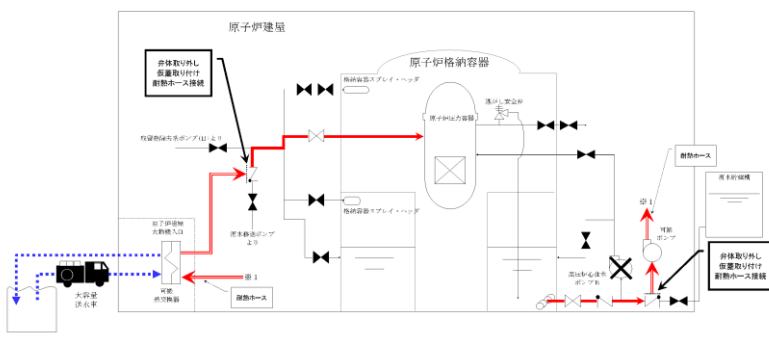
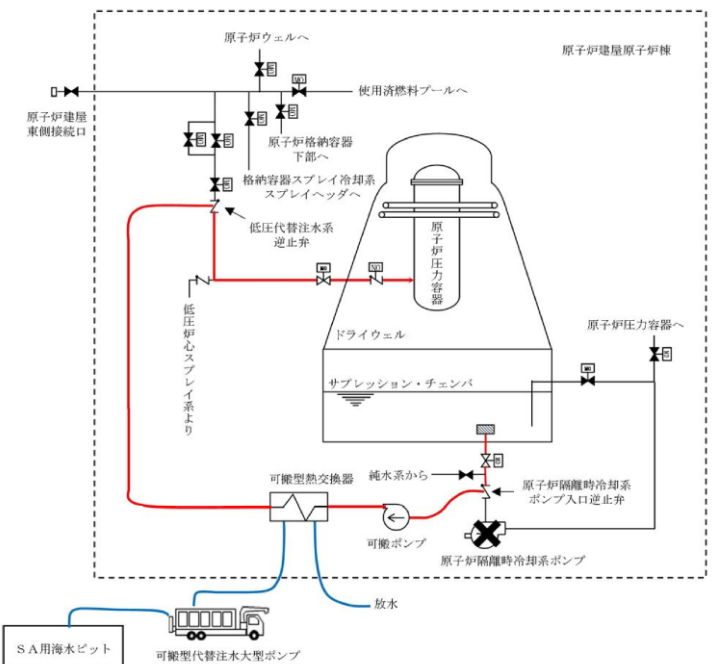
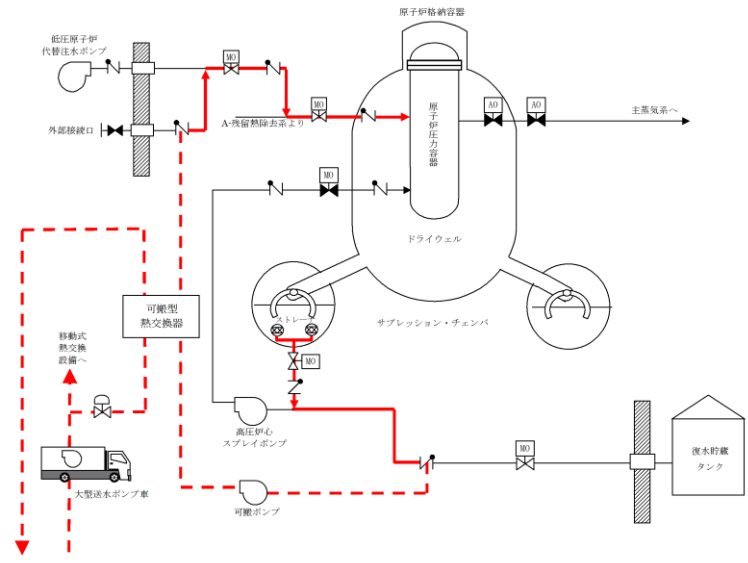
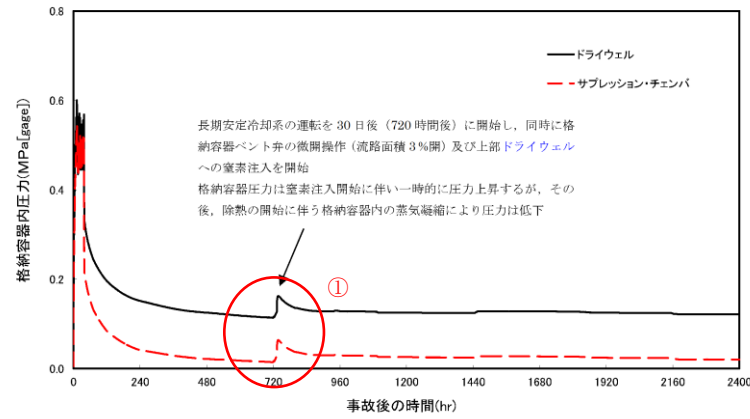


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>〔参考9〕重大事故等時の長期安定冷却手段について</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。炉心損傷に至る重大事故等時、<u>代替循環冷却系</u>により格納容器内温度は緩やかに低下し約15日後には、<u>サプレッション・チェンバ・プール</u>水温度が最高使用温度の104℃を下回る（「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」（別紙1）安定状態の維持について」参照）。</p> <p>しかし、<u>残留熱除去系熱交換器</u>が使用できない場合は、<u>代替循環冷却系</u>が使用できないため格納容器ベントにより格納容器の除熱を行う。<u>格納容器ベント</u>による除熱では、格納容器圧力の低下は早いものの、格納容器温度の低下は<u>代替循環冷却系</u>より遅く、<u>サプレッション・チェンバ・プール</u>水温度が最高使用温度の104℃を下回るのは約35日後となる（「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」（別紙1）安定状態の維持について」参照）。</p> <p>そのため、格納容器内温度低減対策として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討にあたっては事故発生30日後の崩壊熱が除熱可能であることを目標とした。</p> <p>重大事故等時において、<u>格納容器ベント</u>による格納容器除熱を実施している場合、<u>残留熱除去系</u>の補修による原子炉格納容器の除熱復旧を実施する。また、<u>残留熱除去系</u>の機能回復が長期間実施できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「1. <u>可搬型格納容器除熱系</u>による格納容器除熱」を構築する。既設設備である<u>残留熱除去系</u>の使用を優先するが、復旧が困難な場合はこの可搬型格納容器除熱系による除熱を実施する。</p>	<p>〔参考8〕重大事故等発生後の長期安定冷却手段について</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。<u>重大事故等時、代替循環冷却系を使用することにより原子炉格納容器内温度を100℃未満に低下させることができる。</u></p> <p>しかし、<u>残留熱除去系熱交換器</u>が使用できない場合は、<u>代替循環冷却系</u>も使用できなくなるが、<u>この場合には格納容器ベントを行うことにより原子炉格納容器除熱を行う。格納容器ベントによる除熱では、サプレッション・プール水温が飽和状態で維持されることとなるため、サプレッション・プール水温を100℃未満にできず、サプレッション・プール最高使用温度近くで長期間推移することとなる。</u></p> <p>そのため、<u>原子炉格納容器温度低減対策</u>として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討にあたっては事故発生30日後の崩壊熱が除去可能であることを目標とした。</p> <p>重大事故等時、<u>格納容器ベント</u>による原子炉格納容器除熱を実施している場合、<u>残留熱除去系</u>を補修により復旧し、<u>原子炉格納容器の除熱を実施するが、残留熱除去系の機能回復が困難な場合を想定し、可搬ポンプ及び可搬型熱交換器を用いた除熱手段である「可搬型原子炉格納容器除熱系</u>による原子炉格納容器除熱」を構築する。</p>	<p style="text-align: right;">参考9</p> <p>〔参考9〕重大事故等時の長期安定冷却手段について</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。炉心損傷に至る重大事故等時、<u>残留熱代替除去系</u>により格納容器内温度は緩やかに低下し約177時間後には、<u>サプレッション・チェンバ</u>水温度が最高使用温度の104℃を下回る（「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」（別紙1）安定状態の維持について」参照）。</p> <p>しかし、<u>残留熱除去系熱交換器</u>が使用できない場合は、<u>残留熱代替除去系</u>が使用できないため格納容器フィルタベント系により格納容器の除熱を行う。<u>格納容器フィルタベント系</u>による除熱では、格納容器圧力の低下は早いものの、格納容器温度の低下は<u>残留熱代替除去系</u>より遅く、<u>サプレッション・チェンバ</u>水温度が最高使用温度の104℃を下回るのは約587時間後となる（「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」（別紙1）安定状態の維持について」参照）。</p> <p>そのため、格納容器内温度低減対策として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討にあたっては事故発生約30日後の崩壊熱が除熱可能であることを目標とした。</p> <p>重大事故等時において、<u>格納容器フィルタベント系</u>による格納容器除熱を実施している場合、<u>残留熱除去系</u>の補修による原子炉格納容器の除熱機能を復旧する。また、<u>残留熱除去系</u>の機能回復が長期間実施できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「1. <u>可搬型格納容器除熱系</u>による格納容器除熱」を構築する。既設設備である<u>残留熱除去系</u>の使用を優先するが、<u>復旧が困難な場合はこの可搬型格納容器除熱系による除熱を</u></p>	<p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】 設備、運用、解析条件等の違いによる相違（有効性評価「格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）」）</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】 設備、運用、解析条件等の違いによる相違（有効性評価「格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）」）</p>

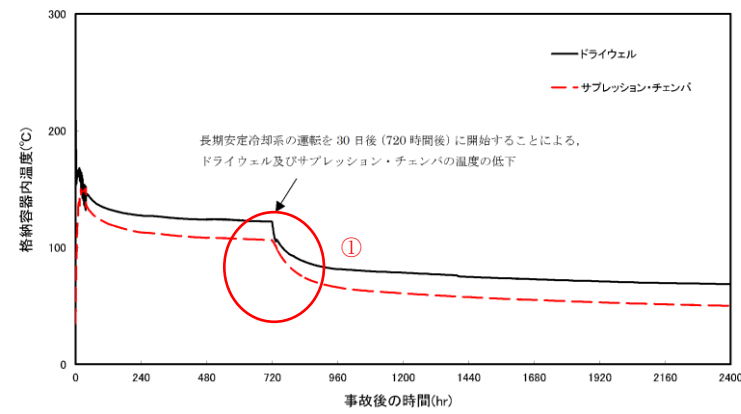
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																										
<p>本書では、それらの実現可能性と実施した場合の効果について確認している。<u>これに加え、「2. 可搬熱交換器によるサブプレッションプール浄化系（以下、SPCUという）を用いた除熱」を構築し、それらの実現可能性と実施した場合の効果について確認している。</u></p> <p>なお、これらに加え格納容器を直接除熱することはできないが原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に格納容器を除熱する「<u>代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系（以下、CUWという）による原子炉除熱</u>」を構築する。CUW系による原子炉除熱については〔参考9－補足1〕に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>参考1表 重大事故等時における格納容器除熱手段</u></p> <table border="1" data-bbox="172 751 899 976"> <thead> <tr> <th>除熱手段</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替循環冷却系による除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器ベントによる除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系の補修による除熱復旧</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱</td> <td>本資料1. で成立性を示す</td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱</td> <td>本資料2. で成立性を示す</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱</td> <td>補足1で成立性を示す</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">本表は事故時における除熱手段の配備状況を示すものであり、除熱手段の優先順位を示すものではない。</p> <p>1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱</p> <p><実現可能性></p> <p>重大事故等時において、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系の補修によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの復旧を実施する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱を構築する。可搬型格納容器除熱系は、<u>高圧炉心注水系（以下、HPCFという）配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサブプレッション・チェンバ・プール水を供給し、そこで除熱した水を残留熱除去系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成</u>であり、可搬設備を運搬・設置する等の作業があるが、長納期品については事前に準備しておくことにより、1ヵ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。</p> <p>また、<u>可搬ポンプを用いた可搬型格納容器除熱系に加え、常設のSPCUポンプを用いた「可搬熱交換器及びSPCUポンプを用いた除熱」の手段を整備する。詳細は「2. 可搬熱交換器によるサブプレッションプール浄化系を用いた除熱」で示す。</u></p>	除熱手段	備考	代替循環冷却系による除熱		格納容器ベントによる除熱		残留熱除去系の補修による除熱復旧		可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	本資料1. で成立性を示す	可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱	本資料2. で成立性を示す	代替原子炉補機冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱	補足1で成立性を示す	<p style="text-align: center;"><u>可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱</u></p> <p><実現可能性></p> <p>重大事故等時、格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実施している場合、<u>残留熱除去系を復旧し、サブプレッション・プール水の冷却を実施する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合には、可搬設備等により構成される可搬型原子炉格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱を構築する。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>この対応には、可搬型設備を運搬・設置する等の作業を伴うが、事前に可搬型設備等を準備しておくことにより、1ヵ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。</u></p>	<p><u>実施する。本書では、それらの実現可能性と実施した場合の効果について確認している。</u></p> <p>なお、これらに加え原子炉格納容器を直接除熱することはできないが原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に原子炉格納容器を除熱する「<u>原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系（以下、CUWという）による原子炉除熱</u>」を構築する。CUW系による原子炉除熱については〔参考9－補足1〕に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>参考1表 重大事故等時における格納容器除熱</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 760 2496 949"> <thead> <tr> <th>除熱手段</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱代替除去系による除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器フィルタベント系による除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系の補修による除熱復旧</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱</td> <td>本資料1. で成立性を示す</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機代替冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱</td> <td>補足1で成立性を示す</td> </tr> </tbody> </table> <p>本表は事故時における除熱手段の配備状況を示すものであり、除熱手段の優先順位を示すものではない</p> <p>1. <u>可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱</u></p> <p><実現可能性></p> <p>重大事故等時において、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、<u>残留熱除去系の補修によるサブプレッション・プール水冷却モードの復旧を実施する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱を構築する。可搬型格納容器除熱系は、高圧炉心スプレイ系（以下、HPCSという）配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサブプレッション・チェンバのプール水を供給し、そこで除熱した水を低圧原子炉代替注水系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成</u>であり、可搬設備を運搬・設置する等の作業があるが、<u>長納期品については事前に準備しておくことにより、1ヵ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。</u></p>	除熱手段	備考	残留熱代替除去系による除熱		格納容器フィルタベント系による除熱		残留熱除去系の補修による除熱復旧		可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	本資料1. で成立性を示す	原子炉補機代替冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱	補足1で成立性を示す	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はSPCU無し</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はSPCU無し</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はSPCU無し</p>
除熱手段	備考																												
代替循環冷却系による除熱																													
格納容器ベントによる除熱																													
残留熱除去系の補修による除熱復旧																													
可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	本資料1. で成立性を示す																												
可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱	本資料2. で成立性を示す																												
代替原子炉補機冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱	補足1で成立性を示す																												
除熱手段	備考																												
残留熱代替除去系による除熱																													
格納容器フィルタベント系による除熱																													
残留熱除去系の補修による除熱復旧																													
可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	本資料1. で成立性を示す																												
原子炉補機代替冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱	補足1で成立性を示す																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>可搬型格納容器除熱系について、可搬ポンプの吸込み箇所は、<u>HPCFポンプの吸込配管にある「HPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)」</u>とし、耐熱ホースで接続する構成とする。</p> <p>可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については<u>残留熱除去系の原子炉注水配管にある「残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)」</u>と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプによりサプレッション・チェンバ・プール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、<u>大容量送水車</u>により海水を通水できる構成とする。</p>	<p>可搬型原子炉格納容器除熱系統のうち、可搬ポンプの吸込み箇所は、<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁</u>とし、耐熱ホースで接続する構成とする。</p> <p>可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋原子炉棟大物搬入口に設置する可搬型熱交換器と接続する構成とする。可搬型熱交換器の出口側については<u>低圧代替注水系（可搬型）の逆止弁</u>と耐熱ホースで接続する構成とする。可搬型熱交換器の二次系については、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>により海水を通水できる構成とする。</p>	<p>可搬型格納容器除熱系について、可搬ポンプの吸込み箇所は、<u>HPCSポンプの吸込配管にある「HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁」</u>とし、耐熱ホースで接続する構成とする。</p> <p>可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建物大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については<u>低圧原子炉代替注水系の原子炉注水配管にある「FLSR可搬式設備 A-注水ライン逆止弁」</u>と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、<u>大型送水ポンプ車</u>により海水を通水できる構成とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違
			<ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】
<p>参考1図 可搬型格納容器除熱系の系統概要図</p>	<p>図1 可搬型原子炉格納容器除熱系統の系統概略図</p>	<p>参考1 図 可搬型格納容器除熱系の系統概略図</p>	<ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 【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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																					
<p align="center">参考2表 可搬型格納容器除熱系構築に必要な作業</p> <table border="1" data-bbox="163 262 908 493"> <thead> <tr> <th>作業</th> <th>所要期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCFポンプ吸込ラインの逆止弁と残留熱除去系洗浄水ラインの逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付</td> <td rowspan="4">これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。</td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ準備</td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器準備</td> </tr> <tr> <td>通水試験等</td> </tr> </tbody> </table> <p><効果></p> <p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において事象発生後約1ヵ月まで格納容器ベントによる除熱を行った後、可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合の格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱を上回る160m³/hとし、格納容器圧力逃がし装置は微開（流路面積3%開）とするとともに不活性ガス系より窒素ガスを600m³/h注入する。</p> <p>参考2～4 図に格納容器圧力、格納容器気相部温度、サプレッション・チェンバ・プール水温の推移を示す。参考3 図及び参考4 図に示す通り、格納容器気相部温度、サプレッション・チェンバ・プール水温を低減させることができる。</p> <p>なお、本評価のように、格納容器圧力逃がし装置により格納容器圧力が低下している状態では、ベント実施時に原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは排出され、原子炉格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされる状態となる。こうした状況において除熱系（可搬型格納容器除熱系）の運転を開始する場合、サプレッション・チェンバ・プール水温が100℃を下回ると、飽和蒸気圧に従い格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よって、可搬型格納容器除熱系の運転を開始する際には、格納容器圧力逃がし装置は微開とした上で、不活性ガス系より窒素ガスを注入し、格納容器圧力が負圧とならないよう制御する運用とする。</p>	作業	所要期間	HPCFポンプ吸込ラインの逆止弁と残留熱除去系洗浄水ラインの逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。	可搬ポンプ準備	可搬熱交換器準備	通水試験等	<p align="center">表1 可搬型原子炉格納容器除熱系の構築に必要な作業</p> <table border="1" data-bbox="949 262 1694 590"> <thead> <tr> <th>作業</th> <th>所要期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁と低圧代替注水系（可搬型）逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付</td> <td rowspan="4">これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。</td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ準備</td> </tr> <tr> <td>可搬型熱交換器準備</td> </tr> <tr> <td>通水試験等</td> </tr> </tbody> </table> <p><効果></p> <p>可搬型原子炉格納容器除熱系における除熱効果を確認するため、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において、事象発生30日後まで格納容器ベントによる除熱を行った後、格納容器ベントを停止し、可搬型原子炉格納容器除熱系による除熱を実施した場合の原子炉格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型原子炉格納容器除熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱除去相当以上の流量として100m³/hとし、低圧代替注水系（常設）等による原子炉注水及び格納容器ベントを停止するとともに、原子炉格納容器内が負圧となることを防止及び原子炉格納容器内の不活性化のために、可搬型窒素供給装置によりドライウェル及びサプレッション・チェンバ内へ窒素を注入（総注入流量400m³/h）する。</p> <p>図2～4に原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器気相部温度、サプレッション・プール水温の推移を示す。図3及び図4に示すとおり、可搬型原子炉格納容器除熱系により、原子炉格納容器気相部温度、サプレッション・プール水温を低減させることができる。</p> <p>なお、本評価のように、格納容器圧力逃がし装置により格納容器圧力が低下している状態では、格納容器ベント実施時に原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは排出され、原子炉格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされる状態となる。こうした状況において除熱系（可搬型原子炉格納容器除熱系）の運転を開始する場合、サプレッション・プール水温が100℃を下回ると、飽和蒸気圧に従い原子炉格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よって、可搬型原子炉格納容器除熱系の運転を開始する前には、原子炉格納容器内が負圧となることを防止及び原子炉格納容器内の不活性化のために、原子炉格納容器内へ窒素を注入する。</p>	作業	所要期間	原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁と低圧代替注水系（可搬型）逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。	可搬ポンプ準備	可搬型熱交換器準備	通水試験等	<p align="center">参考2表 可搬型格納容器除熱系構築に必要な作業</p> <table border="1" data-bbox="1736 262 2481 453"> <thead> <tr> <th>作業</th> <th>所要時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCSポンプ吸込みラインの逆止弁と低圧原子炉代替注水系注水ラインの逆止弁の上蓋取り外し、耐熱ホース取付</td> <td rowspan="4">これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。</td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ準備</td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器準備</td> </tr> <tr> <td>通水試験等</td> </tr> </tbody> </table> <p><効果></p> <p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において事象発生後約1ヵ月まで格納容器フィルタベント系による除熱を行った後、可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合の格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱を上回る□m³/hとし、格納容器フィルタベント系は微開（流路面積3%開）とするとともに可搬式窒素供給装置より窒素ガスを100m³/h注入する。</p> <p>参考2～4 図に格納容器圧力、格納容器気相部温度、サプレッション・チェンバ水温の推移を示す。参考3 図及び参考4 図に示すとおり、格納容器気相部温度、サプレッション・チェンバ水温を低減させることができる。</p> <p>なお、本評価のように、格納容器フィルタベント系により格納容器圧力が低下している状態では、格納容器ベント実施時に原子炉格納容器内の非凝縮性ガスが排出され、原子炉格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされる状態となる。こうした状況において除熱系（可搬型格納容器除熱系）の運転を開始する場合、サプレッション・チェンバ水温が100℃を下回ると、飽和蒸気圧に従い格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よって、可搬型格納容器除熱系の運転を開始する際には、格納容器フィルタベント系は微開とした上で、可搬式窒素供給装置より窒素ガスを注入し、格納容器圧力が負圧とならないよう制御する運用とする。</p>	作業	所要時間	HPCSポンプ吸込みラインの逆止弁と低圧原子炉代替注水系注水ラインの逆止弁の上蓋取り外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。	可搬ポンプ準備	可搬熱交換器準備	通水試験等	<p>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可燃性ガスの蓄積を防止するために、格納容器ベントを停止せず、微開にする運用としている。</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 窒素ガス注入量</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可燃性</p>
作業	所要期間																							
HPCFポンプ吸込ラインの逆止弁と残留熱除去系洗浄水ラインの逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。																							
可搬ポンプ準備																								
可搬熱交換器準備																								
通水試験等																								
作業	所要期間																							
原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁と低圧代替注水系（可搬型）逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。																							
可搬ポンプ準備																								
可搬型熱交換器準備																								
通水試験等																								
作業	所要時間																							
HPCSポンプ吸込みラインの逆止弁と低圧原子炉代替注水系注水ラインの逆止弁の上蓋取り外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。																							
可搬ポンプ準備																								
可搬熱交換器準備																								
通水試験等																								



