> <p>図別 - 2 に金属組成が <math>100mol\%Zr</math> 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 <math>Zr</math> 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"/> &gt; <input type="text"/> &gt; <math>ZrO_2</math> となり、<math>ZrO_2</math>, <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="172 569 388 600" data-label="Section-Header"> <p>2-1. 試験方法</p> </div> <div data-bbox="172 613 923 737" 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ZrO<sub>2</sub>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UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>-Zr : 30mol%-30mol%-40mol%とした。</p> </div> <div data-bbox="172 747 923 1005" 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 1022 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 1589" 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。ZrO<sub>2</sub>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ZrO<sub>2</sub>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>			

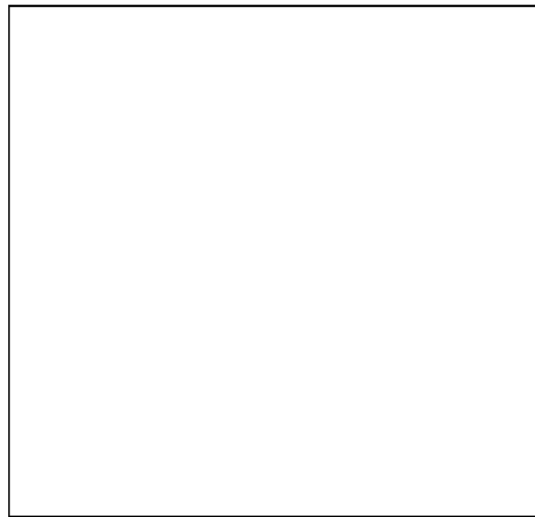
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="329 218 762 499" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="379 520 712 554" data-label="Caption"> <p>図別 - 5 試験後の断面写真</p> </div> <div data-bbox="172 611 626 646" data-label="Section-Header"> <p>3. 耐熱材への模擬熔融炉心落下試験</p> </div> <div data-bbox="172 655 388 690" 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、<math>ZrO_2</math> 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<math>UO_2-ZrO_2-Zr</math> : 30mol%-30mol%-40mol%とした。<math>ZrO_2</math> 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<math>ZrO_2</math> 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<math>ZrO_2</math> 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 388 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。<math>ZrO_2</math> 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<math>2450^{\circ}C</math>を観測したことから、落下してきた模擬熔融炉心温度は<math>2450^{\circ}C</math>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、 $ZrO_2$  には還元雰囲気や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、ZrO<sub>2</sub> 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、ZrO<sub>2</sub> 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、ZrO<sub>2</sub> 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ZrO<sub>2</sub>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、ZrO<sub>2</sub> 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><b>【比較のため、「添付資料3.5.1」の一部を記載】</b></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<math>ZrO_2</math>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"> <li>・侵食開始温度</li> <li>・密度</li> <li>・比熱</li> <li>・熱伝導率</li> <li>・熔融潜熱</li> </ul> <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、ペDESTAL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、<math>ZrO_2</math>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"> <li>・侵食開始温度</li> <li>・密度</li> <li>・比熱</li> <li>・熱伝導率</li> <li>・熔融潜熱</li> </ul> <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><b>【柏崎6/7】</b></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-コリウムシールド間の伝熱</p> <p>溶融炉心-コリウムシールド間の伝熱は、溶融炉心-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 <math>q_d = h_d (T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cd}</math>  <math>h_d = h_{d0}(1 - f_s)^n</math></p> <p>壁方向の熱流束 <math>q_s = h_s (T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cs}</math>  <math>h_s = h_{s0}(1 - f_s)^n</math></p> <p>ここで、</p> <p><math>q_d, q_s</math> : 床方向及び側面方向の熱流束 [W/m<sup>2</sup>]  <math>h_d, h_s</math> : 溶融プールからクラスト層への対流熱伝達係数 [W/m<sup>2</sup>K]  <math>h_{d0}, h_{s0}</math> : 溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数 [W/m<sup>2</sup>K]  <math>f_s</math> : 固化割合 [-]  <math>n</math> : 固化効果項の指数 [-]  <math>T_f</math> : 溶融プールの温度 [K]  <math>T_{F,m}</math> : デブリ融点 [K]  <math>q_v</math> : 体積発熱率 [W/m<sup>3</sup>]  <math>X_{cd}, X_{cs}</math> : 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-コリウムシールド間の伝熱</p> <p>溶融炉心-コリウムシールド間の伝熱は、溶融炉心-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 <math>q_d = h_d (T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cd}</math>  <math>h_d = h_{d0}(1 - f_s)^n</math></p> <p>壁方向の熱流束 <math>q_s = h_s (T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cs}</math>  <math>h_s = h_{s0}(1 - f_s)^n</math></p> <p>ここで、</p> <p><math>q_d, q_s</math> : 床方面及び側面方向の熱流束 [W/m<sup>2</sup>]  <math>h_d, h_s</math> : 溶融プールからクラスト層への対流熱伝達係数 [W/m<sup>2</sup>K]  <math>h_{d0}, h_{s0}</math> : 溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数 [W/m<sup>2</sup>K]  <math>f_s</math> : 固化割合 [-]  <math>n</math> : 固化効果項の指数 [-]  <math>T_f</math> : 溶融プールの温度 [K]  <math>T_{F,m}</math> : デブリ融点 [K]  <math>q_v</math> : 体積発熱率 [W/m<sup>3</sup>]  <math>X_{cd}, X_{cs}</math> : 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><b>【東海第二】</b></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 <math>ZrO_2</math> 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 <math>ZrO_2</math> 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><math>q</math> : 床方向又は側面方向の熱流束 [W/m<sup>2</sup>]  <math>k_F</math> : デブリ熱伝導率 [W/mK]  <math>T_{F,m}</math> : デブリ融点 [K]  <math>T_i</math> : クラスト-コリウムシールド接触面温度<sup>※2</sup> [K]  <math>x_c</math> : 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 <math>ZrO_2</math> 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 <math>ZrO_2</math> 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><math>q</math> : 床方面又は側面方向の熱流束 [W/m<sup>2</sup>]  <math>k_F</math> : デブリ熱伝導率 [W/mK]  <math>T_{F,m}</math> : デブリ融点 [K]  <math>T_i</math> : クラスト-コリウムシールド接触面温度<sup>※1</sup> [K]  <math>x_c</math> : 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"> <li>原子炉压力容器下部ヘッド破損過程</li> </ul>	<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"> <li>原子炉压力容器下部ヘッド破損過程</li> </ul>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>・ 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、拡がりが増えないペDESTAL (ドライウエル部) への均一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。<u>拡がりが増えない均一堆積形状の場合、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、拡がりが増えないペDESTAL への均一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。<u>ペDESTAL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、床面に一様に拡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><b>【東海第二】</b></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号炉のペDESTAL床面から格納容器ライナまでのコンクリート厚さは約4m)</p> <p>・ 評価方針の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根2号炉は、ペDESTALに落下した溶融炉心の拡がり面積に対する感度解析を実施。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><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>・評価方針の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></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>

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

MCC I 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 破損口径拡大	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の初期瞬時破損機構へのシフト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貫通部の破損を想定し、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	ベダスタルの注水開始条件及び注水流量について、手順書規定に準じた操作を想定	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、手順書規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	左記の感度解析により、溶融炉心の細粒化割合がコングクリート塊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温度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値を考慮	破損口径を考慮	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、均一堆積モデルを使用	溶融炉心の拡がりを抑制した場合作用を考慮	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達係数はコリウムシールドの厚みが増えることにより、溶融炉心からの熱伝達係数は低下することから、浸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として、大気圧状態で800W/m <sup>2</sup> と圧力依存性を考慮	粒子状デブリの熱伝達を想定し、粒子化割合を小さくし、水に落下した際のデブリエンタングルメントを小さくして、最も厳しい側の取扱いをしているため、感度解析不要	同左
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	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①】(コングクリートの種類と同じ) 溶融炉心・コングク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、上面熱伝達係数及び溶融炉心からの熱伝達係数をパラメータとして感度解析を実施し、コリウムシールド及びコングクリート塊食量について定量的な評価を行うことから、浸食への影響は小さく、感度解析不要
コングクリート種類 玄武岩系コングクリートの浸食の異方性	壁方向と床方向の熱分配	溶融炉心が完全な状態の場合の対流熱伝達係数として、壁方向コングクリートへは[ ]を使用	床方向と壁方向の浸食の異方性を考慮するため、C1-C3実験で確認された熱分配比率を想定した感度解析を実施	【感度解析②】(デブリから水への熱伝達と同じ) コングクリート浸食の異方性については溶融炉心からプール水への熱伝達係数の感度に比べて感度が小さいことが確認されており、コリウムシールドに浸食が小さいことから、浸食開始温度に到達しないことなどから同様に影響が小さいと考えられるため、溶融炉心からプール水への熱伝達に関する感度解析は不要

\* 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MCC I 評価の不確かさに関する整理結果

MCC I 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 破損口径拡大	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の初期瞬時破損機構へのシフト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貫通部の破損を想定し、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、手順書規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、MAAPコアの不確かさ範囲内(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クリート塊食に与える感度が小さいことを確認しており、コリウムシールドに浸食が小さいことから、浸食開始温度に到達しないことなどから同様に影響が小さいと考えられるため、溶融炉心からプール水への熱伝達に関する感度解析は不要
	溶融炉心ジェット径	破損口径に対応した値を考慮	最も大きい値を想定して、粒子化割合を小さくし、水に落下した際のデブリエンタングルメントを小さくして、最も厳し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、均一堆積モデルを使用	溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定し、水垂り浸食等の初期プラントの状況を構築した感度解析等の取扱いを行うことが必要	同左
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として、本項は基準で800W/m <sup>2</sup> として圧力依存性を考慮	粒状やボロシテイルの不確かさを考慮し、下限の熱伝達率に対して感度解析を実施	(コングクリートの種類と同じ) 溶融炉心・コングク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、上面熱伝達係数及び溶融炉心からの熱伝達係数をパラメータとして感度解析を実施し、コリウムシールド及びコングクリート塊食量について定量的な評価を行うことから、浸食への影響は小さく、感度解析不要
コングクリート種類 玄武岩系コングクリートの浸食の異方性	壁方向と床方向の熱分配	溶融炉心が完全な状態の場合の対流熱伝達係数として、壁方向コングクリートへは[ ]を使用	床方向と壁方向の浸食の異方性を考慮するため、C1-C3実験で確認された熱分配比率を想定した感度解析を実施	【感度解析②】(デブリから水への熱伝達と同じ) コングクリート浸食の異方性については溶融炉心からプール水への熱伝達係数の感度に比べて感度が小さいことが確認されており、コリウムシールドに浸食が小さいことから、浸食開始温度に到達しないことなどから同様に影響が小さいと考えられるため、溶融炉心からプール水への熱伝達に関する感度解析は不要

\* 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><b>【比較のため、記載を並び替え】</b></p> <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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>評価体系(円柱)の高さは2m(初期水張り高さ)、底面積は約22m<sup>2</sup>(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。</li> </ul> <p>b. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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を用いた評価。</li> </ul> <p>c. 評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	<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. 溶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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>評価体系(円柱)の高さは2.4m(初期水張り高さ)、底面積は約11m<sup>2</sup>(ペDESTAL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。</li> </ul> <p>(b) 評価結果</p> <p>評価結果を図12に示す。評価の結果、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、</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、ペDESTALに落下した溶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、ペDESTAL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><b>【ここまで】</b></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>  <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、62.0m<sup>2</sup>とした。</u></p> <p>b. <u>評価条件</u>  <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/m<sup>2</sup>一定の上面熱流束を用いた評価。</u></p>	<p>a. <u>溶融炉心上面熱流束の感度解析【感度解析①】</u>  <u>(a)解析条件</u>  <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/m<sup>2</sup>(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>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>  <u>(a)評価条件</u>  <u>・ペDESTAL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/m<sup>2</sup>(一定)とする。これは、Kutateladze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/m<sup>2</sup>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/m<sup>2</sup>(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/m<sup>2</sup>(格納容器圧力約</u></p>	<p>析結果の相違。</p> <p>・評価方針の相違  <b>【柏崎6/7】</b>          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ペDESTAL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広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"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>評価体系(円柱)の高さは2m(初期水張り高さ)、底面積は約22m<sup>2</sup>(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。</li> </ul> <p>b. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	<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>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、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、コンクリート侵食量は床面で0m、壁面で約0.13m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"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>を用いた評価。</p> <p>c. 評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <p>b. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ポロシティ評価範囲</li> </ul> <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><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根 2号炉のコリウムシールドは，ペDESTAL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"> <li>崩壊熱及び上面熱流束 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。</li> <li>溶融炉心の堆積厚さの設定 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。 (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 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。 (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 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。</li> </ul> <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><u>(4) 溶融物の落下量を保守的に考慮する場合の影響</u></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"> <li>・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。</li> <li>・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ことを確認し, 7号炉で代表させた。</li> </ul> <p>b. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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, 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。</li> <li>・ポロシティ評価範囲</li> </ul> <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"> <li>・崩壊熱及び上面熱流束</li> </ul>			<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備設計の相違</li> </ul> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根 2 号炉のコリウムシールドは, ペDESTAL 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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>事象発生から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"> <li>・ 溶融炉心の堆積厚さの設定</li> </ul> <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"> <li>・ 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。</li> </ul> <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"> <li>・ 設備設計の相違</li> </ul> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根 2 号炉のコリウムシールドは, ペDESTAL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広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、ペデスタル(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

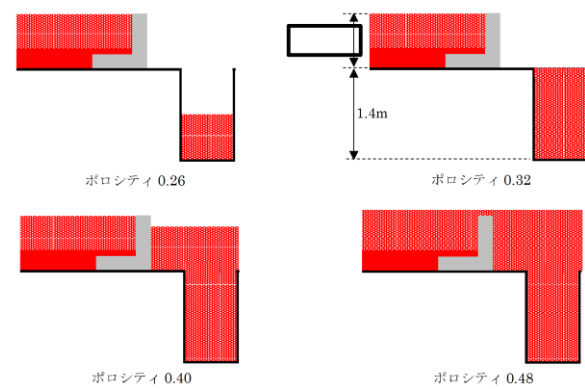
ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48
上面熱流束(格納容器圧力依存性を考慮)(kW/m <sup>2</sup> )	図 4-4 参照			
	800 <sup>※2</sup>	1300 <sup>※2</sup>	2200 <sup>※2</sup>	3300 <sup>※2</sup>
下部ドライウエル <sup>※1</sup> での溶融炉心の堆積高さ(m)	約 0.68	約 0.73	約 0.80	約 0.89
越流する溶融炉心の体積(m <sup>3</sup> )	約 2.6	約 5.8	約 11	約 18
サンプル床面からの堆積高さ(m)	約 0.7	約 1.4	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<sup>※</sup>せず、格納容器下部に到達した溶融炉心  
 ■ 粒子化<sup>※</sup>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。ボロシテイ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 ハウジング全てでや 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、リミナル条件と考ええる。
初期水張り	2m	KK67の運用手順と同じ。	リミナル条件と考ええる。 KK67の運用手順と同じ。 リミナル条件と考ええる。
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。)	
粒子化した溶融物のボロシテイ	0.32	文献により、ボロシテイは概ね 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。 <sup>※1</sup>
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、ボロシテイ 0.32 における熱流束を Lapinski0-D モデルを用いて評価	リミナル条件と考ええる。

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)

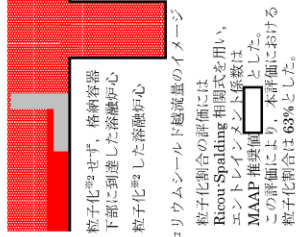
サンプル床面からの堆積高さ(m)	約 2.06
------------------	--------

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<sup>※3</sup>

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 ボロシテイの値については、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イ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イは文献値よりも大きな値になる可能性がある。

※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。



コリウムシールド融流量のイメージ  
※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
- ・ペDESTAL 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ZrO<sub>2</sub>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ZrO<sub>2</sub>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="1765 252 2504 472"> <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>ペDESTAL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 ZrO<sub>2</sub>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	ペDESTAL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																
ペDESTAL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><b>第2表 解析条件（溶融炉心上面熱流束）【感度解析①】</b></p> <table border="1" data-bbox="952 1394 1688 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/m<sup>2</sup> (圧力依存性あり)</td> <td>800kW/m<sup>2</sup> (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80m<sup>3</sup>/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 ZrO<sub>2</sub>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 <sup>2</sup> (圧力依存性あり)	800kW/m <sup>2</sup> (一定*1)	ペDESTAL初期水位	1m		ペDESTAL注水	RPV破損7分後から80m <sup>3</sup> /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 <sup>2</sup> (圧力依存性あり)	800kW/m <sup>2</sup> (一定*1)																									
ペDESTAL初期水位	1m																										
ペDESTAL注水	RPV破損7分後から80m <sup>3</sup> /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><b>第3表 解析結果 (熔融炉心上面熱流束) 【感度解析①】</b></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><b>第4表 解析コードMAAP解析条件</b></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><b>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】</b></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">27.08m<sup>2</sup></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 ZrO<sub>2</sub>耐熱材の侵食開始温度における伝熱物性として設定          ※3 ZrO<sub>2</sub>耐熱材の常温における伝熱物性として設定          ※4 ZrO<sub>2</sub>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><b>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】</b></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 <sup>2</sup>		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 <sup>2</sup>																																																								
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																																																							

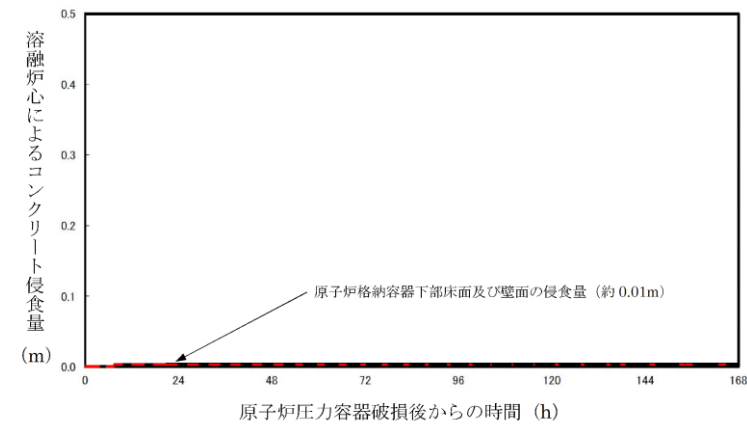


図4-1 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(評価ケース4-1)

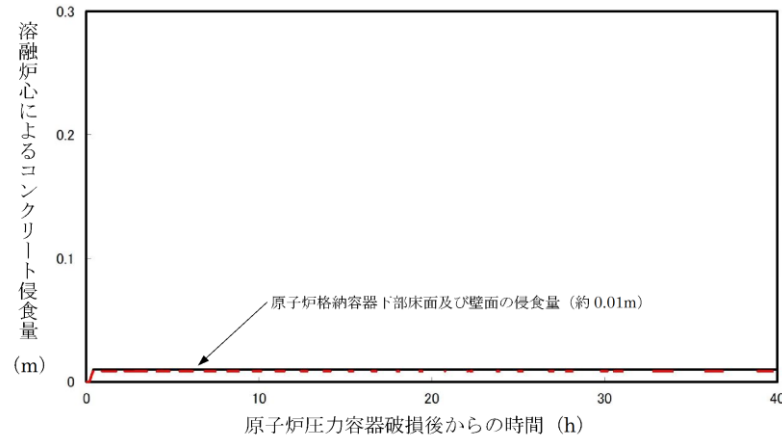


図4-3 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(評価ケース4-3)

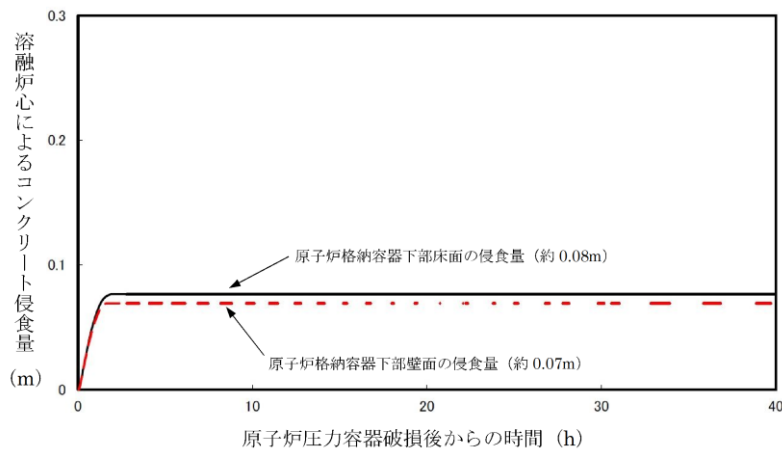
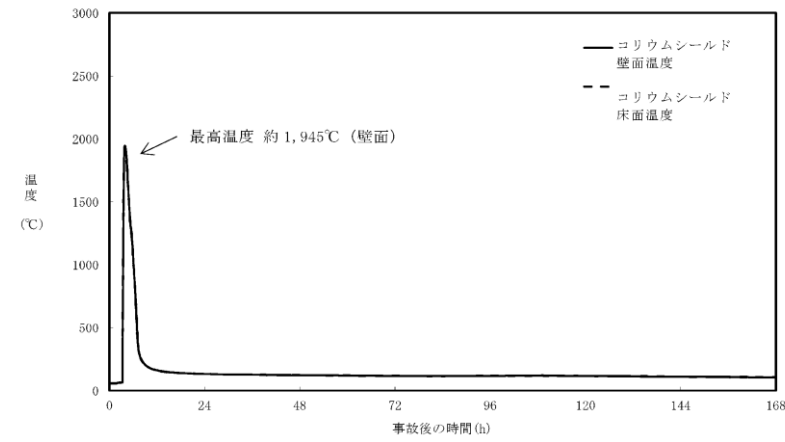


図4-2 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(評価ケース4-2)



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)

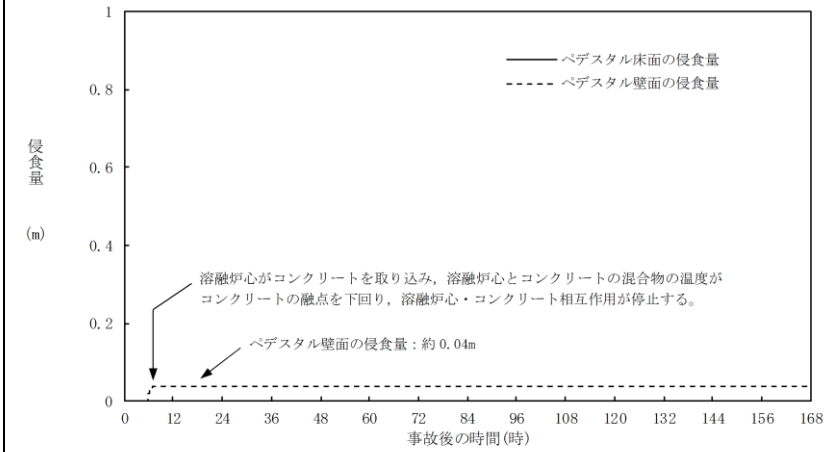


図11 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(ベースケース)

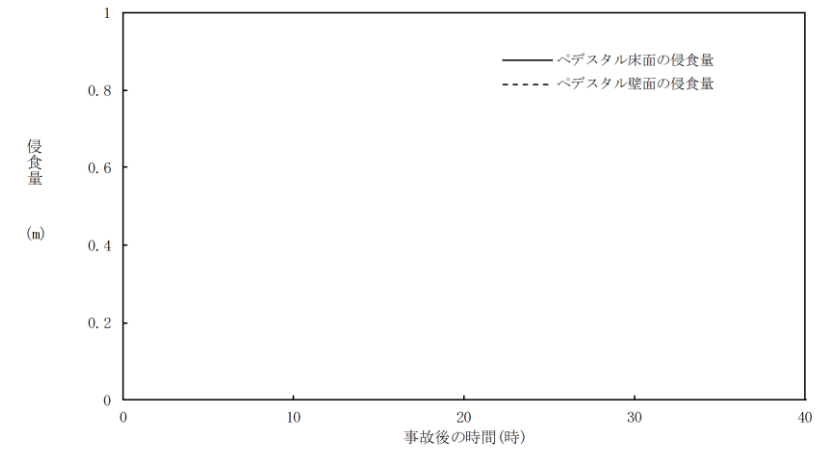


図12 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(溶融炉心の拡がりを抑制する場合)

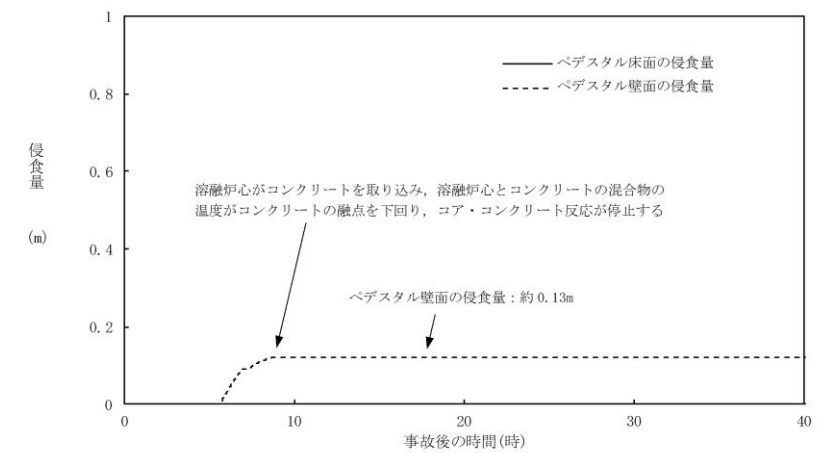


図13 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合)

・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(ペDESTAL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。

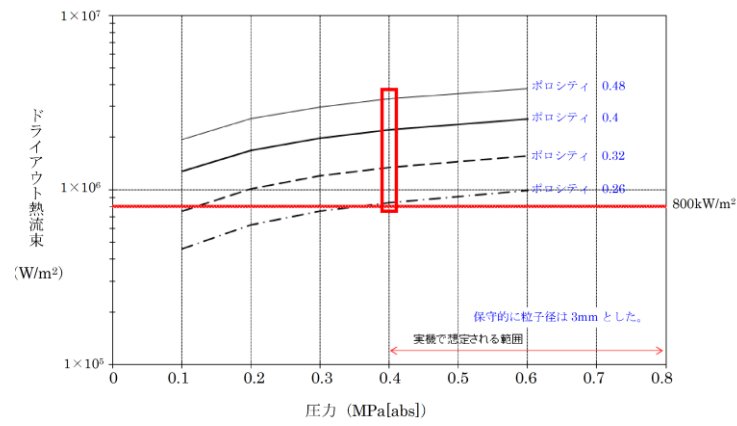


図4-4 Lipinski 0-D モデルを用いたドライアウト熱流束



(a) 側面図



(b) 上面図

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

・設備設計の相違  
**【柏崎 6/7】**  
 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。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (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
<div data-bbox="240 218 831 949" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="240 1024 831 1755" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="160 1772 902 1860" data-label="Caption"> <p>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> </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. 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>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。</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><b>【ここまで】</b></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>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。</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時にペDESTAL内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、ペDESTAL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><b>【東海第二】</b></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><b>【柏崎6/7】</b></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、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。</p> <p>表別2-1のとおり、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>表別2-2に流路構造を比較する。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、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、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。</p> <p>表別1-1のとおり、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>表別1-2に流路構造を比較する。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、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<sub>KK7</sub>)は次の式で表現できると考えられる。</p> $L_{KK7} = L_{FAI} \times \frac{d_{KK7}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{KK7} \rho_{KK7}}{h_{FAI} \rho_{FAI}} \times \frac{v_{KK7}}{v_{FAI}}$ <p>ここで，</p> $\frac{d_{KK7}}{d_{FAI}} : \text{配管直径比}$ $\frac{h_{KK7} \rho_{KK7}}{h_{FAI} \rho_{FAI}} : \text{凝固までの蓄熱量比}$ $\frac{v_{KK7}}{v_{FAI}} : \text{デブリの速度比}$ <p>であり，上式に基づいてデブリの流動距離 (L<sub>KK7</sub>) を求めると，</p> $L_{KK7} = 0.79 \times 1.56 \times 1.08 \times 2$ $= 2.7 \text{ (m)}$ <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1×10<sup>5</sup>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<sub>NS2</sub>) 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<sub>NS2</sub>) を求めると，</p> $L_{NS2} = 0.79 \times 1.56 \times \boxed{\phantom{0.1}} \times 2.1$ $= \boxed{\phantom{0.1}} \text{ (m)}$ <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1×10<sup>5</sup>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>