参考2 図 格納容器圧力の推移



参考3 図 格納容器気相部温度の推移

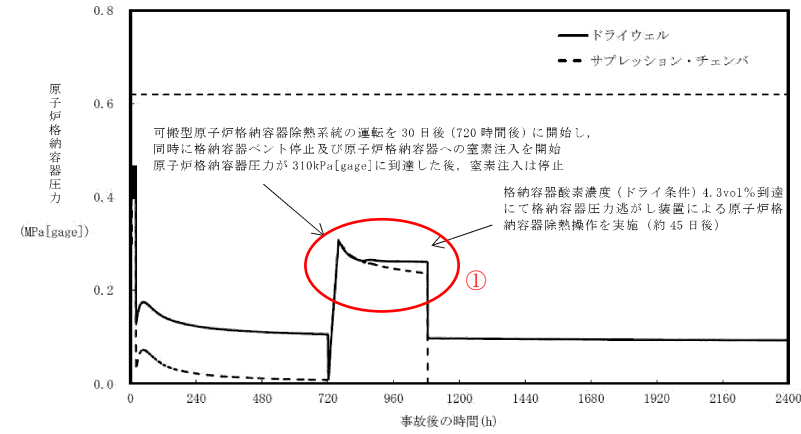


図2 原子炉格納容器圧力の推移

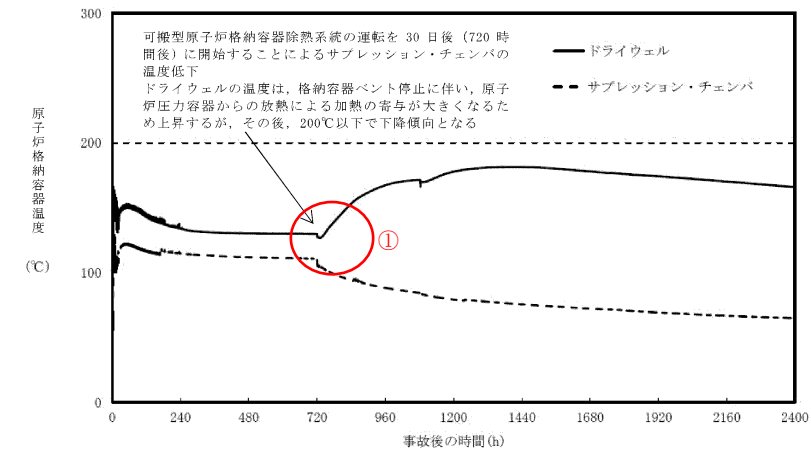
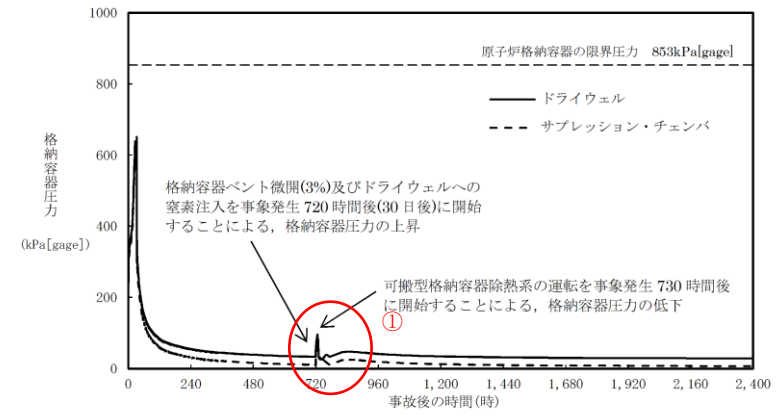
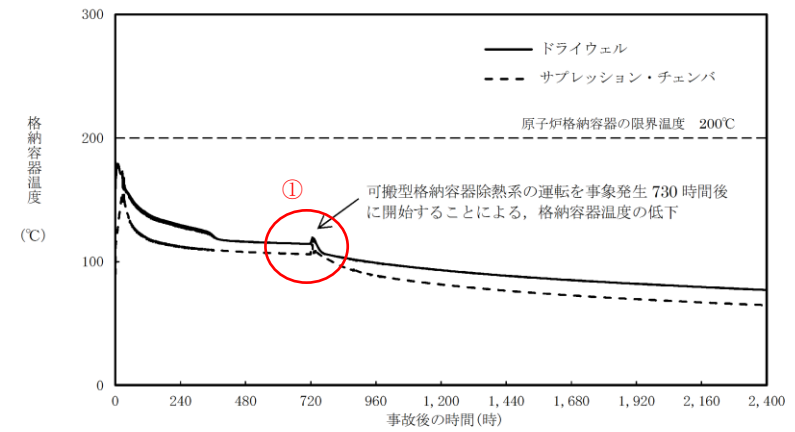


図3 原子炉格納容器気相部温度の推移



参考2 図 格納容器圧力の推移



参考3 図 格納容器気相部温度の推移

ガスの蓄積を防止するために、格納容器ベントを停止せず、微開にする運用としている。

・解析結果の相違

【柏崎6/7】

①島根2号炉は、可搬型格納容器除熱系の開始以降、設備容量等の違いにより、蒸気凝縮による急激な圧力低下が生じる。

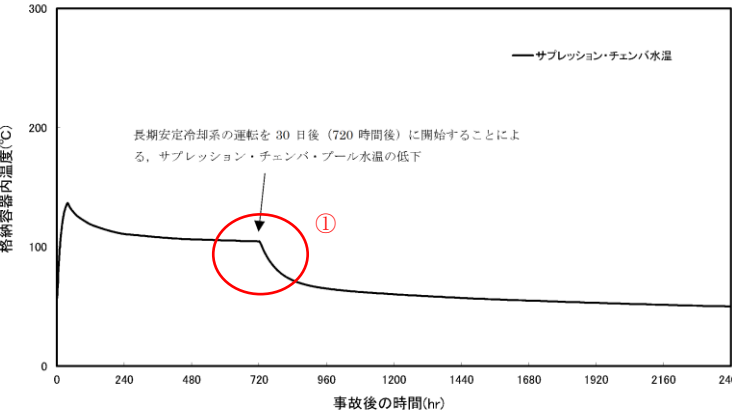
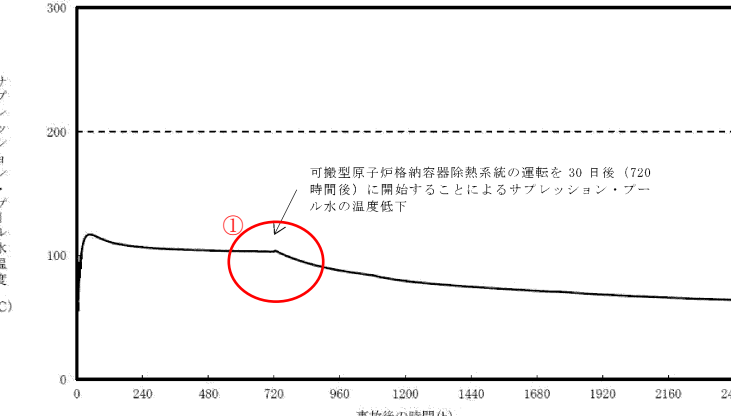
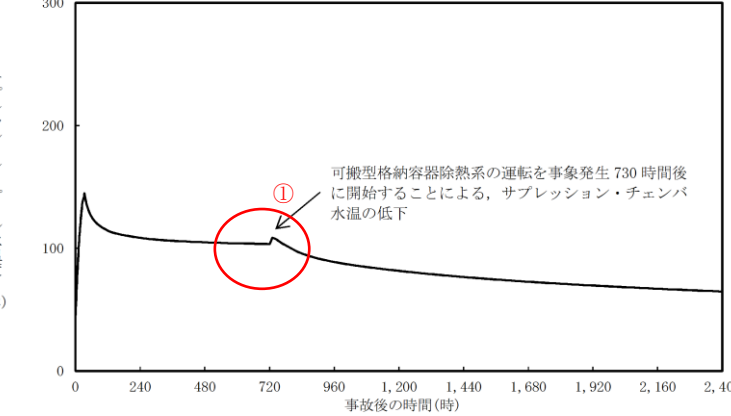
【東海第二】

①島根2号炉は、ベント微開とするため、可燃性ガスは蓄積しない。(東海第二では、ベント閉止するため、可燃性ガス濃度の上昇により再度ベントをしており、格納容器圧力の増減がある)

・解析結果の相違

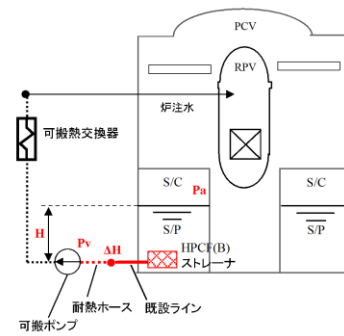
【柏崎6/7、東海第二】

①島根2号炉は、可搬型格納容器除熱系の開始前に、窒素を注入することによる格納容器の圧力上昇により一時的に格納容器温度が上昇する。

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>長期安定冷却系の運転を30日後(720時間後)に開始することによる、サブプレッション・チェンバ・プール水温の低下</p>	 <p>可搬型原子炉格納容器除熱系の運転を30日後(720時間後)に開始することによるサブプレッション・プール水温の低下</p>	 <p>可搬型格納容器除熱系の運転を事故発生730時間後に開始することによる、サブプレッション・チェンバ水温の低下</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ①島根2号炉は、可搬型格納容器除熱系の開始前に、窒素を注入することによる格納容器の圧力上昇により一時的にサブプレッション・チェンバ水温が上昇する。</p>
<p>参考4 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	<p>図4 サプレッション・プール水温度の推移</p>	<p>参考4 図 サプレッション・チェンバ水温の推移</p>	
<p><系統成立性評価></p>	<p><系統成立性評価></p>	<p><系統成立性評価></p>	
<p>可搬型格納容器除熱系は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①可搬ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下3階に設置する可搬ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。</p>	<p>可搬型原子炉格納容器除熱系統は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約5.7MW)を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①可搬ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋原子炉棟地下2階に設置する可搬ポンプの必要NPSHが、系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約5.7MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。</p>	<p>可搬型格納容器除熱系は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①可搬ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建物地下2階に設置する可搬ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 崩壊熱の相違</p>
<p>① ポンプのNPSH評価</p>	<p>① ポンプのNPSH 評価</p>	<p>① ポンプのNPSH評価</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 崩壊熱の相違</p>
<p>ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH\geq必要NPSH)を満足する必要がある。有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では参考5図の系統構成を想定し、格納容器内圧力(S/C)、サブプレッション・チェンバ・プール水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管(HPCF常設配管及び耐熱ホース)圧力損失により求められる有効NPSHと、可搬ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下の通りであり、評価結果は参考3表に示す通り、6号炉及び7号炉ともにポンプのNPSH評価は成立する。</p>	<p>ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH\geq必要NPSH)を満足する必要がある。 このため、本評価では図5の系統構成を想定し、原子炉格納容器内圧力(サブプレッション・チェンバ)、サブプレッション・プール水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管(原子炉隔離時冷却系配管及び耐熱ホース)圧力損失により求められる有効NPSHと、可搬ポンプの必要NPSHを比較することで、ポンプの成立性を確認する。 有効NPSHの評価式は以下のとおりであり、評価結果は表2に示すとおり、ポンプのNPSH評価は成立する。</p>	<p>ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH\geq必要NPSH)を満足する必要がある。有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では参考5図の系統構成を想定し、格納容器内圧力(S/C)、サブプレッション・チェンバのプール水位と可搬ポンプ吸込口レベル間の水頭差、吸込配管(HPCS常設配管及び耐熱ホース)圧力損失により求められる有効NPSHと、可搬ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下の通りであり、評価結果は参考3表に示す通り、ポンプのNPSH評価は成立する。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p>

有効NPSH = Pa - Pv + H - ΔH

Pa : 水源気相部の圧力 [m]
 Pv : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力 [m]
 H : 静水頭 (水源水位~ポンプ) [m]
 ΔH : ポンプ吸込ラインの圧力損失 [m]



参考5図 可搬型格納容器除熱系のNPSH 評価

参考3表 NPSH 評価結果

項目	6号炉	7号炉	設定根拠
Pa	10.3m	10.3m	保守的に大気圧 (0MPa [gauge]) とする
Pv	12.9m	12.9m	安全解析における事故発生30日後のS/P水温 105℃での飽和蒸気圧 (水頭換算値)
H	13.2m	13.2m	安全解析における事故発生30日後のS/P水位 (T.M.S.L. 6000) とし、可搬ポンプ軸レベルは原子炉建屋地下3階床上1mを想定し T.M.S.L. -7200とする。
ΔH			HPCF ストレーナ~耐熱ホース取付箇所までの配管の圧損 (6号炉 \square m ³ /h, 7号炉 \square m ³ /h) 可搬ポンプ吸込み側の耐熱ホースの圧損 (6号炉 \square m ³ /h, 7号炉 \square m ³ /h) HPCF ストレーナの圧損 (6号炉 \square m ³ /h, 7号炉 \square m ³ /h) 合計
有効NPSH			Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH			可搬ポンプの必要NPSH
成立性評価	○	○	有効NPSH > 必要NPSH

(略語) T.M.S.L. : 東京湾平均海面

有効NPSH = Pa - Pv + H - ΔH

Pa : 水源気相部の圧力 [m]
 Pv : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力 [m]
 H : 静水頭 (水源水位~ポンプ) [m]
 ΔH : ポンプ吸込ラインの圧力損失 [m]

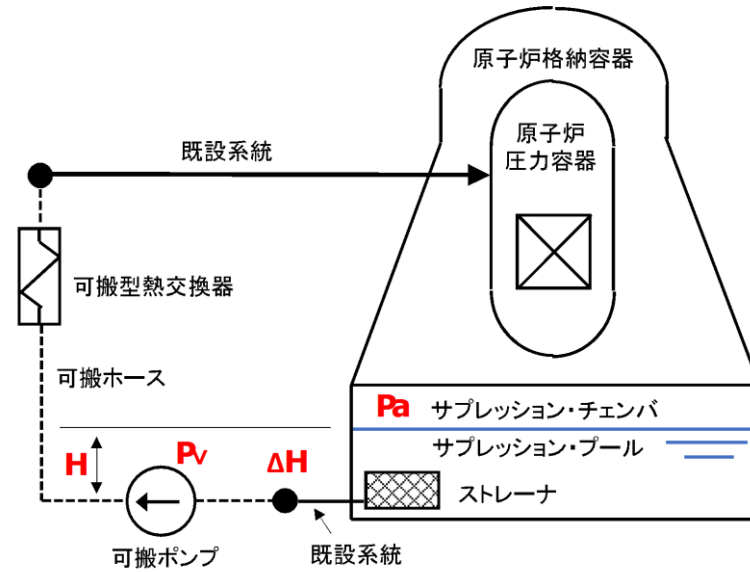
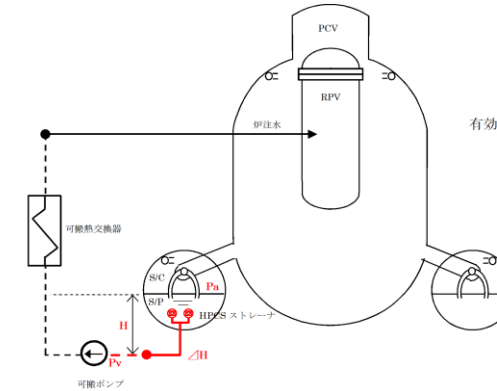


図5 可搬型原子炉格納容器除熱系統のNPSH 評価

表2 NPSH 評価結果

項目	評価条件	設定根拠
Pa	サブプレッション・チェンバ圧力 (水頭換算値)	14.6m 安全解析における事故発生30日後のサブプレッション・チェンバ圧力 (0.143MPa) の水頭換算値
Pv	可搬ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)	14.6m 安全解析における事故発生30日後のサブプレッション・プール水飽和温度 110℃での飽和蒸気圧
H	サブプレッション・プール水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差	約 5.9m サブプレッション・プール水位は通常最低水位 (EL. 2.9m) とし、可搬ポンプ軸レベルは原子炉建屋原子炉棟地下2階床上1mを想定し EL. -3.0mとする。
ΔH	吸込配管圧損 (原子炉隔離時冷却系配管) 吸込配管圧損 (耐熱ホース) 原子炉隔離時冷却系ストレーナ圧損 合計	原子炉隔離時冷却系ストレーナ~耐熱ホース取付箇所までの配管の圧損 (100m ³ /h) 可搬ポンプ吸込み側の耐熱ホースの圧損 (100m ³ /h) 原子炉隔離時冷却系ストレーナの圧損 (100m ³ /h) 配管, ホース, ストレーナ圧損合計
有効NPSH		Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH		可搬ポンプの必要NPSH
成立性評価	○	有効性NPSH > 必要NPSH



参考5図 可搬型格納容器除熱系のNPSH評価

参考3表 NPSH評価結果

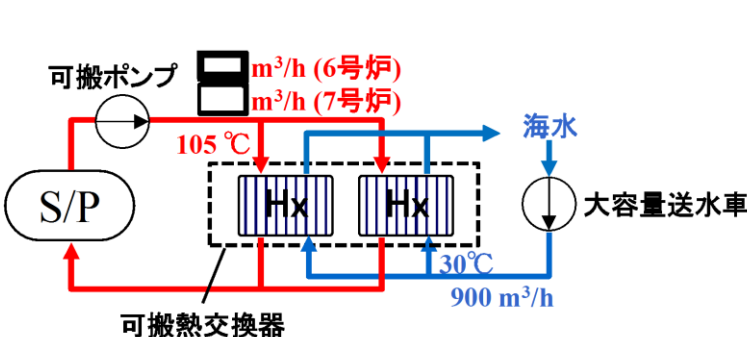
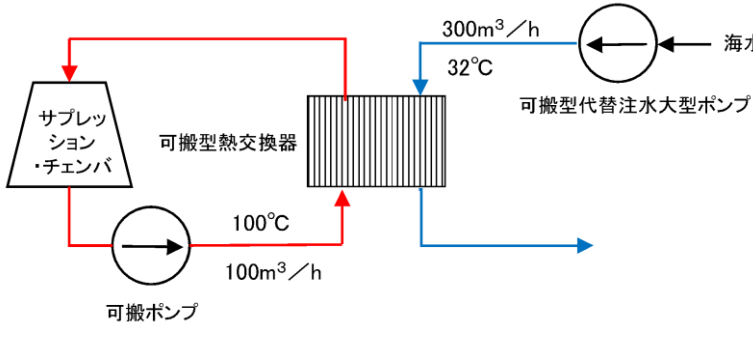
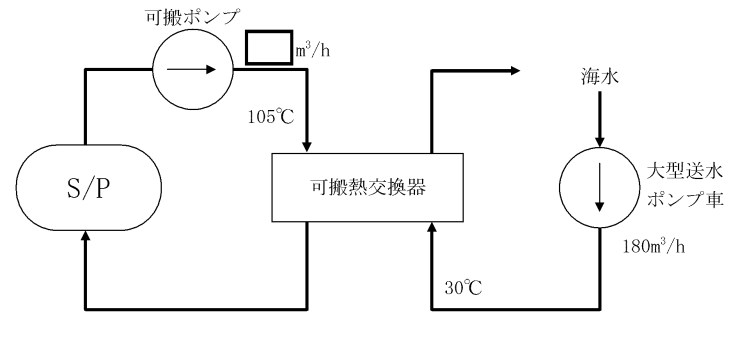
項目	2号炉	設定根拠
Pa	11.6m	安全解析における事故発生30日後のS/C圧力の水頭圧換算
Pv	12.0m	安全解析における事故発生30日後のS/P水温105℃での飽和蒸気圧 (水頭圧換算値)
H	3.9m	安全解析における事故発生30日後のS/P水位 (EL. 5778) とし、可搬ポンプ吸込口レベルは原子炉建物地下2階床上0.5mを想定しEL. 1800とする。
ΔH		HPCS ストレーナ~耐熱ホース取付箇所までの配管の圧損 (\square m ³ /h) 可搬ポンプ吸込み側の耐熱ホースの圧損 (\square m ³ /h) HPCS ストレーナの圧損 合計
有効NPSH		Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH		可搬ポンプの必要NPSH
成立性評価	○	有効NPSH ≥ 必要NPSH

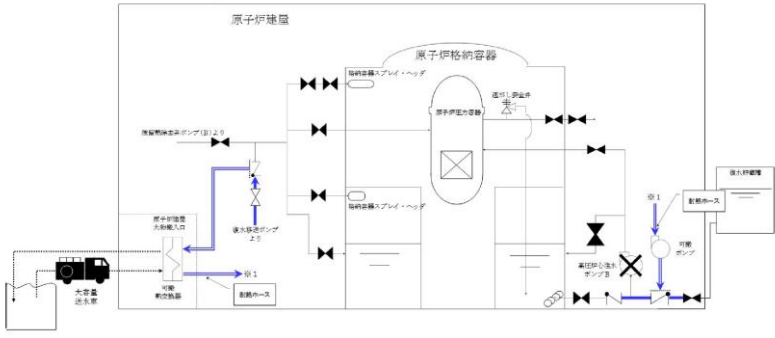
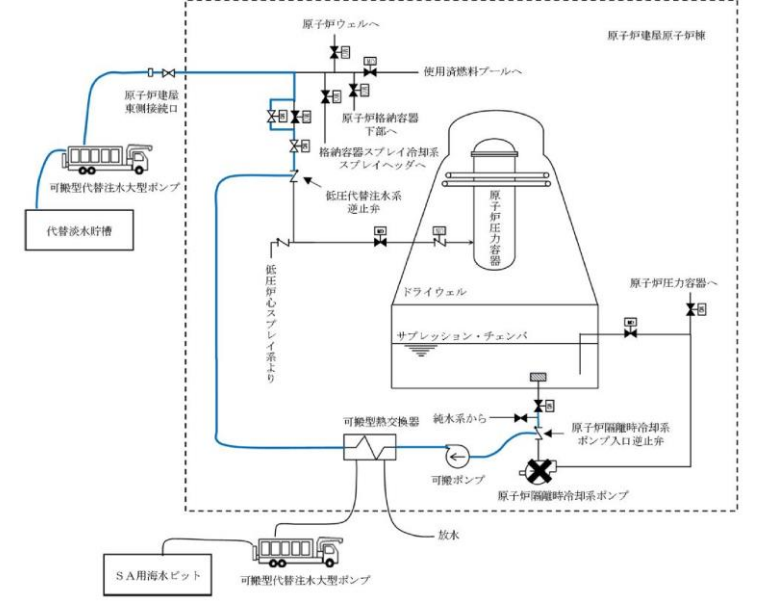
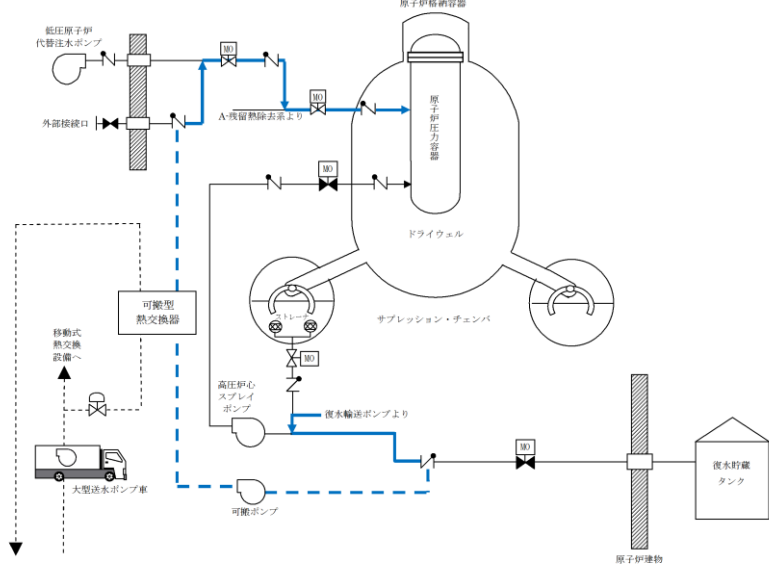
・設備の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】


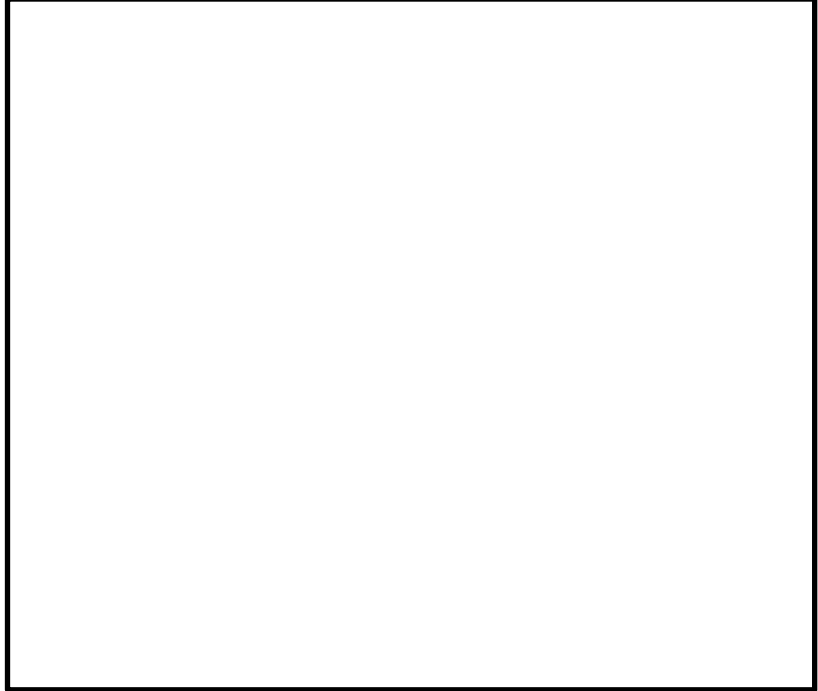
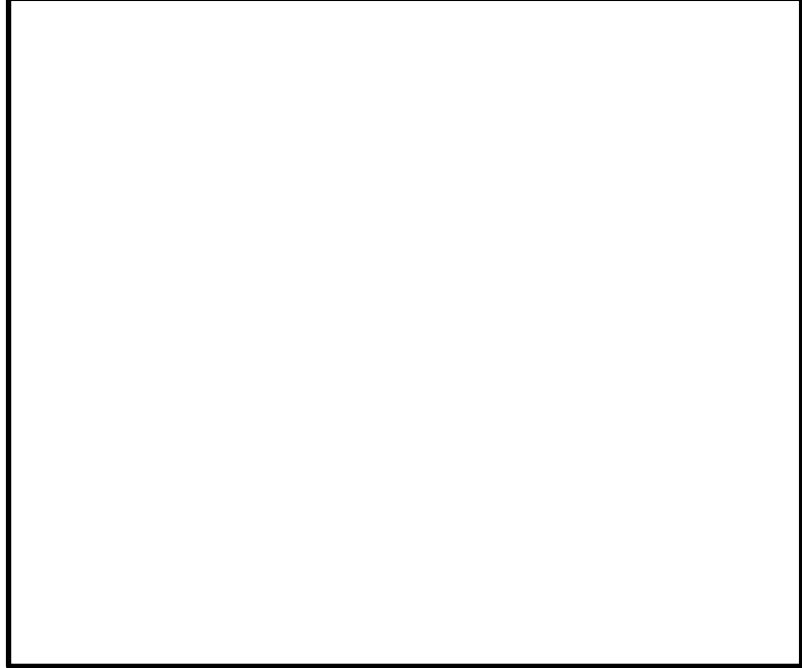

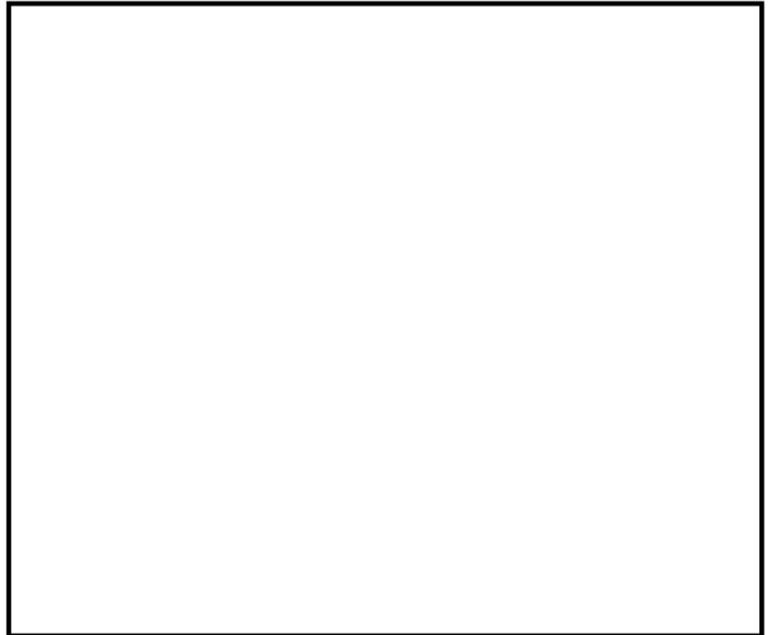
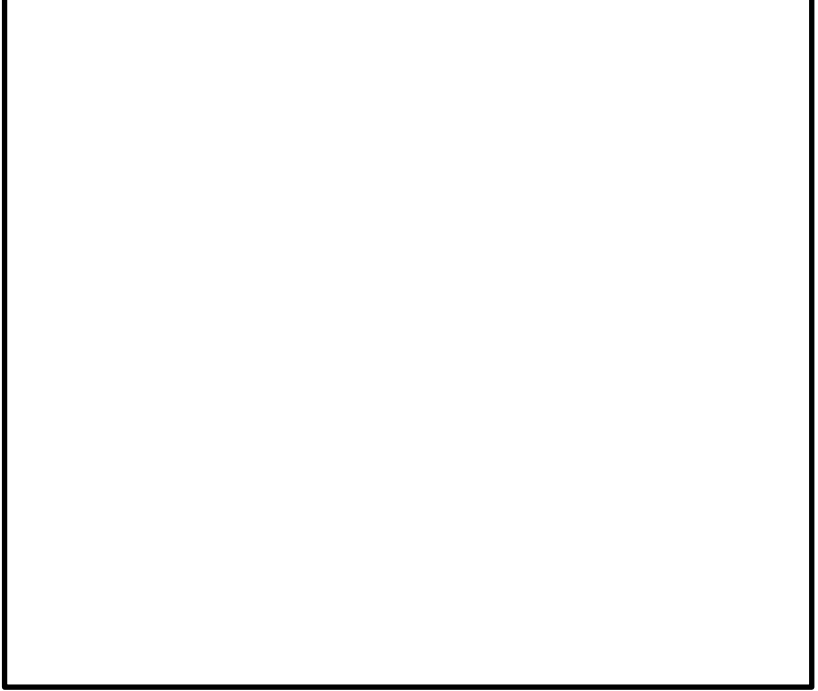


・設備の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② 流量評価</p> <p>可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の系統流量は、後述する評価により6号炉では□m³/h以上、7号炉では□m³/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。流量確認方法としては、可搬ポンプの「性能曲線」（揚程と流量の関係図）と参考1図の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は参考6図及び参考7図に示す通り、6号炉では□m³/h以上、7号炉では□m³/h以上確保可能であることを確認した。参考として、6号炉の系統流量□m³/h時、7号炉の系統流量□m³/h時の圧力損失を参考4表に示す。</p> <div data-bbox="172 905 893 1293" style="border: 1px solid black; height: 185px; width: 243px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">参考6 図 可搬型格納容器除熱系の流量評価結果 (6 号炉)</p> <div data-bbox="172 1430 893 1801" style="border: 1px solid black; height: 177px; width: 243px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">参考7 図 可搬型格納容器除熱系の流量評価結果 (7 号炉)</p>	<p>② 流量評価</p> <p>可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型原子炉格納容器除熱系統の系統流量は、後述する評価により 100m³/h 以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。</p> <p>流量確認方法としては、可搬ポンプの「性能曲線」（揚程と流量の関係図）と図1の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点が、ポンプの動作点となるため、そのポンプの動作点の流量を確認する。</p> <p>その結果は図6 に示すとおり、100m³/h 以上確保可能であることを確認した。参考として、系統流量 100m³/h 時の圧力損失を表3 に示す。</p> <div data-bbox="961 909 1682 1293" style="border: 1px solid black; text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">図6 可搬型原子炉格納容器除熱系統の流量評価結果</p>	<p>② 流量評価</p> <p>可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の系統流量は、後述する評価により□m³/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。流量確認方法としては、可搬ポンプの「性能曲線」（揚程と流量の関係図）と参考1図の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は参考6図に示す通り、□m³/h以上確保可能であることを確認した。参考として、系統流量□m³/h時の圧力損失を参考4表に示す。</p> <div data-bbox="1760 741 2481 1320" style="border: 1px solid black; height: 276px; width: 243px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">参考6 図 可搬型格納容器除熱系の流量評価結果</p>	<p style="text-align: center;">備考</p> <p style="text-align: center;">・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

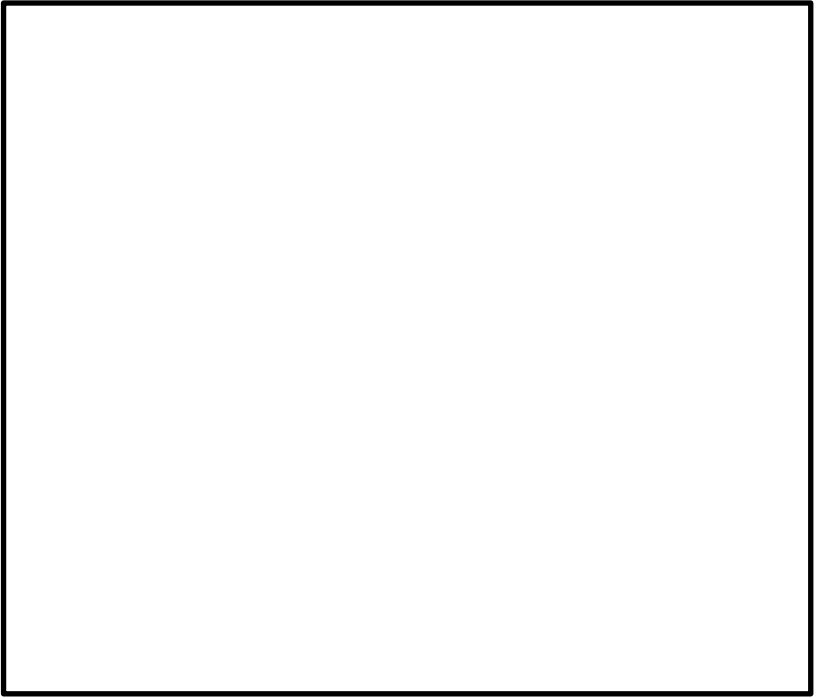
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																				
<p align="center"><u>参考4表 圧力損失内訳</u></p> <table border="1"> <tr> <td colspan="2">除熱手段 (評価ルート)</td> <td>6号炉</td> <td>7号炉</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">配管・弁類圧力損失</td> <td>常設ライン</td> <td rowspan="3"></td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>耐熱ホース</td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">静水頭</td> <td>水源</td> <td>T. M. S. L. -1200 (通常最低水位)</td> <td>T. M. S. L. -1200 (通常最低水位)</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力差</td> <td>水源</td> <td>0.014MPa</td> <td>0.014MPa</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>0.12MPa</td> <td>0.12MPa</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>11.3m</td> <td>11.3m</td> </tr> <tr> <td colspan="2">システム抵抗 (圧力損失)</td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <p>③ 除熱量評価 上述②の評価結果の通り、可搬型格納容器除熱系の流量は6号炉では <input type="text"/> m³/h以上、7号炉では <input type="text"/> m³/h以上が確保可能であることから、その時の系統の除熱量を評価した。 評価条件は参考5表に示す通りであり、可搬熱交換器の性能及び大容量送水車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約6.5MW) を除熱できることを確認した。</p> <p align="center"><u>参考5表 可搬熱交換器の除熱量評価条件</u></p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="4">可搬熱交換器</td> <td rowspan="2">淡水系</td> <td>1次側入口温度</td> <td>105℃</td> </tr> <tr> <td>1次側流量</td> <td><input type="text"/> m³/h (6号炉) <input type="text"/> m³/h (7号炉)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">海水系</td> <td>海水温度</td> <td>30℃</td> </tr> <tr> <td>海水流量</td> <td>900m³/h</td> </tr> </table>	除熱手段 (評価ルート)		6号炉	7号炉	配管・弁類圧力損失	常設ライン			耐熱ホース	可搬熱交換器	静水頭	水源	T. M. S. L. -1200 (通常最低水位)	T. M. S. L. -1200 (通常最低水位)	注水先			圧力差	水源	0.014MPa	0.014MPa	注水先	0.12MPa	0.12MPa			11.3m	11.3m	システム抵抗 (圧力損失)				可搬熱交換器	淡水系	1次側入口温度	105℃	1次側流量	<input type="text"/> m ³ /h (6号炉) <input type="text"/> m ³ /h (7号炉)	海水系	海水温度	30℃	海水流量	900m ³ /h	<p align="center"><u>表3 圧力損失内訳</u></p> <table border="1"> <tr> <td colspan="2">流量</td> <td>100m³/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">配管・弁類圧力損失</td> <td>常設ライン</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>耐熱ホース</td> </tr> <tr> <td>可搬型熱交換器</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">静水頭</td> <td>水源</td> <td>EL. 2.9m (通常最低水位)</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力差</td> <td>水源</td> <td>0.465MPa</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>0.920MPa</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>約46.4m</td> </tr> <tr> <td colspan="2">システム抵抗 (圧力損失)</td> <td></td> </tr> </table> <p>③ 除熱量評価 ②の評価結果のとおり、可搬型原子炉格納容器除熱系統の流量は100m³/h以上確保可能であることから、その時の系統の除熱量を評価した。 評価条件は表4に示すとおりであり、可搬型熱交換器の性能及び可搬型代替注水大型ポンプによる海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約5.7MW) を除熱できることを確認した。</p> <p align="center"><u>表4 可搬型熱交換器の除熱量評価条件</u></p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="4">可搬型熱交換器</td> <td rowspan="2">淡水系</td> <td>1次側入口温度</td> <td>100℃</td> </tr> <tr> <td>1次側流量</td> <td>100m³/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">海水系</td> <td>海水温度</td> <td>32℃</td> </tr> <tr> <td>海水流量</td> <td>300m³/h</td> </tr> </table>	流量		100m ³ /h	配管・弁類圧力損失	常設ライン		耐熱ホース	可搬型熱交換器	静水頭	水源	EL. 2.9m (通常最低水位)	注水先		圧力差	水源	0.465MPa	注水先	0.920MPa			約46.4m	システム抵抗 (圧力損失)			可搬型熱交換器	淡水系	1次側入口温度	100℃	1次側流量	100m ³ /h	海水系	海水温度	32℃	海水流量	300m ³ /h	<p align="center"><u>参考4表 圧力損失内訳</u></p> <table border="1"> <tr> <td colspan="2">除熱手段 (評価ルート)</td> <td>2号炉</td> </tr> <tr> <td colspan="3">流量</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">配管・弁類圧力損失</td> <td>常設ライン</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>耐圧ホース</td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">静水頭</td> <td>水源</td> <td>EL. 5778 (安全解析における事故発生30日後のS/P水位)</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力差</td> <td>水源</td> <td>1.4m</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>2.9m</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>1.5m</td> </tr> <tr> <td colspan="2">システム抵抗 (圧力損失)</td> <td></td> </tr> </table> <p>③ 除熱量評価 上述②の評価結果の通り、可搬型格納容器除熱系の流量は <input type="text"/> m³/h以上が確保可能であることから、その時の系統の除熱量を評価した。 評価条件は参考5表に示す通りであり、可搬熱交換器の性能及び大型送水ポンプ車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3.9MW) を除熱できることを確認した。</p> <p align="center"><u>参考5表 可搬熱交換器の除熱量評価条件</u></p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="4">可搬熱交換器</td> <td rowspan="2">淡水系</td> <td>1次側入口温度</td> <td>105℃</td> </tr> <tr> <td>1次側流量</td> <td><input type="text"/> m³/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">海水系</td> <td>海水温度</td> <td>30℃</td> </tr> <tr> <td>海水流量</td> <td>180m³/h</td> </tr> </table>	除熱手段 (評価ルート)		2号炉	流量			配管・弁類圧力損失	常設ライン		耐圧ホース	可搬熱交換器	静水頭	水源	EL. 5778 (安全解析における事故発生30日後のS/P水位)	注水先		圧力差	水源	1.4m	注水先	2.9m			1.5m	システム抵抗 (圧力損失)			可搬熱交換器	淡水系	1次側入口温度	105℃	1次側流量	<input type="text"/> m ³ /h	海水系	海水温度	30℃	海水流量	180m ³ /h	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>
除熱手段 (評価ルート)		6号炉	7号炉																																																																																																																				
配管・弁類圧力損失	常設ライン																																																																																																																						
	耐熱ホース																																																																																																																						
	可搬熱交換器																																																																																																																						
静水頭	水源	T. M. S. L. -1200 (通常最低水位)	T. M. S. L. -1200 (通常最低水位)																																																																																																																				
	注水先																																																																																																																						
圧力差	水源	0.014MPa	0.014MPa																																																																																																																				
	注水先	0.12MPa	0.12MPa																																																																																																																				
		11.3m	11.3m																																																																																																																				
システム抵抗 (圧力損失)																																																																																																																							
可搬熱交換器	淡水系	1次側入口温度	105℃																																																																																																																				
		1次側流量	<input type="text"/> m ³ /h (6号炉) <input type="text"/> m ³ /h (7号炉)																																																																																																																				
	海水系	海水温度	30℃																																																																																																																				
		海水流量	900m ³ /h																																																																																																																				
流量		100m ³ /h																																																																																																																					
配管・弁類圧力損失	常設ライン																																																																																																																						
	耐熱ホース																																																																																																																						
	可搬型熱交換器																																																																																																																						
静水頭	水源	EL. 2.9m (通常最低水位)																																																																																																																					
	注水先																																																																																																																						
圧力差	水源	0.465MPa																																																																																																																					
	注水先	0.920MPa																																																																																																																					
		約46.4m																																																																																																																					
システム抵抗 (圧力損失)																																																																																																																							
可搬型熱交換器	淡水系	1次側入口温度	100℃																																																																																																																				
		1次側流量	100m ³ /h																																																																																																																				
	海水系	海水温度	32℃																																																																																																																				
		海水流量	300m ³ /h																																																																																																																				
除熱手段 (評価ルート)		2号炉																																																																																																																					
流量																																																																																																																							
配管・弁類圧力損失	常設ライン																																																																																																																						
	耐圧ホース																																																																																																																						
	可搬熱交換器																																																																																																																						
静水頭	水源	EL. 5778 (安全解析における事故発生30日後のS/P水位)																																																																																																																					
	注水先																																																																																																																						
圧力差	水源	1.4m																																																																																																																					
	注水先	2.9m																																																																																																																					
		1.5m																																																																																																																					
システム抵抗 (圧力損失)																																																																																																																							
可搬熱交換器	淡水系	1次側入口温度	105℃																																																																																																																				
		1次側流量	<input type="text"/> m ³ /h																																																																																																																				
	海水系	海水温度	30℃																																																																																																																				
		海水流量	180m ³ /h																																																																																																																				
			<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 崩壊熱の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>																																																																																																																				