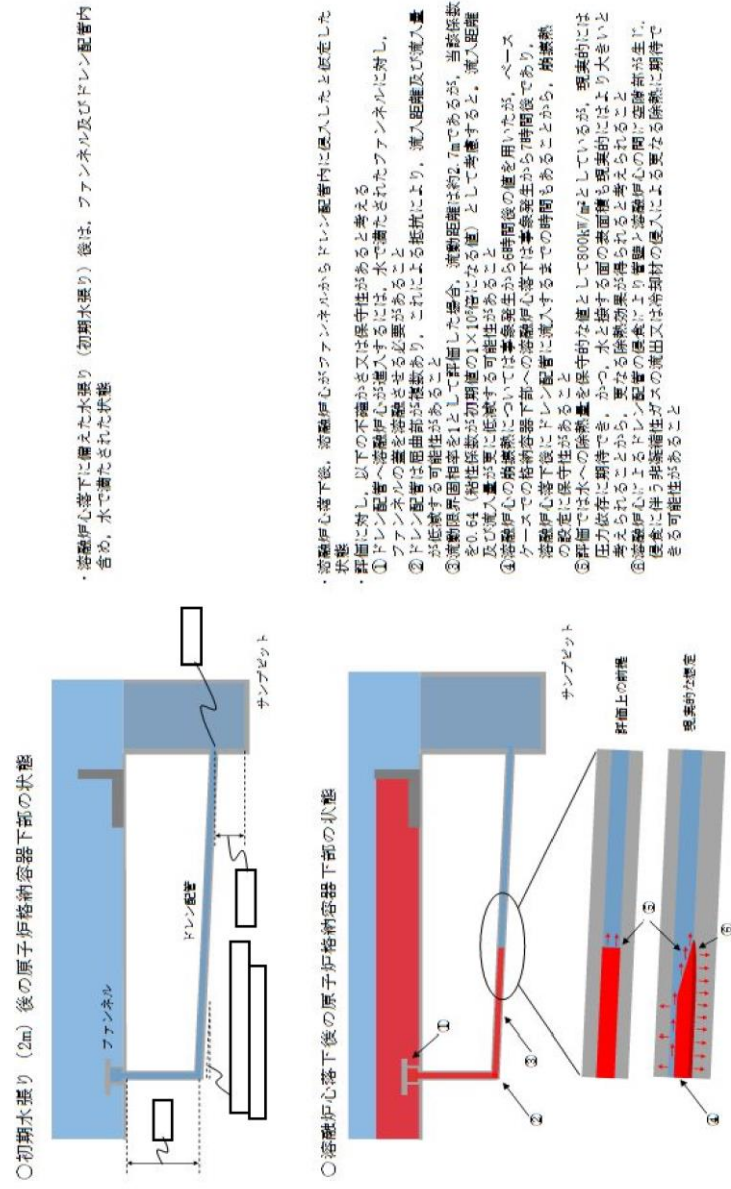


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																																																						
<p>熱が奪われるまでは凝固しないが、混合組成は固相割合が増加し流動限界固相率で凝固するため、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;"><b>表別2-1 溶融物条件の比較</b></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)<sup>※1</sup></th> <th colspan="2">溶融デブリ (金属)<sup>※2</sup></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/m<sup>3</sup>)</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 (m<sup>2</sup>/s)</td> <td>7.89×10<sup>-7</sup></td> <td colspan="2">4.08×10<sup>-7</sup> - 9.40×10<sup>-7</sup></td> <td colspan="2">4.04×10<sup>-7</sup> - 9.31×10<sup>-7</sup></td> <td colspan="2">5.17×10<sup>-7</sup> - 8.02×10<sup>-7</sup></td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量 (MJ/m<sup>3</sup>) (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 (MJ/m<sup>3</sup>) (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 : UO<sub>2</sub>, Zr, ZrO<sub>2</sub> ※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) <sup>※1</sup>		溶融デブリ (金属) <sup>※2</sup>		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 <sup>3</sup> )	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 <sup>2</sup> /s)	7.89×10 <sup>-7</sup>	4.08×10 <sup>-7</sup> - 9.40×10 <sup>-7</sup>		4.04×10 <sup>-7</sup> - 9.31×10 <sup>-7</sup>		5.17×10 <sup>-7</sup> - 8.02×10 <sup>-7</sup>		凝固までの蓄熱量 (MJ/m <sup>3</sup> ) (限界固相率=1.0)	4902	5277		3734		3380		凝固までの蓄熱量 (MJ/m <sup>3</sup> ) (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;"><b>表別 1-1 溶融物条件の比較</b></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)<sup>※1</sup></th> <th>溶融デブリ (金属)<sup>※2</sup></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/m<sup>3</sup>)</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 (m<sup>2</sup>/s)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量 (MJ/m<sup>3</sup>) (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 (MJ/m<sup>3</sup>) (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 : UO<sub>2</sub>, Zr, ZrO<sub>2</sub> ※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) <sup>※1</sup>	溶融デブリ (金属) <sup>※2</sup>	過熱度 (K)					融点 (°C)					密度 (kg/m <sup>3</sup> )					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 <sup>2</sup> /s)					凝固までの蓄熱量 (MJ/m <sup>3</sup> ) (限界固相率=1.0)					凝固までの蓄熱量 (MJ/m <sup>3</sup> ) (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) <sup>※1</sup>		溶融デブリ (金属) <sup>※2</sup>																																																																																																																																																																																			
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 <sup>3</sup> )	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 <sup>2</sup> /s)	7.89×10 <sup>-7</sup>	4.08×10 <sup>-7</sup> - 9.40×10 <sup>-7</sup>		4.04×10 <sup>-7</sup> - 9.31×10 <sup>-7</sup>		5.17×10 <sup>-7</sup> - 8.02×10 <sup>-7</sup>																																																																																																																																																																																			
凝固までの蓄熱量 (MJ/m <sup>3</sup> ) (限界固相率=1.0)	4902	5277		3734		3380																																																																																																																																																																																			
凝固までの蓄熱量 (MJ/m <sup>3</sup> ) (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) <sup>※1</sup>	溶融デブリ (金属) <sup>※2</sup>																																																																																																																																																																																					
過熱度 (K)																																																																																																																																																																																									
融点 (°C)																																																																																																																																																																																									
密度 (kg/m <sup>3</sup> )																																																																																																																																																																																									
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 <sup>2</sup> /s)																																																																																																																																																																																									
凝固までの蓄熱量 (MJ/m <sup>3</sup> ) (限界固相率=1.0)																																																																																																																																																																																									
凝固までの蓄熱量 (MJ/m <sup>3</sup> ) (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;"><b>表別2-2 流路構造の比較</b></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;"><b>表別 1-2 流路構造の比較</b></p> <table border="1" data-bbox="1739 1339 2487 1709"> <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></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)					<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)																																																																																																																																																																																									

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (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"> <li>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。</li> </ul> <p>b. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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までの長さが最短の配管に合わせて3.6m とした。</li> <li>崩壊熱は事象発生から6 時間後の値とした。</li> <li>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/m<sup>2</sup> 一定とした。</li> </ul> <p>c. 評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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)</li> </ul> <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"> <li>流入量、流入距離の観点</li> </ul> <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1×10<sup>5</sup> 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><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根 2号炉は、コリウムシールドをペDESTアル床全面に敷設し、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"> <li>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> </li> <li>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> </li> <li>除熱の形態 <p>水への熱流束については、保守的に800kW/m<sup>2</sup> 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> </li> <li>更なる感度解析の確認結果</li> </ul>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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"> <li>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、  <math display="block">3.6 \times (0.122 - 0.04)^2 \times \pi = 0.14 \text{ m}^3</math>           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 : <math>0.14 \times 2300 \times 0.015 = \text{約} 5 \text{ kg}</math>            体積 : <math>5 / 44 \times 22.4 = \text{約} 2.5 \text{ Nm}^3</math>           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> </li></ul>			



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<sup>(11)</sup>

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<sup>(19)(26)</sup>

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

ここで、

$U$  : 見掛け流速

$\kappa$  : 層流での浸透率

$\eta$  : 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<sup>(25)</sup>。

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

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

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

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

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。

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

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

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

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

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

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  $\epsilon$  に該当する。

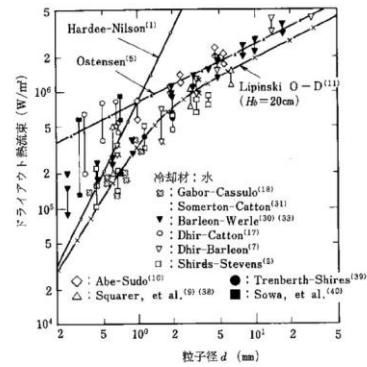
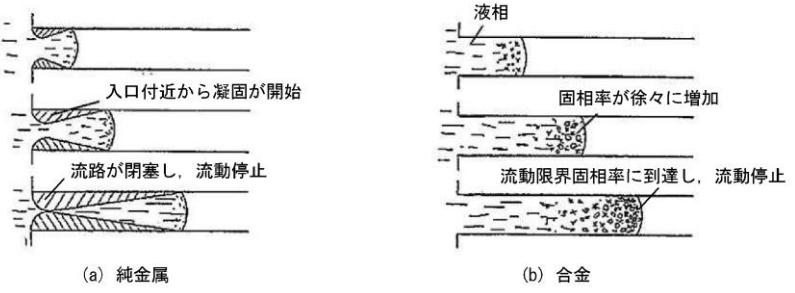
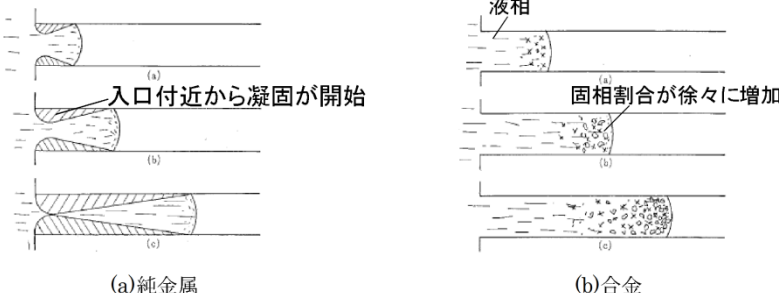
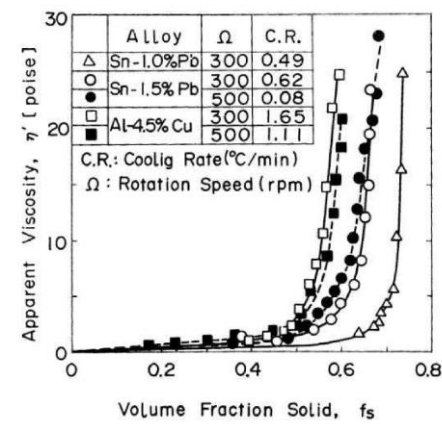


図 8-6 冷却材が水の場合の理論式・半実験式と実験結果との比較

・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><b>【比較のため、「添付資料 3.5.3」の一部を記載】</b></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 [ ] に対して固相線温度が [ ] (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>別紙-2</p> <p><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<sup>[3]</sup>

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<sup>[4]</sup>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<sup>[1]</sup>

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。

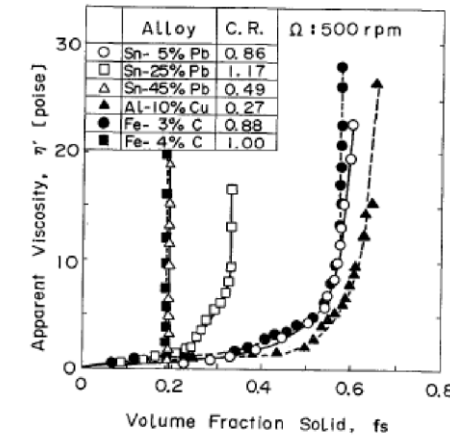
本モデルは純金属の凝固挙動を想定し、流路の入口付近において周辺の構造材への熱伝導によりクラストが成長し流路が閉塞するものとしている。

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<sup>[1]</sup>

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<sup>[2]</sup>

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。



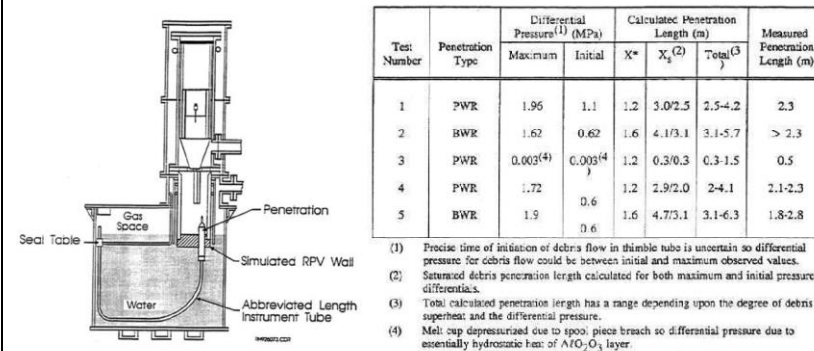
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="991 890 1614 1008"> <math display="block">\bar{v} = \frac{\frac{2}{3}a_0\sqrt{t} - \frac{a_0 b'_0}{H_0} t}{1 + \frac{4b'_0}{3H_0}\sqrt{t}} \quad (3)</math> </p> <p data-bbox="991 1129 1715 1247"> <math display="block">a_0 = \sqrt{\frac{2g\dot{m}_{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)</math> </p> <p data-bbox="973 1625 1507 1654">であり、各パラメータは以下のとおりである。</p> <p data-bbox="991 1692 1715 1902"> <math>L_{freeze}</math> : 流動距離 (m), <math>\bar{v}(t)</math> : 溶融炉心の流路内平均流速 (m/s), <math>t_{freeze}</math> : 凝固完了時間 (s), <math>H_0</math> : スリット高さ (m), <math>\rho_{cm}</math> : 溶融炉心密度 (kg/m<sup>3</sup>), <math>h_{lh}</math> : 溶融炉心溶融潜熱 (J/kg), <math>C_p</math> : 溶融炉心比熱 (J/kgK), <math>\Delta T</math> : 溶融炉心過熱度 (K), <math>\alpha_w</math> : 構造材熱拡散率 (m<sup>2</sup>/s), <math>k_w</math> : 構造材熱伝導率 (W/mK), </p>	<p data-bbox="1762 214 2504 289">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 data-bbox="1792 323 2415 407"> <math display="block">v_e(t) = \sqrt{\frac{2g\dot{m}_{ves}t}{\rho_{cm}A_{ld}}} \quad (3)</math> </p> <p data-bbox="1762 441 2504 558">しかしながら、ペDESTAL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<math>h_0</math>を考慮し以下のようにする必要はある。</p> <p data-bbox="1792 592 2415 676"> <math display="block">v_e(t) = \sqrt{2g\left(\frac{\dot{m}_{ves}}{\rho_{cm}A_{ld}}t + h_0\right)} \quad (4)</math> </p> <p data-bbox="1762 709 2504 827">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<math>h_0</math>による項が追加され、以下のように修正される。</p> <p data-bbox="1733 861 2415 1029"> <math display="block">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)</math> </p> <p data-bbox="1762 1062 1852 1092">ここで、</p> <p data-bbox="1792 1125 2415 1209"> <math display="block">a_0 = \sqrt{\frac{2g\dot{m}_{ves}}{\rho_{cm}A_{ld}}} \quad (6)</math> </p> <p data-bbox="1792 1243 2415 1327"> <math display="block">b_0 = \sqrt{\frac{2k_f(T_{f,m} - T_s)}{\rho_{cm}h_{lh}}} \quad (7)</math> </p> <p data-bbox="1762 1381 2504 1457">溶融炉心が過熱度を持つ場合、<math>b_0</math>は以下の式を使用する。過熱度がない場合、<math>b_0 = b'_0</math>となる。</p> <p data-bbox="1792 1491 2415 1575"> <math display="block">b'_0 = \frac{2k_f(T_s - T_i)}{\rho_{cm}(h_{lh} + c_p\Delta T)\sqrt{\pi\alpha_w}} \quad (8)</math> </p> <p data-bbox="1762 1608 2297 1638">であり、各パラメータは以下のとおりである。</p> <p data-bbox="1762 1692 2504 1923"> <math>L_{freeze}</math> : 流動距離 (m), <math>\bar{v}(t)</math> : 平均流速 (m/s), <math>t_{freeze}</math> : 凝固完了時間 (s), <math>\rho_{cm}</math> : 溶融デブリ密度 (kg/m<sup>3</sup>), <math>C_p</math> : 溶融デブリ比熱 (J/kgK), <math>\Delta T</math> : 過熱度 (K), <math>H_0</math> : スリット高さ (m), <math>h_0</math> : 縦スリット部高さ (m), <math>\alpha_w</math> : </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><math>T_s</math> : 接触面温度 (K), <math>T_i</math> : 構造材初期温度 (K), <math>g</math> : 重力加速度 (<math>m/s^2</math>),  <math>\dot{m}_{ves}</math> : R P Vからの溶融炉心落下率 (kg/s),  <math>A_{ld}</math> : 下部ドライウエル床面積 (<math>m^2</math>)</p> <p>D C D <sup>[1]</sup> 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 <sup>[2]</sup> <sup>[3]</sup></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"> <li>・溶融炉心が過熱度を有する領域での流動距離</li> </ul> $X^* = \frac{D}{2f} \ln \left( \frac{T_0 - T_{mp}}{T^* - T_{mp}} \right) \quad (5)$ <ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融炉心の過熱度がない領域での流動距離</li> </ul> $X_s = 0.155 Re^{8/11} D \left[ \frac{Pr}{B} \right]^{7/11} \quad (6)$ <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><math>X^*</math>, <math>X_s</math> : 流動距離 (m), <math>Re</math> : レイノルズ数 (-), <math>Pr</math> : プラントル数 (-),  <math>D</math> : 水力等価直径 (m), <math>\lambda</math> : 溶融炉心溶融潜熱 (J/kg),  <math>C_p</math> : 溶融炉心比熱 (J/kgK), <math>T_0</math> : 溶融炉心初期温度 (K),  <math>T_{mp}</math> : 溶融炉心融点 (K), <math>T_w</math> : 構造材初期温度 (K),  <math>T^*</math> : 溶融炉心凝固開始温度 (推定値) (K), <math>f</math> : 摩擦係数 (-)</p>	<p>構造材熱拡散率 (<math>m^2/s</math>),  <math>k_w</math> : 構造材熱伝達率 (w/mK), <math>k_f</math> : デブリ熱伝導率 (w/mK),  <math>T_s</math> : 接触面温度 (K), <math>T_i</math> : 構造材初期温度 (K), <math>T_{f,m}</math> : 溶融デブリ温度 (K),  <math>g</math> : 重力加速度 (<math>m/s^2</math>), <math>\dot{m}_{ves}</math> : R P Vからのデブリ落下率 (kg/s),  <math>A_{ld}</math> : 下部ドライウエル床面積 (<math>m^2</math>)</p> <p>b. E p s t e i nモデル<sup>[3]</sup><sup>[4]</sup></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"> <li>・溶融炉心が過熱度を有する領域での流動距離</li> </ul> $X = \frac{D}{2f} \ln \left( \frac{T_0 - T_{mp}}{T^{**} - T_{mp}} \right) \quad (9)$ <ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融炉心が過熱度のない領域での流動距離</li> </ul> $X_s = 0.155 Re^{8/11} D \left[ \frac{Pr}{B} \right]^{7/11} \quad (10)$ <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><math>X</math> : 流動距離 (m), <math>Re</math> : レイノルズ数, <math>Pr</math> : プラントル数,  <math>D</math> : 水力等価直径 (m) ,  <math>\lambda</math> : 溶融潜熱 (J/kg) <math>C_p</math> : 溶融デブリ比熱 (J/kgK), <math>T_0</math> : デブリ初期温度 (K),  <math>T_{mp}</math> : デブリ融点 (K), <math>T_w</math> : 構造材初期温度 (K), <math>T^{**}</math> : デブリ凝固開始温度 (推定値) (K),  <math>f</math> : 摩擦係数 (-)</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・記載方針の相違</li> </ul> <p>【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<sup>[3]</sup>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

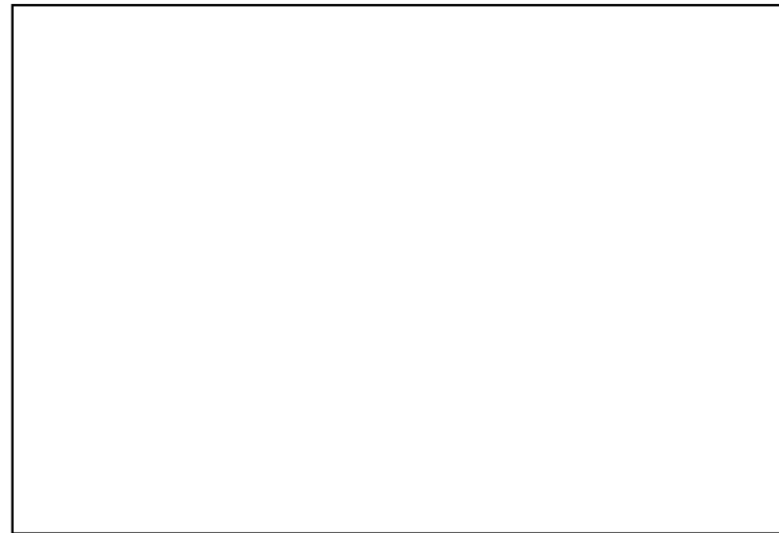
(1) Flemingsモデルの評価式<sup>[5]</sup>

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。  <math>L_{freeze}</math>: 流動距離 (m), <math>A</math>: 流路断面積 (m<sup>2</sup>),  <math>\rho</math>: 熔融炉心密度 (kg/m<sup>3</sup>), <math>v</math>: 熔融炉心流速 (m/s),  <math>f_c</math>: 流動限界固相率 (-), <math>H_f</math>: 熔融炉心熔融潜熱 (J/kg),  <math>C_p</math>: 熔融炉心比熱 (J/kgK), <math>\Delta T</math>: 初期温度と凝固温度の差 (K), <math>h</math>: 熱伝達率 (W/m<sup>2</sup>K), <math>S</math>: 流路周長 (m), <math>T_d</math>: 熔融炉心温度 (K),  <math>T_w</math>: 構造材温度 (K), <math>\alpha_w</math>: 構造材熱拡散率 (m<sup>2</sup>/s),  <math>\Delta X</math>: チョーキングレンジ※ (m), <math>k_w</math>: 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<math>h</math>は, 熔融炉心の熱伝導率<math>k</math>, 水力等価直径<math>d_e</math>及びSleicher-Rouseの式<sup>[5]</sup>より求まるヌセルト数<math>Nu</math>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> $Nu_m = 5 + 0.015Re_f^a Pr_w^b \quad (4)$ $\begin{cases} a = 0.88 - \frac{0.24}{4 + Pr_w} \\ b = \frac{1}{3} + 0.5\exp(-0.6Pr_w) \end{cases}$ <p>添字はそれぞれ, <math>m</math>: 混合平均温度, <math>f</math>: 膜温度, <math>w</math>: 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。  <math>L_{freeze}</math>: 流動距離 (m), <math>A</math>: 流路断面積 (m<sup>2</sup>),  <math>\rho</math>: 熔融デブリ密度 (kg/m<sup>3</sup>), <math>v</math>: 熔融デブリ流速 (m/s),  <math>f_c</math>: 流動限界固相率 (-), <math>H_f</math>: 熔融デブリ熔融潜熱 (J/kg),  <math>C_p</math>: 熔融デブリ比熱 (J/kgK), <math>\Delta T</math>: 初期温度と凝固温度の差 (K), <math>h</math>: 熱伝達率 (W/m<sup>2</sup>K), <math>S</math>: 流路周長 (m), <math>T_d</math>: 熔融デブリ温度 (K),  <math>T_w</math>: 構造材温度 (K), <math>\alpha_w</math>: 構造材熱拡散率 (m<sup>2</sup>/s),  <math>\Delta X</math>: チョーキングレンジ※ (m), <math>k_w</math>: 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<math>h</math>は, 熔融デブリの熱伝導率<math>k</math>, 水力等価直径<math>d_e</math>及びSleicher-Rouseの式<sup>[6]</sup>又はGnielinskiの式<sup>[5]</sup>より求まるヌセルト数<math>Nu</math>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> $Nu = 5 + 0.015Re_f^a Pr_w^b \quad (15)$ $a = 0.88 - \frac{0.24}{4 + Pr_w} \quad (16)$ $b = \frac{1}{3} + 0.5\exp(-0.6Pr_w) \quad (17)$ <p>添字はそれぞれ, <math>m</math>: 混合平均温度, <math>f</math>: 膜温度, <math>w</math>: 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 <math>3000 &lt; Re &lt; 10^6</math>, <math>0.5 &lt; Pr &lt; 2000</math> 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="958 1163 1694 1892" style="border: 1px solid black; height: 347px; 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、<math>f</math> 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 <math>T_{sol}</math> 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 <math>\Delta t</math> の時間に <math>\Delta x</math> 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、<math>\Delta x</math> 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、<math>C_f</math> 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、TQUV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) ,  $\Delta x$  : タイムステップ毎の流動距離 (m) ,  $\Delta t$  : 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

Flemings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>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>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<sup>[6]</sup>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><b>【比較のため、記載を並び替え】</b></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><b>【ここまで】</b></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<sup>[7]</sup>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ペDESTAL内構造物等がペDESTAL内に堆積した場合の堆積高さ 約 1m と、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。</p> <p>US-ABWR DCDモデルでは、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。</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><b>【東海第二】</b></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	□										

第2表 評価条件

項目	条件	備考
横スリット流路形状		設計値
流路高さ (cm)		MAA P計算結果 (RPV破損時の値)
流路幅 (cm)		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、TQUVシナシエーションの値を使用
液相融温度 (°C)		MAA P P計算結果 (100KにおけるSUS304の値)
固相融温度 (°C)		RPV破損時の溶融炉心平均温度 (保守的に液相融温度を設定)
密度 (kg/m <sup>3</sup> )		溶融炉心等の堆積量、スリット形状、スリット内冷却水の存在を考慮し、保守的に設定
熱伝導率 (W/mK)		溶融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くと仮定し設定
比熱 (J/kgK)		
溶融潜熱 (J/kg)		
粘性係数 (Pa・s)	0.004	MATPROにおける溶融UO <sub>2</sub> の値 (2)
密度 (kg/m <sup>3</sup> )	7,890	伝熱工学資料
熱伝導率 (W/mK)	16.5	(100KにおけるSUS304の値)
比熱 (J/kgK)	511	
溶融炉心初期温度 (°C)		MAA P P計算結果 (100KにおけるSUS304の値)
構造材初期温度 (°C)	167	保守的に限界圧力での飽和水温度を設定
溶融炉心流速 (m/s)		溶融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くと仮定し設定
流動限界固相率 (-)	1.0	
チャョーキングレンジ (m)	0	

3.4 評価結果

3.3 に示した条件に基づく評価の結果、溶融炉心の流動距離は約 1.0m となり、横スリットの長さ ( ) の範囲内で凝固停止することを確認した。また、凝固に要する時間は程度であり、この間の溶融炉心の崩壊熱による影響は無視し得る。

なお、第2表の評価条件において、溶融炉心のレイノルズ数及びプラントル数はそれぞれ  $Re \approx 1.3 \times 10^5$  及び  $Pr \approx 0.14$  であり、(4)式の Sleicher-Rouse の式の適用範囲内である。

4. 評価結果

3. に示した条件に基づく各モデルにおける評価結果を表別2-5 ~ 表別2-7に示す。溶融炉心の流動距離は最大でも となり、スリット長さ ( ) の範囲内で凝固停止することを確認した。また、スリット内での上下面からの除熱 (デブリから耐熱材への熱伝導) がデブリ体積発熱量よりも大幅に上回るため、比較的短時間でデブリが凝固するスリット内の凝固においては、この間の溶融デブリの崩壊熱による影響は無視し得る。