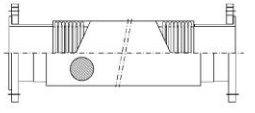
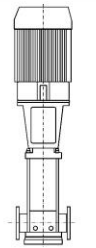
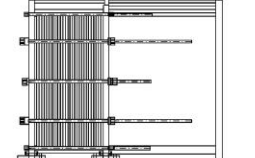

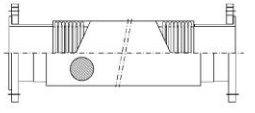
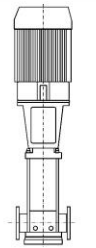
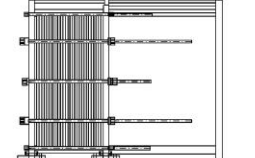



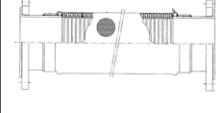
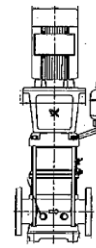
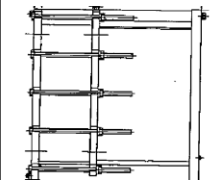

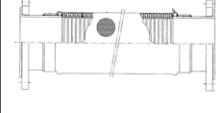
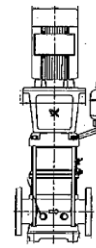
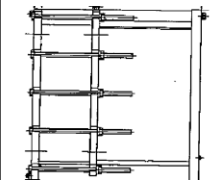

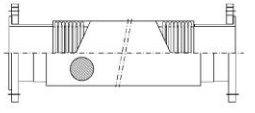
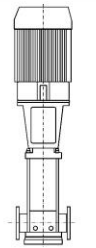
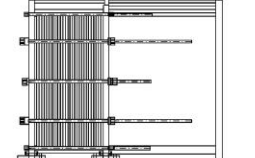


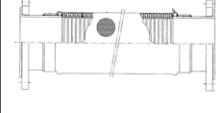
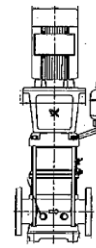
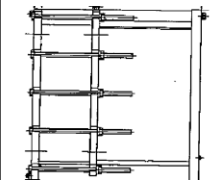

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>参考8図 可搬型格納容器除熱系の除熱量評価図</p>	 <p>図8 可搬型原子炉格納容器除熱系統の除熱量評価図</p>	 <p>参考7図 可搬型格納容器除熱系の除熱量評価図</p>	<p>備考</p>
<p>以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」, 「③除熱量評価」の結果から, 可搬型格納容器除熱系は事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。</p> <p><具体的な手順の概要></p> <p>(1) 可搬型格納容器除熱系の概要</p> <p>可搬ポンプ, 可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の概要を以下に示す。</p> <p><u>HPCFポンプB室(T.M.S.L.-8200)のHPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)の上蓋及び弁体</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続する。</p> <p><u>HPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)</u>に取り付けた耐熱ホースを, <u>HPCFポンプB室前通路</u>に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し, 可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた耐熱ホースを原子炉建屋1階大物搬入口(T.M.S.L.12300)に設置した可搬熱交換器入口側フランジに連結する。また, B系弁室(T.M.S.L.12300)の<u>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)の上蓋及び弁体</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続し, 可搬</p>	<p>以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」及び「③除熱量評価」の結果から, 可搬型原子炉格納容器除熱系統は事故後30日後の崩壊熱相当(約5.7MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。</p> <p><具体的な手順の概要></p> <p>(1) 可搬型原子炉格納容器除熱系統の概要</p> <p>可搬ポンプ, 可搬熱交換器を用いた可搬型原子炉格納容器除熱系統の概要を以下に示す。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室(EL.-4.0m)の原子炉隔離時冷却系ポンプの入口逆止弁の上蓋及び弁体</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続する。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプの入口逆止弁</u>に取り付けた耐熱ホースを, <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室</u>に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し, 可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた耐熱ホースを原子炉建屋原子炉棟1階大物搬入口(EL.8.2m)に設置した可搬熱交換器入口側フランジに連結する。また, <u>低圧代替注水系(可搬型)の低圧代替注水系逆止弁(EL.20m)の上蓋及び弁体</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続し, 可搬熱交換器出</p>	<p>以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」, 「③除熱量評価」の結果から, 可搬型格納容器除熱系は事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。</p> <p><具体的な手順の概要></p> <p>(1) 可搬型格納容器除熱系の概要</p> <p>可搬ポンプ, 可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の概要を以下に示す。</p> <p><u>HPCSポンプ室(EL.1300)のHPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁の上蓋</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続する。</p> <p><u>HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁</u>に取り付けた耐熱ホースを, <u>HPCSポンプ室</u>に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し, 可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた耐熱ホースを原子炉建物1階大物搬入口(EL.15300)に設置した可搬熱交換器の入口側フランジに連結する。また, <u>原子炉建物1階(EL.15300)のFLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁の上蓋</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続し, 可搬熱交換器出口側フラ</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【柏崎6/7, 東海第二】 ・設備の相違【柏崎6/7, 東海第二】崩壊熱の相違 ・設備の相違【柏崎6/7, 東海第二】系統構成の相違。また, 島根2号炉の本系統は逆止弁に対して逆流方向から流れるため, 逆止弁の弁体は閉状態で流路が形成されることから, 弁体の取り外しは不要 ・設備の相違【柏崎6/7, 東海第二】系統構成の相違 ・設備の相違【柏崎6/7, 東海第二】系統構成の相違。また, 島根2号炉の本系

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>熱交換器出口側フランジに連結する。このように系統を構成することで、<u>サプレッション・チェンバ・プール水を可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる。</u>可搬型格納容器除熱系を構成する耐熱ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。</p>	<p>口側フランジに連結する。 このように系統を構成することで、<u>サプレッション・プール水を可搬ポンプ及び可搬型熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる。</u>可搬型原子炉格納容器除熱系統を構成する耐熱ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。</p>	<p>ンジに連結する。このように系統を構成することで、<u>サプレッション・チェンバのプール水を可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる。</u>可搬型格納容器除熱系を構成する耐熱ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。</p>	<p>統は逆止弁に対して逆流方向から流れるため、逆止弁の弁体は閉状態で流路が形成されることから、弁体の取り外しは不要</p>
<p>なお、可搬型格納容器除熱系の使用にあたっては、<u>サプレッション・チェンバ・プール水からの汚染水を通水する前に復水移送ポンプで非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。</u>参考9図に系統水張りの概要図を示す。</p>	<p>なお、可搬型原子炉格納容器除熱系統の使用にあたっては、<u>汚染したサプレッション・プール水を通水する前に、可搬型代替注水大型ポンプを用いて非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。</u>図9に系統水張りの概要図を示す。</p>	<p>なお、可搬型格納容器除熱系の使用にあたっては、<u>サプレッション・チェンバのプール水からの汚染水を通水する前に復水輸送ポンプで非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。</u>参考8図に系統水張りの概要図を示す。</p>	
<p>また、可搬熱交換器の二次系については、屋外に<u>大容量送水車とホースを配備して連結し、大容量送水車を起動することで海水を通水する。</u></p>	<p>また、可搬型熱交換器の二次系については、屋外に<u>可搬型代替注水大型ポンプとホースを配備して連結し、可搬型代替注水大型ポンプを起動することで海水を通水する。</u></p>	<p>また、可搬熱交換器の二次系については、屋外に<u>大型送水ポンプ車とホースを配備して連結し、大型送水ポンプ車を起動することで海水を通水する。</u></p>	
<p>系統水張りによる健全性確認が完了した後、<u>HPCFサプレッションプール側吸込隔離弁(B)</u>を開操作し、<u>残留熱除去系</u>から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</p>	<p>系統水張りによる健全性確認が完了した後、<u>原子炉隔離時冷却系ポンプのサプレッション・チェンバ側入口弁</u>を開操作し、<u>低圧代替注水系(可搬型)</u>から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</p>	<p>系統水張りによる健全性確認が完了した後、<u>HPCSポンプトラス水入口弁</u>を開操作し、<u>低圧原子炉代替注水系</u>から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p>
<p>可搬ポンプ、可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の除熱可能量は、事故発生30日後の崩壊熱「<u>6.5MW</u>」を上回る系統設計とする。</p>	<p>可搬ポンプ、可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の除熱可能量は、事故発生30日後の崩壊熱「<u>約3.9MW</u>」を上回る系統設計とする。</p>	<p>可搬ポンプ、可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の除熱可能量は、事故発生30日後の崩壊熱「<u>約3.9MW</u>」を上回る系統設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 崩壊熱の相違</p>
<p>系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は参考6表の通りである。</p>	<p>系統を構成する機器の配置イメージを<u>図10</u>に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は<u>表5</u>のとおりである。</p>	<p>系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は<u>参考6表</u>の通りである。</p>	
			<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>
<p>参考9図 復水補給水系を用いた系統水張り概要図</p>	<p>図9 可搬型代替注水大型ポンプを用いた系統水張り概要図</p>	<p>参考8図 復水輸送系を用いた系統水張り概要図</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

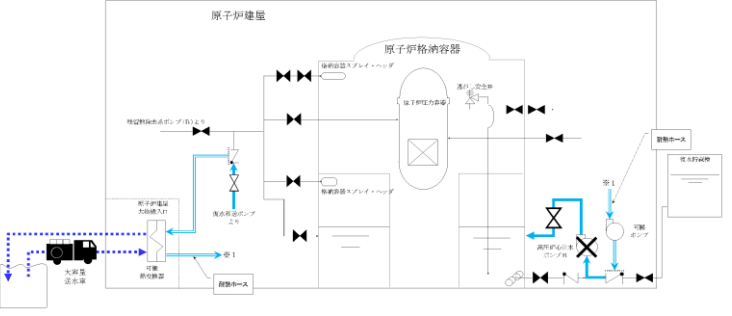
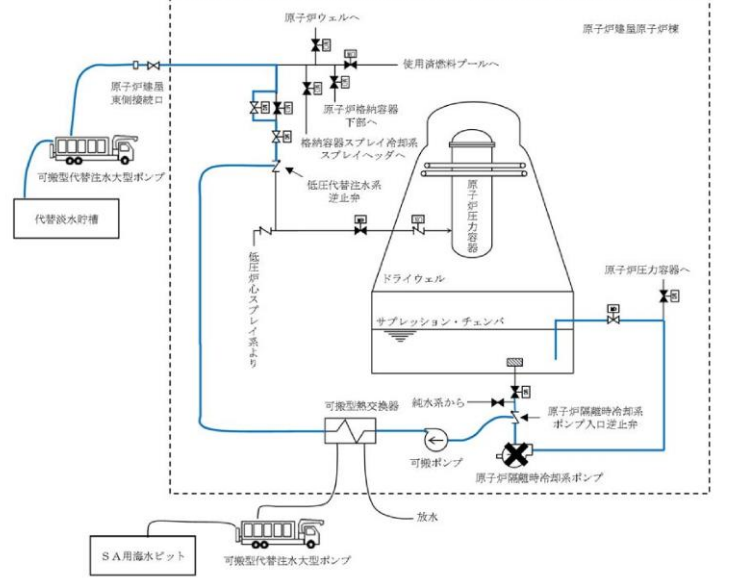
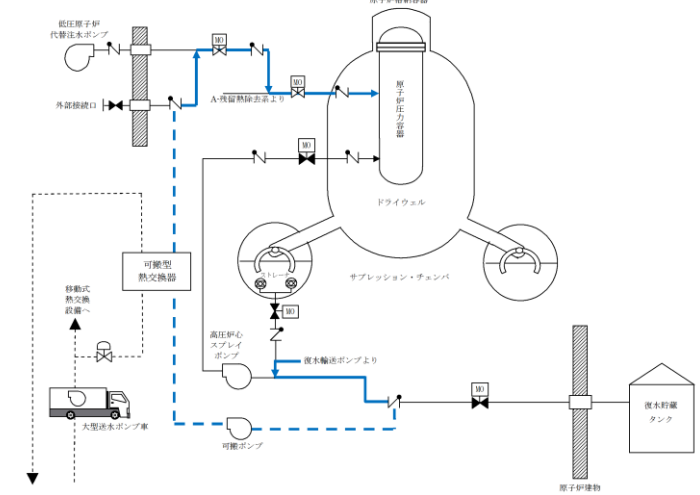
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>参考10 図 原子炉建屋地下3階 機器配置図 (7号炉の例)</p>	<p>図 10-1 機器配置図 (1/5) </p>	<p>参考 9 図 原子炉建物下2階 機器配置図</p>	
			
<p>参考11 図 原子炉建屋地上1階 機器配置図 (7号炉の例)</p>	<p>図 10-2 機器配置図 (2/5) </p>	<p>参考10図 原子炉建物1階 機器配置図</p>	

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="943 214 1703 865" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="943 877 1703 928" data-label="Caption"> <p>図 10-3 機器配置図 (3/5) </p> </div> <div data-bbox="943 1020 1703 1671" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="943 1684 1703 1734" data-label="Caption"> <p>図 10-4 機器配置図 (4/5) </p> </div>		