表別2-4 流入速度関連パラメータ

デブリ落下率 (kg/s)	
D C Dモデル評価時の初期ヘッド (m)	
デブリ流入速度 (m/s)	

表別2-5 US-ABWR DCDモデル評価

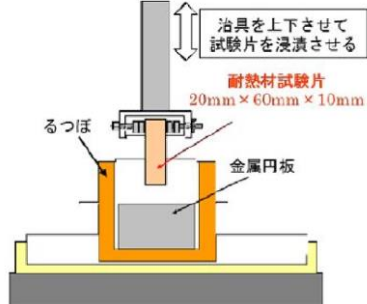
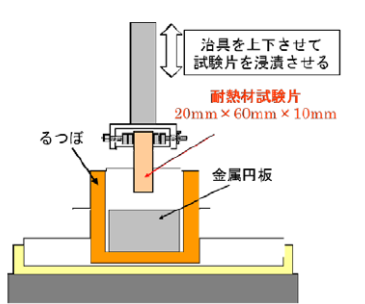
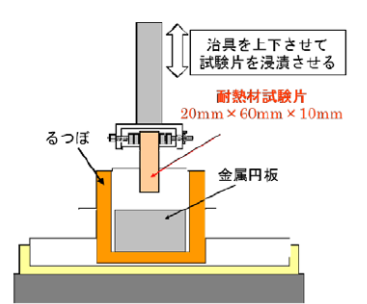
デブリ落下率 (kg/s)	流動距離 (m)	
	TQUVケース	大破断LOCAケース



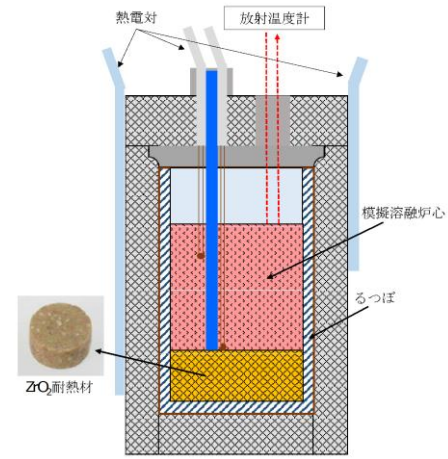
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
	<p>3.5 評価における保守性について</p> <p>本評価は、以下のような点で保守性を有すると考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本評価は流路内がドライな状態を前提としているが、実際にはスリット内は水で満たされた状態であり、溶融炉心から水への除熱等により流動距離はより短くなると考えられる。</li> <li>・流動距離の計算において、溶融炉心の流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。</li> <li>・<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。</li> <li>・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<sup>[6]</sup>がある。</li> </ul> <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 247 2499 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 478 2499 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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・<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、溶融炉心がペDESTAL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。</li> <li>・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<sup>[7]</sup>がある。</li> </ul>	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溶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計算結果における溶融炉心の組成平均、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溶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、溶融炉心の凝固までの流動距離が最も長くなることが分かる。</u></p> <p><u>したがって、溶融炉心の物性値の不確かさを考慮した場合でも、溶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 溶融炉心の物性値の比較</p> <table border="1" data-bbox="952 793 1700 1045"> <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">溶融炉心物性</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/m<sup>3</sup>)</td> </tr> <tr> <td>比熱 (J/kgK)</td> </tr> <tr> <td>溶融潜熱 (J/kg)</td> </tr> <tr> <td>体積当たりの凝固までの放出熱量 (J/m<sup>3</sup>)</td> <td>計算値</td> </tr> </tbody> </table>	項目		組成平均	金属相	酸化物相	備考	溶融炉心物性	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 <sup>3</sup> )	比熱 (J/kgK)	溶融潜熱 (J/kg)	体積当たりの凝固までの放出熱量 (J/m <sup>3</sup> )	計算値	<p>6. まとめ</p> <p><u>溶融デブリのスリット内凝固評価を実施した。溶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、溶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溶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																
溶融炉心物性	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 <sup>3</sup> )																				
	比熱 (J/kgK)																				
	溶融潜熱 (J/kg)																				
	体積当たりの凝固までの放出熱量 (J/m <sup>3</sup> )				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>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"/> ZrO<sub>2</sub> 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 (UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>-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"/> ZrO<sub>2</sub> 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UO<sub>2</sub>, Zr, ZrO<sub>2</sub>, 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"/>, ZrO<sub>2</sub> 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 (UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>-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ZrO<sub>2</sub>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"/>, ZrO<sub>2</sub> 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UO<sub>2</sub>, Zr, ZrO<sub>2</sub>, 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"/> ZrO<sub>2</sub> 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 (UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>-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ZrO<sub>2</sub>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"/> ZrO<sub>2</sub> 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UO<sub>2</sub>, Zr, ZrO<sub>2</sub>, 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>	

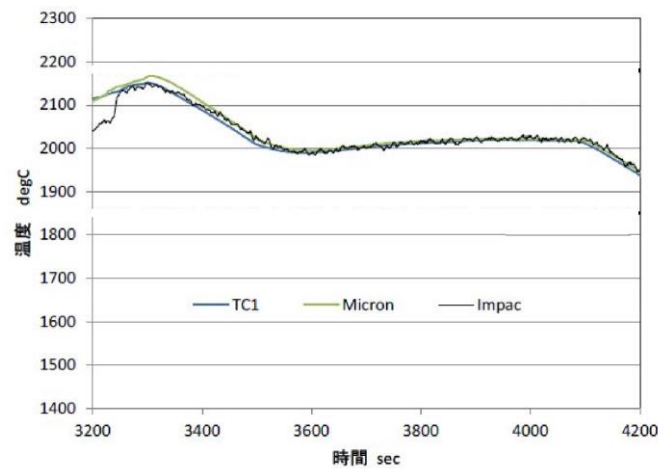
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1-2. 試験結果</p> <p>図別-2 に金属組成が100mol%Zr における試験後の耐熱材試験片の断面写真を示す。いずれの耐熱材においても、金属組成のZr 量に応じて侵食量は増加した。また、金属組成によらず侵食量は <input type="text"/> &gt; <input type="text"/> &gt; ZrO<sub>2</sub> となり、ZrO<sub>2</sub>, <input type="text"/>, <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> <div data-bbox="373 478 718 869" style="border: 1px solid black; width: 116px; 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ZrO<sub>2</sub>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UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>-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 <input type="text"/> &gt; <input type="text"/> &gt; Z r O<sub>2</sub> となり、 Z r O<sub>2</sub>, <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> <div data-bbox="1169 478 1513 869" style="border: 1px solid black; width: 116px; 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 O<sub>2</sub>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UO<sub>2</sub>-Z r O<sub>2</sub>-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 <input type="text"/> &gt; <input type="text"/> &gt; Z r O<sub>2</sub> となり、 Z r O<sub>2</sub>, <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> <div data-bbox="1929 478 2332 869" style="border: 1px solid black; width: 136px; height: 186px; 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 O<sub>2</sub>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UO<sub>2</sub>-Z r O<sub>2</sub>-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>	



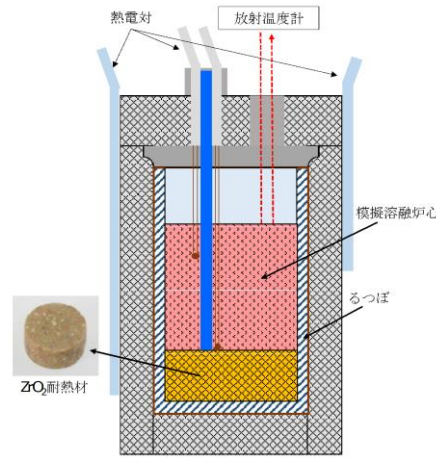
図別 - 3 試験体系

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。ZrO<sub>2</sub>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ZrO<sub>2</sub>耐熱材の有意な侵食が無いことが分かる。



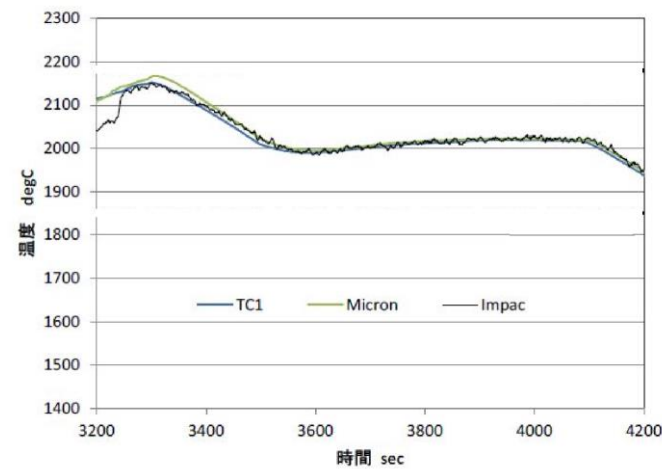
図別 - 4 試験温度推移



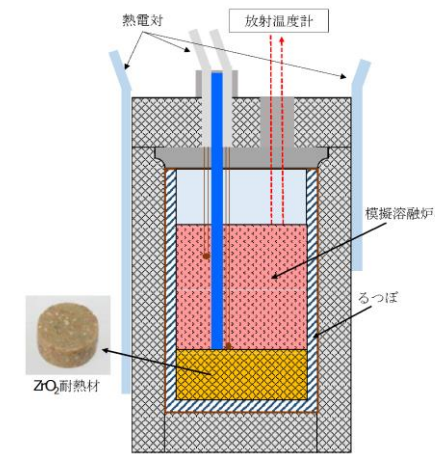
第 3 図 試験体系

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。ZrO<sub>2</sub>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ZrO<sub>2</sub>耐熱材の有意な侵食がないことが分かる。



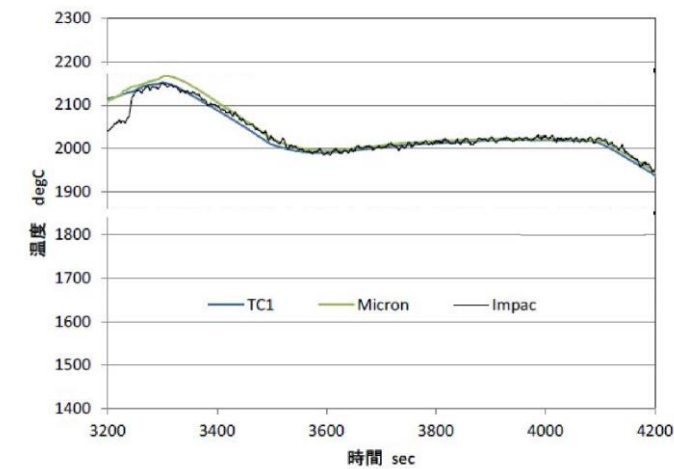
第 4 図 試験温度推移



図別 3-3 試験体系

2.2 試験結果

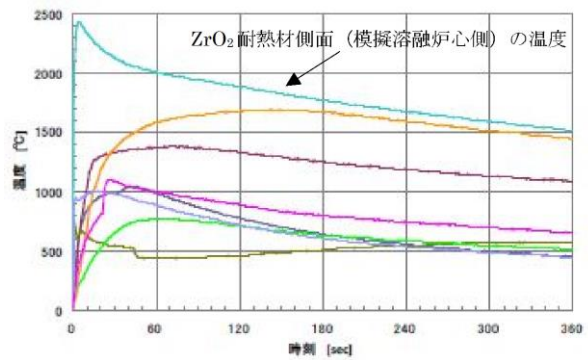
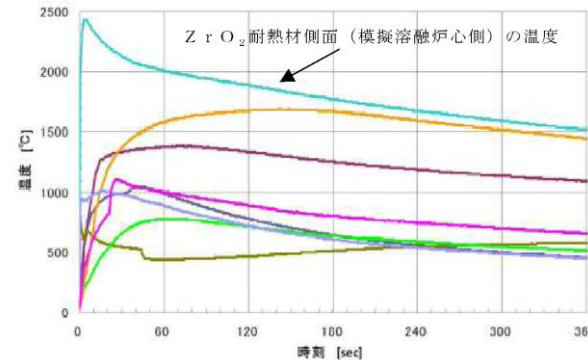
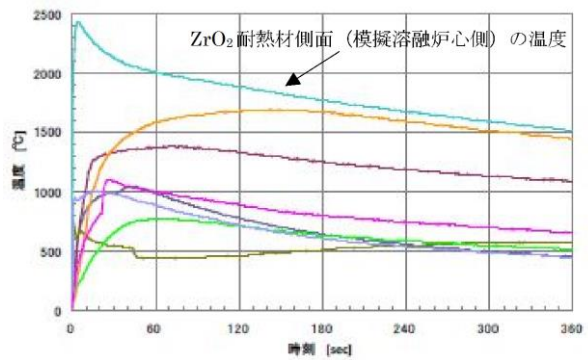



試験温度の推移を図別 3-4 に示す。試験においては 2,000℃～2,050℃の範囲で、約 10 分程度温度が保持されていることを確認した。また、試験後のるつぼの断面写真を図別 3-5 に示す。ZrO<sub>2</sub>耐熱材の厚さが試験前から変わっていないことから、模擬熔融炉心によるZrO<sub>2</sub>耐熱材の有意な侵食がないことが分かる。



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="172 701 623 737" 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="172 745 388 781" 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、<math>ZrO_2</math> 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<math>UO_2-ZrO_2-Zr</math> : 30mol%-30mol%-40mol%とした。<math>ZrO_2</math> 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<math>ZrO_2</math> 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<math>ZrO_2</math> 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 1722" data-label="Caption"> <p>図別 - 6 試験装置</p> </div> <div data-bbox="172 1776 388 1812" data-label="Section-Header"> <p>3-2. 試験結果</p> </div> <div data-bbox="166 1820 923 1900" data-label="Text"> <p>試験温度推移を図別 - 7 に示す。<math>ZrO_2</math> 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、<math>ZrO_2</math>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<math>UO_2-ZrO_2-Zr</math> : 30mol%-30mol%-40mol%とした。<math>ZrO_2</math>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<math>ZrO_2</math>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<math>ZrO_2</math>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 1722" data-label="Caption"> <p>第 6 図 試験装置</p> </div> <div data-bbox="931 1776 1107 1812" data-label="Section-Header"> <p>3.2 試験結果</p> </div> <div data-bbox="958 1820 1715 1900" data-label="Text"> <p>試験温度推移を第 7 図に示す。<math>ZrO_2</math>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、<math>ZrO_2</math>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<math>UO_2-ZrO_2-Zr</math> : 30mol%-30mol%-40mol%とした。<math>ZrO_2</math>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<math>ZrO_2</math>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<math>ZrO_2</math>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 1722" data-label="Caption"> <p>図別 3-6 試験装置</p> </div> <div data-bbox="1721 1776 1899 1812" data-label="Section-Header"> <p>3.2 試験結果</p> </div> <div data-bbox="1742 1820 2504 1900" data-label="Text"> <p>試験温度推移を図別 3-7 に示す。<math>ZrO_2</math>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>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>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 - 7 試験温度推移</p>	 <p>第7図 試験温度推移</p>	 <p>図別3-7 試験温度推移</p>	
 <p>図別 - 8 試験後の断面写真</p>	 <p>第8図 試験後の断面写真</p>	 <p>図別3-8 試験後の断面写真</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="181 212 908 911" style="border: 1px solid black; height: 333px; width: 245px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="338 926 750 961" style="text-align: center;"><u>図別-9 耐熱材表面の成分分析結果</u></p> <p data-bbox="172 1016 923 1451">一般に、<math>ZrO_2</math> 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<math>2450^{\circ}C</math>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<math>ZrO_2</math> 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、<math>ZrO_2</math> 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 data-bbox="172 1465 923 1856">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、<math>2000^{\circ}C</math>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、<math>ZrO_2</math> 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="961 212 1688 911" style="border: 1px solid black; height: 333px; width: 245px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="1110 926 1540 961" style="text-align: center;"><u>第9図 耐熱材表面の成分分析結果</u></p> <p data-bbox="961 1016 1712 1451">一般に、<math>ZrO_2</math> 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<math>2,450^{\circ}C</math>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<math>ZrO_2</math> 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、<math>ZrO_2</math> 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 data-bbox="961 1465 1712 1898">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、<math>2,000^{\circ}C</math>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、<math>ZrO_2</math> 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 data-bbox="1754 1016 2504 1451">一般に、<math>ZrO_2</math> 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<math>2,450^{\circ}C</math>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<math>ZrO_2</math> 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、<math>ZrO_2</math> 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> <p data-bbox="1754 1465 2504 1856">なお、ペDESTALには水プールが存在するため、ペDESTAL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に落下してきた熔融炉心は、<math>2,000^{\circ}C</math>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、<math>ZrO_2</math> 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 data-bbox="2534 212 2810 289">・記載箇所の相違 【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>4. まとめ</p> <p>以上により、ZrO<sub>2</sub> 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><u>なお、実際の事故状況においては上述のとおり、ZrO<sub>2</sub> 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ZrO<sub>2</sub>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、ZrO<sub>2</sub> 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: <input type="text"/>)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: <input type="text"/>)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<input type="text"/>に十分な余裕を見込んだ厚さ<input type="text"/>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。</u></p> <p>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><b>【ここまで】</b></p>	<p>4. まとめ</p> <p>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ZrO<sub>2</sub> (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>※ 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><b>【ここまで】</b></p>	<div data-bbox="1813 212 2407 779" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></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</p> <p>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ZrO<sub>2</sub> (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>※ 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>備考</p> <p>・記載箇所の相違 <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b></p> <p>・記載方針の相違 <b>【柏崎 6/7】</b></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温度	0~350℃
18	BE1-TE018J	原子炉圧力容器下蓋上温度	0~300℃
19	BE1-TE018K	原子炉圧力容器下蓋上温度	0~300℃
20	BE1-TE018L	原子炉圧力容器下蓋下温度	0~300℃
21	BE1-TE018M	原子炉圧力容器下蓋下温度	0~300℃
22	BE1-TE018N	原子炉圧力容器下蓋下温度	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	原子炉圧力容器(A)温度(液相部)	0~350℃
33	BE1-TE082A	原子炉圧力容器(A)温度(液相部)	0~350℃
34	BE1-TE083A	原子炉圧力容器(A)温度(計装配管)	0~350℃
35	BE1-TE081B	原子炉圧力容器(B)温度(液相部)	0~350℃
36	BE1-TE082B	原子炉圧力容器(B)温度(液相部)	0~350℃
37	BE1-TE083B	原子炉圧力容器(B)温度(計装配管)	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	原子炉圧力容器下蓋上温度	0~300℃
18	BE1-TE018J	原子炉圧力容器下蓋上温度	0~300℃
19	BE1-TE018K	原子炉圧力容器下蓋上温度	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温度	0~300℃
27	BE1-TE022B	原子炉圧力容器下蓋上温度	0~300℃
28	BE1-TE022C	原子炉圧力容器下蓋上温度	0~300℃
29	BE1-TE023A	原子炉圧力容器下蓋下温度	0~300℃
30	BE1-TE023B	原子炉圧力容器下蓋下温度	0~300℃
31	BE1-TE023C	原子炉圧力容器下蓋下温度	0~300℃
32	BE1-TE-200A-1	原子炉圧力容器(A)温度(液相部)	0~350℃
33	BE1-TE-200A-2	原子炉圧力容器(A)温度(液相部)	0~350℃
34	BE1-TE-200A-3	原子炉圧力容器(A)温度(計装配管)	0~350℃
35	BE1-TE-200B-1	原子炉圧力容器(B)温度(液相部)	0~350℃
36	BE1-TE-200B-2	原子炉圧力容器(B)温度(液相部)	0~350℃
37	BE1-TE-200B-3	原子炉圧力容器(B)温度(計装配管)	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）

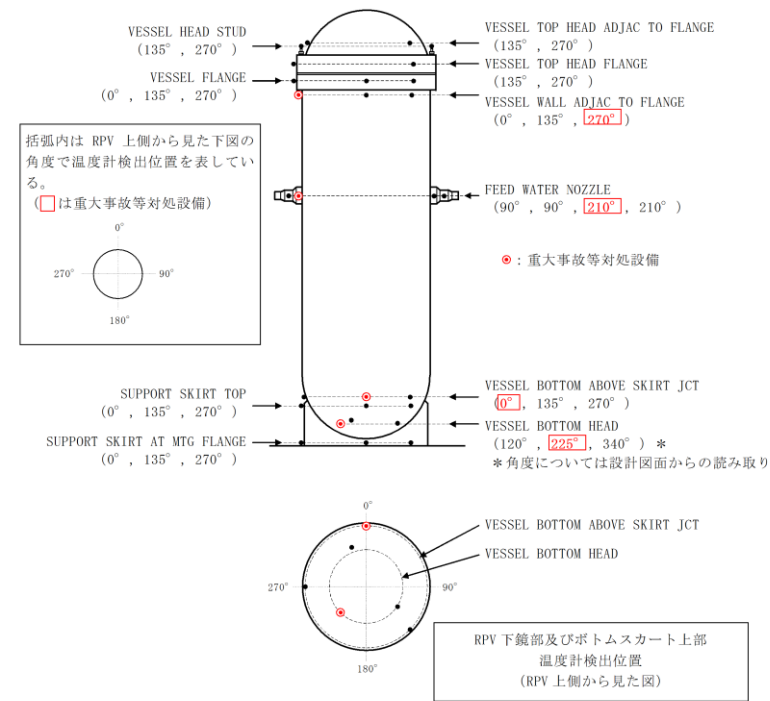
添付資料 3.2.2

原子炉圧力容器の破損判断について

30. 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 (SA)	0~500℃
22	TE298-1G-2	原子炉圧力容器温度 (SA)	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	圧力容器スタッドボルト温度	0~300℃
30	TE298-3-2	圧力容器スタッドボルト温度	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。

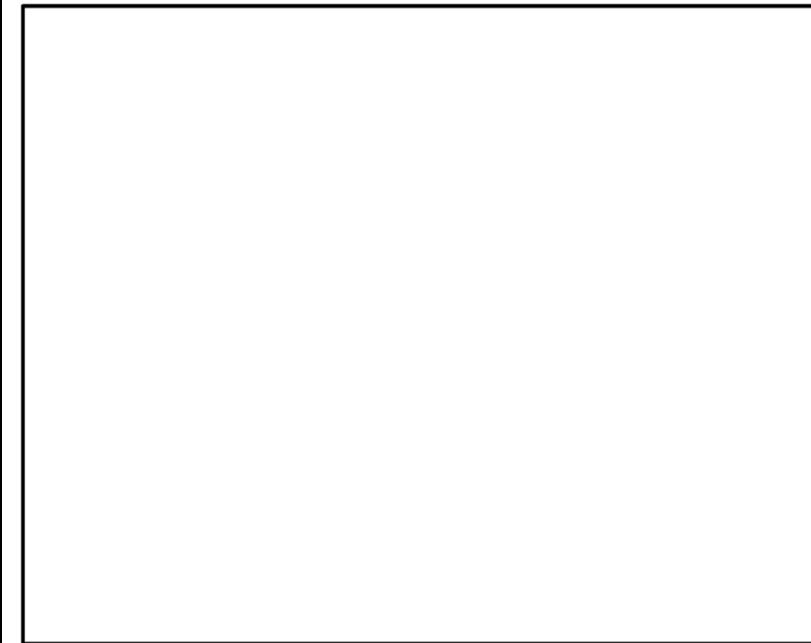


図1 原子炉压力容器表面温度の設置箇所

・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
43. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて	資料なし	32. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">【資料1】</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 20px;"> <p>「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉重大事故等対処設備について(補足説明資料)」 (平成 29 年 1 月 27 日提出)抜粋</p> </div> <p style="text-align: center;">46-10 その他設備</p>		<p style="text-align: right;">【資料1】</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 20px;"> <p>島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について(補足説明資料)抜粋</p> </div> <p style="text-align: center;">46-10 その他設備</p>	<p>(資料1は「重大事故等対処設備について(補足説明資料) 46-10 その他設備」の再掲であるため、重大事故等対処設備の比較表において比較を行う。)</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;">【資料2】</p> <p>SRVの耐環境性能向上に向けた取り組みについて</p> <p>1. 概要</p> <p>SRVの耐環境性向上対策は、更なる安全性向上対策として設置を進めている代替SRV駆動装置に対して、SRV駆動源である高圧窒素ガスの流路となる「SRV用電磁弁」及び「SRVシリンダ」に対してシール材の改良を実施するものとする。</p> <p>代替SRV駆動装置は、HPIN系 (A/B) と独立した窒素ガスポンペ、自圧式切替弁及び配管・弁類から構成し、SRV用電磁弁の排気ポートに窒素ポンペの窒素ガスを供給することにより、電磁弁操作を不要としたSRV開操作が可能な設計とする。</p> <p>ここで、自圧式切替弁は、SRV用電磁弁の排気ポートと代替SRV駆動装置の接続部に設置し、以下の(1)通常運転時、(2)HPIN系によるSRV動作時、(3)代替SRV駆動装置によるSRV動作時に示すとおり切替操作が可能な設計とする。</p> <p>(1) 通常運転時 (SRV待機時)</p> <p>自圧式切替弁は、弁体が代替SRV駆動装置の窒素ポンベ側を閉止し、排気ポート側を原子炉格納容器内に開放することで、SRVピストンが閉操作するときの排気流路を確保する。</p> <p>(2) HPIN系によるSRV動作時</p> <p>自圧式切替弁は、排気ポート側を解放しており、SRV閉動作時のピストンからの排気を原子炉格納容器へ排気するための流路を確保する。</p> <p>(3) 代替SRV駆動装置によるSRV動作時</p> <p>自圧式切替弁は、代替SRV駆動装置の窒素ポンベ圧力によりバネ及び弁体を押し上げられることにより排気ポートを閉止し、代替SRV駆動装置の窒素ポンベからSRVピストンまでの流路を確保する。</p> <p>また、自圧式切替弁の弁体シール部は全て、無機物である膨張黒鉛シートを使用しており、重大事故等時の高温蒸気や高放射線</p>		<p style="text-align: right;">【資料2】</p> <p>SRVの耐環境性能向上に向けた取り組みについて</p> <p>1. 概要</p> <p>SRVの耐環境性向上対策は、更なる安全性向上対策として設置を進めている逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備に対して、SRV駆動源である高圧窒素ガスの流路となる「SRV用電磁弁」及び「SRVシリンダ」に対してシール材の改良を実施するものとする。</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備は、逃がし安全弁窒素ガス供給系と独立した窒素ガスポンペ、自圧式切替弁及び配管・弁類から構成し、SRV用電磁弁の排気ポートに窒素ガスポンペの窒素ガスを供給することにより、電磁弁操作を不要としたSRV開操作が可能な設計とする。</p> <p>ここで、自圧式切替弁をSRV用電磁弁の排気ポートと逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備供給設備の接続部に設置し、以下の(1)通常運転時、(2)逃がし安全弁窒素ガス供給系によるSRV動作時、(3)逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備によるSRV動作時に示すとおり切替操作が可能な設計とする。</p> <p>(1) 通常運転時 (SRV待機時)</p> <p>自圧式切替弁は、弁体が逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンベ側を閉止し排気ポート側を原子炉格納容器内に開放することで、SRVピストンが閉動作するときの排気流路を確保する。</p> <p>(2) 逃がし安全弁窒素ガス供給系によるSRV動作時</p> <p>自圧式切替弁は、排気ポート側を開放しており、SRV閉動作時のピストンからの排気を原子炉格納容器へ排気するための流路を確保する。</p> <p>(3) 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備によるSRV動作時</p> <p>自圧式切替弁は、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンベ圧力によりバネ及び弁体を押し上げられることにより排気ポートを閉止し、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンベからSRVピストンまでの流路を確保する。</p> <p>また、自圧式切替弁の弁体シール部は全て、無機物である膨張黒鉛シートを使用しており、重大事故等時の高温蒸気や</p>	



量の影響によりシール性が低下することがない設計としている。

本系統は、ADS機能なしの4個 (B21-F001D, E, K, U) へ、代替SRV駆動装置の窒素ガスポンベの窒素ガスの供給を行う設計する。

ここで、代替SRV駆動装置の系統概要図を図1に、SRV本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図を図2に、自圧式切替弁の構造図を図3に、自圧式切替弁及び電磁弁の動作概要図を図4に示す。

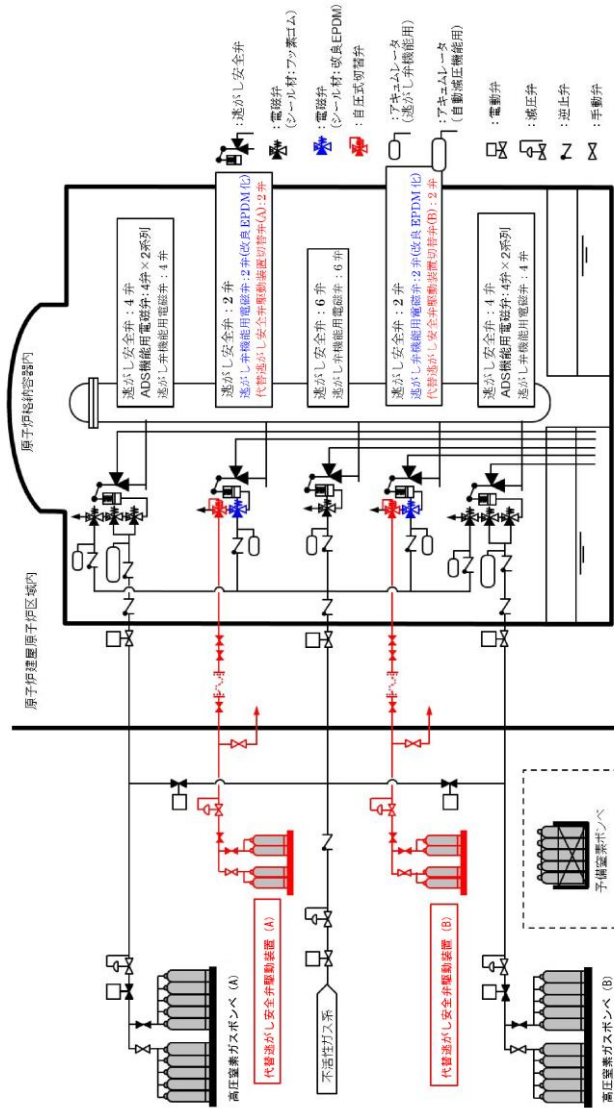


図1. 代替逃がし安全弁駆動装置の系統概要図

図1. 代替逃がし安全弁駆動装置の系統概要図

高放射線量の影響によりシール性が低下することがない設計としている。

本系統は、ADS機能がない2個へ、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンベの窒素ガスの供給を行う設計とする。

ここで、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の系統概要図を図1に、SRV本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図を図2に、自圧式切替弁の構造図を図3に、自圧式切替弁及び電磁弁の動作概要図を図4に示す。

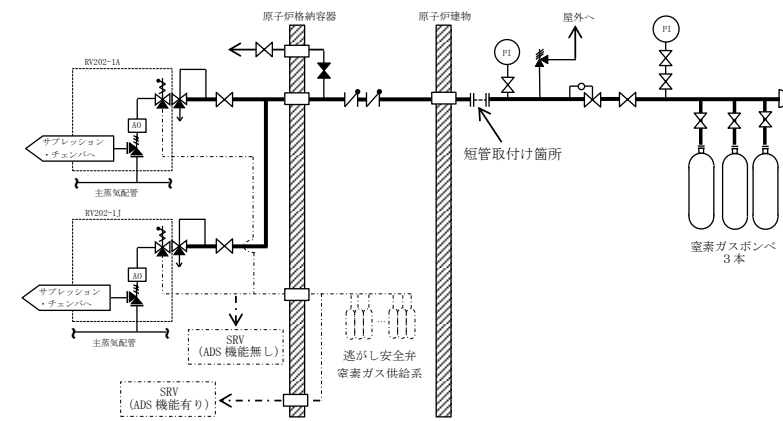
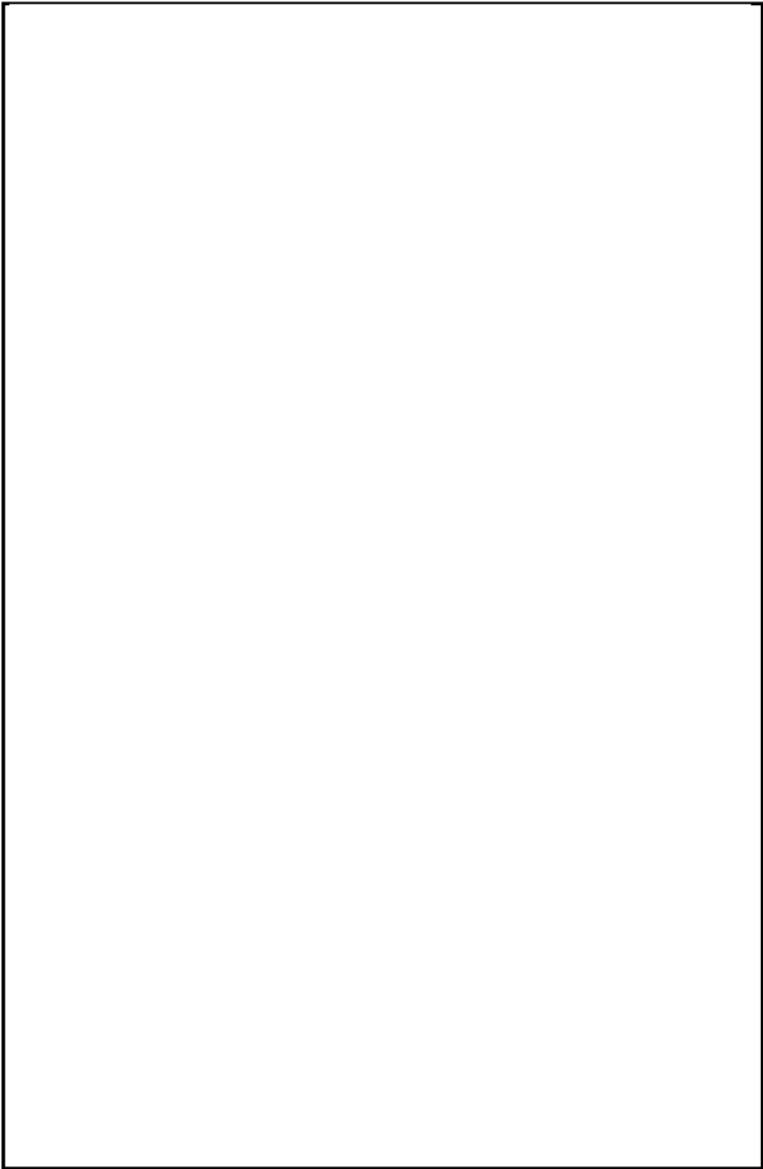
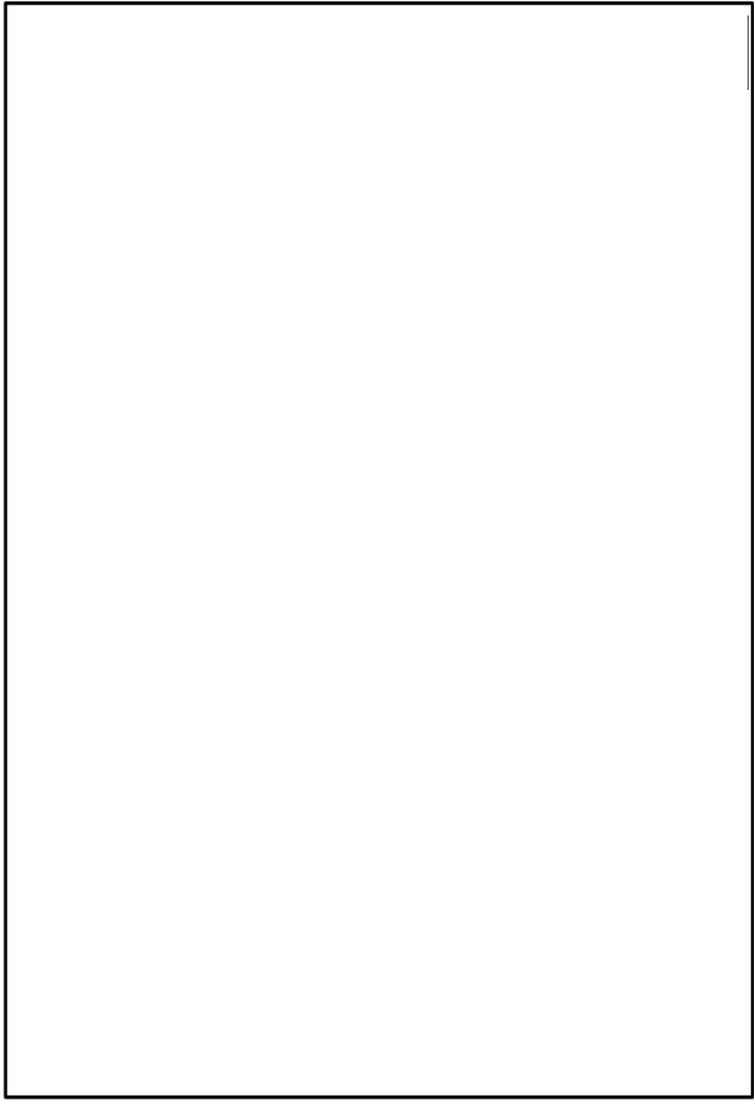


図1 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備 系統概要図

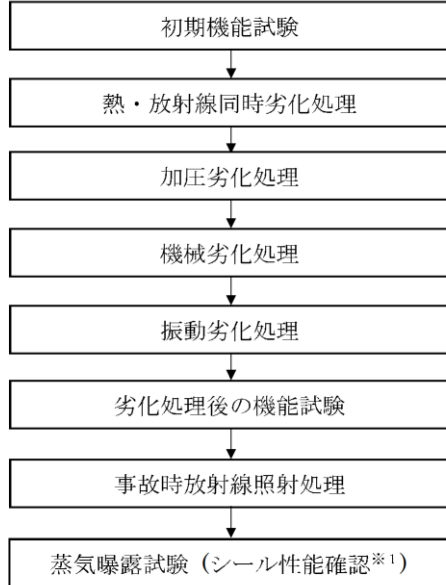
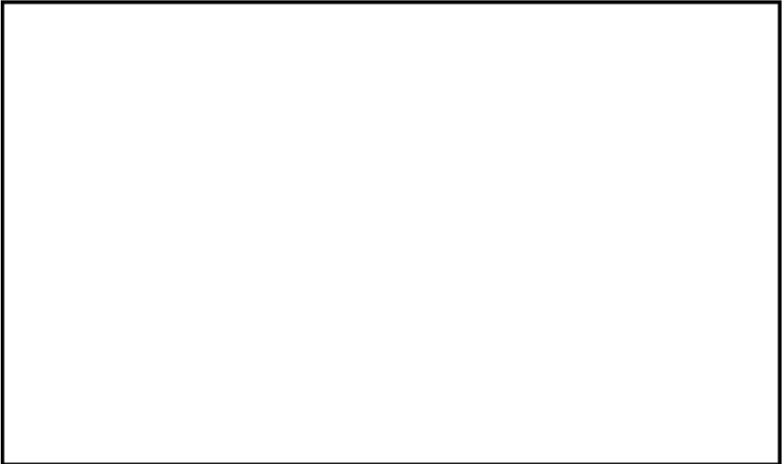
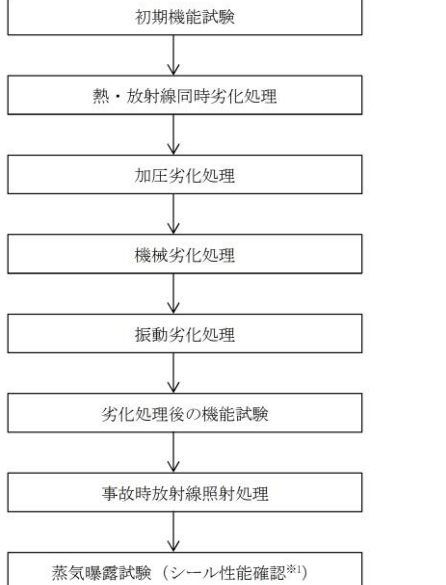
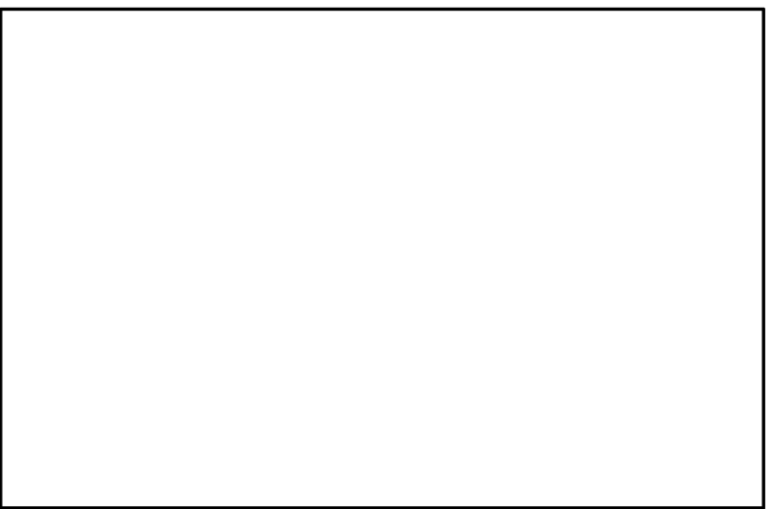
- 設備設計の相違【柏崎6/7】
- 減圧に必要な弁数の相違。



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
<div data-bbox="175 262 893 772" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="195 787 872 829" data-label="Caption"> <p>図2. SRV本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図</p> </div> <div data-bbox="175 890 893 1400" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="362 1459 709 1501" data-label="Caption"> <p>図3. 自圧式切替弁の構造図</p> </div>		<div data-bbox="1748 262 2484 762" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1751 787 2487 829" data-label="Caption"> <p>図2 SRV本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図</p> </div> <div data-bbox="1748 890 2484 1444" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1929 1459 2300 1501" data-label="Caption"> <p>図3 自圧式切替弁 構造図</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="278 1373 795 1409">図4. 自圧式切替弁及び電磁弁の動作概要図</p>		 <p data-bbox="1857 1373 2386 1409">図4 自圧式切替弁及び電磁弁 動作概要図</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>2. SRV用電磁弁の耐環境性能試験結果並びに今後の方針について</p> <p>(1) 試験目的 SRVの機能向上させるための更なる安全対策として、<u>高圧窒素ガス供給系及び代替SRV駆動装置</u>により高圧窒素ガスを供給する際に流路となるバウンダリについて、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材に変更し、高温蒸気環境下におけるシール性能を試験により確認する。</p> <p>(2) 試験体概要 試験体であるSRV用電磁弁の概要並びに改良EPDM材の採用箇所を図5に示す。</p> <div data-bbox="172 892 905 1354" style="border: 1px solid black; height: 220px; width: 247px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図5 改良EPDM材を採用したSRV用電磁弁概要図</p>		<p>2. SRV用電磁弁の耐環境性能試験結果並びに今後の方針について</p> <p>(1) 試験目的 SRVの機能向上させるための更なる安全対策として、<u>逃がし安全弁窒素ガス供給系及び逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備</u>により高圧窒素ガスを供給する際に流路となるバウンダリについて、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材に変更し、高温蒸気環境下におけるシール性能を試験により確認する。</p> <p>(2) 試験体概要 試験体であるSRV用電磁弁の概要並びに改良EPDM材の採用箇所を図5に示す。</p> <div data-bbox="1745 892 2478 1218" style="border: 1px solid black; height: 155px; width: 247px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図5 改良EPDM材を採用したSRV用電磁弁概要図</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>(3) 試験手順及び項目 本試験で実施する試験項目を図6に示す。</p>  <p>図6 試験手順及び項目</p> <p>※1 シール性確認の判定基準</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・排気(EXH)ポート側圧力に供給(SUP)ポート側圧力の漏えいが認められないこと。</li> <li>・無励磁時の漏えい量は目標として <input type="text"/> 以下であること。</li> </ul> <p>(4) 蒸気曝露試験装置概要及び蒸気曝露試験条件 本試験で使用する蒸気曝露試験装置の概要を図7に示す。また、重大事故環境試験条件を表1及び蒸気曝露試験条件を図8に示す。</p>  <p>図7 蒸気曝露試験装置の概要</p>		<p>(3) 試験手順及び項目 本試験で実施する試験項目を図6に示す。</p>  <p>図6 試験手順及び項目</p> <p>※1 シール性確認の判定基準</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・排気(E X H)ポート側圧力に供給(S U P)ポート側圧力の漏えいが認められないこと。</li> <li>・無励磁時の漏えい量は目標として <input type="text"/> 以下であること。</li> </ul> <p>(4) 蒸気曝露試験装置概要及び蒸気曝露試験条件 本試験で使用する蒸気曝露試験装置の概要を図7に示す。また、重大事故環境試験条件を表1及び蒸気曝露試験条件を図8に示す。</p>  <p>図7 蒸気曝露試験装置の概要</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																																												
<p style="text-align: center;">表1 重大事故環境試験条件</p> <table border="1" data-bbox="166 262 911 451"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th colspan="2">条件</th> <th>解析結果(参考)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>時間(経過)</td> <td>0~168 時間</td> <td>168~175 時間</td> <td>0~約 7 時間<sup>*2</sup></td> </tr> <tr> <td>圧力(kPa[gage])</td> <td>710</td> <td>854</td> <td>150kPa 以下<sup>*3</sup></td> </tr> <tr> <td>温度(℃)</td> <td>171</td> <td>178</td> <td>150℃以下<sup>*4</sup></td> </tr> <tr> <td>雰囲気</td> <td>蒸気</td> <td>蒸気</td> <td>蒸気割合 12%以下<sup>*3</sup></td> </tr> <tr> <td>放射線量(MGy)</td> <td></td> <td><input type="text"/> <sup>*1</sup></td> <td>0.1MGy 以下<sup>*3</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：事象発生から7日間の累積放射線量を示す。          ※2：有効性評価「<u>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)</u>」において、<u>逃がし安全弁(SRV)の機能に期待する(原子炉圧力容器破損に至る)期間(事象発生から約7時間後まで)</u>。          ※3：有効性評価「DCH」における※2の期間の値。放射線量は※2の期間の累積値。          ※4：有効性評価「DCH」におけるSRVの温度評価(三次元熱流動解析)結果(PCVスプレイ無し。)</p> <div data-bbox="166 940 911 1390" style="border: 1px solid black; height: 214px; width: 251px;"></div> <p style="text-align: center;">図8 蒸気曝露試験条件</p>	項目	条件		解析結果(参考)	時間(経過)	0~168 時間	168~175 時間	0~約 7 時間 <sup>*2</sup>	圧力(kPa[gage])	710	854	150kPa 以下 <sup>*3</sup>	温度(℃)	171	178	150℃以下 <sup>*4</sup>	雰囲気	蒸気	蒸気	蒸気割合 12%以下 <sup>*3</sup>	放射線量(MGy)		<input type="text"/> <sup>*1</sup>	0.1MGy 以下 <sup>*3</sup>		<p style="text-align: center;">表 1 重大事故環境試験条件</p> <table border="1" data-bbox="1748 262 2493 451"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">条件</th> </tr> <tr> <th>0~168 時間</th> <th>168~175 時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>時間(経過)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>圧力(kPa[gage])</td> <td>710</td> <td>854</td> </tr> <tr> <td>温度(℃)</td> <td>171</td> <td>178</td> </tr> <tr> <td>雰囲気</td> <td>蒸気</td> <td>蒸気</td> </tr> <tr> <td>放射線量(MGy)</td> <td></td> <td><input type="text"/> <sup>*1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：事象発生から7日間の累積放射線量を示す。</p> <div data-bbox="1760 940 2481 1390" style="border: 1px solid black; height: 214px; width: 243px;"></div> <p style="text-align: center;">図 8 蒸気曝露試験条件</p>	項目	条件		0~168 時間	168~175 時間	時間(経過)			圧力(kPa[gage])	710	854	温度(℃)	171	178	雰囲気	蒸気	蒸気	放射線量(MGy)		<input type="text"/> <sup>*1</sup>	<p>・記載方針の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>          全ての有効性評価シナリオを包絡する条件で試験を行っているため、代表的なシナリオ(DCH)の解析結果を掲載しない。</p>
項目	条件		解析結果(参考)																																												
時間(経過)	0~168 時間	168~175 時間	0~約 7 時間 <sup>*2</sup>																																												
圧力(kPa[gage])	710	854	150kPa 以下 <sup>*3</sup>																																												
温度(℃)	171	178	150℃以下 <sup>*4</sup>																																												
雰囲気	蒸気	蒸気	蒸気割合 12%以下 <sup>*3</sup>																																												
放射線量(MGy)		<input type="text"/> <sup>*1</sup>	0.1MGy 以下 <sup>*3</sup>																																												
項目	条件																																														
	0~168 時間	168~175 時間																																													
時間(経過)																																															
圧力(kPa[gage])	710	854																																													
温度(℃)	171	178																																													
雰囲気	蒸気	蒸気																																													
放射線量(MGy)		<input type="text"/> <sup>*1</sup>																																													

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(5) 蒸気曝露試験並びに分解調査結果</p> <p>蒸気曝露試験の結果、蒸気曝露試験中において漏えいが確認されることはなく、分解調査の結果、僅かな変形、軟化が確認されたものの、従来の設計基準事故環境下に比べ高温蒸気に対して、より長時間(図8参照)にわたって、SRV駆動部(シリンダ)へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。</p> <p>蒸気曝露試験後のSRV用電磁弁を分解し、主弁、ピストン弁シート部及び主弁シート部Uパッキン(図5参照)シール部分について、健全品との比較調査を行った。表2にシール部分の分解調査結果(主弁シート部シール部分及び主弁シート部Uパッキンシール部分)を示す。</p> <p>外観及び寸法確認の結果、主弁シート部シール部分については、シート部が軟化してシール部分の凹部の変形が確認されたが僅かなものであった。また、従来のフッ素ゴム材を使用する主弁シート部Uパッキンについても変形が確認されたが僅かなものであった。</p> <p style="text-align: center;">表2 シール部分の分解調査結果 (主弁シート部シール部分及び主弁シート部Uパッキンシール部分)</p> <div data-bbox="172 1157 902 1671" style="border: 1px solid black; height: 245px; width: 246px; margin: 10px auto;"></div>		<p>(5) 蒸気曝露試験並びに分解調査結果</p> <p>蒸気曝露試験の結果、蒸気曝露試験中において漏えいが確認されることはなく、分解調査の結果、僅かな変形、軟化が確認されたものの、従来の設計基準事故環境下に比べ高温蒸気に対して、より長時間(図8参照)にわたって、SRV駆動部(シリンダ)へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。</p> <p>蒸気曝露試験後のSRV用電磁弁を分解し、主弁、ピストン弁シート部及び主弁シート部Uパッキン(図5参照)シール部分について、健全品との比較調査を行った。表2にシール部分の分解調査結果(主弁シート部シール部分及び主弁シート部Uパッキンシール部分)を示す。</p> <p>外観及び寸法確認の結果、主弁シート部シール部分については、シート部が軟化してシール部分の凹部の変形が確認されたが僅かなものであった。また、従来のフッ素ゴム材を使用する主弁シート部Uパッキンについても変形が確認されたが僅かなものであった。</p> <p style="text-align: center;">表2 シール部分の分解調査結果 (主弁シート部シール部分及び主弁シート部Uパッキンシール部分)</p> <div data-bbox="1742 1150 2499 1629" style="border: 1px solid black; height: 228px; width: 255px; margin: 10px auto;"></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>(6) 今後の方針</p> <p>SRV駆動部(シリンダー)へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮されていることが確認されたことから、SRVの機能向上させるための更なる安全性向上対策として、<u>代替SRV駆動装置による駆動時の高圧窒素ガス流路となるSRV用電磁弁に対して改良EPDM材へ優先的に交換し、他のSRV用電磁弁についても計画的に交換していく。</u></p> <p>3. SRVシリンダー改良の進捗及び今後の方針について</p> <p>(1) 設計方針</p> <p>SRVシリンダーのシール部においては、熱によって損傷する恐れがあることから、高温蒸気環境下におけるシール性能を向上させることを目的として、<u>シリンダーピストンの作動に影響を与えないシール部(シリンダーOリング)</u>を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材に変更する予定である。</p> <p>また、従来のフッ素ゴム材を使用するピストンの摺動部においては、ピストン全開動作時に、フッ素ゴム材のシート部(ピストンOリング)の外側に改良EPDM材のシート部(バックシートOリング)を設置することにより、ピストンOリングが機能喪失した場合においてもバックシートOリングによりシール機能を維持することが可能となる改良を実施する予定である。</p> <p>ここで、既設SRVの概要図を図9に、既設シリンダー及び改良シリンダーの概要図を図10に示す。</p> <p>なお、改良シリンダーに対しては、シリンダー単体試験、SRV組合せ試験を実施するとともに、高温蒸気環境下におけるシリンダー漏えい試験を実施している。</p>		<p>(6) 今後の方針</p> <p>SRV駆動部(シリンダ)へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮されていることが確認されたことから、SRVの機能向上させるための更なる安全性向上対策として、<u>全てのSRV用電磁弁について改良EPDM材を採用した電磁弁に交換する。</u></p> <p>3. SRVシリンダ改良の進捗及び今後の方針について</p> <p>(1) 設計方針</p> <p>SRVシリンダのシール部においては、熱によって損傷する恐れがあることから、高温蒸気環境下におけるシール性能を向上させることを目的として、<u>シリンダピストンの作動に影響を与えないシール部(シリンダOリング)</u>を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材に変更する予定である。</p> <p>また、従来のフッ素ゴム材を使用するピストンの摺動部においては、ピストン全開動作時に、フッ素ゴム材のシート部(ピストンOリング)の外側に改良EPDM材のシート部(バックシートOリング)を設置することにより、ピストンOリングが機能喪失した場合においてもバックシートによりシール機能を維持することが可能となる改良を実施する予定である。</p> <p>ここで、既設シリンダの概要図を図9に、改良シリンダの概要図を図10に示す。</p> <p>なお、改良シリンダに対しては、シリンダ単体試験、SRV組合せ試験を実施するとともに、高温蒸気環境下におけるシリンダ漏えい試験を実施している。</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉は更なる安全性向上対策として、再稼働までにSRVの全ての電磁弁を交換する。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 設備仕様の相違。</p>