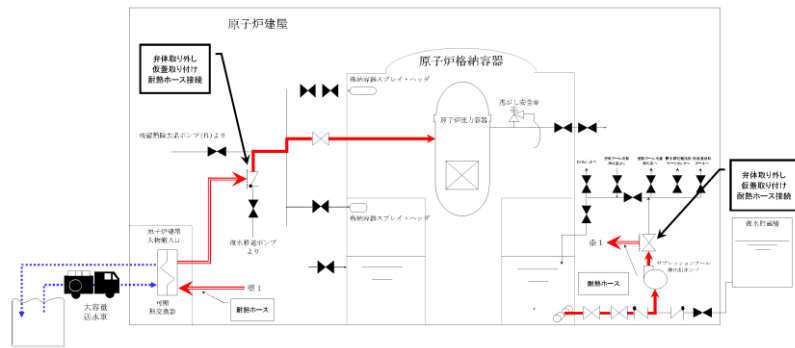
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="943 877 1709 926">図 10-5 機器配置図 (5/5)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																		
<p align="center">参考6表 可搬型格納容器除熱系の機器仕様</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>構成機器</th> <th>仕様等</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">可搬機器</td> </tr> <tr> <td>耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む</td> <td>口径 150A 圧力 1MPa 以上 温度 350℃</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ</td> <td>容量 約 90m³/h 全揚程 約 85m</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器</td> <td>除熱量 6.5MW 以上</td> <td></td> </tr> <tr> <td>大容量送水車</td> <td>容量 900m³/h 吐出圧力 1.25MPa</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="3">既設機器</td> </tr> <tr> <td>復水移送ポンプ</td> <td>容量 125m³/h 全揚程 85m</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※機器図は一般例を示すものである。 ※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。</p>	構成機器	仕様等	備考	可搬機器			耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1MPa 以上 温度 350℃		可搬ポンプ	容量 約 90m³/h 全揚程 約 85m		可搬熱交換器	除熱量 6.5MW 以上		大容量送水車	容量 900m³/h 吐出圧力 1.25MPa		既設機器			復水移送ポンプ	容量 125m³/h 全揚程 85m	—	<p align="center">表 5 可搬型格納容器除熱系の機器仕様</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>構成機器</th> <th>仕様等</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">可搬機器</td> </tr> <tr> <td>耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む</td> <td>口径 150A 圧力 2.1MPa 以上 温度 110℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ</td> <td>容量 約 100m³/h 全揚程 約 135m</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>可搬型熱交換器</td> <td>除熱量 5.7MW 以上</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプ</td> <td>容量 約 1,380m³/h 全揚程 約 135m</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※機器図は一般例を示すものである。 ※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。</p>	構成機器	仕様等	備考	可搬機器			耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 2.1MPa 以上 温度 110℃	—	可搬ポンプ	容量 約 100m³/h 全揚程 約 135m	—	可搬型熱交換器	除熱量 5.7MW 以上	—	可搬型代替注水大型ポンプ	容量 約 1,380m³/h 全揚程 約 135m		<p align="center">参考 6 表 可搬型格納容器除熱系の機器仕様</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>構成機器</th> <th>仕様等</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">可搬機器</td> </tr> <tr> <td>耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む</td> <td>口径 150A 圧力 1.6MPa 温度 450℃ 口径 100A 圧力 1.7MPa 温度 450℃</td> <td> 150A : HPCS ポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁～可搬ポンプまで 100A : 可搬ポンプ～FLSR 可搬式設備A-注水ライン逆止弁</td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ</td> <td>容量 約 60m³/h 全揚程 約 86m</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器</td> <td>除熱量 3.9MW 以上</td> <td></td> </tr> <tr> <td>大型送水ポンプ車</td> <td>容量 1,800m³/h 吐出圧力 1.4MPa</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="3">既設機器</td> </tr> <tr> <td>復水輸送ポンプ</td> <td>容量 85m³/h 全揚程 70m</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※機器図は一般例を示すものである。 ※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。</p>	構成機器	仕様等	備考	可搬機器			耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1.6MPa 温度 450℃ 口径 100A 圧力 1.7MPa 温度 450℃	 150A : HPCS ポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁～可搬ポンプまで 100A : 可搬ポンプ～FLSR 可搬式設備A-注水ライン逆止弁	可搬ポンプ	容量 約 60m³/h 全揚程 約 86m		可搬熱交換器	除熱量 3.9MW 以上		大型送水ポンプ車	容量 1,800m³/h 吐出圧力 1.4MPa		既設機器			復水輸送ポンプ	容量 85m³/h 全揚程 70m	—	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の可搬型循環冷却の抜き出しラインは、通常時はサ</p>
構成機器	仕様等	備考																																																																			
可搬機器																																																																					
耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1MPa 以上 温度 350℃																																																																				
可搬ポンプ	容量 約 90m³/h 全揚程 約 85m																																																																				
可搬熱交換器	除熱量 6.5MW 以上																																																																				
大容量送水車	容量 900m³/h 吐出圧力 1.25MPa																																																																				
既設機器																																																																					
復水移送ポンプ	容量 125m³/h 全揚程 85m	—																																																																			
構成機器	仕様等	備考																																																																			
可搬機器																																																																					
耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 2.1MPa 以上 温度 110℃	—																																																																			
可搬ポンプ	容量 約 100m³/h 全揚程 約 135m	—																																																																			
可搬型熱交換器	除熱量 5.7MW 以上	—																																																																			
可搬型代替注水大型ポンプ	容量 約 1,380m³/h 全揚程 約 135m																																																																				
構成機器	仕様等	備考																																																																			
可搬機器																																																																					
耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1.6MPa 温度 450℃ 口径 100A 圧力 1.7MPa 温度 450℃	 150A : HPCS ポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁～可搬ポンプまで 100A : 可搬ポンプ～FLSR 可搬式設備A-注水ライン逆止弁																																																																			
可搬ポンプ	容量 約 60m³/h 全揚程 約 86m																																																																				
可搬熱交換器	除熱量 3.9MW 以上																																																																				
大型送水ポンプ車	容量 1,800m³/h 吐出圧力 1.4MPa																																																																				
既設機器																																																																					
復水輸送ポンプ	容量 85m³/h 全揚程 70m	—																																																																			
<p>(2) 作業に伴う被ばく線量 炉心損傷により発生する汚染水はサプレッション・チェンバ・プール内にあるが、HPCF ポンプBおよびHPCF 復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)はサプレッションプール側隔離弁により常時隔離されているため直接汚染水に接することはない。</p>	<p>(2) 作業に伴う被ばく線量 炉心損傷で発生した汚染水はサプレッション・プール水中にあるが、原子炉隔離時冷却系については、サプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁にはサプレッション・プール水が流入していることが考えられる。ただし、原子炉隔離時冷却系については、運転している場合には炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサプレッション・プール水が汚染する段階では、原子炉隔離</p>	<p>(2) 作業に伴う被ばく線量 炉心損傷により発生する汚染水はサプレッション・チェンバ内にあるが、HPCS ポンプおよびHPCS ポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁はサプレッションプール側隔離弁により常時隔離されているため直接汚染水に接することはない。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の可搬型循環冷却の抜き出しラインは、通常時はサ</p>																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)</u>は復水貯蔵槽を水源とする復水補給水系（以下MUWCという）で満たされているため直接汚染水に接することはない。</p> <p><u>HPCFポンプB室内 (T.M.S.L.-8200)</u>における<u>HPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)</u>付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により<u>約26.1mSv/h</u>となる。〔参考9－補足2〕</p> <p><u>HPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)</u>への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度（5 人1 班で作業）と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p><u>B系弁室 (T.M.S.L.12300)</u>内における<u>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)</u>付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により<u>約12.8mSv/h</u>となる。〔参考9－補足2〕</p> <p><u>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)</u>への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度（5 人1 班で作業）と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p><u>原子炉建屋大物搬入口</u>における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気</p>	<p><u>時冷却系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサブプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。</u></p> <p>また、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>は、<u>代替淡水貯槽等</u>を水源とする系統であり、<u>低圧代替注水系逆止弁</u>が直接汚染水に接することはない。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室内 (EL.-4.0m)</u>における<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁</u>付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により<u>約 20mSv/h</u>となる。〔参考8－補足1参照〕</p> <p><u>低圧代替注水系（可搬型）の低圧代替注水系逆止弁 (EL.20m)</u>付近の雰囲気線量は、<u>原子炉格納容器</u>からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により<u>約20mSv/h</u>となる。〔参考8－補足1参照〕</p> <p><u>原子炉建屋原子炉棟の大物搬入口</u>における可搬型熱交換器設置</p>	<p>また、<u>FLSR可搬式設備 A－注水ライン逆止弁</u>は<u>低圧原子炉代替注水槽</u>を水源とする<u>低圧原子炉代替注水系</u>で満たされているため直接汚染水に接することはない。</p> <p><u>HPCSポンプ室内 (EL.1300)</u>における<u>HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁</u>付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により<u>約12.8mSv/h</u>となる。〔参考9－補足2〕</p> <p><u>HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁への耐熱ホース接続作業</u>については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度（5 人1 班で作業）と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p><u>原子炉建物1階 (EL.15300)</u>における<u>FLSR可搬式設備A－注水ライン逆止弁</u>付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により<u>約3.7mSv/h</u>となる。〔参考9－補足2〕</p> <p><u>FLSR可搬式設備A－注水ライン逆止弁への耐熱ホース接続作業</u>については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度（5 人1 班で作業）と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p><u>原子炉建物大物搬入口</u>における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気</p>	<p>プレッション・チェンバと隔離されている</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 系統構成の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 系統構成の相違 ・評価結果の相違 【柏崎6/7】 作業場所の線量率の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 本項最終段落に記載 ・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 系統構成の相違 ・評価結果の相違 【柏崎6/7，東海第二】 作業場所の線量率の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 本項最終段落に記載 ・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 系統構成の相違

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>線量は、格納容器からの漏えい起因する室内の空間線量率により約21.7mSv/hとなる。〔参考9-補足2〕</p> <p>可搬熱交換器への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。</p> <p>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。</p> <p>非汚染水によるフラッシングの系統イメージを以下に示す。</p>  <p>参考12図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシング</p> <p>I. 残留熱除去系Bの循環運転で使用した弁を全て全閉とする。</p> <p>II. 残留熱除去系Bの洗浄水弁を開操作し、洗浄水逆止弁接続の耐熱ホース及び可搬ポンプを逆流し、HPCFポンプB最小流量バイパス弁を開操作することで、サブプレッション・チェン</p>	<p>箇所(EL.8.2m)の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えい起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約13mSv/hとなる。(参考8-補足1参照)</p> <p>これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、約13時間程度(6人1班で作業)と想定しており、必要に応じて遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し、可搬型代替注水大型ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。</p> <p>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。</p> <p>非汚染水によるフラッシングの系統イメージを図11に示す。</p>  <p>図11 可搬型代替注水大型ポンプを用いたフラッシング</p> <p>I. 可搬型原子炉格納容器除熱系統による循環運転で使用した弁を全て全閉する。</p> <p>II. 低圧代替注水系(可搬型)の注水ラインの弁を開操作し、低圧代替注水系逆止弁接続の耐熱ホース及び可搬ポンプを逆流し、原子炉隔離時冷却系ミニフロー弁を開操作することで、</p>	<p>線量は、格納容器からの漏えい起因する室内の空間線量率により約5.2mSv/hとなる。〔参考9-補足2〕</p> <p>可搬熱交換器への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し復水輸送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。</p> <p>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。</p> <p>非汚染水によるフラッシングの系統イメージを以下に示す。</p>  <p>参考11図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシング</p> <p>I. 可搬型格納容器除熱系の循環運転で使用した弁を全て全閉とする</p> <p>II. 高圧炉心スプレイ系の洗浄水弁、FLSR注水隔離弁、ARRHR注水弁を開操作し、復水輸送系の水が耐熱ホース、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を経由し、原子炉圧力容器へ</p>	<ul style="list-style-type: none"> 評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】作業場所の線量率の相違 運用の相違 【東海第二】作業時間, 作業人数の相違 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】フラッシング系統の

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>バ・プールへ流入し、系統をフラッシングする</u></p> <p>III. サプレッション・チェンバ・プール水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する</p> <p>IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする</p> <p>V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する</p> <p>2. 可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱</p> <p><実現可能性></p> <p>格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系による格納容器除熱機能の回復を実施する。残留熱除去系の機能回復が長期間実施できない場合、可搬設備を用いた可搬型格納容器除熱系を構築する。</p> <p>また、可搬型格納容器除熱系に加え、サプレッション・チェンバ・プールを水源として運転可能なSPCUポンプを使用する除熱系を構築する。除熱設備として可搬熱交換器を使用し、残留熱除去系から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</p> <p>「SPCUポンプ吐出弁」に耐熱ホースを接続し、原子炉建屋搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とする。可搬熱交換器の出口側については残留熱除去系の原子炉注水配管にある「残留熱除去系注水ライン洗浄水入口逆止弁(B)」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、SPCUポンプによりサプレッション・チェンバ・プール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大容量送水車により海水を通水できる構成とする。</p> <p>SPCU系はサプレッション・チェンバ・プール水を浄化することが目的であり、通常運転時及び事故時には停止状態で待機している。さらに、待機時は復水貯蔵槽を水源とした系統構成となっているため、サプレッションプール内の汚染水が流入する可能性は無い。</p>	<p><u>サプレッション・チェンバへ流入し、系統をフラッシングする</u></p> <p>III. サプレッション・プール水位が格納容器ベントライン水没レベルに達しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する</p> <p>IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする</p> <p>V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する</p>	<p><u>流入することで、系統をフラッシングする</u></p> <p>III. サプレッション・チェンバのプール水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する</p> <p>IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする</p> <p>V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する</p>	<p>相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉はSPCU無し</p>



参考13 図 SPCU による格納容器除熱系の系統概要図

参考7 表 SPCU による格納容器除熱系構築に必要な作業

作業	所要期間
SPCUポンプの吐出弁と残留熱除去系洗浄水ラインの逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。
可搬熱交換器準備	
通水試験等	

<効果>

除熱量は事故発生30日後の崩壊熱「6.5MW」を上回ることから「①可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」の参考2~4図にて示したものと同等の除熱効果が得られる。

<系統成立性評価>

SPCUによる格納容器除熱系は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①SPCUポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下3階に設置されているSPCUポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

① SPCUポンプのNPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH ≥ 必要NPSH)を満足する必要がある、有効NPSHと必要NPSHを比較する

NPSH 評価によりポンプの成立性確認する。本評価では参考14図の系統構成を想定し、格納容器内圧力(S/C)、サプレッション

オン・チェンバ・プール水位とSPCUポンプ軸レベル間の水頭差, 吸込配管圧力損失により求められる有効NPSH と, SPCUポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSH の評価式は以下の通りであり, 評価結果は参考8 表に示す通り, 6 号炉及び7号炉ともにポンプのNPSH 評価は成立する。

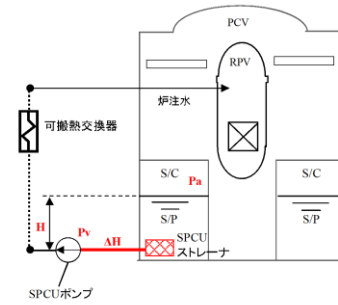
$$\text{有効 NPSH} = P_a - P_v + H - \Delta H$$

P_a : 水源気相部の圧力[m]

P_v : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力[m]

H : 静水頭 (水源水位～ポンプ) [m]

ΔH : ポンプ吸込ラインの圧力損失[m]



参考14 図 SPCUによる格納容器除熱系のNPSH 評価

参考8 表 NPSH 評価結果

項目	6号炉	7号炉	設定根拠						
P_a	10.3m	10.3m	保守的に大気圧 (0MPa[gage]) とする (水頭換算値)						
P_v	12.9m	12.9m	安全解析における事故発生 30 日後の S/P 水温 105°Cでの飽和蒸気圧 (水頭換算値)						
H	13.2m	13.2m	安全解析における事故発生 30 日後の S/P 水位 (T. M. S. L. 6000) とし, SPCU ポンプ軸レベルは原子炉建屋地下 3 階床上 1m を想定し T. M. S. L. -7200 とする。						
ΔH			<table border="1"> <tr> <td>吸込配管圧損 (SPCU 配管)</td> <td>□ m³/h 時の SPCU ストレーナ～SPCU ポンプ間の配管圧損</td> </tr> <tr> <td>SPCU ストレーナ圧損</td> <td>□ m³/h 時の SPCU ストレーナの圧損に余裕を見込んだ圧損</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>配管, ストレーナ圧損合計</td> </tr> </table>	吸込配管圧損 (SPCU 配管)	□ m³/h 時の SPCU ストレーナ～SPCU ポンプ間の配管圧損	SPCU ストレーナ圧損	□ m³/h 時の SPCU ストレーナの圧損に余裕を見込んだ圧損	合計	配管, ストレーナ圧損合計
吸込配管圧損 (SPCU 配管)	□ m³/h 時の SPCU ストレーナ～SPCU ポンプ間の配管圧損								
SPCU ストレーナ圧損	□ m³/h 時の SPCU ストレーナの圧損に余裕を見込んだ圧損								
合計	配管, ストレーナ圧損合計								
有効 NPSH			$P_a - P_v + H - \Delta H$						
必要 NPSH			SPCU ポンプの必要 NPSH						
成立性評価	○	○	有効 NPSH > 必要 NPSH						

(略語) T. M. S. L. : 東京湾平均海面

② 流量評価

SPCU ポンプ及び可搬熱交換器を用いたSPCU ポンプによる格納容器除熱系の系統流量は, 後述する評価により □ m³/h 以上確保可能であることを確認している。本章では, その評価結果について示す。

流量確認方法としては, SPCU ポンプの「性能曲線」 (揚程と流量の関係図) と参考13 図の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」 との交点がポンプの動作点となるため, ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は参考15 図及び参考16 図に示す

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="151 212 920 331">通りであり、<input type="text"/>m³/h 以上確保可能であることを確認した。参考として、6号炉及び7号炉の系統流量<input type="text"/>m³/h 時の圧力損失を参考9表に示す。</p> <div data-bbox="166 348 908 688" style="border: 1px solid black; height: 160px; width: 250px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="151 705 920 783">参考15 図 S P C Uによる格納容器除熱系の流量評価結果 (6号炉)</p> <div data-bbox="175 810 899 1178" style="border: 1px solid black; height: 175px; width: 244px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="151 1199 920 1276">参考16 図 S P C Uによる格納容器除熱系の流量評価結果 (7号炉)</p>			

参考9 表 圧力損失内訳

除熱手段 (評価ルート)		6号炉	7号炉
流量 配管・弁類圧力損失	常設ライン		
	耐熱ホース		
	可搬熱交換器		
静水頭	水源	T. M. S. L. 6000 (安全解析における 事故発生30日後の S/P水位)	T. M. S. L. 6000 (安全解析における 事故発生30日後の S/P水位)
	注水先		
圧力差	水源	0.014MPa	0.014MPa
	注水先	0.12MPa	0.12MPa
		11.3m	11.3m
システム抵抗			

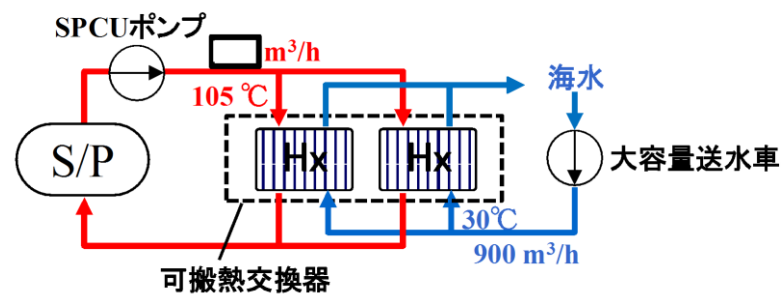
③ 除熱量評価

上述②の評価結果の通り、SPCUによる格納容器除熱系の流量は、6号炉及び7号炉ともに

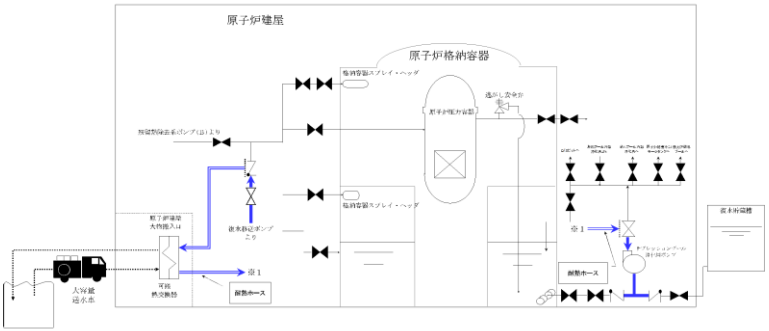
□ m³/h 以上が確保可能であることから、□ m³/h 時の系統の除熱量を評価した。評価条件は参考10表に示す通りであり、可搬熱交換器の性能及び大容量送水車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できることを確認した。