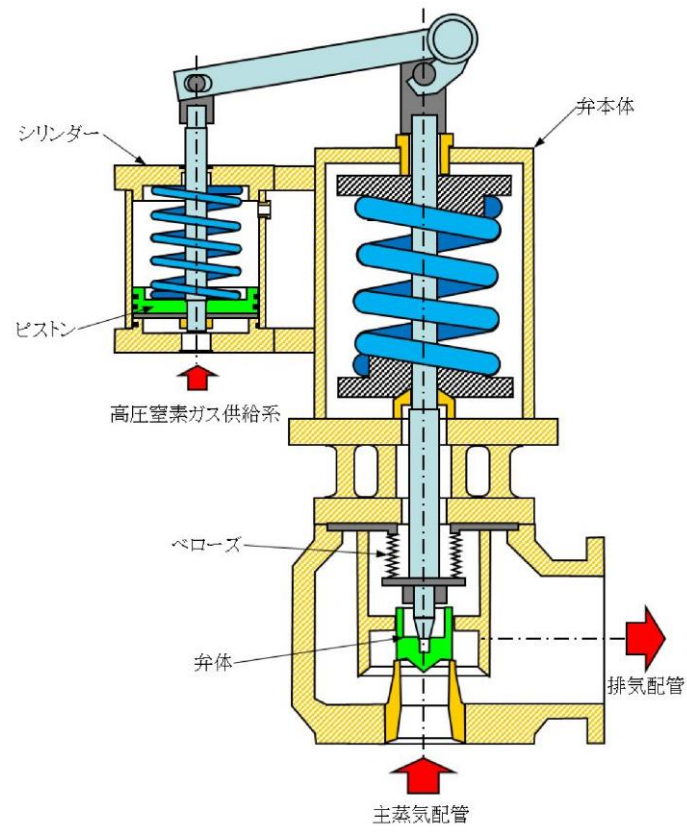


図9 既設SRVの概要図

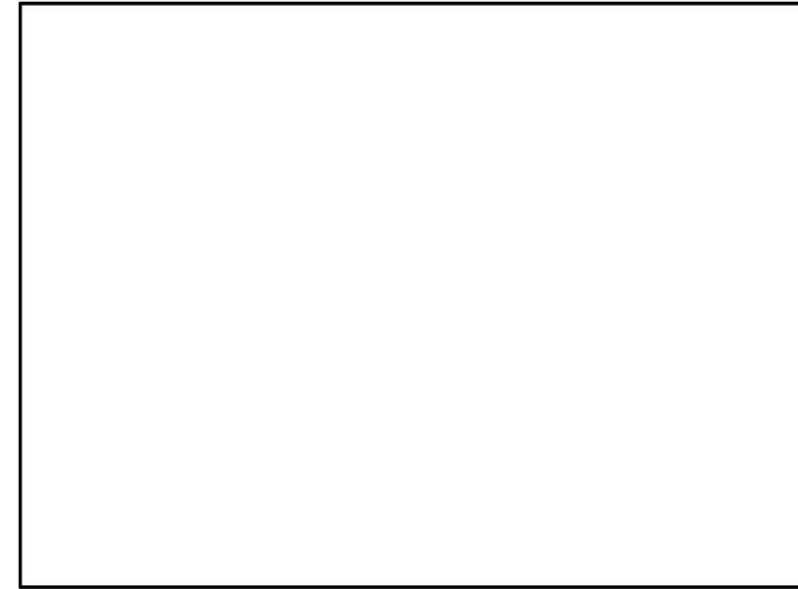


図9 既設シリンダ概要図



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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="210 233 878 726" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="210 751 878 1247" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="240 1287 834 1318" data-label="Caption"> <p>図10 既設シリンダー及び改良シリンダーの概要図</p> </div> <div data-bbox="172 1377 418 1409" data-label="Section-Header"> <p>(2) 健全性確認試験</p> </div> <div data-bbox="181 1423 923 1587" data-label="Text"> <p>改良シリンダーの健全性確認試験として、下記の表3に示すシリンダー単体試験、SRV組合せ試験及び蒸気曝露試験(試験装置: 図11, 試験条件: 図12参照)を実施し、SRV動作に対して影響がないことの確認を実施した。</p> </div>		<div data-bbox="1754 751 2496 1079" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1947 1287 2297 1318" data-label="Caption"> <p>図10 改良シリンダ 概要図</p> </div> <div data-bbox="1754 1377 2000 1409" data-label="Section-Header"> <p>(2) 健全性確認試験</p> </div> <div data-bbox="1762 1423 2504 1587" data-label="Text"> <p>改良シリンダの健全性確認試験として、放射線劣化試験後(放射線量: 約 <input type="text"/> MGy), 下記の表3に示すシリンダ単体試験, SRV組合せ試験及び蒸気曝露試験を実施し、SRV動作に対して影響がないことの確認を実施した。</p> </div>	

表3. 改良シリンダーの健全性確認試験内容

	確認項目	試験条件	判定基準	結果
シリンダー 単体試験	駆動部漏えい試験		漏えいがないこと	良
	駆動部作動試験		円滑に動作すること	良
SRV 組合せ 試験	最小作動圧確認試験		全開操作可能なこと	良 <sup>*1</sup>
	アキュムレータ容量確認試験		全開操作可能なこと	良
	作動試験		5回全開操作 <sup>*2</sup> 可能なこと	良
	応答時間確認試験		入力信号から0.2秒以内 <sup>*2</sup> に全開動作可能なこと	良
蒸気曝露 試験	漏えい試験 (シリンダー単体)	漏えいがないこと	良	

※1: 最小作動圧力  MPa で動作可能なことを確認

※2: 設計基準事故対処設備のECCS機能(ADS機能)としての系統設計要求事項

表3 改良シリンダの健全性確認試験内容

	確認項目		判定基準	結果
シリンダ 単体試験	駆動部作 動試験		円滑に作動すること	良
	駆動部漏 えい試験		漏えいがないこと	良
SRV組 合せ試験	最小作動 圧確認試 験		全開操作可能なこと	良 <sup>*1</sup>
	逃がし弁 機能試験		アキュムレータ容量 ( <input type="text"/> L) で全開作動 すること <input type="checkbox"/> 回全開操作 <sup>*2</sup> 可能な こと 入力信号から <input type="text"/> 秒以 内 <sup>*2</sup> に全開動作可能な こと	良
蒸気曝露 試験	開保持確 認		168時間連続開保持可 能なこと	良

※1: 最小作動圧力  MPa で動作可能なことを確認

※2: 設計基準事故対処設備のECCS機能(ADS機能)としての系統設計要求事項

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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="175 258 905 863" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="344 875 724 919" data-label="Caption"> <p>図11 蒸気曝露試験装置の概要</p> </div> <div data-bbox="175 980 905 1444" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="385 1457 685 1501" data-label="Caption"> <p>図12 蒸気曝露試験条件</p> </div>		<div data-bbox="1760 254 2487 940" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1917 966 2312 1010" data-label="Caption"> <p>図 11 蒸気曝露試験装置の概要</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>(3) 今後の方針</p> <p>①耐SA環境性の向上</p> <p>代替SRV駆動装置においては、SRV用電磁弁が機能喪失した場合においても、SRV用電磁弁の排気ポートから窒素ガスを供給することにより、SRV全開操作が可能な設計としていることから、改良シリンダの耐SA環境性の目標として図13に示すとおり、格納容器の限界温度・圧力を目指す設計とする。</p> <div data-bbox="210 525 863 961" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図13 耐SA環境性向上の設計条件</p> <p>②DB機能に対する影響評価</p> <p>SRVシリンダの改良は、DBA時のSRV動作に影響を与える変更<sup>*1</sup>となることから、今後、信頼性確認試験<sup>*2</sup>を実施し、プラント運転に影響を与えないことを確認する予定である。</p> <p>※1：改良シリンダは、SRV本体に接続するシリンダ摺動部となるピストン寸法及び重量が増加する</p> <p>※2：信頼性確認試験の項目は機械劣化試験、放射線劣化試験、熱劣化試験、加振試験、耐震試験、水力学的動荷重試験、事故時放射線試験、蒸気曝露環境試験及び作動試験等となる</p> <p>③スケジュール</p> <p>改良シリンダ導入の今後のスケジュールとしては、SRV本体及び試験治工具の製作がクリチカルとなり、下記のとおり約3年を目途に進めていく予定である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・200℃、2Pdの耐環境試験：6ヶ月</li> <li>・信頼性確認試験：36か月（供試体製作（標準納期24ヶ月）、試験（SRV開発時に行った項目を全て確認した場合：12ヶ月））</li> </ul>		<p>(3) 今後の対応</p> <p>①耐SA環境性の向上</p> <p>逃がし窒素ガス代替供給設備においては、SRV用電磁弁が機能喪失した場合においても、SRV用電磁弁の排気ポートから窒素ガスを供給することにより、SRV全開操作が可能な設計としていることから、改良シリンダの耐SA環境性の目標として原子炉格納容器の限界温度・圧力(200℃、0.853MPa[gage])を目指す設計とする。</p> <p>②DB機能に対する影響評価</p> <p>SRVシリンダの改良は、DBA時のSRV動作に影響を与える変更<sup>*1</sup>となることから、今後、信頼性確認試験<sup>*2</sup>を実施し、プラント運転に影響を与えないことを確認する(2020年3月予定)。</p> <p>※1：改良シリンダは、SRV本体に接続するシリンダ摺動部となるピストン寸法及び重量が増加する</p> <p>※2：信頼性確認試験の項目は機械劣化試験、放射線劣化試験、熱劣化試験、加振試験、耐震試験、水力学的動荷重試験、事故時放射線試験、蒸気曝露環境試験及び作動試験等となる</p> <p>③スケジュール</p> <p><u>プラント運転に影響を与えないことが確認された場合、更なる安全性向上のため改良シリンダを採用することとし、実機への導入準備が整い次第、至近のプラント停止中に設置する。</u></p>	<p>・設備設計の違い</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>柏崎 6/7 (ABWR) と島根 2号炉 (Mark-I 改) の最高使用圧力の相違。</p> <p>・試験進捗による相違</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>4. シール材の健全性について</p> <p>SRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール材をフッ素ゴムから改良EPDMへ変更することにより、シール機能の耐環境性向上について下記のとおり示す。</p> <p>① フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について</p> <p>フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果の比較を表4に示す。</p> <p>表4の試験結果は、SRVが設置されている原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量を上回る800kGyを照射し、原子炉格納容器限界温度である200℃以上の環境に曝露した後、フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみを測定した結果を示している。その結果、フッ素ゴムは800kGy、乾熱、200℃の環境に3日間(72h)曝露されることで圧縮永久ひずみが [ ] に劣化することが予想されるのに対して、改良EPDM製シール材は800kGy、乾熱/蒸気、200℃の環境に7日間(168h)曝露されても圧縮永久ひずみは最大 [ ] であることが確認できている。本結果が示すとおり、改良EPDM製シール材はフッ素ゴムより耐環境性が十分高いことが確認できるため、シール機能の耐環境性向上が達成できると考えている。</p> <p>表4 シール材の圧縮永久ひずみ試験結果</p> <table border="1" data-bbox="166 1287 911 1444"> <thead> <tr> <th rowspan="2">材質</th> <th rowspan="2">放射線 累積照射量</th> <th rowspan="2">ガス性状</th> <th rowspan="2">温度</th> <th colspan="3">圧縮永久ひずみ試験*</th> </tr> <tr> <th>24h</th> <th>72h</th> <th>168h</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フッ素ゴム</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>200℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>200℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>250℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>蒸気</td> <td>200℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>蒸気</td> <td>250℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※圧縮永久ひずみ試験とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を100%としている。圧縮永久ひずみ試験結果が低い程、シール材の復元量が確保されていることを意味しておりシール機能は健全であることを示している。</p>	材質	放射線 累積照射量	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験*			24h	72h	168h	フッ素ゴム	800kGy	乾熱	200℃				改良EPDM	800kGy	乾熱	200℃				改良EPDM	800kGy	乾熱	250℃				改良EPDM	800kGy	蒸気	200℃				改良EPDM	800kGy	蒸気	250℃					<p>4. シール材の健全性について</p> <p>SRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール材をフッ素ゴムから改良EPDMへ変更することにより、シール機能の耐環境性向上について下記のとおり示す。</p> <p>①フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について</p> <p>フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果の比較を表4に示す。</p> <p>表4の試験結果は、SRVが設置されている原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量を上回る800kGyを照射し、原子炉格納容器限界温度である200℃以上の環境に曝露した後、フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみを測定した結果を示している。その結果、フッ素ゴムは800kGy、乾熱、200℃の環境に3日間(72h)曝露されることで圧縮永久ひずみが [ ] に劣化することが予想されるのに対して、改良EPDM製シール材は800kGy、乾熱/蒸気、200℃の環境に7日間(168h)曝露されても圧縮永久ひずみは最大 [ ] であることが確認できている。本結果が示すとおり、改良EPDM製シール材はフッ素ゴムより耐環境性が十分高いことが確認できるため、シール機能の耐環境性向上が達成できると考えている。</p> <p>表4 シール材の圧縮永久ひずみ試験結果</p> <table border="1" data-bbox="1745 1299 2493 1562"> <thead> <tr> <th rowspan="2">材質</th> <th rowspan="2">放射線 累積照射量</th> <th rowspan="2">ガス性状</th> <th rowspan="2">温度</th> <th colspan="3">圧縮永久ひずみ試験*</th> </tr> <tr> <th>24h</th> <th>72h</th> <th>168h</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フッ素ゴム</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>200℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>200℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>乾熱</td> <td>250℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>蒸気</td> <td>200℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>改良EPDM</td> <td>800kGy</td> <td>蒸気</td> <td>250℃</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※圧縮永久ひずみ試験とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%、全く復元せず完全に圧縮された状態を100%としている。圧縮永久ひずみ試験結果が低い程、シール材の復元量が確保されていることを意味しており、シール機能は健全であることを示している。</p>	材質	放射線 累積照射量	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験*			24h	72h	168h	フッ素ゴム	800kGy	乾熱	200℃				改良EPDM	800kGy	乾熱	200℃				改良EPDM	800kGy	乾熱	250℃				改良EPDM	800kGy	蒸気	200℃				改良EPDM	800kGy	蒸気	250℃				
材質					放射線 累積照射量	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験*																																																																																					
	24h	72h	168h																																																																																										
フッ素ゴム	800kGy	乾熱	200℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	乾熱	200℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	乾熱	250℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	蒸気	200℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	蒸気	250℃																																																																																										
材質	放射線 累積照射量	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験*																																																																																									
				24h	72h	168h																																																																																							
フッ素ゴム	800kGy	乾熱	200℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	乾熱	200℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	乾熱	250℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	蒸気	200℃																																																																																										
改良EPDM	800kGy	蒸気	250℃																																																																																										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② 改良EPDM製シール材の性能確認試験について</p> <p>上記の①で示すシール材特性試験に加え、改良EPDM製シール材のシール機能を確認するために、小型フランジ試験装置を用いて事故環境下に曝露させ、性能確認試験を実施している。本試験は、原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGy、格納容器限界温度である200℃と余裕を見た250℃の環境に7日間(168h)曝露した試験体に対してHe気密性能確認試験を実施し、格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)を超える0.9MPa加圧時において漏えいがないことを確認した。</p> <p>なお、改良EPDM製シール材の試験の詳細を別紙-1「改良EPDMシール材の試験について(平成27年11月19日審査会合資料抜粋)」で示す。</p>		<p>②改良EPDM製シール材の性能確認試験について</p> <p>上記の①で示すシール材特性試験に加え、改良EPDM製シール材のシール機能を確認するために、小型フランジ試験装置を用いて事故環境下に曝露させ、性能確認試験を実施している。本試験は原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGy、格納容器限界温度である200℃と余裕を見た250℃の環境に7日間(168h)曝露した試験体に対してHe気密性能確認試験を実施し、格納容器限界圧力2Pd(0.853MPa)を超える <input type="text"/> MPa加圧時において漏えいがないことを確認した。</p> <p>なお、改良EPDM製シール材の試験の詳細を別紙-1「改良EPDMシール材の試験について」で示す。</p>	<p>・設備設計の違い</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7(ABWR)と島根2号炉(Mark-I改)の最高使用圧力の相違。</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-1</p> <p style="text-align: center;">改良EPDMシール材の試験について</p> <p>改良EPDMシール材について、耐高温性、耐蒸気性を確認するために、800kGyのガンマ線照射を行った材料を用いて、高温曝露又は蒸気曝露を行った後、気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。また、試験後の外観観察、FT-IR分析及び硬さ測定を行い、曝露後のシール材の状況を確認した。本試験に使用した試験治具寸法を図1、外観を図2に示す。シール材の断面寸法は実機の1/2とし、内側の段差1mmに加えて外側からも高温空気又は蒸気に曝露されるため、実機条件と比較して保守的な条件となると想定される。試験の詳細と結果を以下に記載する。</p> <p>①高温曝露 熱処理炉を使用して200℃、168hの高温曝露を実施した。</p> <p>②蒸気曝露 東京電力技術開発センター第二研究棟の蒸気用オートクレーブを使用して、1MPa、250℃の蒸気環境下で168時間曝露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を図3に、試験体設置状況を図4に示す。</p> <p>③He気密確認試験 高温曝露及び蒸気曝露後の試験体について、Heを用いて気密試験を実施した。負荷圧力は0.3MPa、0.65MPa、0.9MPaとし、スヌープでのリーク確認と、0.3MPaは保持時間10分、0.65MPa及び0.9MPaは保持時間30分で圧力降下の有無を確認した。また、0.8mmの隙間ゲージを用いて開口変位を模擬した気密確認試験も実施した（実機1.6mm相当の変位）。試験状況を図5、6に、試験結果を表1に示す。いずれの条件下でもリーク及び圧力降下は認められなかった。</p> <p>④試験後外観観察 デジタルマイクロスコープを用いてHe気密確認試験後のシール材表面を観察した。観察結果を図7に示す。シール材表面に割れ等の顕著な劣化は認められなかった。</p>		<p style="text-align: right;">別紙-1</p> <p style="text-align: center;">改良EPDMシール材の試験について</p> <p>改良EPDMシール材について、耐高温性、耐蒸気性を確認するために、800kGyのガンマ線照射を行った材料を用いて、高温曝露又は蒸気曝露を行った後、気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。また、試験後の外観観察、FT-IR分析及び硬さ測定を行い、曝露後のシール材の状況を確認した。本試験に使用した試験治具寸法を図1、外観を図2に示す。シール材の断面寸法は実機の1/2とし、内側の段差1mmに加えて外側からも高温空気又は蒸気に曝露されるため、実機条件と比較して保守的な条件となると想定される。試験の詳細と結果を以下に記載する。</p> <p>①高温曝露 熱処理炉を使用して200℃、168hの高温曝露を実施した。</p> <p>②蒸気曝露 東京電力技術開発センター第二研究棟の蒸気用オートクレーブを使用して、1MPa、250℃の蒸気環境下で168時間曝露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を図3に、試験体設置状況を図4に示す。</p> <p>③He気密確認試験 高温曝露及び蒸気曝露後の試験体について、Heを用いて気密試験を実施した。負荷圧力は0.3MPa、0.65MPa、0.9MPaとし、スヌープでのリーク確認と、0.3MPaは保持時間10分、0.65MPa及び0.9MPaは保持時間30分で圧力降下の有無を確認した。また、0.8mmの隙間ゲージを用いて開口変位を模擬した気密確認試験も実施した（実機1.6mm相当の変位）。試験状況を図5、6に、試験結果を表1に示す。いずれの条件下でもリーク及び圧力降下は認められなかった。</p> <p>④試験後外観観察 デジタルマイクロスコープを用いてHe気密確認試験後のシール材表面を観察した。観察結果を図7に示す。シール材表面に割れ等の顕著な劣化は認められなかった。</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="172 216 908 457" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="430 478 647 508" data-label="Caption"> <p>図1 試験治具寸法</p> </div> <div data-bbox="172 625 908 863" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="350 884 727 913" data-label="Caption"> <p>図2 試験治具及びシール材外観</p> </div> <div data-bbox="172 1020 893 1497" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="335 1514 742 1543" data-label="Caption"> <p>図3 蒸気用オートクレーブ系統図</p> </div>	<div data-bbox="1136 163 1507 193" data-label="Text"> <p>東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)</p> </div>	<div data-bbox="1961 163 2279 193" data-label="Text"> <p>島根原子力発電所 2号炉</p> </div> <div data-bbox="1754 216 2490 457" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="2003 478 2249 508" data-label="Caption"> <p>図1 試験治具寸法</p> </div> <div data-bbox="1762 625 2499 863" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1923 884 2329 913" data-label="Caption"> <p>図2 試験治具及びシール材外観</p> </div> <div data-bbox="1762 1020 2484 1497" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1908 1514 2338 1543" data-label="Caption"> <p>図3 蒸気用オートクレーブ系統図</p> </div>	<div data-bbox="2644 163 2703 193" data-label="Text"> <p>備考</p> </div>



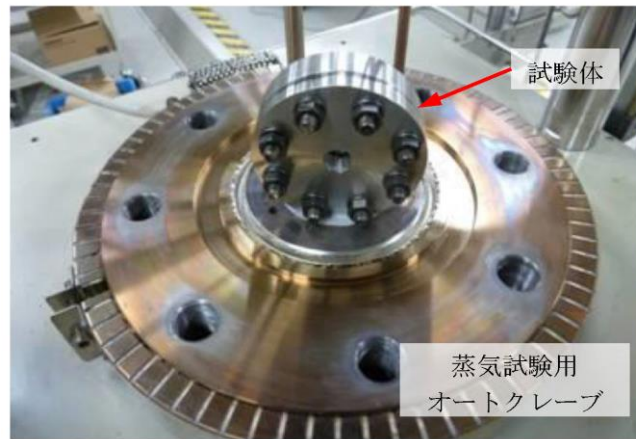


図4 蒸気曝露試験体設置状況

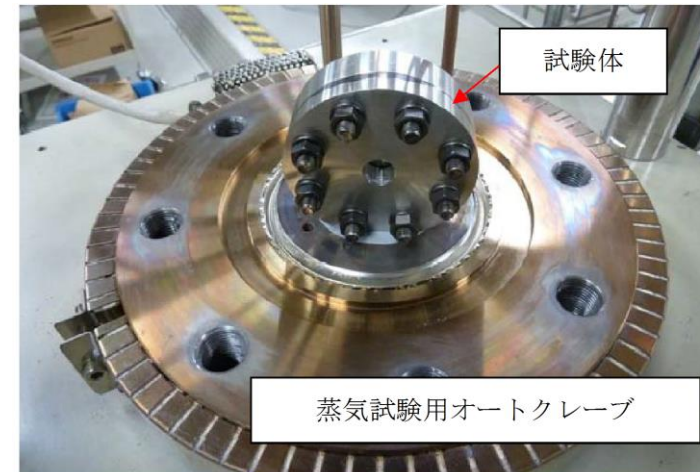
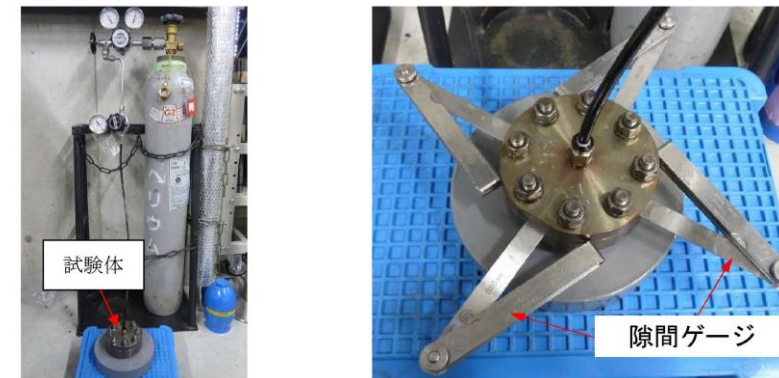


図4 蒸気曝露試験体設置状況



図6 He気密試験時開口模擬 (隙間ゲージ使用)

図5 He 気密確認試験状況



隙間ゲージ

図5 He 気密確認試験状況 図6 He 気密試験時開口模擬 (隙間ゲージ使用)

表1 He気密確認試験状況

No.	曝露条件	ガンマ線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

表1 He 気密試験確認状況

No.	曝露条件	γ線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

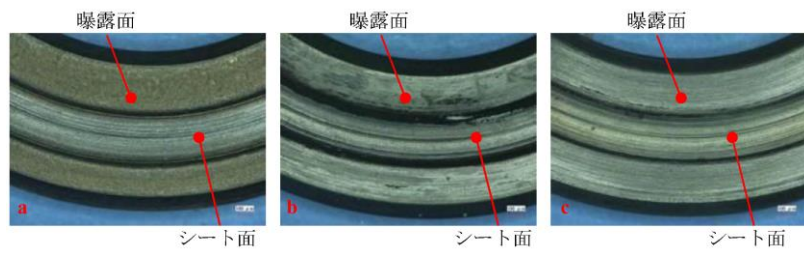


図7 試験後外観観察結果

(a: 乾熱200°C, 168h, b, c: 蒸気250°C, 168h)

⑤ FT-IR分析

試験後のシール材のFT-IR分析結果を図8, 9に示す。FT-IRは赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して、試料に赤外線を照射して透過又は反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。高温曝露中に空気が直接接触する位置(曝露面)では、ベースポリマーの骨格に対応するピークが消失していたが、その他の分析位置、曝露条件では顕著な劣化は認められなかった。



図8 FT-IR分析結果 (曝露面)

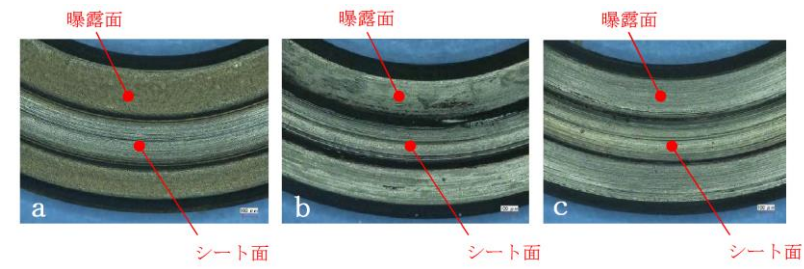


図7 試験後外観観察結果

(a: 乾熱 200°C, 168h b, c: 蒸気 250°C, 168h)

⑤ FT-IR分析

試験後のシール材のFT-IR分析結果を図8, 9に示す。FT-IRは赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して、試料に赤外線を照射して透過又は反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。高温曝露中に空気が直接接触する位置(曝露面)では、ベースポリマーの骨格に対応するピークが消失していたが、その他の分析位置、曝露条件では顕著な劣化は認められなかった。

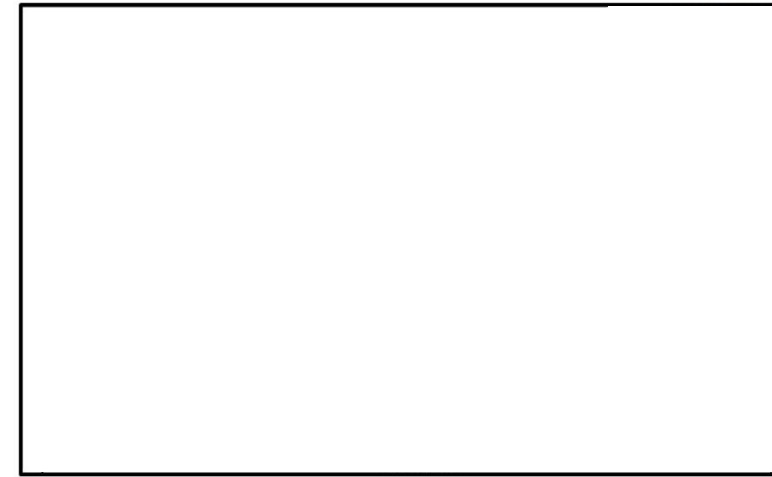


図8 FT-IR分析結果 (曝露面)



図9 FT-IR分析結果 (シート面)

⑥ 硬さ測定

試験後のシール材の硬さ測定結果を図10に示す。曝露面、シート面、裏面、断面の硬さを測定した。曝露面において、乾熱200℃、168h条件では酸化劣化によって硬さが顕著に上昇していた。その他の部位、条件では、蒸気250℃、168h条件の曝露面で若干の軟化が確認された以外、硬さは初期値近傍であり、顕著な劣化は確認されなかった。

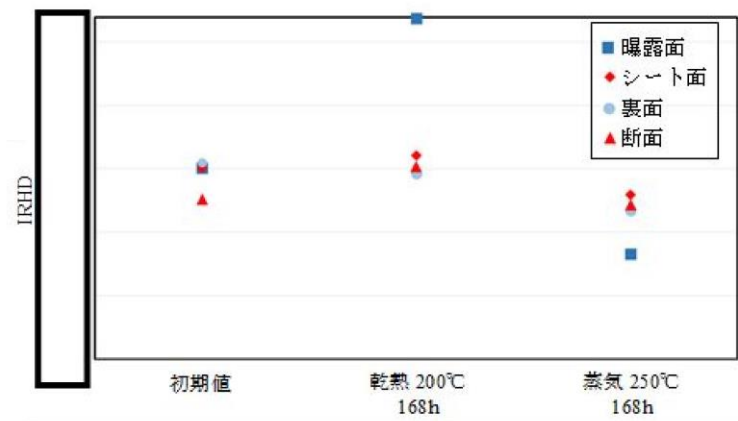


図10 硬さ測定結果

以上の試験結果から、200℃、2Pd、168hの条件下では、改良EPDMシール材を使用した場合は、圧力上昇時のフランジ部の開口を勘案しても原子炉格納容器フランジ部の気密性は保たれると考えられる。

以上



図9 FT-IR分析結果 (シート面)

⑥ 硬さ測定

試験後のシール材の硬さ測定結果を図10に示す。曝露面、シート面、裏面、断面の硬さを測定した。曝露面において、乾熱200℃、168h条件では酸化劣化によって硬さが顕著に上昇していた。その他の部位、条件では、蒸気250℃、168h条件の曝露面で若干の軟化が確認された以外、硬さは初期値近傍であり、顕著な劣化は確認されなかった。