参考10 表 可搬熱交換器の除熱量評価条件

可搬熱交換器	淡水系	1次側入口温度	105℃
		1次側流量	□ m ³ /h
	海水系	海水温度	30℃
		海水流量	900m ³ /h

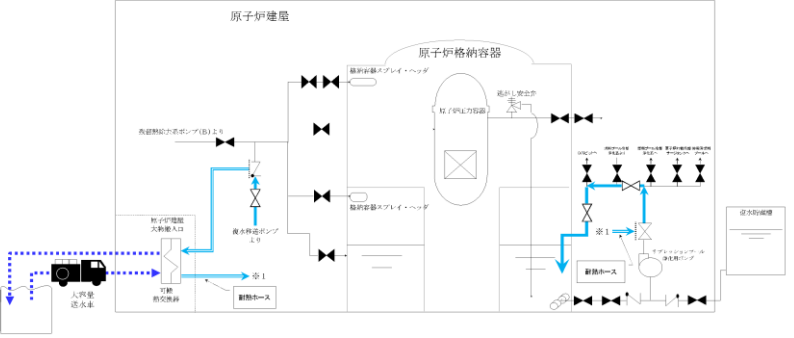


参考17 図 SPCUによる格納容器除熱系の除熱量評価図
以上の「①ポンプのNPSH 評価」、「②流量評価」、「③除熱量評価」の結果から、SPCUによる格納容器除熱系は事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><具体的な手順の概要></p> <p>(1) 可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱系概要</p> <p>可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱手順の概要を以下に示す。</p> <p>S P C U ポンプ室 (T. M. S. L. -8200) 内の S P C U ポンプ吐出弁及びB 系弁室 (T. M. S. L. 12300) 内の残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁 (B) のボンネット及び弁体を取り外し、ボンネットフランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続する。それぞれの箇所から、原子炉建屋1階大物搬入口 (T. M. S. L. 12300) に配置した可搬熱交換器出入口側フランジに連結する。このように系統を構成することで、サプレッション・チェンバ・プール水をSPCUポンプ及び可搬熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる。可搬設備を連結する耐圧ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。</p> <p>なお、本系統の使用にあたっては、サプレッション・チェンバ・プール水からの汚染水を通水する前に復水移送ポンプで非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。参考18 図に系統水張りの概要図を示す。</p> <p>また、可搬熱交換器の二次系については、屋外に大容量送水車とホースを配備して連結し、大容量送水車を起動することで海水を通水する。</p> <p>系統水張りによる健全性確認が完了した後、SPCUサプレッションプール側吸込第一、第二隔離弁を開操作し、残留熱除去系から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</p> <p>可搬熱交換器を用いたSPCUポンプによる除熱可能量は、事故発生30 日後の崩壊熱「6.5MW」を上回る。</p> <p>系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は参考11 表のとおりである。</p>  <p>参考18 図 復水補給水系を用いた系統水張り概要図</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="172 212 902 684" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="181 701 872 739" data-label="Caption"> <p>参考19 図 原子炉建屋地下3階 機器配置図 (7号炉の例)</p> </div> <div data-bbox="172 762 902 1402" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="181 1419 872 1457" data-label="Caption"> <p>参考20 図 原子炉建屋地上1階 機器配置図 (7号炉の例)</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
参考11 表 SPCU による格納容器除熱系の機器仕様			
構成機器			
可搬機器			
耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1MPa 以上 温度 350℃		
可搬熱交換器	除熱量 6.5MW 以上		
大容量送水車	容量 900m ³ /h 吐出圧力 1.25MPa		
既設機器			
SPCUポンプ	容量 250m ³ /h 全揚程 90m	—	サブプレッションプール浄化系
復水移送ポンプ	容量 125m ³ /h 全揚程 85m	—	復水補給水系
※機器図は一般例を示すものである。 ※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。			
(2) 作業に伴う被ばく線量 炉心損傷により発生する汚染水はサブプレッション・チェンバプール内にあるが、SPCUポンプおよびSPCUポンプ吐出弁はサブプレッションプール側隔離弁2個により隔離されているため直接汚染水に接することはない。 また、残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)は復水貯蔵槽を水源とするMUWC系の水で満たされているため直接汚染水に接することはない。			
SPCUポンプ室内 (T.M.S.L. -8200) におけるSPCUポンプ吐出弁付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約22.8 mSv/h となる。〔参考9-補足2〕			
SPCUポンプ吐出弁への耐熱ホース接続作業については、準			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>備作業, 後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度 (5 人1 班で作業) と想定しており, 遮蔽等の対策を行い, 作業員の交代要員を確保し, 交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>B系弁室 (T. M. S. L. 12300) 内における残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)付近の雰囲気線量は, 格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約12. 8mSv/h となる。〔参考9-補足2〕</p> <p>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)への耐熱ホース接続作業については, 準備作業, 後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度 (5 人1 班で作業) と想定しており, 遮蔽等の対策を行い, 作業員の交代要員を確保し, 交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>原子炉建屋大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気線量は, 格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約21. 7 mSv/h となる。〔参考9-補足2〕</p> <p>可搬熱交換器への耐熱ホース接続作業については, 準備作業, 後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度 (5 人1 班で作業) と想定しており, 遮蔽等の対策を行い, 作業員の交代要員を確保し, 交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は, 直ちにSPCUポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。</p> <p>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後, 増し締め等の補修作業を実施する。</p> <p>非汚染水によるフラッシングの系統イメージを以下に示す</p>  <p>参考21 図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシ</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">ング</p> <p>I. 残留熱除去系Bの循環運転で使用した弁を全て全閉とする。</p> <p>II. 残留熱除去系Bの洗浄水弁及びSPCUサブプレッションプール戻り弁を開操作し、洗浄水逆止弁接続の耐熱ホース及びSPCUポンプの吐出ラインからサブプレッション・チェンバ・プールに流入することで系統をフラッシングする</p> <p>III. サブプレッション・チェンバ・プール水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する</p> <p>IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする</p> <p>V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する</p> <p>〔参考9－補足1〕長期安定性の維持のためにFPCとCUW熱交換器使用の可能性について</p> <p>長期安定性の維持のためにFPC熱交換器又はCUW熱交換器による格納容器除熱が可能であるかの検討を行った。ただし、FPC熱交換器については、これを用いて格納容器除熱を実施するラインを構成することで使用済燃料プールの冷却が行えなくなるため、格納容器除熱としては使用しないこととする。なお、FPC熱交換器を用いてサブプレッション・チェンバ・プール水を除熱するためには、FPCポンプを使用する必要があるが、FPCポンプは原子炉建屋地上2階に設置されており、水源であるサブプレッション・チェンバ・プールとのレベル差が大きく、ポンプNPSH評価が成立しないため、使用は困難と考えている。一方で、CUW熱交換器による格納容器除熱手段については系統成立性が確認できたため使用可能と判断した。詳細の成立性評価について以下に示す。</p>		<p>〔参考9－補足1〕長期安定性の維持のためにFPCとCUW補助熱交換器使用の可能性について</p> <p>長期安定性の維持のためにFPC熱交換器又はCUW補助熱交換器による格納容器除熱が可能であるかの検討を行った。ただし、FPC熱交換器については、これを用いて格納容器除熱を実施するラインを構成することで燃料プールの冷却が行えなくなるため、格納容器除熱としては使用しないこととする。なお、FPC熱交換器を用いてサブプレッション・チェンバのプール水を除熱するためには、FPCポンプを使用する必要があるが、FPCポンプは原子炉建物3階に設置されており、水源であるサブプレッション・チェンバとのレベル差が大きく、ポンプNPSH評価が成立しないため、使用は困難と考えている。一方で、CUW補助熱交換器による格納容器除熱手段については系統成立性が確認できたため使用可能と判断した。詳細の成立性評価について以下に示す。なお、CUW非再生熱交換器は原子炉補機冷却系の常用負荷に接続されているため、より実現可能性の高い格納容器除熱系として非常用負荷に接続されているCUW補助熱交換器を用いた系統を検討する。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】東海第二は、長期安定冷却手段として、可搬型除熱系統を説明</p> <p>【柏崎 6/7】系統構成の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】系統構成の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】系統構成の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】系統構成の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】系統構成の相違</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(1) <u>代替原子炉補機冷却系</u>を用いたC U W系による原子炉除熱 (実現可能性)</p> <p>C U W系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下 (<u>レベル2</u>) により隔離状態になる。</p> <p>また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では<u>代替原子炉補機冷却系</u>を用いることで冷却水を確保する。</p> <p>耐熱ホース等はC U W系では使用する必要がなく、<u>手動弁</u>による系統構成のみで運転可能である。</p> <p>C U W系は原子炉圧力容器が水源であり、<u>C U Wポンプの吸込み圧力を確保するため原子炉水位が吸込配管である原子炉停止時冷却モードの取り出し配管高さ以上 (事故時は原子炉水位低「レベル3」以上を目安とするが、原子炉圧力が低下している場合は原子炉水位「NWL」以上としている) に十分に確保されていることが必要である。そのため、大L O C A事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。</u></p> <p><u>さらに、C U Wポンプは電動機とポンプが一体型のキャンドモータポンプであるため、通常運転中は制御棒駆動系から電動機に清浄なパージ水を供給しており、この原子炉除熱運転時も同様に制御棒駆動系からのパージ水が必要となる。制御棒駆動系からのパージ水供給が不可能な場合は、補給水系等による代替パージ水を供給する手段を整えることによりC U W系による原子炉除熱を実施することができる。</u></p> <p><u>これらの条件を満たした上で、代替原子炉補機冷却系を用いたC U W系による除熱可能量は事故発生30日後の崩壊熱「<u>6.5MW</u>」を上回る。</u></p>		<p>(1) <u>原子炉補機代替冷却系</u>を用いたC U W系による原子炉除熱 (実現可能性)</p> <p>C U W系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下 (<u>レベル3</u>) により隔離状態になる。</p> <p>また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では<u>原子炉補機代替冷却系</u>を用いることで冷却水を確保する。</p> <p>耐熱ホース等はC U W系では使用する必要がなく、<u>弁操作</u>による系統構成のみで運転可能である。</p> <p>C U W系は原子炉圧力容器が水源であり、<u>C U W補助ポンプは原子炉圧力が低圧時にも冷却材の循環を行うことが可能であるが、大L O C A事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。</u></p> <p>C U W系による原子炉除熱の条件を満たした上で、<u>原子炉補機代替冷却系</u>を用いたC U W系による除熱可能量は事故発生30日後の崩壊熱「<u>約3.9MW</u>」を上回る。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉の C U W 系による原子炉除熱系の弁は、手動弁、電動弁及び空気作動弁で構成される</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は原子炉低圧時にも循環運転可能なC U W補助ポンプを設置している。ポンプ部とモータ部をカップリングで連結するポンプであり、パージ水は不要</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 崩壊熱の相違</p>

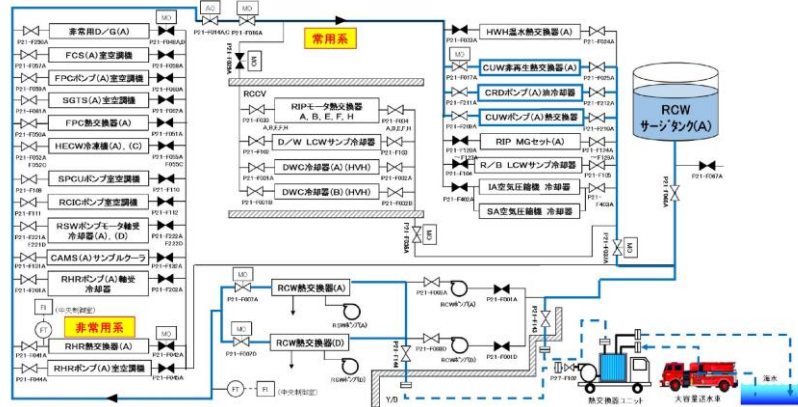


図2 代替原子炉補機冷却系 (CUW除熱ライン) 系統概要図 (7号炉の例)

<効果>

除熱量は事故発生30日後の崩壊熱「6.5MW」を上回ることから「1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」の参考2~4図にて示した同等の除熱効果が得られる。

<系統成立性評価>

代替原子炉補機冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱は、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約6.5MW) を除熱できることとし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①CUWポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下3階に設置されているCUWポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価する。このとき、CUWポンプ流量については基本的に通常運転時と使用条件が変わらないため定格流量は確保可能であり、改めて評価する必要はない。一方で、従来流路として考慮していなかった常用系ラインを通水することとなる代替原子炉補機冷却水ポンプについては流量評価を行い、その流量で代替原子炉補機冷却系による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当 (約6.5MW) を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

①CUWポンプのNPSH評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するために

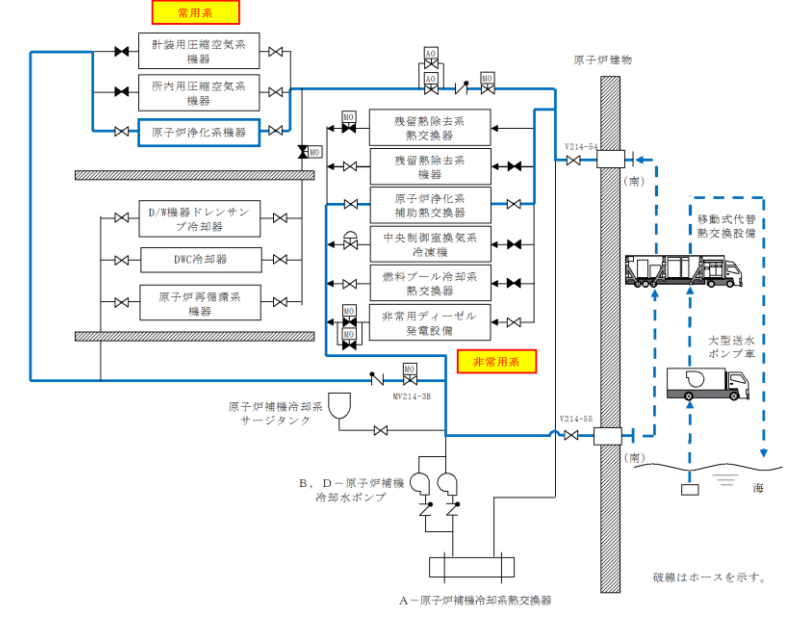


図2 原子炉補機代替冷却系 (CUW除熱ライン) 系統概要図

<効果>

除熱量は事故発生30日後の崩壊熱「約3.9MW」を上回ることから「1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」の参考2~4図にて示した同等の除熱効果が得られる。

<系統成立性評価>

原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱は、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3.9MW) を除熱できることとし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①CUW補助ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建物地下1階に設置されているCUW補助ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価する。このとき、CUW補助ポンプについては基本的に通常運転時と使用条件が変わらないため定格流量は確保可能であり、改めて評価する必要はない。一方で、従来流路として考慮していなかった常用系ラインを通水することとなる原子炉補機代替冷却水ポンプについては流量評価を行い、その流量で原子炉補機代替冷却系による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3.9MW) を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

①CUW補助ポンプのNPSH評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するために

・設備の相違
【柏崎 6/7】

・設備の相違
【柏崎 6/7】
崩壊熱の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
崩壊熱の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
系統構成の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
崩壊熱の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】

は、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH≧必要NPSH)を満足する必要がある、有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では図3の系統構成を想定し、原子炉圧力、原子炉水位とCUWポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失により求められる有効NPSHと、CUWポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下の通りであり、評価結果は表1に示す通り、6号炉及び7号炉ともにポンプのNPSH評価は成立する。

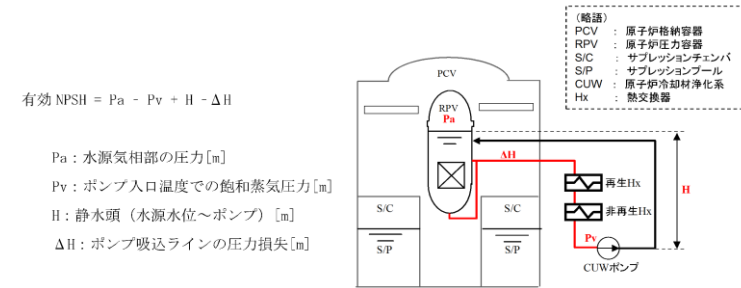


図3 CUW系による原子炉除熱のNPSH 評価

表1 NPSH評価結果

項目	6号炉	7号炉	設定根拠
Pa 原子炉圧力	44.9m	44.9m	原子炉減圧後の圧力(0.34MPa)の水頭換算値
Pv CUWポンプ入口温度での飽和蒸気圧(水頭換算値)	2.7m	2.7m	ポンプ入口温度が□℃に余裕を見て66℃とした場合の飽和蒸気圧
H 原子炉水位とCUWポンプ軸レベル間の水頭差			原子炉水位は「原子炉水位低(レベル3)(T.M.S.L.17800)とし、CUWポンプ軸レベルは6号炉はT.M.S.L.□とし、7号炉はT.M.S.L.□とする
ΔH 吸込配管圧損(CUW配管)			定格流量77m³/h時のポンプ吸込配管圧損
有効NPSH			Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH			CUWポンプの必要NPSH
成立性評価	○	○	有効NPSH > 必要NPSH

(略語) T.M.S.L.: 東京湾平均海面

② 流量評価

代替原子炉補機冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱の、代替原子炉補機冷却系の系統流量は、後述する評価により6号炉では

は、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH≧必要NPSH)を満足する必要がある、有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では図3の系統構成を想定し、原子炉圧力、原子炉水位とCUW補助ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失により求められる有効NPSHと、CUW補助ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下の通りであり、評価結果は表1に示す通り、ポンプのNPSH評価は成立する。

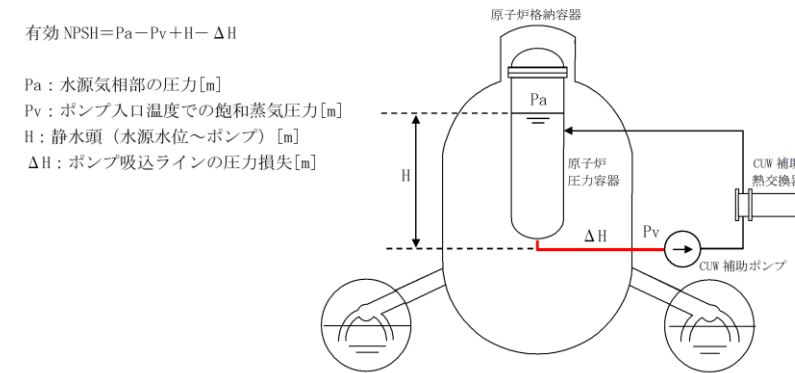


図3 CUW系による原子炉除熱のNPSH評価

表1 NPSH評価結果

項目	2号炉	設定根拠
Pa 原子炉圧力	13.2m	安全解析における事故発生30日後の原子炉圧力(0.028MPa)の水頭換算値
Pv CUWポンプ入口温度での飽和蒸気圧(水頭換算)	12.0m	安全解析における事故発生30日後の原子炉冷却材温度(105℃)の飽和蒸気圧
H 原子炉水位とCUWポンプ軸レベル間の水頭差		原子炉水位は「原子炉水位低(レベル3)(EL.29840)」とし、ポンプ軸レベルはEL.□とする。
ΔH 吸込配管圧損(CUW配管)		定格流量228m³/h時のポンプ吸込配管圧損
有効NPSH		Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH		CUW補助ポンプの必要NPSH
成立性評価	○	有効NPSH > 必要NPSH

② 流量評価

原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱の、原子炉補機代替冷却系の系統流量は、後述する評価により□m³/hは

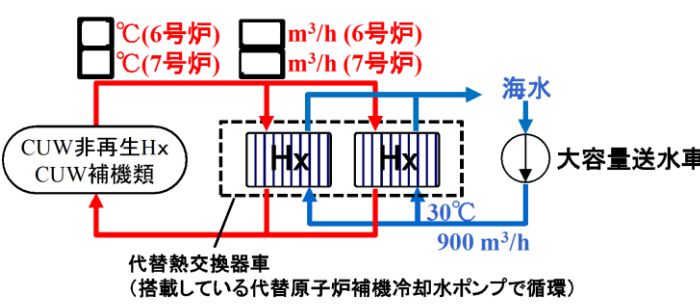
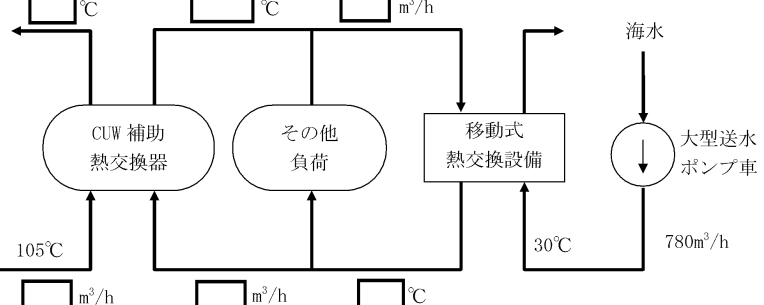
系統構成の相違