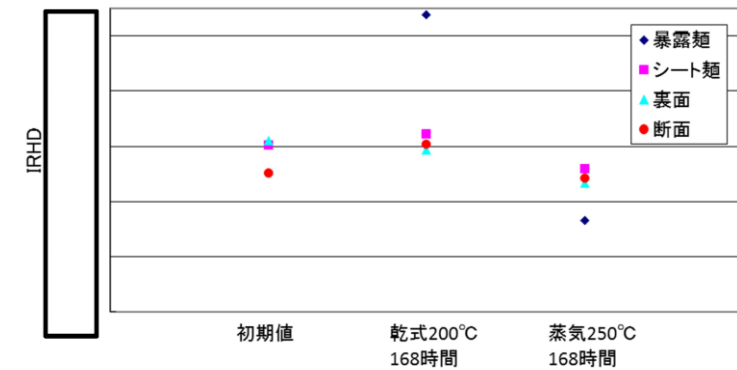


図10 硬さ測定結果

以上の試験結果から、200℃、2Pd、168hの条件下では、改良EPDMシール材を使用した場合は、圧力上昇時のフランジ部の開口を勘案しても原子炉格納容器フランジ部の気密性は保たれると考えられる。

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>44. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては、重大事故時における現場作業の成立性を確かなものにするため、必要な対策を実施の上、以下の運用を行うこととしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>作業現場の放射線量の上昇の緩和のため、非常用ガス処理系を起動する</li> <li>全交流電源喪失時においても屋外作業を行わずに速やかに非常用ガス処理系を使用できるよう、ガスタービン発電機を中央制御室から遠隔操作により起動する</li> </ul> <p>ここでは、非常用ガス処理系の運転を考慮した場合の重大事故時における作業時の被ばく線量を確認した。</p> <p>なお、格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響の評価条件及び評価結果の詳細は、「重大事故等対処設備について 別添資料-1 <u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(格納容器圧力逃がし装置)</u> について」の別紙33に示す。</p> <p>また、中央制御室での被ばく線量については、「59条 <u>原子炉制御室(補足説明資料) 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について</u>」に示す。</p> <p>1. 現場の作業環境</p> <p>現場の作業環境の評価結果を表1に示す。評価の結果、被ばく線量は最大でも約87mSvとなった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。</p> <p>なお、作業の評価条件及び評価結果の詳細は別紙「給油等の現場作業の線量影響について」に示す。</p>	<p>資料なし</p>	<p>33. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について</p> <p>島根原子力発電所2号炉においては、重大事故時における現場作業の成立性を確かなものにするため、必要な対策を実施の上、以下の運用を行うこととしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>作業現場の放射線量の上昇の緩和のため、非常用ガス処理系を起動する</li> <li>全交流電源喪失時においても屋外作業を行わずに速やかに非常用ガス処理系を使用できるよう、ガスタービン発電機を中央制御室から遠隔操作により起動する</li> </ul> <p>ここでは、非常用ガス処理系の運転を考慮した場合の重大事故時における作業時の被ばく線量を確認した。</p> <p>なお、格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響の評価条件及び評価結果の詳細は、「重大事故等対処設備について 別添資料-1 <u>格納容器フィルタベント系について</u>」の別紙8に示す。</p> <p>また、中央制御室での被ばく線量については、「59条 <u>運転員が原子炉制御室にとどまるための設備(補足説明資料) 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について</u>」に示す。</p> <p>1. 現場の作業環境</p> <p>現場の作業環境の評価結果を表1に示す。評価の結果、被ばく線量は最大でも約58mSvとなった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。</p> <p>なお、作業の評価条件及び評価結果の詳細は別紙「給油等の現場作業の線量影響について」に示す。</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>表1 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業と放射線環境</p> <table border="1" data-bbox="172 359 902 701"> <thead> <tr> <th>作業項目</th> <th>具体的な運転操作・作業内容</th> <th>放射線環境</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水貯蔵槽への補給</td> <td>・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給</td> <td>最大約63mSv</td> </tr> <tr> <td>各機器への給油</td> <td>・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業</td> <td>最大約87mSv*</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備からの受電操作</td> <td>・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C受電確認，MCC受電</td> <td>1 mSv以下</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系運転操作</td> <td>・代替原子炉補機冷却系 準備操作，運転状態監視</td> <td>最大約54mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>※評価結果が最大となる「<u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業</u>」の値を示す</p>	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	放射線環境	復水貯蔵槽への補給	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	最大約63mSv	各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業	最大約87mSv*	常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C受電確認，MCC受電	1 mSv以下	代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作，運転状態監視	最大約54mSv		<p>表1 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業と放射線環境</p> <table border="1" data-bbox="1739 338 2502 972"> <thead> <tr> <th></th> <th>環境</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低圧原子炉代替注水槽への補給準備</td> <td>・大量送水車による輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への補給</td> <td>約 28mSv</td> </tr> <tr> <td>各機器への給油</td> <td>・ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給 ・大量送水車，大型送水ポンプ車への燃料給油作業</td> <td>約 15mSv*</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備からの受電操作</td> <td>・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（ガスタービン発電機） ・M/C受電操作，受電確認</td> <td>約 40mSv</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機代替冷却系運転操作</td> <td>・原子炉補機代替冷却系準備操作，運転状態監視</td> <td>約 58mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>※評価結果が最大となる「<u>大型送水ポンプ車への燃料給油作業</u>」の値を示す</p>		環境		低圧原子炉代替注水槽への補給準備	・大量送水車による輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への補給	約 28mSv	各機器への給油	・ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給 ・大量送水車，大型送水ポンプ車への燃料給油作業	約 15mSv*	常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（ガスタービン発電機） ・M/C受電操作，受電確認	約 40mSv	原子炉補機代替冷却系運転操作	・原子炉補機代替冷却系準備操作，運転状態監視	約 58mSv	<p>・評価結果の相違【柏崎 6/7】</p>
作業項目	具体的な運転操作・作業内容	放射線環境																															
復水貯蔵槽への補給	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	最大約63mSv																															
各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業	最大約87mSv*																															
常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C受電確認，MCC受電	1 mSv以下																															
代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作，運転状態監視	最大約54mSv																															
	環境																																
低圧原子炉代替注水槽への補給準備	・大量送水車による輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への補給	約 28mSv																															
各機器への給油	・ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給 ・大量送水車，大型送水ポンプ車への燃料給油作業	約 15mSv*																															
常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（ガスタービン発電機） ・M/C受電操作，受電確認	約 40mSv																															
原子炉補機代替冷却系運転操作	・原子炉補機代替冷却系準備操作，運転状態監視	約 58mSv																															



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (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;">給油等の現場作業の線量影響について</p> <p>重大事故時における現場作業は放射線環境下での作業となる。ここでは、有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業のうち、別紙表1 に示す作業について作業時の被ばく線量の評価を行った。作業の時間帯等を別紙表2 に示す。また、各現場作業における線量影響評価で採用した評価点を別紙図1 から別紙図4 に示す。</p> <p>各作業の評価時間には作業場所への往復時間を含めた。なお、移動中における線量率が作業中における線量率と異なることを考慮し、作業によっては、作業中と移動中で異なる場所を評価点と設定し評価した。線源強度や大気拡散評価等の評価条件は、「重大事故等対処設備について 別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙33 と同じとした。また、格納容器ベント実施後の作業は、7号炉にてW/W ベントを実施した場合を代表として評価した。評価結果を別紙表2 に示す。</p> <p>評価の結果、被ばく線量は最大でも約87mSv となった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。</p> <p style="text-align: center;"><u>別紙表1 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業</u></p> <table border="1" data-bbox="172 1241 908 1583"> <thead> <tr> <th>作業項目</th> <th>具体的な運転操作・作業内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水貯蔵槽への補給</td> <td>・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給</td> </tr> <tr> <td>各機器への給油</td> <td>・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備からの受電操作</td> <td>・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C 受電確認、MCC 受電</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系運転操作</td> <td>・代替原子炉補機冷却系 準備操作、運転状態監視</td> </tr> </tbody> </table>	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	復水貯蔵槽への補給	・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業	常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C 受電確認、MCC 受電	代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作、運転状態監視		<p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">給油等の現場作業の線量影響について</p> <p>重大事故時における現場作業は放射線環境下での作業となる。ここでは、有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業のうち、別紙表1 に示す作業について作業時の被ばく線量の評価を行った。作業の時間帯等を別紙表2 に示す。また、各現場作業における線量影響評価で採用した評価点を別紙図1 から別紙図3 に示す。</p> <p>各作業の評価時間には作業場所への往復時間を含めた。なお、移動中における線量率が作業中における線量率と異なることを考慮し、作業によっては、作業中と移動中で異なる場所を評価点と設定し評価した。線源強度や大気拡散評価等の評価条件は、「重大事故等対処設備について 補足説明資料 59-11 原子炉制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」と同じとした。また、格納容器ベント実施後の作業は、W/Wベントを実施した場合を代表として評価した。評価結果を別紙表2 に示す。</p> <p>評価の結果、被ばく線量は最大でも約58mSv となった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。</p> <p style="text-align: center;"><u>別紙表1 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 1255 2481 1614"> <thead> <tr> <th>作業項目</th> <th>具体的な運転操作・作業内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低圧原子炉代替注水槽への補給準備</td> <td>・大量送水車による輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への補給</td> </tr> <tr> <td>各機器への給油</td> <td>・ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給 ・大量送水車、大型送水ポンプ車への燃料給油作業</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備からの受電操作</td> <td>・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（ガスタービン発電機） ・M/C 受電操作、受電確認</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機代替冷却系運転操作</td> <td>・原子炉補機代替冷却系準備操作、運転状態監視</td> </tr> </tbody> </table>	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	低圧原子炉代替注水槽への補給準備	・大量送水車による輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への補給	各機器への給油	・ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給 ・大量送水車、大型送水ポンプ車への燃料給油作業	常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（ガスタービン発電機） ・M/C 受電操作、受電確認	原子炉補機代替冷却系運転操作	・原子炉補機代替冷却系準備操作、運転状態監視	<p>・評価結果の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・設備設計の相違【柏崎 6/7】</p>
作業項目	具体的な運転操作・作業内容																						
復水貯蔵槽への補給	・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給																						
各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業																						
常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C 受電確認、MCC 受電																						
代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作、運転状態監視																						
作業項目	具体的な運転操作・作業内容																						
低圧原子炉代替注水槽への補給準備	・大量送水車による輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への補給																						
各機器への給油	・ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給 ・大量送水車、大型送水ポンプ車への燃料給油作業																						
常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（ガスタービン発電機） ・M/C 受電操作、受電確認																						
原子炉補機代替冷却系運転操作	・原子炉補機代替冷却系準備操作、運転状態監視																						

別紙表2 有効性評価 (重大事故) で想定する主な現場作業に伴う被ばく

	格納容器ベント実施前の作業 <sup>※1</sup>		格納容器ベント実施後の作業 <sup>※2</sup>	
	常設代替交流電源 設備からの受電操作	格納容器ベント実施前の作業 <sup>※1</sup>	格納容器ベント実施後の作業 <sup>※2</sup>	格納容器ベント実施後の作業 <sup>※2</sup>
移動開始時間 (事象開始後)	屋内 10分後	復水貯蔵槽への補給 屋外 6時間5分後	代替原子炉補機 始動系運転操作 屋外 11時間後	大容量送水車 への給油 屋外 40時間35分後 <sup>※3</sup>
評価時間	移動, 作業 60分	移動 55分 <sup>※4</sup> 作業 310分	1班: 移動 190分 作業 120分 2班: 移動 20分 作業 240分	移動 10分 作業 10分
被ばく線量	約 0.32mSv	約 63mSv	1班: 約 54mSv 2班: 約 49mSv	約 87mSv

※1 評価に当たっては、両号炉共に代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合を想定する。  
 ※2 評価に当たっては、7号炉で格納容器ベント (WWベント) に至り、6号炉で代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合を想定する。  
 ※3 41時間後に作業完了となるように設定。「大容量送水車への給油」の作業完了時間は保守的に「可搬型代替注水ポンプへの給油」と同じとした。  
 ※4 高台での作業時間5分を含む。  
 ※5 技術的能力で想定する給油作業時間17分(移動時間除く)に、時間余裕3分を考慮した20分を想定する。

別紙表 2 有効性評価 (重大事故) で想定する主な現場作業に伴う被ばく

	格納容器ベント実施前の作業		格納容器ベント実施後の作業	
	常設代替交流電源 設備からの受電操作	格納容器ベント実施前の作業	格納容器ベント実施後の作業	格納容器ベント実施後の作業
移動開始時間 (事象開始後)	屋内 20分後 <sup>※2</sup>	低圧原子炉代替 注水槽への補給準備 屋外 <sup>※1</sup> 20分後 <sup>※2</sup>	原子炉補機代替 冷却系運転操作 屋外 <sup>※1</sup> 2時間30分後 <sup>※2</sup>	大型送水ポンプ車 への給油 屋外 <sup>※1</sup> 38.8時間後 <sup>※3</sup>
評価時間 <sup>※2</sup>	作業 70分 移動 15分	作業 1時間40分 移動 25分	作業 7時間20分 移動 25分	作業 37分 移動 25分
被ばく線量	約 40mSv	約 28mSv	約 58mSv	約 15mSv 1 mSv以下

※1 屋外移動中の評価に当たっては、最も放出点 (原子炉建物) に近接した作業場所である原子炉建物南側作業地点で代表した。  
 ※2 「添付資料 1.3.1 重大事故等対策の成立性確認表 (一覧)」に基づき、移動開始時間、評価時間を設定  
 ※3 「補足説明資料 102 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」に記載のとおり、ベント実施約7時間後に大容量送水ポンプ車への給油作業が完了となるように設定。

・設備設計, 運用, 評価  
 条件の相違  
 【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
<div data-bbox="160 262 911 770" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="350 789 715 829" data-label="Caption"> <p>別紙図1 復水貯蔵槽への補給</p> </div> <div data-bbox="160 938 911 1446" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="181 1459 866 1499" data-label="Caption"> <p>別紙図2 代替原子炉補機冷却系運転操作 (7号炉対応時)</p> </div>		<div data-bbox="1745 273 2496 718" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1721 789 2513 871" data-label="Caption"> <p>別紙図1 低圧原子炉代替注水槽への補給, 原子炉補機代替冷却系 運転操作及び屋外移動中の線量評価点</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="166 268 908 772" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="350 793 718 823" data-label="Caption"> <p>別紙図3 大容量送水車への給油</p> </div> <div data-bbox="166 936 908 1440" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="299 1514 774 1543" data-label="Caption"> <p>別紙図4 可搬型代替注水ポンプへの給油</p> </div>		<div data-bbox="1748 275 2490 720" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1822 793 2415 823" data-label="Caption"> <p>別紙図2 大型送水ポンプ車への給油作業の評価点</p> </div> <div data-bbox="1748 894 2496 1482" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1852 1514 2386 1543" data-label="Caption"> <p>別紙図3 大量送水車への給油作業の評価点</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>49. 溶融炉心落下位置が原子炉格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価</p> <p>1. 評価の目的</p> <p><u>平成29年2月の1F2原子炉格納容器下部の調査結果では、原子炉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。確認された範囲は原子炉格納容器下部の一部であり、原子炉格納容器下部の中心等未確認の箇所が多く、グレーチングの落下理由についても現状不明であるが、グレーチングの落下理由の可能性の1つとして、RPVから流出した溶融炉心が落下したことの影響が考えられる。</u></p>	<p>22 溶融炉心が原子炉压力容器下部の偏心位置より落下した場合の影響評価</p> <p>1. 評価目的</p> <p>実機において、水蒸気爆発（以下「S.E」という。）が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられるが、東海第二発電所では、事象の不確かさを踏まえ保守性を考慮した入力条件によるS.E評価（以下「基本ケース」という。）を実施し、万が一のS.Eの発生を想定した場合でも格納容器の健全性が損なわれないことを確認している。</p> <p>有効性評価のMAAP解析では、下部プレナムへ移行した溶融炉心（以下「デブリ」という。）による過熱で原子炉压力容器（以下「RPV」という。）下部の中心部温度が最も高くなり、その位置の制御棒駆動機構（以下「CRD」という。）ハウジング溶接部に生じるひずみによってRPV破損に至る結果となっている。このため、基本ケースの入力条件のうち、<u>メルト放出位置</u>についてはRPV下部の中心としている。また、<u>メルト放出口径</u>については、爆発規模が大きくなる条件としてCRDハウジングの逸出を想定した口径を設定している。</p> <p>しかしながら、実際に重大事故が発生した場合においては、有効性評価上期待していない原子炉注水手段の復旧等、想定とは異なる対応や事故進展の影響により、RPV下部の中心から外れた偏心位置での貫通部溶接破損によって生じたわずかな間隙からデブリ流出する等、基本ケースでの想定と異なる落下様態となることも考えられる。また、偏心位置でS.Eが発生した場合、爆発位置が基本ケースよりも側壁に近接するため、局部的に大きな動的荷重が作用する可能性がある。</p>	<p>37. 溶融炉心落下位置がペDESTALの中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価</p> <p>1. 評価の目的</p> <p>実機において、水蒸気爆発が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられるが、島根2号炉では、事象の不確かさを踏まえ保守性を考慮した入力条件による水蒸気爆発評価（以下「基本ケース」という。）を実施し、万が一の水蒸気爆発の発生を想定した場合でも原子炉格納容器の健全性が損なわれないことを確認している。</p> <p>有効性評価のMAAP解析では、下部プレナムへ移行した溶融炉心による過熱で原子炉压力容器下部の中心部温度が最も高くなり、その位置の制御棒駆動機構ハウジング溶接部に生じるひずみによって原子炉压力容器破損に至る結果となっている。このため、基本ケースの入力条件のうち、<u>溶融炉心の放出口径</u>については原子炉压力容器下部の中心としている。また、<u>溶融炉心の放出口径</u>については、爆発規模が大きくなる条件として制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定した口径を想定している。</p> <p>しかしながら、実際に重大事故が発生した場合においては、有効性評価上期待していない原子炉注水手段の復旧等、想定とは異なる対応や事故進展の影響により、原子炉压力容器下部の中心から外れた偏心位置での貫通部溶接破損によって生じたわずかな間隙から溶融炉心が流出する等、基本ケースでの想定と異なる落下様態となることも考えられる。また、偏心位置で水蒸気爆発が発生した場合、爆発位置が基本ケースよりも側壁に近接するため、局部的に大きな動的荷重が作用する可能性がある。</p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉および東海第二では現実的な評価条件で水蒸気爆発評価を実施。柏崎6/7では、現実的および保守的な評価条件で水蒸気爆発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>今回、確認されたグレーチングの落下位置がCRDハウジングの外周部近傍の下部であることを踏まえ、KK6/7に対して溶融炉心の落下位置がCRDハウジングの外周部に溶融炉心が落下し、水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を確認した。</p> <p>2. 評価に用いた解析コード等 水蒸気爆発の影響を評価するにあたっては、溶融燃料-冷却材相互作用によって発生するエネルギー、発生エネルギーによる圧力伝播挙動及び構造応答が重要な現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である水蒸気爆発解析コードJASMINE、構造応答解析コードAUTODYN-2Dにより圧力伝播挙動及び構造応答、格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>3. 評価条件 主要解析条件を表1に示す。溶融炉心は原子炉圧力容器底部のCRDハウジングの外周部直下に落下するものとし、溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から落下する際には、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和策として、原子炉格納容器下部に水位2mの水張りが実施されているものとした。また、原子炉格納容器下部の水位が上昇するケースとして、原子炉格納容器下部にリターンラインまでの高さ(7m)の水位が形成されている場合の評価も実施した。構造応答解析コードAUTODYN-2Dによる評価モデルのイメージを図1に示す。図1の通り、評価モデルを溶融炉心落下位置から格納容器下部壁面までの最短距離を半径とする円筒とした。なお、粗混合過程で溶融炉心が拡がる範囲が図1に示す範囲よりも十分に小さいため、円筒の半径の差異は溶融燃料-冷却材相互作用によって発生するエネルギーに影響しないと考えられることから、水蒸気爆発解析コードJASMINEの評価モデルでは円筒の半径を狭めず実機に即したモデルとし、溶融燃料-冷却材相互作用によって発生するエネルギーを評価した。</p>	<p>ここでは、偏心位置における現実的なデブリの落下様態を想定したSEの影響を評価し、格納容器の健全性が損なわれないことを確認するとともに、基本ケースの評価の代表性を確認する。</p> <p>2. 評価方法 (1) 評価条件 解析コードは基本ケースと同様に、SE解析コードJASMINE及び汎用有限要素解析コードLS-DYNAを用いて評価した。本評価における各コードの入力条件及び評価モデルの取扱いを以下に示す。</p> <p>a. JASMINE 第1表に主要入力条件を示す。本評価の入力条件及び評価モデルは基本ケースと同様とするが、以下については現実的な条件として適用する。</p> <p>(a) <u>メルト放出口径</u> 第1図及び第2図にCRDハウジングサポート構造を示す。CRDハウジングサポートは、ペDESTAL内側の鋼板に固定された上部サポートビームにハンガーロッド等を介してグリッドプレートを接続した構造によりCRDハウジングの逸出を防</p>	<p>ここでは、偏心位置における現実的な溶融炉心の落下様態を想定した水蒸気爆発の影響を評価し、原子炉格納容器の健全性が損なわれないことを確認するとともに、基本ケースの代表性を確認する。</p> <p>2. 評価方法 (1) 評価条件 解析コードは基本ケースと同様に、水蒸気爆発解析コードJASMINE、構造応答解析コードAUTODYN-2Dを用いて評価した。本評価における各コードの入力条件及び評価モデルの取扱いを以下に示す。</p> <p>a. JASMINE 表1に主要入力条件を示す。本評価の入力条件及び評価モデルは基本ケースと同様とするが、以下については現実的な条件として適用する。</p> <p>(a) <u>溶融炉心落下量</u> 図1に制御棒駆動機構ハウジング支持金具構造を示す。制御棒駆動機構ハウジング支持金具は、原子炉本体の基礎の鋼板に固定されたサポートビームに吊り棒等を介してグリッドプレートを接続した構造により制御棒駆動機構ハウ</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価コードの相違 【東海第二】 島根2号炉のペDESTALは、周方向に規則的な構造物であるため、AUTODYN-2Dを用いた。</li> <li>・評価条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉および東海第二では現実的な評価条件で水蒸気爆発評価を実施。基本ケースの評価は保守性を含んだ条件設定となっており、溶融炉心が偏心位置に落下した場合について、保守的な条件を重畳させた評価としていない。</li> <li>・記載方針の相違 【東海第二】 記載方法は異なるが、島根2号炉と東海第二</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>止する設計としている。</u></p> <p><u>基本ケースでは、CRDハウジングの逸出を想定した口径</u> <u>□</u><u>を考慮しているが、上記のとおりCRDハウジングの外</u> <u>部サポートが設置されているため現実的には逸出は考えにく</u> <u>い。このため、本評価ではCRDハウジングが保持された状態</u> <u>を想定し、CRDハウジングとRPV下鏡板との間に生じる間</u> <u>隙からのメルト放出を考慮する。</u></p> <p><u>CRDハウジングとRPV下鏡板との間に生じる間隙の幅</u> <u>は、サンディア国立研究所のRPV下部ヘッド破損を模擬した</u> <u>LHF試験<sup>[1]</sup>において、貫通部溶接の破損によって約4mmの間</u> <u>隙が生じたことを踏まえ、これと同じ間隙幅を本評価において</u> <u>仮定する。</u></p> <p><u>以上より想定したCRDハウジングとRPV下鏡板との間</u> <u>に生じる開口面積(約□)と等価な口径である□をメ</u> <u>ルト放出口径として設定する。</u></p> <p>(b) <u>粗混合時液滴径</u> 既存のFCI試験ではザウター平均粒径として0~3mm程度 と報告されていることから、基本ケースでは保守的に□を設 定しているが、本評価では現実的な条件として既往の実験から 得られている平均粒径の条件である□を設定する。</p> <p>(c) <u>トリガリングタイミング</u> 基本ケースでは、SEにより発生する運動エネルギーが最も大 きくなると考えられる条件である粗混合融体質量ピーク時点 としている。一方、実機条件では、高圧ガスや爆薬を用いた大 規模FCI実験のトリガ装置で発生させているような外部ト リガが与えられる状況は考えにくく、また、東海第二発電所で</p>	<p><u>ジングの溢出を防止する設計としている。</u></p> <p><u>基本ケースでは、制御棒駆動機構ハウジング1本分</u> <u>(0.15m)に流出時の溶融炉心による口径の拡大分(0.05m)</u> <u>を見込んだ口径のジェット(0.20m)を考慮しているが、上</u> <u>記のとおり制御棒駆動機構ハウジングの支持金具が設置さ</u> <u>れているため現実的には制御棒駆動機構ハウジング1本が</u> <u>瞬時に脱落することは考えにくく、溶接の薄い箇所等、僅</u> <u>かな口径から流出した溶融炉心が構造材を伝い、あるいは</u> <u>構造材によって分散され、細い径で徐々に落下する形態が</u> <u>考えられる。このため、本評価では制御棒駆動機構ハウジ</u> <u>ングと原子炉圧力容器の下鏡部との間に生じる間隙からの</u> <u>溶融炉心の放出を考慮する。</u></p> <p><u>制御棒駆動機構ハウジングと原子炉圧力容器の下鏡部と</u> <u>の間に生じる間隙の幅は、サンディア国立研究所の原子炉</u> <u>圧力容器下部ヘッド破損を模擬したLHF試験<sup>[1]</sup>におい</u> <u>て、貫通部溶接の破損によって約4mmの間隙が生じたこと</u> <u>を踏まえ、これと同じ間隙幅を本評価において仮定する。</u></p> <p><u>以上より制御棒駆動機構ハウジングと原子炉圧力容器の</u> <u>下鏡部との間に生じる隙間幅を4mmと想定し、面積に換算</u> <u>すると約10cm<sup>2</sup>となる。この開口面積(約10cm<sup>2</sup>)と等価な</u> <u>口径である35.7mmを溶融炉心の放出口径として設定する。</u></p> <p><u>なお、島根原子力発電所2号機の制御棒駆動機構ハウジ</u> <u>ングと原子炉圧力容器の下鏡部との間の開口面積は最大でも</u> <u>約3cm<sup>2</sup>であり、10cm<sup>2</sup>に包絡される。</u></p> <p>(b) <u>粗混合粒径</u> 既存のFCI試験(FARO, COTELS等)ではザ ウター平均粒径として0~3mm程度と報告されていること から、基本ケースでは保守的に4mmを設定しているが、本 評価では現実的な条件として既往の実験から得られている 平均粒径の条件である3mmを設定する。</p> <p>(c) <u>トリガリングタイミング</u> 基本ケースでは、水蒸気爆発により発生する運動エネル ギが最も大きくなると考えられる条件である粗混合融体質 量ピーク時点としている。一方、実機条件では、高圧ガス や爆薬を用いた大規模FCI実験のトリガ装置で発生させ ているような外部トリガが与えられる状況は考えにくく、</p>	<p>で同様の評価条件が想 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>4. 評価結果</p> <p><u>原子炉格納容器下部に水位2mの水張りが実施されている場合における水蒸気爆発に伴うエネルギー、原子炉格納容器下部</u></p>	<p>は重大事故時のペDESTAL水位を<u>1mに制限する運用とすることから、現実的にはメルトジェットがペDESTAL床面に接触する際の衝撃によりトリガリング発生する可能性が高いと考えられる。このため、本評価ではメルトジェット先端が床面に到達した時点を設定する。</u></p> <p>以上のとおり、本評価では一部現実的な入力条件を適用するが、実機での<u>SE</u>に対して次の保守性が含まれているものと考ええる。</p> <p>第3図に<u>RPV下部構造物配置状況</u>を示す。JASMIN Eではメルトが放出口から直線的に自由落下し直接水プールに侵入する理想的なメルトジェットを仮定した評価モデルとなっているが、実機のRPV下部にはCRDハウジング、炉内計装ハウジング、ケーブル等が設置されており、更に下部には足場となるグレーチング等の構造物が存在する。このため、実機の重大事故においてRPV下部から流出したデブリはこれらの構造物に接触し、分散するものと想定され、RPV下部から流出したデブリが理想的なジェット形状を保ったまま直接水プールに侵入することはないと考えられる。したがって、実機の重大事故において爆発に寄与する粗混合融体質量はJASMIN Eで考慮されている粗混合融体質量よりも更に<u>少なく</u>なり、爆発規模は小さくなると考えられる。</p> <p><u>b. LS-DYNA</u></p> <p>第2表に爆発源仕様を、第4図に解析モデルを示す。本評価の入力条件及び評価モデルは基本ケースと同様とするが、半径方向の爆発源位置については、<u>ペDESTAL側壁に最も近接するRPV下部最外周のCRDハウジング直下の位置とする。</u></p> <p>(2) 判断基準</p> <p><u>LS-DYNAによるペDESTAL構造健全性評価の判断基準は基本ケース同様とする。</u></p> <p>3. 評価結果</p> <p>(1) JASMIN E</p> <p>第3表にJASMIN E評価結果を示す。流体の運動エネル</p>	<p>また、<u>島根2号炉では重大事故時のペDESTAL水位は2.4mとしていることから、現実的にはメルトジェットがペDESTAL床面に接触する際の衝撃によりトリガリングが発生する可能性が高いと考えられる。このため、本評価ではメルトジェット先端が床面に到達した時点を設定する。</u></p> <p>以上のとおり、本評価では一部現実的な入力条件を適用するが、実機での<u>水蒸気爆発</u>に対して次の保守性が含まれているものと考ええる。</p> <p>図2にペDESTAL内構造物配置状況を示す。JASMIN Eでは<u>溶融炉心</u>が放出口から直線的に自由落下し直接水プールに侵入する理想的なメルトジェットを仮定した評価モデルとなっているが、実機の原子炉压力容器下部には制御棒駆動機構ハウジングが設置されており、更に下部には足場となるグレーチング等の構造物が存在する。このため、実機の重大事故において原子炉压力容器下部から流出した溶融炉心はこれらの構造物に接触し、分散するものと想定され、原子炉压力容器下部から流出した溶融炉心が理想的なジェット形状を保ったまま直接水プールに侵入することはないと考えられる。したがって、実機の重大事故において爆発に寄与する粗混合融体質量はJASMIN Eで考慮されている粗混合融体質量よりも更に<u>小さく</u>なり、爆発規模は小さくなると考えられる。</p> <p><u>b. AUTODYN-2D</u></p> <p>図3に解析モデルを示す。本評価の入力条件及び評価モデルは基本ケースと同様とするが、半径方向の爆発源位置については、<u>格納容器側壁に最も近接する原子炉压力容器下部最外周の制御棒駆動機構ハウジング直下の位置とする。</u></p> <p>3. 評価結果</p> <p>水蒸気爆発に伴うエネルギー、<u>ペDESTAL内側及び外側鋼板の応力の推移</u>を図4、図5及び図6に示す。水蒸気爆発の発</p>	<p>・評価コードの相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉のペDESTALは、周方向に規則的な構造物であるため、AUTODYN-2Dを用いた。このため、島根2号炉と東海第二でペDESTAL構造健全性評価の判断基準も異なる。</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>内側及び外側鋼板の応力の推移を図2, 図3 及び図4 に示す。水蒸気爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部ドライウエルの水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約7MJである。このエネルギーを入力とし、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、原子炉格納容器下部の内側鋼板に加わる応力は約98MPa、外側鋼板にかかる応力は約47MPa となった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。</p> <p>また、原子炉格納容器下部に水位7m の水張りが実施されている場合における水蒸気爆発に伴うエネルギー、原子炉格納容器下部内側鋼板の相当塑性ひずみの推移及び外側鋼板の応力の推移を図5, 図6 及び図7 に示す。水蒸気爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部ドライウエルの水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約16MJ である。このエネルギーを入力とし、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力は降伏応力を超えるものの、相当塑性ひずみは約0.13%、外側鋼板にかかる応力は約326MPa となった。応力評価の対象としている内側及び外側鋼板(厚さ30mm)降伏応力は約490MPa である。外側鋼板にかかる応力は降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。</p> <p>なお、構造上、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向があるが、原子炉圧力容器の支持機能については原子炉格納容器下部の外側鋼板のみで維持可能である。</p> <p>以上の結果から、水位2m 及び水位7m において、水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できることを確認した。</p>	<p>の最大値は約1.1MJである。</p> <p>(2) LS-DYNA</p> <p>第4表にLS-DYNAによるペDESTAL構造健全性評価結果を、第5図にペDESTAL変位時刻歴、第6図にコンクリート最小主ひずみ分布、第7図に鉄筋軸ひずみ分布及び第8図にコンクリートせん断応力度を示す。LS-DYNAの解析結果はすべての項目の判断基準を満足している。よって、偏心位置でのSEによってもペDESTALに要求される機能は維持され、格納容器の健全性は損なわれることはない。</p> <p>なお、側壁及び床スラブの面外せん断応力度の検討範囲及び算定方法は基本ケースと同じである。</p>	<p>生を想定した場合にペDESTALの水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約0.6MJである。このエネルギーを入力とし、ペDESTAL内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、ペDESTALの内側鋼板に加わる応力は約53MPa、外側鋼板にかかる応力は約12MPaとなった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。</p> <p>なお、構造上、ペDESTALの内側鋼板にかかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向があるが、原子炉圧力容器の支持機能についてはペDESTALの外側鋼板のみで維持可能である。</p> <p>以上の結果から、現実的と考えられる評価条件において溶融炉心が偏心位置に落下して水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できることを確認した。</p>	<p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉および東海第二では、現実的な水張り水位でのみの水蒸気爆発評価を実施。</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、現実的な水張り水位でのみの水蒸気爆発評価を実施。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>5. <u>水蒸気爆発についての評価の保守性について</u></p> <p><u>上記の評価結果が示す通り、初期水張り水位7m の評価条件では内側鋼板が僅かに歪む結果となった。上記の結果であってもKK6/7 の格納容器下部の支持機能は十分維持されるものと考え、現状の水蒸気爆発の評価は様々な保守性を含んでいると考えており、溶融炉心落下時の溶融炉心の挙動や実機の状況を現実的に考えれば、爆発の規模はより低減されるものと考え。以下ではRPV 破損時の溶融炉心のふるまいを考慮し、本水蒸気爆発評価における評価条件の保守性について述べる。</u></p> <p><u>(1) 溶融炉心の落下高さ</u></p> <p><u>JASMINE では、RPV 破損後、溶融炉心はペDESTALに張られた初期水張りの水面まで自由落下し、プール内へ流入する評価モデルとなっている。しかしながら実機のRPV 下部にはCRD、炉内計装ハウジング、ケーブルが設置されており、更に下部にはCRD 交換機や足場となるグレーチング等の構造物が存在している(図8, 図9 参照)。実機の構造上、RPV 底部から流出した溶融炉心はこれらの構造物に接触し、分散することが自然と考えられることから、溶融炉心が直接初期水張りの水面まで落下することはないと考えられる。したがって、溶融炉心の落下を考慮する上では、少なくとも溶融炉心が一旦留まる可能性が高いCRD 交換機のターンテーブル高さ(ペDESTAL床上約5m)を考慮することが現実的と考えられる。</u></p> <p><u>水張り高さが5m 未満の場合は溶融炉心がCRD 交換機の高さで一旦停止した上で初期水張りの水面に落下することから、溶融炉心の落下速度が遅くなり、これにより粗混合量が減少することから、RPV 底部から直接初期水張りの水面に落下する場合に比べて水蒸気爆発の規模が小さくなる。水張り高さが5m 以上の場合は溶融炉心がグレーチング等の構造物に接触することでトリガリングを誘発する可能性が考えられ、この場合、爆発発生位置が高く、粗混合量が少ない状態での爆発となることから、粗混合量のピークをとるまで沈んでから爆発する場合に比べて水蒸気爆発の規模が小さくなる。</u></p> <p><u>(2) 溶融炉心の放出速度</u></p> <p><u>溶融炉心の放出速度は破損口にかかる溶融炉心の堆積圧等からMAAP4 で計算されており、8m/s が設定されている。溶融炉心の堆積圧の計算では、燃料に加えて炉内構造物が考慮されているものの、実際には燃料や構造材の一部が炉心位置</u></p>			<p>・記載方針の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>現状の水蒸気爆発評価が様々な保守性を含んでいることを鑑みて、水蒸気爆発評価の評価条件の保守性についての考察が記載されている。</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><u>に滞留することが考えられる。</u></p> <p><u>また、端部から落下する場合、RPV 底部が半球状になっていることから、堆積圧が低下し、放出速度が緩和される可能性が考えられる。</u></p> <p><u>(3) 溶融炉心落下量</u></p> <p><u>溶融炉心のRPV 破損口からの落下の形態については、現状、CRDハウジング1本分(0.15m)に流出時の溶融炉心による口径の拡大分(0.05m)を見込んだ口径のジェット(0.20m)を考慮しているが、実際にはCRDハウジング1本が瞬時に脱落することは考えにくく、溶接の薄い箇所等、僅かな口径から流出した溶融炉心が構造材を伝い、あるいは構造材によって分散され、細い径で徐々に落下する形態が考えられる。現実的な流出箇所と流下の形態を想定する場合、粗混合量はCRDハウジング1本分の口径のジェットを想定する場合に比べて少ないものと考えられることから、水蒸気爆発の規模が小さくなる。</u></p> <p><u>下部プレナムに溶融炉心が落下した後の流出経路に関する知見としては、NUREG/CR-5582 に実験結果が示されている。NUREG-5582 では、RPV 及びRPV 底部の貫通部を模擬した圧力容器に高温の溶融炉心の模擬物質を落下させた際の圧力容器の破損の挙動を調査しており、その結果、貫通部材の抜け落ちは確認されず、圧力容器と貫通部材の間の溶接部の貫通が確認されたと報告されている。また、貫通した箇所の隙間の大きさは元々の大きさである0.2mm から約4mm まで増加したと報告されている。</u></p> <p><u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のFMCRD とRPV の構造に照らすと、RPV とCRDハウジングの隙間の大きさは0.25mm であり、面積に換算すると0.6cm<sup>2</sup> となる。また、仮に隙間の大きさが4mm まで増加した場合を想定すると、面積は約10cm<sup>2</sup> となる。この様にRPV とCRDハウジングの隙間から溶融炉心が流出する場合を想定としても、RPV とCRDハウジングの溶接面の全周が均一に溶融し、同時に貫通して溶融炉心が下部プレナムに一斉に流出することは考えにくく、実際には溶接面の一部から流出が開始するものと考え、溶融炉心の流出の口径は更に狭まるものと考えられるため、上記の想定についても未だ保守性を有しているものと考えられる。</u></p> <p><u>(4) 溶融炉心の温度</u></p> <p><u>RPV から流出した溶融炉心は構造材を伝う間に構造材によ</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><u>って熱を奪われ、冷却される可能性が考えられる。この場合、溶融炉心はクエンチされ易くなることから、冷却効果を考慮しない場合に比べて爆発に寄与する溶融炉心の量が減少する可能性が考えられる。</u></p> <p><u>(5) トリガ位置およびタイミング</u></p> <p><u>(1)に記載の通り、初期水張り高さを5m 以上とする場合、溶融炉心は5m 高さのグレーチング等に接触した際の衝撃でトリガリングが発生する可能性が考えられる。この場合、爆発発生位置が高く、粗混合量が少ない状態での爆発となることから、粗混合量のピークをとるまで沈んでから爆発する場合に比べて水蒸気爆発の規模が小さくなる。</u></p> <p><u>初期水張り高さ7m を考える場合であっても、2m の深さで水蒸気爆発が生じると考えれば、爆発の規模としては2m 水張りの場合と同程度の結果※と考えられる。</u></p> <p><u>※ 水深7m で粗混合量のピークをとるまで沈んでから爆発する場合に発生するエネルギーは16MJ だが、2m 水張りの場合は7MJ。</u></p> <p><u>(6) 粗混合粒径</u></p> <p><u>既存のFCI 試験ではザウター平均粒径として0～3mm 程度と報告されていることから、JASMINE 解析では保守的に4mm を設定してきた。このため、現実的な条件として既往の実験から得られている平均粒径の条件である3mm を設定することが妥当と考える。これにより、溶融炉心はクエンチされ易くなることから、粒径を4mm とする場合に比べて爆発に寄与する溶融炉心の量が減少する可能性が考えられる。</u></p> <p><u>(7) 格納容器下部の水温</u></p> <p><u>評価では格納容器下部の水温を50℃としているが、実際には格納容器スプレイによってスプレイ時の水温50℃よりも高い温度の水が格納容器下部に流入する可能性が考えられる (有効性評価「炉外FCI」のベースケースのRPV 破損前のドライウエルの雰囲気温度は約80℃)他、サブプレッション・チェンバ・プール水位が上昇しリターンラインから水が流入する場合には、有効性評価「炉外FCI」のベースケースのサブプレッション・チェンバの水温が約100℃になっていることから、50℃より高い水温の水で格納容器下部が満たされると考えられる。</u></p> <p><u>溶融炉心がサブクールの低い水中(高温の水中)に落下する場合、落下し、分散した溶融炉心の近傍が高ボイド率となり、</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><u>衝撃力の伝播を抑制すると考えられることから、格納容器下部の水温が高い場合に水蒸気爆発に伴って発生するエネルギーは、格納容器下部の水温が低い場合に比べて小さくなるものと考えられる。</u></p> <p><u>なお、溶融炉心がサブクールの低い水中(高温の水中)に落下する場合、トリガリングが発生しにくいという知見が得られている。これはサブクールが高い水中(低温の水中)に落下した場合に比べて溶融炉心を覆う蒸気膜が安定なためと考えられている。</u></p> <p>6. <u>現実的と考えられる評価条件における影響評価</u></p> <p><u>上記5. の通り、現在の水蒸気爆発の評価条件は種々の保守性を有していると考えられることから、NUREG-5582 を参考にRPV 底部破損(溶融物流出)口径を見直す等、大きな保守性を有していると考えられるパラメータについては評価条件を見直し、水蒸気爆発による影響評価を実施した。</u></p> <p><u>(1) 評価条件(図1 及び表2 参照)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>溶融炉心落下位置：CRD ハウジング最外周での溶融炉心の落下を想定</u></li> <li>・<u>RPV 底部破損(溶融物流出)口径：0.0357m(約10cm<sup>2</sup>) (RPV とCRD ハウジングの隙間の面積0.6cm<sup>2</sup> に余裕を見込んだ値)</u></li> <li>・<u>溶融物の放出速度：8m/s(ベースケースから変更なし。)</u></li> <li>・<u>初期水張り水位：7m</u></li> <li>・<u>トリガリング位置：格納容器下部床面から5m(グレーチング高さ)</u></li> <li>・<u>粗混合粒子径3mm</u></li> <li>・<u>初期水張り水温50℃(ベースケースから変更なし。)</u></li> <li>・<u>構造応答解析コードAUTODYN-2D による評価モデル：溶融炉心落下位置から格納容器下部壁面までの最短距離を半径とする円筒</u></li> </ul> <p><u>(2) 評価結果</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>運動エネルギーの最大値：1.5MJ(図10 参照)</u></li> <li>・<u>内側鋼板におけるミーゼス相当応力の最大値：70MPa(図11 参照)</u></li> <li>・<u>外側鋼板におけるミーゼス相当応力の最大値：33MPa(図12 参照)</u></li> </ul>			<p>・記載方針の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>前項の水蒸気爆発評価の評価条件の保守性についての考察を踏まえ、現実的な評価条件での水蒸気爆発解析が実施されている。</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>7. 評価結果の比較</p> <p><u>初期水張り水位、溶融炉心落下位置、その他評価条件を変更して実施した評価結果の比較を表3に示す。6.に示す、現実的と考えられる評価条件において溶融炉心が偏心位置に落下した場合の影響評価の結果、ベースケース(初期水張り水位2mの格納容器下部中心に溶融炉心が落下した場合について、保守的な評価条件で評価したケース)よりも格納容器下部の内側及び外側それぞれの鋼板に加わる応力が大きくなった。一方、ベースケースに対して初期水張り水位のみ7mに変更した評価結果よりは、格納容器下部の内側及び外側それぞれの鋼板に加わる応力が小さくなる結果となった。</u></p> <p>このことから、現実的と考えられる評価条件において溶融炉心が偏心位置に落下した場合の影響評価の結果は、<u>保守的な評価条件において溶融炉心が中心位置に落下した場合の評価結果に包絡されると扱うことができると考える。</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>(3) <u>基本ケース解析との比較</u></p> <p><u>第5表に基本ケース解析との比較を示す。評価対象とする項目のうち、側壁下部の面外せん断応力度及び側壁鉄筋の引張ひずみ以外は、基本ケース解析結果を下回るか、同様(変位、圧壊の範囲)である。</u></p> <p><u>側壁下部の面外せん断応力度は基本ケースの解析結果を上回っているが、判断基準である終局面外せん断応力度に対して十分な余裕がある。また、上部側壁に発生する面外せん断応力度は基本ケースの6割程度にとどまっている。</u></p> <p><u>側壁の鉄筋の引張ひずみも基本ケースの解析結果を上回っているが、判断基準の許容ひずみを十分に下回り、更に降伏応力<math>345\text{N}/\text{mm}^2</math>に対して発生応力の最大値は約<math>52\text{N}/\text{mm}^2</math>にとどまり、弾性限界に対しても十分な余裕がある。</u></p> <p><u>以上より、偏心位置における現実的なデブリの落下様態を想定したSEの影響は基本ケースに代表されるものと考えられる。</u></p> <p>4. まとめ</p> <p><u>偏心位置における現実的なデブリの落下様態を想定したSEの影響を評価した。その結果、ペDESTAL構造健全性評価のすべて判断基準を満足し、ペDESTALに要求される機能が損なわれず、格納容器の健全性は維持されることを確認した。</u></p> <p><u>また、基本ケースとの解析結果の比較を行い、偏心位置での現実的なデブリの落下様態を想定したSEに対しても、基本ケースの評価は代表性を有していることを確認した。</u></p> <p>参考文献</p> <p>[1] T. Y. Chu, M. M. Pilch, J. H. Bentz, J. S. Ludwigsen, W-Y Lu and L. L. Humperies, "Lower Head Failure Experiment and Analyses," NUREG/CR-5582, SAND98-2047, 1999.</p> <p>[2] General Electric Systems Technology Manual Chapter 2.1 <u>Reactor Vessel System, USNRC HRTD, Rev 09/11</u></p>	<p>4. 評価結果の比較</p> <p><u>表2に基本ケース解析との比較を示す。現実的と考えられる評価条件において溶融炉心が偏心位置に落下した場合の影響評価の結果、基本ケースよりもペDESTALの内側及び外側それぞれの鋼板に加わる応力が小さくなる結果となった。</u></p> <p>このことから、現実的と考えられる評価条件において溶融炉心が偏心位置に落下した場合に対しても、<u>基本ケースの評価は代表性を有していることを確認した。</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p>参考文献</p> <p>[1] T. Y. Chu, M. M. Pilch, J. H. Bentz, J. S. Ludwigsen, W-Y Lu and L. L. Humperies, "Lower Head Failure Experiment and Analyses," NUREG/CR-5582, SAND98-2047, 1999.</p>	<p>・評価結果の相違</p> <p><b>【柏崎6/7, 東海第二】</b></p> <p>島根2号炉の基本ケースでは、保守的な評価条件が適用されており、現実的な評価条件を適用した偏心ケースの評価結果を包絡する結果となっている。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p><b>【柏崎6/7】</b></p> <p>島根2号炉および東海第二では現実的な評価条件で水蒸気爆発評価を実施。</p>

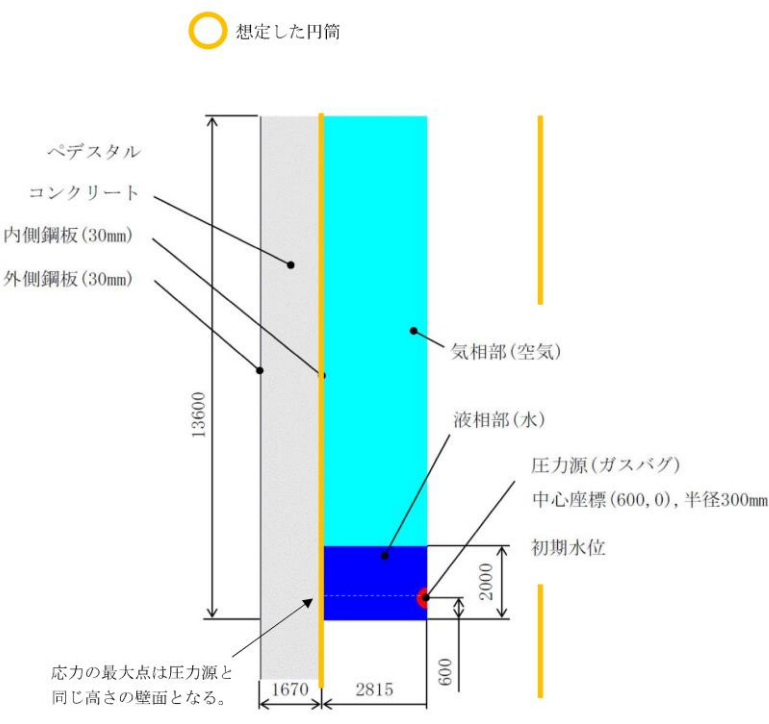
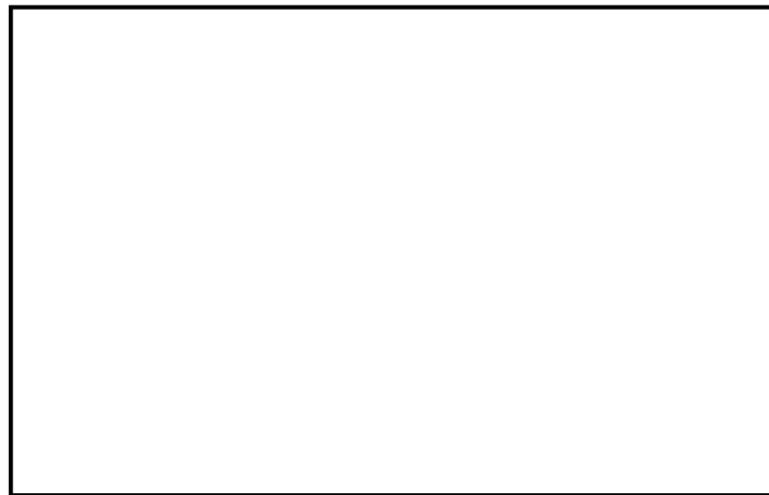


図1 構造応答解析コードAUTODYN-2D による評価モデルのイメージ

ジ

第4図 LS-DYNA解析モデル

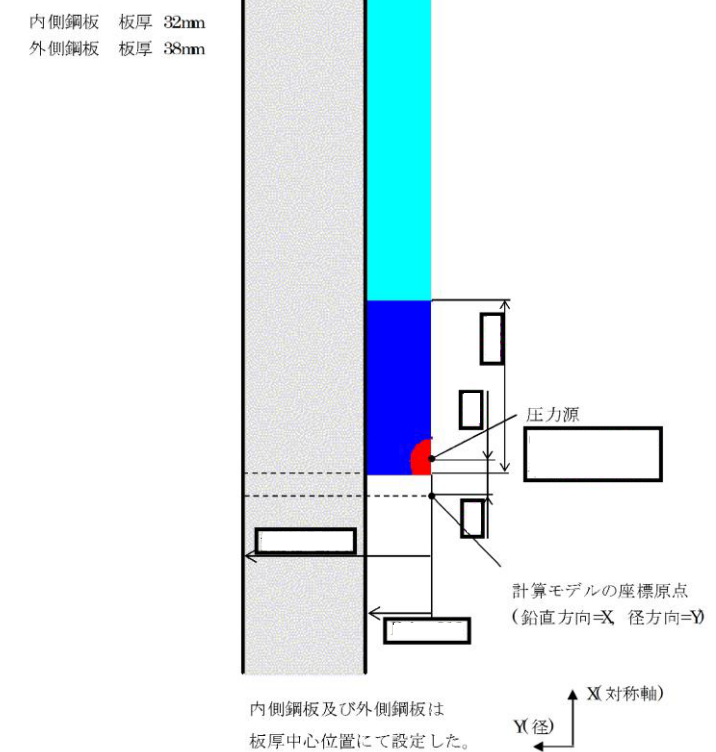
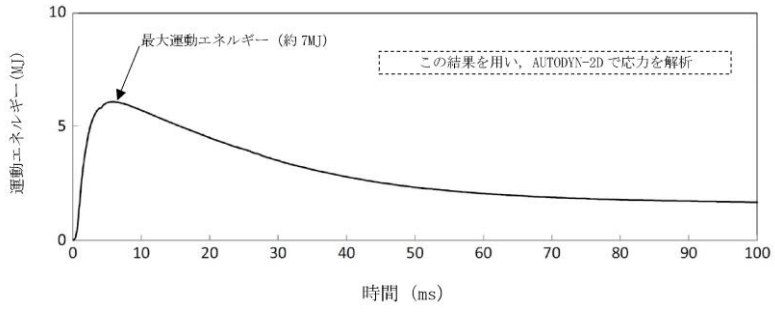
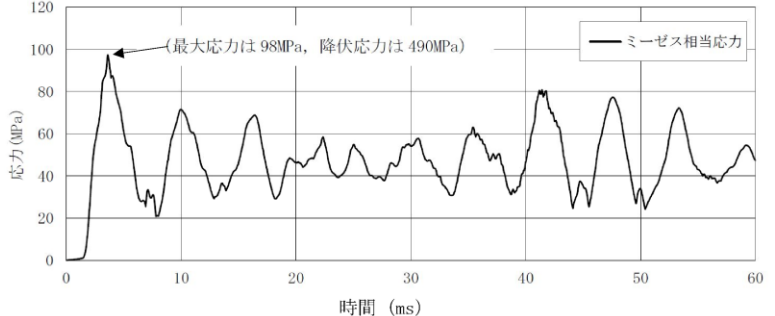
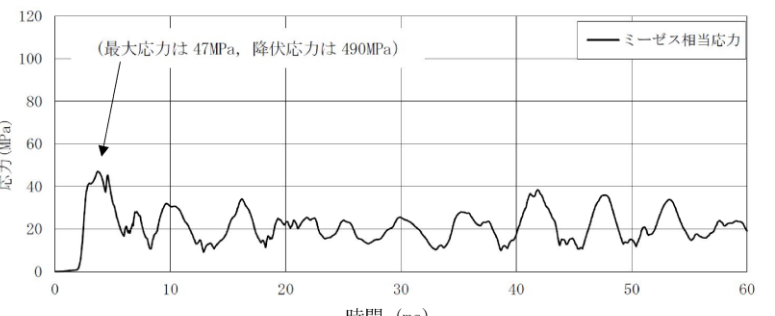
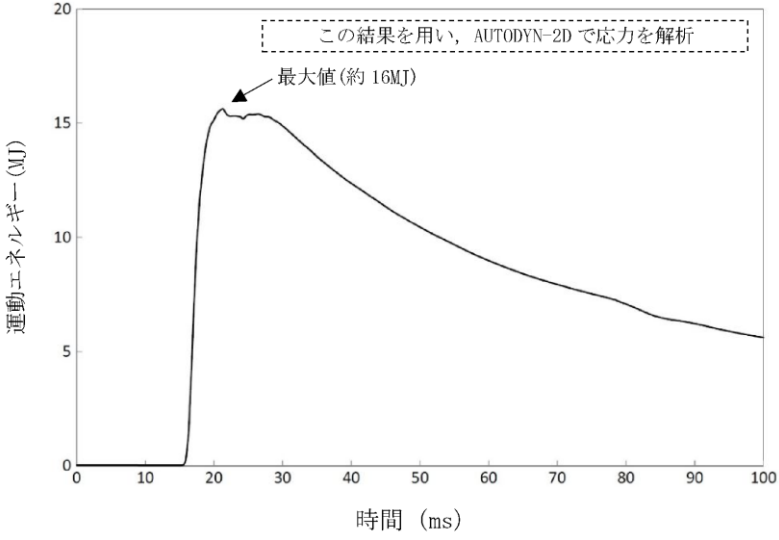
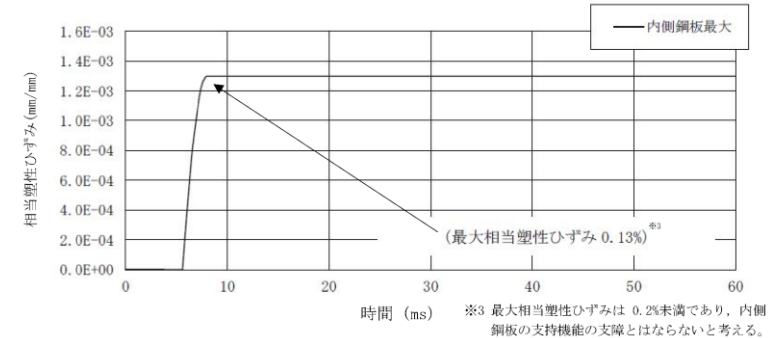
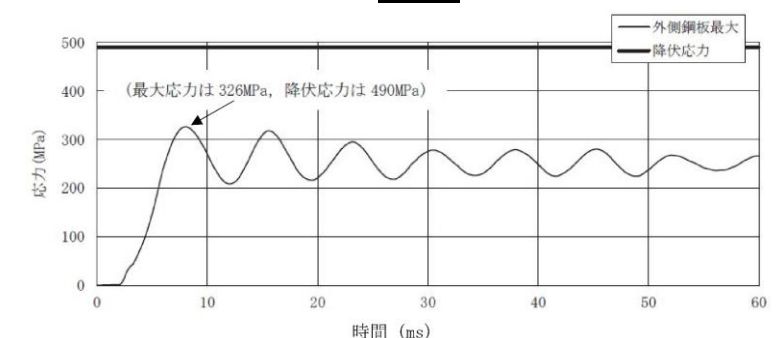
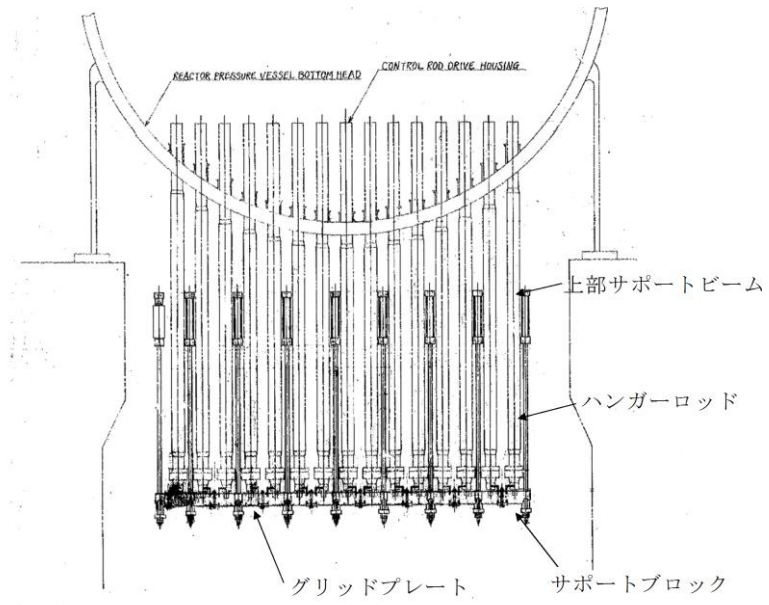