・設備の相違
【柏崎6/7】
系統構成の相違

・設備の相違
【柏崎6/7】
・設備の相違
【柏崎6/7】

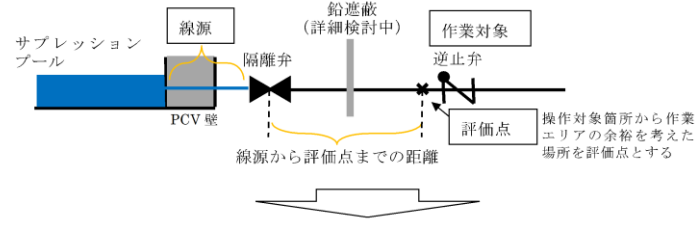
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>m³/h以上、7号炉では□m³/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。</p> <p>流量確認方法としては、代替原子炉補機冷却水ポンプの「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と図2の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は図4及び図5に示す通り、ポンプ動作点が6号炉では□m³/h、7号炉では□m³/hであることから、本系統流量は6号炉では□m³/h以上、7号炉では□m³/h以上確保可能であることを確認した。</p> <p>参考として、6号炉における系統流量□m³/h時、7号炉における系統流量□m³/h時の圧力損失を表2に示す。</p> <div data-bbox="172 898 899 1262" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="151 1287 923 1367">図4 CUW系による原子炉除熱 代替原子炉補機冷却系 系統流量評価結果 (6号炉)</p> <div data-bbox="172 1396 899 1759" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="151 1780 923 1860">図5 CUW系による原子炉除熱 代替原子炉補機冷却系 系統流量評価結果 (7号炉)</p>		<p>上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。</p> <p>流量確認方法としては、原子炉補機代替冷却水ポンプの「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と図2の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は図4に示す通り、ポンプ動作点が□m³/h以上であることから、本系統流量は□m³/h以上確保可能であることを確認した。</p> <p>参考として、系統流量□m³/h時の圧力損失を表2に示す。</p> <div data-bbox="1825 726 2418 1276" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="1733 1287 2504 1367">図4 CUW系による原子炉除熱 原子炉補機代替冷却系 系統流量評価結果</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																										
<p style="text-align: center;">表2 圧力損失内訳</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2">除熱手段 (評価ルート)</th> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">配管・弁類圧力損失</td> <td>流量</td> <td rowspan="4" style="text-align: center;">[]</td> <td rowspan="4" style="text-align: center;">[]</td> </tr> <tr> <td>常設ライン</td> </tr> <tr> <td>淡水ホース</td> </tr> <tr> <td>代替熱交換器</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">静水頭</td> <td>水源</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td style="text-align: center;">0 (閉ループ)</td> <td style="text-align: center;">0 (閉ループ)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力差</td> <td>水源</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td style="text-align: center;">0 (閉ループ)</td> <td style="text-align: center;">0 (閉ループ)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">システム抵抗</td> <td colspan="2" style="text-align: center;">[]</td> </tr> </tbody> </table> <p>③ 除熱量評価</p> <p>上述②の評価結果の通り、CUWによる原子炉除熱の、<u>代替原子炉補機冷却系系統流量は、6号炉では流量 []m³/h、7号炉ではm³/hが確保可能であることから、それぞれの流量における系統の除熱量を評価した。</u></p> <p>評価条件は表3に示す通りであり、<u>CUW非再生熱交換器及び代替熱交換器車の性能、大容量送水車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約6.5MW) を除熱できることを確認した。</u></p> <p style="text-align: center;">表3 代替熱交換器車の除熱量評価条件</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="4">代替熱交換器車</th> <th rowspan="3">淡水系</th> <th>淡水側入口温度</th> <td style="text-align: center;">約 [] °C (6号炉) 約 [] °C (7号炉)</td> </tr> <tr> <th>淡水側流量</th> <td style="text-align: center;">約 [] m³/h (6号炉) 約 [] m³/h (7号炉)</td> </tr> <tr> <th>海水系</th> <td></td> </tr> <tr> <th>海水温度</th> <td style="text-align: center;">30°C</td> </tr> <tr> <td></td> <th>海水流量</th> <td colspan="2" style="text-align: center;">900m³/h</td> </tr> </thead> </table>	除熱手段 (評価ルート)		6号炉	7号炉	配管・弁類圧力損失	流量	[]	[]	常設ライン	淡水ホース	代替熱交換器	静水頭	水源	-	-	注水先	-	-			0 (閉ループ)	0 (閉ループ)	圧力差	水源	-	-	注水先	-	-			0 (閉ループ)	0 (閉ループ)	システム抵抗		[]		代替熱交換器車	淡水系	淡水側入口温度	約 [] °C (6号炉) 約 [] °C (7号炉)	淡水側流量	約 [] m ³ /h (6号炉) 約 [] m ³ /h (7号炉)	海水系		海水温度	30°C		海水流量	900m ³ /h			<p style="text-align: center;">表2 圧力損失内訳</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2">除熱手段 (評価ルート)</th> <th>2号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">配管・弁類圧力損失</td> <td>流量</td> <td rowspan="4" style="text-align: center;">[]</td> </tr> <tr> <td>常設ライン</td> </tr> <tr> <td>淡水ホース</td> </tr> <tr> <td>代替熱交換器</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">静水頭</td> <td>水源</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td style="text-align: center;">0 (閉ループ)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力差</td> <td>水源</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td style="text-align: center;">0 (閉ループ)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">システム抵抗 (圧力損失)</td> <td style="text-align: center;">[]</td> </tr> </tbody> </table> <p>③ 除熱量評価</p> <p>上述②の評価結果の通り、CUWによる原子炉除熱の、<u>原子炉補機代替冷却系系統流量は []m³/hが確保可能であることから、系統の除熱量を評価した。</u></p> <p>評価条件は表3に示す通りであり、<u>CUW補助熱交換器及び移動式代替熱交換設備の性能、大型送水ポンプ車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3.9MW) を除熱できることを確認した。</u></p> <p style="text-align: center;">表3 移動式熱交換設備の除熱量評価条件</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="4">移動式代替熱交換設備</th> <th rowspan="2">淡水系</th> <th>淡水側入口温度</th> <td style="text-align: center;">[] °C</td> </tr> <tr> <th>淡水側流量</th> <td style="text-align: center;">[] m³/h</td> </tr> <tr> <th rowspan="2">海水系</th> <th>海水温度</th> <td style="text-align: center;">30°C</td> </tr> <tr> <th>海水流量</th> <td style="text-align: center;">780m³/h</td> </tr> </thead> </table>	除熱手段 (評価ルート)		2号炉	配管・弁類圧力損失	流量	[]	常設ライン	淡水ホース	代替熱交換器	静水頭	水源	-	注水先	-			0 (閉ループ)	圧力差	水源	-	注水先	-			0 (閉ループ)	システム抵抗 (圧力損失)		[]	移動式代替熱交換設備	淡水系	淡水側入口温度	[] °C	淡水側流量	[] m ³ /h	海水系	海水温度	30°C	海水流量	780m ³ /h	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 崩壊熱の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】</p>
除熱手段 (評価ルート)		6号炉	7号炉																																																																																										
配管・弁類圧力損失	流量	[]	[]																																																																																										
	常設ライン																																																																																												
	淡水ホース																																																																																												
	代替熱交換器																																																																																												
静水頭	水源	-	-																																																																																										
	注水先	-	-																																																																																										
		0 (閉ループ)	0 (閉ループ)																																																																																										
圧力差	水源	-	-																																																																																										
	注水先	-	-																																																																																										
		0 (閉ループ)	0 (閉ループ)																																																																																										
システム抵抗		[]																																																																																											
代替熱交換器車	淡水系	淡水側入口温度	約 [] °C (6号炉) 約 [] °C (7号炉)																																																																																										
		淡水側流量	約 [] m ³ /h (6号炉) 約 [] m ³ /h (7号炉)																																																																																										
		海水系																																																																																											
	海水温度	30°C																																																																																											
	海水流量	900m ³ /h																																																																																											
除熱手段 (評価ルート)		2号炉																																																																																											
配管・弁類圧力損失	流量	[]																																																																																											
	常設ライン																																																																																												
	淡水ホース																																																																																												
	代替熱交換器																																																																																												
静水頭	水源	-																																																																																											
	注水先	-																																																																																											
		0 (閉ループ)																																																																																											
圧力差	水源	-																																																																																											
	注水先	-																																																																																											
		0 (閉ループ)																																																																																											
システム抵抗 (圧力損失)		[]																																																																																											
移動式代替熱交換設備	淡水系	淡水側入口温度	[] °C																																																																																										
		淡水側流量	[] m ³ /h																																																																																										
	海水系	海水温度	30°C																																																																																										
		海水流量	780m ³ /h																																																																																										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>図6 CUV系による原子炉除熱の除熱量評価図</p> <p>以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」, 「③除熱量評価」の結果から, 代替原子炉補機冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱は事故発生30日後の崩壊熱相当 (約6.5MW) を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。</p> <p>[参考9-補足2] 作業エリアの線量評価について</p> <p>各作業エリアにおける線量評価は「格納容器からの漏えい」に起因する室内の線量率と「線源配管からの直接線による線量率」の寄与を合わせて評価するものとする。</p> <p>1. 評価の方法</p> <p>(1) 格納容器から漏えい」に起因する線量率</p> <p>原子炉区域内の線量率は, 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温)」において, 格納容器ベントを実施した場合の事故発生30日後の原子炉建屋内の放射エネルギーを考慮し, サブマージョンモデルにより計算する。格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉区域内に一様に分散しているものとし, 原子炉区域内から環境中への漏えいはないものとして計算した。表1に各作業エリア空間容積を示す。</p>	<p>参考8-補足1</p> <p>作業エリアの線量評価について</p> <p>各作業エリアにおける線量評価は「<u>原子炉格納容器からの漏えい</u>」に起因する室内の線量率と「<u>線源配管からの直接線による線量率</u>」の寄与を合わせて評価するものとする。</p> <p>1. 評価の方法</p> <p>(1) <u>原子炉格納容器から漏えい</u>」に起因する線量率</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の区域の線量率は, 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温)」において, 格納容器ベントを実施した場合の事故発生30日後の原子炉建屋原子炉棟内の放射エネルギーを考慮し, サブマージョンモデルにより計算する。原子炉格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉建屋原子炉棟内の一様に分散しているものとし, 原子炉建屋原子炉棟内から環境中への漏えいはないものとして計算した。表1に各作業エリア空間容積を示す。</p>	 <p>図6 CUV系による原子炉除熱の除熱量評価図</p> <p>以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」, 「③除熱量評価」の結果から, 原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱は事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3.9MW) を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。</p> <p>[参考9-補足2] 作業エリアの線量評価について</p> <p>各作業エリアにおける線量評価は「格納容器からの漏えい」に起因する室内の線量率と「線源配管からの直接線による線量率」の寄与を合わせて評価するものとする。</p> <p>1. 評価の方法</p> <p>(1) 格納容器からの漏えい」に起因する線量率</p> <p>原子炉棟内の線量率は, 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温)」において, 格納容器ベントを実施した場合の事故発生30日後の原子炉建物内の放射エネルギーを考慮し, サブマージョンモデルにより計算する。格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉棟内の一様に分散しているものとし, 原子炉棟内から環境中への漏えいはないものとして計算した。表1に各作業エリア空間容積を示す。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【柏崎 6/7】 ・設備の相違【柏崎 6/7】 崩壊熱の相違

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																										
<p>$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_\gamma}{V_{R/B}} \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$</p> <p>ここで、 D : 放射線量率 (Gy/h) ※1 ※1 GyからSvへの換算係数は1とする。 6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3\cdot\text{Gy}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}\cdot\text{s}}\right)$ Q_γ : 格納容器から原子炉区域内に漏えいした放射性物質による放射線量 (Bq: γ線実効エネルギー0.5MeV換算値) V_{R/B} : 原子炉区域内気相部容積 (86000m³) E_γ : γ線エネルギー (0.5MeV/dis) μ : 空気に対するγ線のエネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m) R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m) V_{OF} : 評価対象エリアの容積 (m³) $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$</p>	<p>$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_\gamma}{V_{R/B}} \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$</p> <p>ここで、 D : 放射線量率 (Gy/h) 6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3\cdot\text{Gy}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}\cdot\text{s}}\right)$ Q_γ : 原子炉建屋内放射線量 (Bq: γ線実効エネルギー0.5MeV換算値) V_{R/B} : 原子炉建屋原子炉棟内の区域の気相部容積 (85,000m³) E_γ : γ線エネルギー (0.5MeV/dis) μ : 空気に対するγ線のエネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m) R : 評価対象エリアの空間容積と等価な半球の半径 (m) V_{OF} : 評価対象エリアの容積 $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$</p>	<p>$H_\gamma = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_\gamma}{V} \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$</p> <p>ここで、 H_γ : 外部被ばくによる実効線量率 (Sv/h) 6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3\cdot\text{Sv}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}\cdot\text{s}}\right)$ ※1 ※1 GyからSvへの換算係数は1を使用。 Q_γ : 原子炉建物内の存在量 (Bq: ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値) V : 原子炉建物内の空間容積 (101,300m³) E_γ : γ線エネルギー (0.5MeV/dis) μ : 空気に対するγ線のエネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m) R : 評価対象エリアの空間と等価な半球の半径 (m) V_F : 評価対象エリアの空間容積 (m³) $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_F}{2 \cdot \pi}}$</p>	<p>備考</p>																										
<p>表1 各作業エリア空間容積</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業エリア</th> <th>作業エリアの空間容積 (V_{OF})</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCF ポンプ(B)室</td> <td>600 m³</td> </tr> <tr> <td>SPCU ポンプ室</td> <td>300 m³</td> </tr> <tr> <td>大物搬入口</td> <td>1500 m³</td> </tr> <tr> <td>B系弁室</td> <td>300 m³</td> </tr> </tbody> </table>	作業エリア	作業エリアの空間容積 (V _{OF})	HPCF ポンプ(B)室	600 m ³	SPCU ポンプ室	300 m ³	大物搬入口	1500 m ³	B系弁室	300 m ³	<p>表1 各作業エリア空間容積</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業エリア</th> <th>作業エリアの空間容積 (V_{OF})</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ室内</td> <td>5,100m³</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系逆止弁付近</td> <td>10,000m³</td> </tr> <tr> <td>大物搬入口</td> <td>3,500m³</td> </tr> </tbody> </table>	作業エリア	作業エリアの空間容積 (V _{OF})	原子炉隔離時冷却系ポンプ室内	5,100m ³	低圧代替注水系逆止弁付近	10,000m ³	大物搬入口	3,500m ³	<p>表1 各作業エリア空間容積</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業エリア</th> <th>作業エリアの空間容積 V_F (m³)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCSポンプ室</td> <td>600</td> </tr> <tr> <td>大物搬入口</td> <td>3800</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物1階(F L S R可搬式設備操作対象弁付近)</td> <td>1400</td> </tr> </tbody> </table>	作業エリア	作業エリアの空間容積 V _F (m ³)	HPCSポンプ室	600	大物搬入口	3800	原子炉建物1階(F L S R可搬式設備操作対象弁付近)	1400	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>
作業エリア	作業エリアの空間容積 (V _{OF})																												
HPCF ポンプ(B)室	600 m ³																												
SPCU ポンプ室	300 m ³																												
大物搬入口	1500 m ³																												
B系弁室	300 m ³																												
作業エリア	作業エリアの空間容積 (V _{OF})																												
原子炉隔離時冷却系ポンプ室内	5,100m ³																												
低圧代替注水系逆止弁付近	10,000m ³																												
大物搬入口	3,500m ³																												
作業エリア	作業エリアの空間容積 V _F (m ³)																												
HPCSポンプ室	600																												
大物搬入口	3800																												
原子炉建物1階(F L S R可搬式設備操作対象弁付近)	1400																												
<p>(2) 線源配管からの直接線による線量率 図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、格納容器貫通部とサブプレッションプール側一次隔離弁までの配管に存在することになるため、当該配管は線源となる。線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQADコードを用いて図1中の評価モデルの体系により評価を実施した。表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。</p>	<p>(2) 線源配管からの直接線による線量率 図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、<u>原子炉格納容器貫通部とサブプレッションプール側一次隔離弁までの配管</u>に存在することになるため、当該配管は線源となる。線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQADコードを用いて図1中の評価モデルの体系により評価を実施した。表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。</p>	<p>(2) 線源配管からの直接線による線量率 図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、格納容器貫通部とサブプレッションプール側一次隔離弁までの配管に存在することになるため、当該配管は線源となる。線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQADコードを用いて図1中の評価モデルの体系により評価を実施した。表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。</p>																											

<作業対象, 評価点, 線源配管の配置概要図>



<評価モデル図>

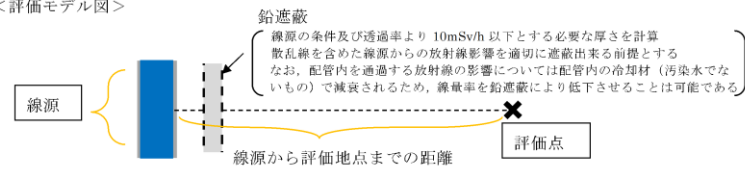


図1 線量評価概念図

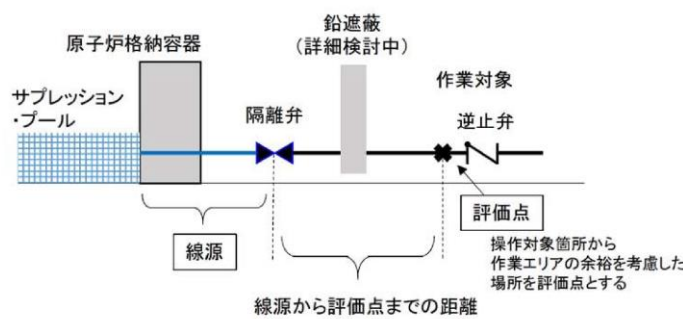
表2 線量率評価条件及び必要な鉛遮蔽体厚さ

作業エリア	線源 (S/P~隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を約 10mSv/h 以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ
HPCF ポンプ(B)室	約 2.5m	約 3.9m	約 9cm
SPCU ポンプ室	約 2.1m	約 5.7m	約 8cm

2. 評価結果

「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表3に各作業エリアにおける線量率を示す。

<作業対象, 評価点, 線源配管の配置概要図>



<評価モデル図>

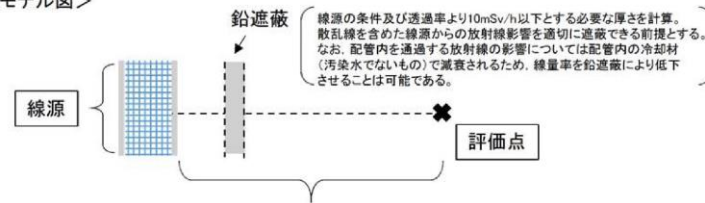


図1 線量評価概念図

表2 線量率評価条件

作業エリア	線源 (サブプレッション・プール~隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を約 10mSv/h 以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ
原子炉隔離時冷却系ポンプ室	約 10m ^{*1}	約 1m	約 10cm

※1：実際は3m程度だが保守的に設定

また、低圧代替注水系逆止弁付近、大物搬入口付近には格納容器圧力逃がし装置の入口配管が存在する。線量率評価条件を表3に示す。

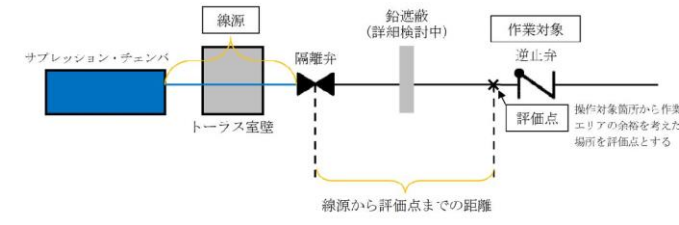
表3 線量率評価条件

作業エリア	線源長さ	線源から評価点までの距離
低圧代替注水系逆止弁付近	約 10m ^{*1}	約 7.6m
大物搬入口	約 10m ^{*1}	約 14m

2. 評価結果

「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表4に各作業エリアにおける線量率を示す。

<作業対象, 評価点, 線源配管の配置概要図>



<評価モデル図>

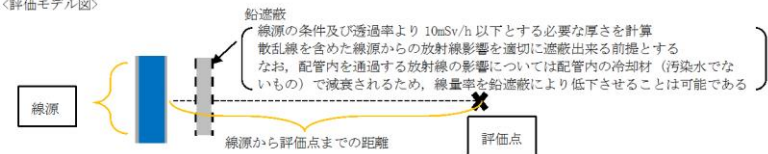


図1 線量評価概念図

表2 線量率評価条件及び必要な鉛遮蔽体厚さ

作業エリア	線源 (S/P~隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を約 10mSv/h 以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ
HPCSポンプ室	約3.3m	約2.9m	約8cm

2. 評価結果

「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表3に各作業エリアにおける線量率を示す。

・評価対象及び評価結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

表3 各作業エリアにおける線量率

作業エリア	格納容器から漏えいによる線量率	線源配管からの直接線による線量率	合計線量率
HPCFポンプ(B)室	約16.1mSv/h	約10mSv/h	約26.1mSv/h
SPCUポンプ室	約12.8mSv/h	約10mSv/h ※1	約22.8mSv/h※1
大物搬入口	約21.7mSv/h	— ※2	約21.7mSv/h
B系弁室	約12.8mSv/h	— ※2	約12.8mSv/h

※1 K6では作業エリアがR/B地下2階（SPCUポンプ室外）であるため、線源配管からの直接線による線量率を考慮不要
 ※2 線源配管が存在しないため、考慮不要

〔参考9-補足3〕不活性ガス系 系統概要図

可搬型格納容器除熱系をインサービスする場合は、格納容器ベントを停止し、不活性ガス系の窒素ガス供給装置あるいは可搬型の窒素供給装置により窒素ガスを注入し格納容器除熱による格納容器圧力低下を抑制する。図1に不活性ガス系の窒素ガス供給装置により窒素ガスを格納容器に注入する系統の例を示す。

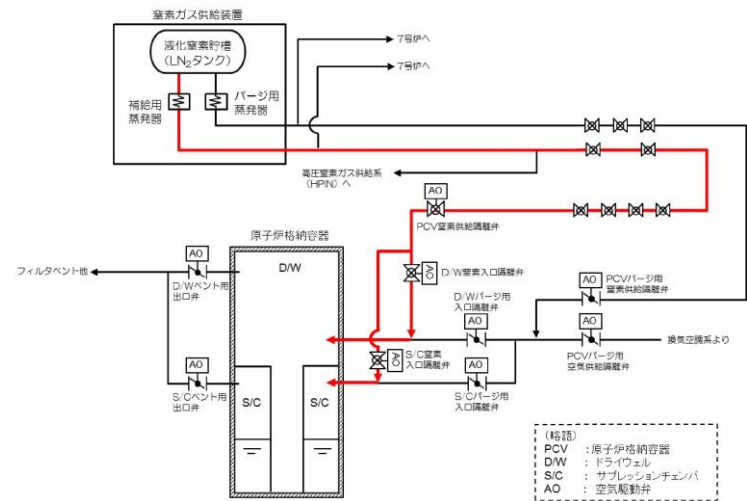


図1 不活性ガス系 系統概要図(6号炉の例)

表4 各作業エリアにおける線量率

作業エリア	原子炉格納容器から漏えいによる線量率	線源配管からの直接線による線量率	合計線量率
原子炉隔離時冷却系ポンプ室内	約1.3×10 ¹ mSv/h	約7.4mSv/h	約2.0×10 ¹ mSv/h
低圧代替注水系逆止弁付近	約1.6×10 ¹ mSv/h	約4.1mSv/h	約2.0×10 ¹ mSv/h
大物搬入口	約1.1×10 ¹ mSv/h	約1.3mSv/h	約1.3×10 ¹ mSv/h