図3 偏心落下条件におけるAUTODYN-2Dコードの解析モデル

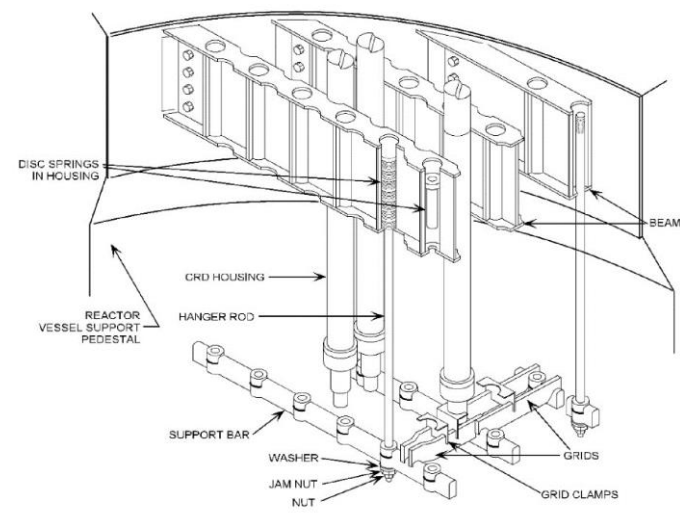
・評価モデルの相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2号炉のペDESTALの構造および溶融炉心落下位置を反映。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>図2 水蒸気爆発によるエネルギーの推移 (水位2m) ※1</p>  <p>図3 原子炉格納容器下部内側鋼板の応力の推移 (水位2m) ※1</p>  <p>図4 原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の推移 (水位2m) ※1</p> <p>※1 JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図2)の最大値をAUTODYNへの時刻0での入力とし、格納容器下部鋼板の応力の推移(図3, 4)を評価している。このため、図2と図3, 4の時刻歴は一致しない。</p>			<p>・評価条件の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>柏崎 6/7 は、保守的な評価条件における水蒸気爆発評価結果を示している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>この結果を用い、AUTODYN-2Dで応力を解析</p> <p>最大値(約16MJ)</p> <p>運動エネルギー(MJ)</p> <p>時間 (ms)</p> <p>図5 水蒸気爆発によるエネルギーの推移(水位7m) ※2</p>  <p>内側鋼板最大</p> <p>相当塑性ひずみ(mm/mm)</p> <p>時間 (ms)</p> <p>※3 最大相当塑性ひずみは0.2%未満であり、内側鋼板の支持機能の支障とはならないと考える。</p> <p>図6 原子炉格納容器下部内側鋼板の相当塑性ひずみの推移(水位7m) ※2</p>  <p>外側鋼板最大</p> <p>降伏応力</p> <p>応力(MPa)</p> <p>時間 (ms)</p> <p>(最大応力は326MPa, 降伏応力は490MPa)</p> <p>図7 原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の推移(水位7m) ※2</p> <p>※2 JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図5)の最大値をAUTODYNへの時刻0での入力とし、格納容器下部鋼板の応力の推移(図6, 7)を評価している。このため、図5と図6, 7の時刻歴は一致しない。</p>			<p>・評価条件の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7は、保守的な評価条件における水蒸気爆発評価結果を示している。</p>



第1図 東海第二発電所CRDハウジングサポート構造



第2図 CRDハウジングサポート構造俯瞰図 (参考) [2]

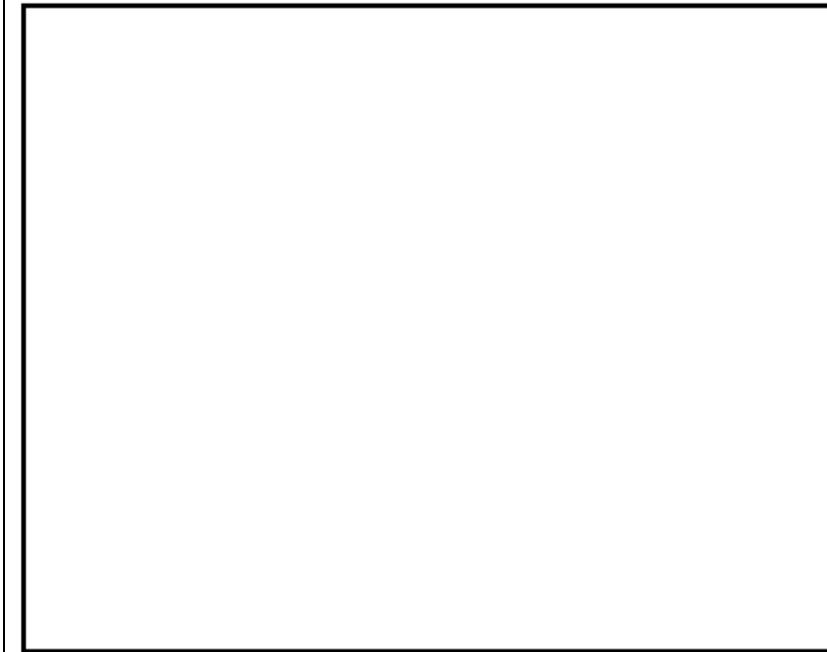


図1 制御棒駆動機構ハウジング支持金具

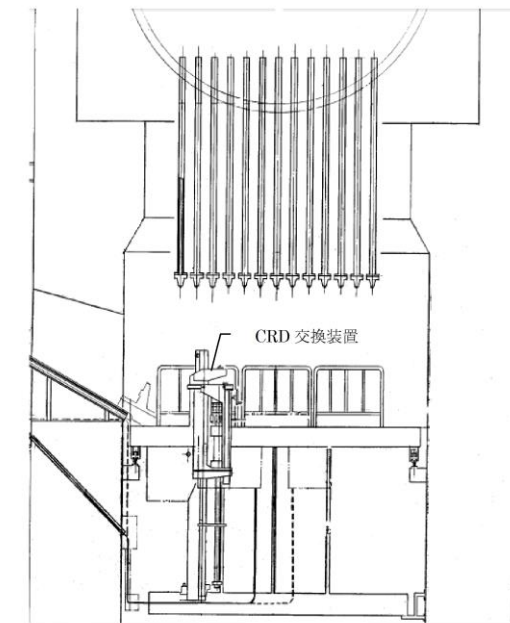


図2 ペDESTAL内構造物配置状況

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	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="160 310 893 905" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="368 930 685 957">図8 格納容器下部の構造物</p> <div data-bbox="175 995 442 1346" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="145 1367 483 1394">(a) 格納容器底部床面から上部を撮影</p> <div data-bbox="513 989 836 1234" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="483 1255 836 1283">(b) グレーチングの端から中心部を撮影</p> <div data-bbox="522 1333 845 1633" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="468 1661 908 1688">(c) グレーチング中央から上部を撮影</p> <p data-bbox="359 1782 700 1810">図9 格納容器下部のイメージ</p>	<div data-bbox="991 302 1650 688" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1065 705 1605 732">(1) ペDESTAL内グレーチング上部より撮影</p> <div data-bbox="961 911 1359 1220" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="961 1241 1359 1268">(2) ペDESTAL内グレーチング下部より撮影</p> <div data-bbox="1421 890 1676 1224" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1397 1241 1662 1297">(3) ペDESTAL内グレーチング上部より撮影 (側壁付近)</p> <p data-bbox="1115 1367 1537 1394">第3図 R P V下部構造物配置状況</p>		



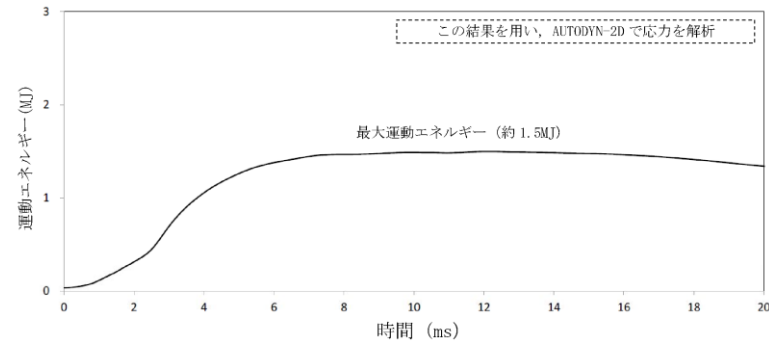


図10 水蒸気爆発によるエネルギーの推移  
(偏心落下, 現実的な想定) ※5

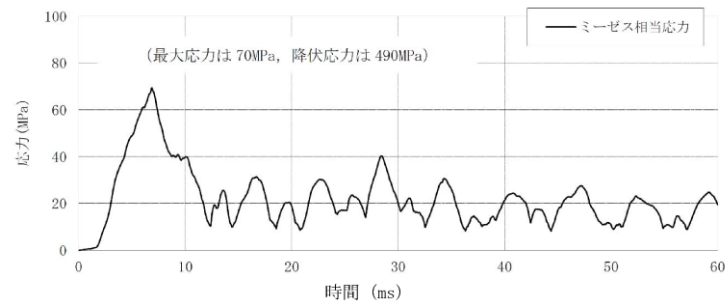


図11 原子炉格納容器下部内側鋼板の応力の推移  
(偏心落下, 現実的な想定) ※5

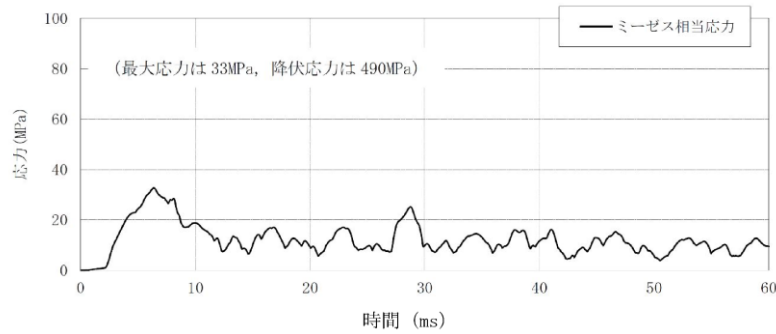


図12 原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の推移  
(偏心落下, 現実的な想定) ※5

※5 JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図10)の最大値をAUTODYNへの時刻0での入力とし、格納容器下部鋼板の応力の推移(図11, 12)を評価している。このため、図10と図11, 12の時刻歴は一致しない。

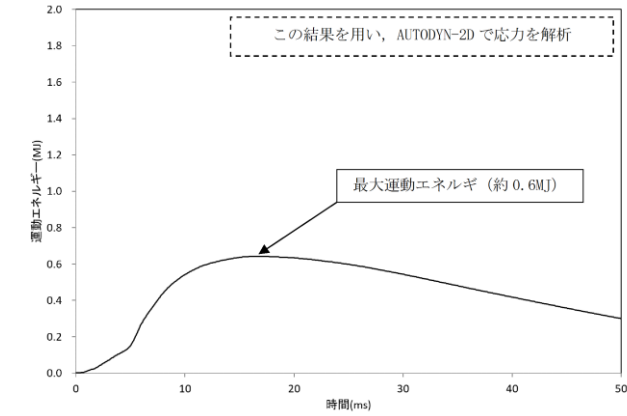


図4 水蒸気爆発によるエネルギーの推移  
(偏心落下, 現実的な想定) ※

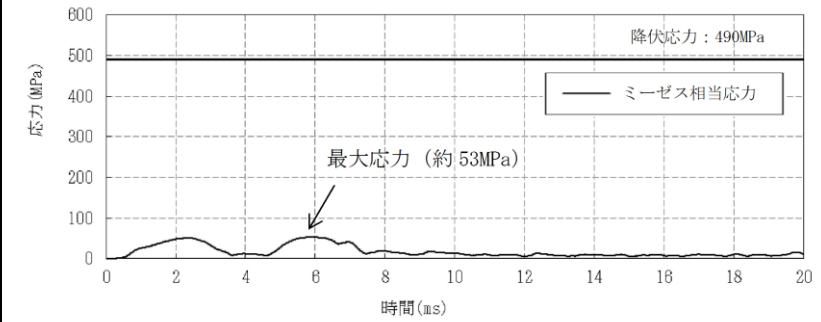


図5 ペDESTAL内側鋼板の応力の推移  
(偏心落下, 現実的な想定) ※

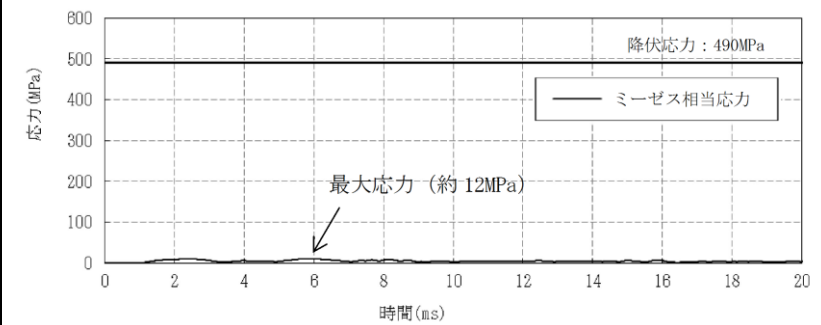


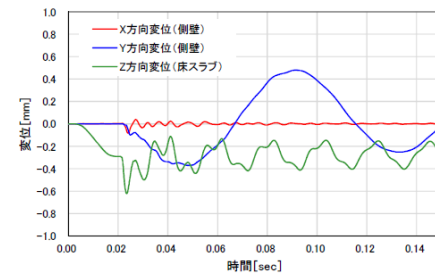
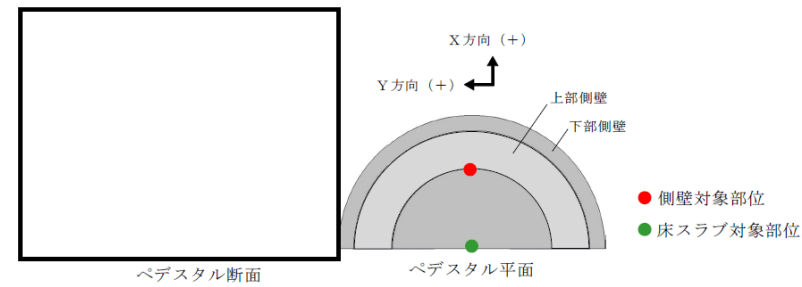
図6 ペDESTAL外側鋼板の応力の推移  
(偏心落下, 現実的な想定) ※

※ JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図4)の最大値をAUTODYNへの時刻0での入力とし、PEDESTAL鋼板の応力の推移(図5, 6)を評価している。このため、図4と図5, 6の時刻歴は一致しない。

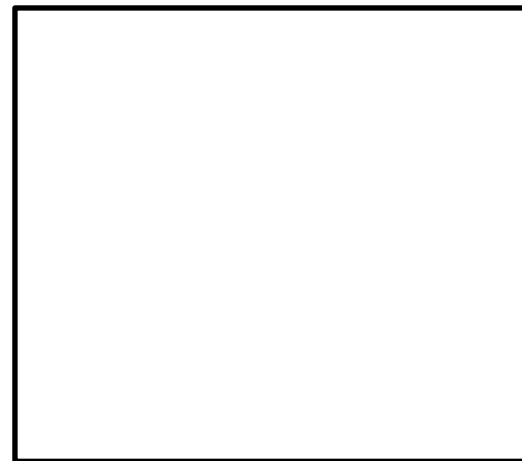
・評価結果の相違  
【柏崎6/7】  
評価条件および原子炉格納容器下部構造の違いによる相違。

・評価結果の相違  
【柏崎6/7】  
評価条件および原子炉格納容器下部構造の違いによる相違。

・評価結果の相違  
【柏崎6/7】  
評価条件および原子炉格納容器下部構造の違いによる相違。



第5図 ペデスタル変位の時刻歴



第6図 コンクリートの最小主ひずみ (圧縮ひずみ) 分布



第7図 鉄筋の軸ひずみ分布

・評価結果の相違  
【東海第二】  
島根2号炉は内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペデスタルであるのに対し、東海第二はペデスタル側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペデスタルであることから、構造の違いによりペデスタル構造健全性評価の評価結果が異なる。

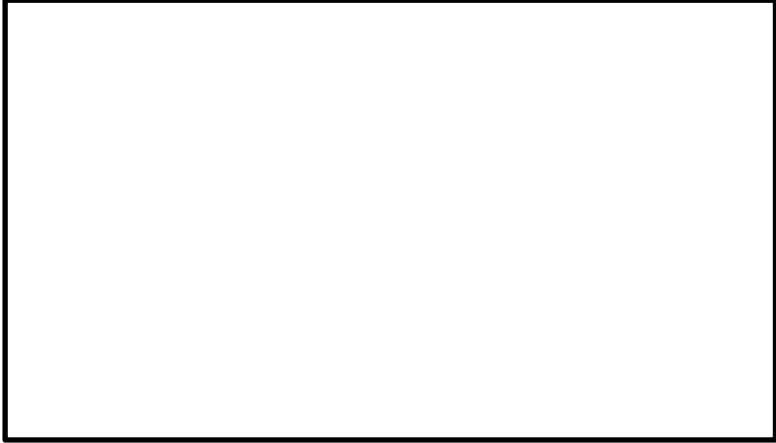
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="1092 745 1567 787">第8図 <u>コンクリート面外せん断応力度</u></p>		

表1 主要解析条件 (原子炉圧力容器外の溶融炉心-冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発の評価) (偏心落下及び保守的な想定による評価)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)		東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)		島根原子力発電所 2号炉		備考
解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方			
MAAP	原子炉圧力容器の破損径	0.2m	制御棒駆動機構ハウジング1本の外径として設定			
	ペデスタル水深	2m	溶融炉心-コネクタート相互作用による格納容器破損防止対策として、落下した溶融炉心を微粒子化し、十分な除熱量を確保するため、予め水張りを行うものとして手順上定めている値			
JASMINE	原子炉格納容器下部への水張りに用いる水の温度	7m	原子炉格納容器下部にリタートラインまでの高さ (7m) の水位が形成されているものとして設定			
	溶融物の放出速度	50℃	外部水源の水温として設定			
	粗混合粒子径	8m/s	破損口にかかる溶融炉心の堆積圧等からMAAP4で計算			
	爆発計算時の微粒子径	4mm	FARO 試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定			
	溶融炉心-冷却材相互作用による発生エネルギー	50 μm	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定			
AUTOVYN-2D	溶融炉心-冷却材相互作用による発生エネルギー	ペデスタル水深2mの場合：約7MJ ペデスタル水深7mの場合：約16MJ	JASMINE による解析結果をもとに設定			

・評価条件の相違  
**【柏崎 6/7】**  
 保守的な水蒸気爆発評価の評価条件。

表2 主要解析条件 (原子炉圧力容器外の溶融炉心-冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発の評価) (偏心落下及び現実的な想定による評価)

解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
-	原子炉圧力容器の破損径	0.0357m (約 10cm <sup>2</sup> )	RPV と CRD ハウジングの隙間の面積 0.6cm <sup>2</sup> に余裕を見込んだ値
	ペデスタル水深	7m	原子炉格納容器下部にリターンラインまでの高さ (7m) の水位が形成されているものとして設定
	原子炉格納容器下部への水張りに用いる水の温度	50℃	外部水源の水温として設定
	溶融物の放出速度	8m/s	破損口にかかる溶融炉心の堆積圧等から MAMP4 で計算
	粗混合粒子径	3mm	既往の実験から得られている平均粒径
AUTODYN-2D	爆発計算時の微粒子径	50 μm	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	溶融炉心-冷却材相互作用による発生エネルギー	約 1.5MJ	JASMINE による解析結果をもとに設定

表1 主要解析条件 (原子炉圧力容器外の溶融炉心-冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発の評価) (偏心落下及び現実的な想定による評価)

解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
JASMINE	原子炉圧力容器の破損径	0.0357m (約 10cm <sup>2</sup> )	原子炉圧力容器と制御棒駆動機構ハウジングの隙間の面積 3cm <sup>2</sup> に余裕を見込んだ値	
	ペデスタル水深	2.4m	溶融炉心-コネクタート相互作用による格納容器破損防止対策として落下した溶融炉心を微粒子化し、十分な除熱量を確保するため、あらかじめ水張りを行うものとして手順上定めている値	
	ペデスタルへの水張りに用いる水の温度	35℃	外部水源の水温として設定	
	溶融物の放出速度	8m/s	破損口にかかる溶融炉心の堆積圧等から MAMP4 で計算	
	粗混合粒子径	3mm	既往の実験から得られている平均粒径	
	爆発計算時の微粒子径	50 μm	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定	
	トリガリングタイム	溶融物が床面に到達した時点	現実的条件には溶融物がペデスタル床面に接触する際の衝撃によりトリガリングが発生する可能性が高いと考えられることから設定	
	AUTODYN-2D	溶融炉心-冷却材相互作用による発生エネルギー	約 0.6MJ	JASMINE による解析結果をもとに設定
		爆発源の径方向位置	最外周制御棒位置下	原子炉圧力容器下部の中心から外れた偏心位置からの溶融炉心落下を想定して設定

・評価条件の相違  
**【柏崎 6/7】**  
 ペデスタル水深, 水張りに用いる水の温度, 構造応答解析条件等の相違。

第4表 ペDESTAL構造健全性評価の評価結果 (偏心位置SE)

機能	評価部位	項目	判断基準	解析結果	評価 <sup>※1</sup>
R P V 支持機能	側壁	変位	変位が増大せず, SE後の構造物の進行性の崩壊がない	変位は増大しない	○
		圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊 (3,000 $\mu$ ) が生じない	圧壊は側壁に生じない	○
	鉄筋	面外せん断	終局面外せん断応力度 (上部側壁: 3.09N/mm <sup>2</sup> , 下部側壁: 2.65N/mm <sup>2</sup> ) を超えない	上部: 約 0.52N/mm <sup>2</sup> 下部: 約 0.95N/mm <sup>2</sup>	○
		引張ひずみ	許容ひずみ (5,000 $\mu$ ) を超えない	約 249 $\mu$	○
デブリア保持機能	コンクリート	変位	変位が増大せず, SE後の構造物の進行性の崩壊がない	変位は増大しない	○
		圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊 (3,000 $\mu$ ) が生じない	圧壊は床スラブに生じない	○
	鉄筋	面外せん断	終局面外せん断応力度 (3.55N/mm <sup>2</sup> ) <sup>※2</sup> を超えない	約 2.13N/mm <sup>2</sup>	○
		引張ひずみ	許容ひずみ (5,000 $\mu$ ) を超えない	約 101 $\mu$	○

※1: 「○」解析結果が判断基準を満足する

※2: 圧縮強度動的増倍率 1.0 にて算定した終局面外せん断応力度

・判断基準の相違  
【東海第二】  
島根2号炉は内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し, 東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから, 構造の違いによりペDESTAL構造健全性評価の判断基準が異なる。

表3 評価結果(格納容器下部内側/外側鋼板に加わるミーゼス相当応力)の比較

溶融炉心落下位置		格納容器下部中心位置		CRDハウジング最外周	
		その他の評価条件(溶融炉心落下量等)			
		保守的な想定		現実的な想定	
初期水張り 水位	2m	【ベースケース】 内側鋼板：約 32MPa 外側鋼板：約 25MPa	内側鋼板：約 98MPa 外側鋼板：約 47MPa	—	
	7m	内側鋼板：約 278MPa 外側鋼板：約 168MPa	内側鋼板：内側鋼板に加わる応力は降伏応力(490MPa)を超え、相当塑性ひずみ約0.13% <sup>※6</sup> を超える。相当塑性ひずみ約0.13% <sup>※6</sup> 外側鋼板：約 326MPa	内側鋼板：約 70MPa 外側鋼板：約 33MPa	

※6 最大相当塑性ひずみは0.2%未満であり、内側鋼板の支持機能の支障とはならないと考える。

第5表 基本ケース解析との比較

機能	評価部位	項目	解析結果		基本ケースに対する 解析結果の比
			本評価 (偏心位置)	基本ケース (中心位置)	
R P V 支持機能	側壁	変位	変位は増大しない	変位は増大しない	—
		圧縮ひずみ	圧縮は側壁に生じない	圧縮は側壁に生じない	—
	鉄筋	面外せん断	上部：約 0.52N/mm <sup>2</sup> 下部：約 0.95N/mm <sup>2</sup>	上部：約 0.93N/mm <sup>2</sup> 下部：約 0.77N/mm <sup>2</sup>	上部：約 0.56 下部：約 1.23
		引張ひずみ	約 249 μ	約 184 μ	約 1.35
デブリ保持機能	コンクリート	変位	変位は増大しない	変位は増大しない	—
		圧縮ひずみ	圧縮は床スラブに生じない	圧縮は床スラブ上面のわずかな範囲にとどまる	(基本ケースに対して影響範囲が軽微)
	鉄筋	面外せん断	約 2.13N/mm <sup>2</sup>	約 3.70N/mm <sup>2</sup>	約 0.58
		引張ひずみ	約 101 μ	約 364 μ	約 0.28

表2 評価結果の比較

	偏心落下時 (現実的な想定)	基本ケース
内側鋼板にかかる圧力	約 53MPa	約 233MPa
外側鋼板にかかる圧力	約 12MPa	約 140MPa

・評価結果の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2号炉の基本ケースでは、保守的な評価条件が適用されており、現実的な評価条件を適用した偏心ケースの評価結果を包絡する結果となっている。