表3 各作業エリアにおける線量率

作業エリア	格納容器からの漏えいによる線量率	線源配管からの直接線による線量率	合計線量率
HPCSポンプ室	約2.8mSv/h	約10mSv/h	約12.8mSv/h
大物搬入口	約5.2mSv/h	— ※1	約5.2mSv/h
原子炉建物1階(F L S R可搬式設備操作対象弁付近)	約3.7mSv/h	— ※1	約3.7mSv/h

※1 線源配管が存在しないため、考慮不要

〔参考9-補足3〕窒素ガス制御系 系統概要図

可搬型格納容器除熱系をインサービスする場合は、格納容器ベントを微開とし、窒素ガス制御系の窒素ガス供給装置あるいは可搬型の窒素供給装置により窒素ガスを注入し格納容器除熱による格納容器圧力低下を抑制する。図1に窒素ガス制御系の窒素ガス供給装置により窒素ガスを格納容器に注入する系統の例を示す。

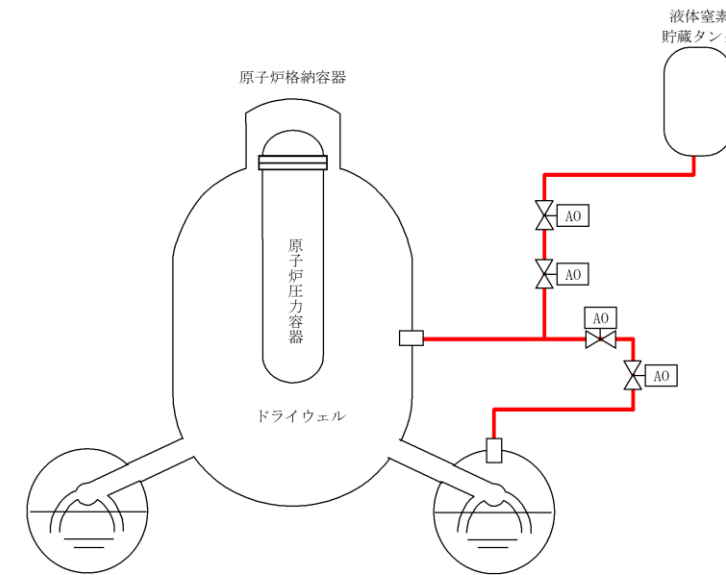


図1 窒素ガス制御系 系統概要図

備考
 ・評価対象及び評価結果の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】

・設備の相違
 【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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>39 条地震による損傷の防止</p> <p>添付資料-1</p> <p>重大事故等対処施設の網羅的な整理について</p>		<p><u>39 条地震による損傷の防止</u></p> <p><u>添付資料-1</u></p> <p><u>重大事故等対処施設の網羅的な整理について</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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料－ 1</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対処施設の網羅的な整理について</p> <p>1. 重大事故等対処施設について、以下に該当する設備を網羅的に抽出して、重大事故等対処施設の条文ごとに整理したものを第1表に示す。</p> <p>■設置許可基準規則第三章にて定められる以下の重大事故等対処施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第43条 アクセスルートを確認するための設備 ・第44条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 ・第45条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 ・第47条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 ・第51条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 ・第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 ・第53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 ・第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 ・第55条 工場等外(以下、「発電所外」という。)への放射性物質の拡散を抑制するための設備 ・第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 ・第57条 電源設備 ・第58条 計装設備 ・第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備 ・第60条 監視測定設備 ・第61条 緊急時対策所 ・第62条 通信連絡を行うために必要な設備 <p>■設置許可基準規則第43条から第62条で要求されている設備が機</p>	<p style="text-align: right;">添付資料－ 1</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対処施設の網羅的な整理について</p> <p>1. 重大事故等対処設備について、以下に該当する設備を網羅的に抽出して、重大事故等対処設備の条文毎に整理したものを表1に示す。</p> <p>■設置許可基準規則第三章にて定められる以下の重大事故等対処設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第43条 アクセスルートを確認するための設備 ・第44条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 ・第45条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 ・第47条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 ・第51条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 ・第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 ・第53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 ・第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 ・第55条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 ・第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給 ・第57条 電源設備 ・第58条 計装設備 ・第59条 原子炉制御室 ・第60条 監視測定設備 ・第61条 緊急時対策所 ・第62条 通信連絡を行うために必要な設備 <p>■設置許可基準規則第43条から第62条で要求されている設備</p>	<p style="text-align: right;">添付資料－ 1</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対処施設の網羅的な整理について</p> <p>1. 重大事故等対処施設について、以下に該当する設備を網羅的に抽出して、重大事故等対処設備の条文ごとに整理したものを表1に示す。</p> <p>■設置許可基準規則第三章にて定められる以下の重大事故等対処設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第43条 アクセスルートを確認するための設備 ・第44条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 ・第45条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 ・第47条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 ・第51条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 ・第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 ・第53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 ・第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 ・第55条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 ・第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 ・第57条 電源設備 ・第58条 計装設備 ・第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備 ・第60条 監視測定設備 ・第61条 緊急時対策所 ・第62条 通信連絡を行うために必要な設備 <p>■設置許可基準規則第43条から第62条で要求されている設備が</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>能を発揮するために必要な系統（水源から注入先まで、流路を含む）の設備、直接支持構造物及び間接支持構造物</p> <p>■重大事故等発生時に設計基準対象施設としての機能を期待する重大事故等対処設備</p> <p>■技術的能力審査基準で設置を要求されている設備</p>	<p>が機能を発揮するために必要な系統（水源から注入先まで、流路を含む）及び間接支持構造物、<u>直接支持構造物</u></p> <p>■ 重大事故等発生時に設計基準対象施設としての機能を期待する重大事故等対処設備</p> <p>■ 技術的能力審査基準で設置を要求されている設備</p>	<p>機能を発揮するために必要な系統（水源から注水先まで、流路を含む）の設備、<u>直接支持構造物及び間接支持構造物</u></p> <p>■重大事故等発生時に設計基準対象施設としての機能を期待する重大事故等対処設備</p> <p>■技術的能力審査基準で設置を要求されている設備</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 第39条本文「第2.1.2.2.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類」、第39条補足説明資料39-1「重大事故等対処設備の設備分類」、及び補足説明資料39-4添付資料4「表1 SA施設（建物・構築物）の施設分類」について、以下の第1図のフローにて抽出する。</p>	<p>2. 第39条本文「第2.1.2.2.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類」、第39条補足説明資料39-1「重大事故等対処設備の設備分類」、及び補足説明資料39-4添付資料4「表1 SA施設（建物・構築物）の施設分類」について、以下の図1のフローにて抽出する。</p>	<p>2. 第39条本文「第2.1.2.2.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類」、第39条補足説明資料39-1「重大事故等対処設備の設備分類」、及び補足説明資料39-4添付資料4「表1 SA施設（建物・構築物）の施設分類」について、以下の図1のフローにて抽出する。</p>	
<p>第1図 重大事故等対処設備の抽出フロー</p>	<p>図1 重大事故等対処設備の抽出フロー</p>	<p>図1 重大事故等対処設備の抽出フロー</p>	

第1表 SA設備の整理結果

SA機能分類	設備名称	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
[主要設備]	原子炉補機冷却水ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
	原子炉補機海水ポンプ	原子炉補機海水ポンプ	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
[冗路]	原子炉補機冷却系 サージタンク	原子炉補機冷却系 サージタンク	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
	原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ	原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
[電源設備]	非常用交流電源設備	非常用交流電源設備	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
	非常用ディーゼル発電機	非常用ディーゼル発電機	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
[計装設備]	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
	R C Wサージタンク水位	R C Wサージタンク水位	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
[取水]	取水口	取水口	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
	取水槽	取水槽	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
低圧原子炉代替注水系 (常設)	低圧原子炉代替注水系 (常設)	低圧原子炉代替注水系 (常設)	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
低圧原子炉代替注水系 (可搬型)	低圧原子炉代替注水系 (可搬型)	低圧原子炉代替注水系 (可搬型)	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考

SA機能分類	設備名称	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
[計装設備]	原子炉補機冷却水ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
	原子炉補機海水ポンプ	原子炉補機海水ポンプ	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
[冗路]	原子炉補機冷却系 サージタンク	原子炉補機冷却系 サージタンク	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
	原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ	原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
[電源設備]	非常用交流電源設備	非常用交流電源設備	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
	非常用ディーゼル発電機	非常用ディーゼル発電機	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
[計装設備]	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
	R C Wサージタンク水位	R C Wサージタンク水位	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
[取水]	取水口	取水口	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
	取水槽	取水槽	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
低圧原子炉代替注水系 (常設)	低圧原子炉代替注水系 (常設)	低圧原子炉代替注水系 (常設)	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
低圧原子炉代替注水系 (可搬型)	低圧原子炉代替注水系 (可搬型)	低圧原子炉代替注水系 (可搬型)	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考

表1 SA設備の整理結果

SA機能分類	設備名称	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
[主要設備]	原子炉補機冷却水ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
	原子炉補機海水ポンプ	原子炉補機海水ポンプ	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
[冗路]	原子炉補機冷却系 サージタンク	原子炉補機冷却系 サージタンク	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
	原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ	原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
[電源設備]	非常用交流電源設備	非常用交流電源設備	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
	非常用ディーゼル発電機	非常用ディーゼル発電機	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
[計装設備]	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
	R C Wサージタンク水位	R C Wサージタンク水位	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
[取水]	取水口	取水口	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
	取水槽	取水槽	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
低圧原子炉代替注水系 (常設)	低圧原子炉代替注水系 (常設)	低圧原子炉代替注水系 (常設)	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考
低圧原子炉代替注水系 (可搬型)	低圧原子炉代替注水系 (可搬型)	低圧原子炉代替注水系 (可搬型)	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	備考

設備名称	設備名	設備仕様	設備位置	設備支持構造物	設備支持構造物	備考	
S A機組 分類 機器の区分	[土庫設備]	代表機組追加蒸気ポンプ	59条に記載				
	[付属設備]	汽機蒸気ポンプ	59条に記載				
		サブプレッシャポンプ	59条に記載				
		汽機蒸気ポンプ	59条に記載				
		汽機蒸気ポンプ	59条に記載				
	[燃焼]	汽機蒸気ポンプ	59条に記載				
		汽機蒸気ポンプ	59条に記載				
	[注入系]	汽機蒸気ポンプ	59条に記載				
		汽機蒸気ポンプ	59条に記載				
	[循環設備] (燃料供給設備含む)	汽機蒸気ポンプ	59条に記載				
		汽機蒸気ポンプ	59条に記載				
	[計装設備]	汽機蒸気ポンプ	59条に記載				
		汽機蒸気ポンプ	59条に記載				

第1表 SA設備の整理結果

SA機能分類	設備名称	直轄支持構造物		間接支持構造物		備考
		SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	
[主要設備]	機組制御系ポンプ	機組制御系ポンプ	機組制御系ポンプ	機組制御系ポンプ	機組制御系ポンプ	
	機組制御系熱交換機	機組制御系熱交換機	機組制御系熱交換機	機組制御系熱交換機	機組制御系熱交換機	
	サブプレッシャー・チェンバ	サブプレッシャー・チェンバ	サブプレッシャー・チェンバ	サブプレッシャー・チェンバ	サブプレッシャー・チェンバ	
	機組制御系蒸気・水・ストレーナ	機組制御系蒸気・水・ストレーナ	機組制御系蒸気・水・ストレーナ	機組制御系蒸気・水・ストレーナ	機組制御系蒸気・水・ストレーナ	
	機組制御系スプレッド・ヘッダ	機組制御系スプレッド・ヘッダ	機組制御系スプレッド・ヘッダ	機組制御系スプレッド・ヘッダ	機組制御系スプレッド・ヘッダ	
	炉子炉制御器	炉子炉制御器	炉子炉制御器	炉子炉制御器	炉子炉制御器	
	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	
	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	
	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	
	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	機組制御系蒸気発生機	
[主要設備]	サブプレッシャー・チェンバ	サブプレッシャー・チェンバ	サブプレッシャー・チェンバ	サブプレッシャー・チェンバ	サブプレッシャー・チェンバ	
	機組制御系蒸気・水・ストレーナ	機組制御系蒸気・水・ストレーナ	機組制御系蒸気・水・ストレーナ	機組制御系蒸気・水・ストレーナ	機組制御系蒸気・水・ストレーナ	
[主要設備]	炉子炉制御器	炉子炉制御器	炉子炉制御器	炉子炉制御器	炉子炉制御器	
	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)	

表1 SA設備の整理結果

SA機能分類	設備名称		直轄支持構造物		間接支持構造物		備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検査用地震動	
[主要設備]	高圧炉心スプレッド補機冷却水ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準地震)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準地震)	原子炉建物	S s	
	高圧炉心スプレッド補機冷却系熱交換器	常設重大事故防止設備 (設計基準地震)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準地震)	原子炉建物	S s	
	高圧炉心スプレッド補機海水ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準地震)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準地震)	取水槽	S s	
[水源]	非常用取水設備 ・取水口 ・取水管 ・取水槽			その他の設備に記載			
[流路]	高圧炉心スプレッド補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ	常設重大事故防止設備 (設計基準地震)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準地震)	原子炉建物 タービン建物 取水槽	S s S s S s	
[電源設備] (電路含む)	高圧炉心スプレッド補機冷却系サージタンク 非常用交流電源設備 ・高圧炉心スプレッド補機冷却系サージタンク	常設重大事故防止設備 (設計基準地震)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準地震)	原子炉建物	S s	
[流路]	取水口 取水管 取水槽			57条に記載 その他の設備に記載			

第1表 SA設備の整理結果

SA機能分類	設置名称		SA設備分類	適用範囲	直接支持構造物	間接支持構造物	建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考
	項目範囲	設置名称						
機器設置下 部注水系(可 燃性ガス 系)及び蒸気 系(可燃性ガ ス系)	[蒸気]	蒸気発生器、蒸気・井 ボイラー、凝縮機	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	
	[可燃性ガス]	蒸気発生器、蒸気・井 ボイラー、凝縮機	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備
設備中心の 蒸気系	[蒸気]	蒸気発生器、蒸気・井 ボイラー、凝縮機	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	
	[可燃性ガス]	蒸気発生器、蒸気・井 ボイラー、凝縮機	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	
設備中心の 蒸気系	[蒸気]	蒸気発生器、蒸気・井 ボイラー、凝縮機	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	
	[可燃性ガス]	蒸気発生器、蒸気・井 ボイラー、凝縮機	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	
設備中心の 蒸気系	[蒸気]	蒸気発生器、蒸気・井 ボイラー、凝縮機	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	
	[可燃性ガス]	蒸気発生器、蒸気・井 ボイラー、凝縮機	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	
設備中心の 蒸気系	[蒸気]	蒸気発生器、蒸気・井 ボイラー、凝縮機	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	
	[可燃性ガス]	蒸気発生器、蒸気・井 ボイラー、凝縮機	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	
設備中心の 蒸気系	[蒸気]	蒸気発生器、蒸気・井 ボイラー、凝縮機	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	
	[可燃性ガス]	蒸気発生器、蒸気・井 ボイラー、凝縮機	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	蒸気系人形設備設備 可燃性ガス系設備設備	

表1 SA設備の整理結果

SA機能分類	設備名称		SA設備分類	適用範囲	直接支持構造物	間接支持構造物	建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考	
	適用範囲	設置名称							
ベダスタル 代替注水系 (可搬型)に よるベダス タル内注水 (つぎ)	[電源設備] (電路含む)	常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サージスタック ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリー 代替所内電気設備 ・高圧発電機車連続プラグ出納箱 ・メタクラ切替盤 ・緊急用メタクラ ・SAロードセンター ・SA2コントロールセンター ・SA電源切替盤 ・重大事故操作盤 燃料供給設備 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリー	代替注水系 ベダスタル水位 ドライアイ水位 (SA)	57条に記載					
	[計装設備]	代替注水量 (可搬型) ベダスタル水位 ドライアイ水位 (SA)	代替注水量 (可搬型) ベダスタル水位 ドライアイ水位 (SA)						
設備中心の 落下遅延及 び防止	[計装設備]	代替注水量 (可搬型) ベダスタル水位 ドライアイ水位 (SA)	代替注水量 (可搬型) ベダスタル水位 ドライアイ水位 (SA)	45条に記載 (うち、重大事故緩和設備) 44条に記載 (うち、重大事故緩和設備)					
	[計装設備]	代替注水量 (可搬型) ベダスタル水位 ドライアイ水位 (SA)	代替注水量 (可搬型) ベダスタル水位 ドライアイ水位 (SA)	47条に記載 (うち、重大事故緩和設備)					

第1表 SA設備の整理結果

SA機能分類	設備名称		SA設備分類		適用範囲		SA設備分類		間接支持構造物		建設物・構築物 (○:設置 -:該当なし)		備考
	適用範囲	設備名称	SA設備分類	適用範囲	適用範囲	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	適用範囲	適用範囲	建設物・構築物 (○:設置 -:該当なし)		
燃料補給設備	軽油タンク	常設耐震重要重入事故防止設備 常設重入事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重入事故防止設備 常設重入事故緩和設備	軽油タンク基礎	軽油タンク基礎	常設耐震重要重入事故防止設備 常設重入事故緩和設備	軽油タンク基礎	S s	-		
	タンクローリー (4kL)	可搬型重入事故防止設備 可搬型重入事故緩和設備	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
燃料給設備	軽油タンク山口ノズル・弁	常設耐震重要重入事故防止設備 常設重入事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重入事故防止設備 常設重入事故緩和設備	軽油タンク基礎	軽油タンク基礎	常設耐震重要重入事故防止設備 常設重入事故緩和設備	軽油タンク基礎	S s	-		
	ホース	可搬型重入事故防止設備 可搬型重入事故緩和設備	-	-	-	-	-	-	-	-	-		

表1 SA設備の整理結果

SA機能分類	設備名称		SA設備分類		適用範囲		SA設備分類		間接支持構造物		建設物・構築物 (○:該当 -:該当なし)		備考
	適用範囲	設備名称	SA設備分類	適用範囲	適用範囲	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	適用範囲	適用範囲	建設物・構築物 (○:該当 -:該当なし)		
非常用直流電源設備	A-115V 系蓄電池	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	廃棄物処理建物	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	廃棄物処理建物	S s	-			
	B-115V 系蓄電池	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	廃棄物処理建物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	廃棄物処理建物	S s	-			
	B1-115V 系蓄電池 (SA)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	廃棄物処理建物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S s	-			
	230V 系蓄電池 (RCIC)	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	電気計装設備等の支持構造	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	廃棄物処理建物	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	S s	-			
	高圧炉心スプレイ系蓄電池	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	電気計装設備等の支持構造	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	原子炉建物	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	S s	-			
	A-原子炉中性子計装用蓄電池	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	電気計装設備等の支持構造	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	廃棄物処理建物	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	S s	-			
	B-原子炉中性子計装用蓄電池	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	電気計装設備等の支持構造	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	廃棄物処理建物	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	S s	-			
	A-115V 系充電器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	廃棄物処理建物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S s	-			
	B-115V 系充電器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	廃棄物処理建物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S s	-			
	B1-115V 系充電器 (SA)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	廃棄物処理建物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S s	-			
	230V 系充電器 (RCIC)	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	電気計装設備等の支持構造	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	廃棄物処理建物	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	S s	-			
	高圧炉心スプレイ系充電器	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	電気計装設備等の支持構造	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	原子炉建物	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	S s	-			
	A-原子炉中性子計装用充電器	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	電気計装設備等の支持構造	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	廃棄物処理建物	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	S s	-			
	B-原子炉中性子計装用充電器	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	電気計装設備等の支持構造	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	廃棄物処理建物	常設重大事故防止設備 (設計基準仕様)	S s	-			

表1 SA設備の整理結果

SA機能 分類	設備名称		SA設備分類	適用範囲	直接支持構造物	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	検討用 地盤動	建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考
	適用範囲	設備名称									
非常用直流電 源設備(つづ き)	(電路)	A-115V系蓄電池及び充電器～直流 盤電路	常設重大事故防止設備 (設計基準記載)	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故防止設備 (設計基準記載)	廃棄物処理建物	Ss	—			
		B-115V系蓄電池及び充電器～直流 盤電路	常設前線重要重大事故防止設備 常設重要事故防止設備	電気計装設備等の支持構造	常設前線重要重大事故防止設備 常設重要事故防止設備	廃棄物処理建物	Ss	—			
		B1-115V系蓄電池(SA)及び充 電器～直流盤電路	常設前線重要重大事故防止設備 常設重要事故防止設備	電気計装設備等の支持構造	常設前線重要重大事故防止設備 常設重要事故防止設備	廃棄物処理建物	Ss	—			
		200V系蓄電池(RCIC)及び充 器～直流母線電路	常設重大事故防止設備 (設計基準記載)	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故防止設備 (設計基準記載)	廃棄物処理建物	Ss	—			
		高圧中心スプレイ系蓄電池及び充 器～直流母線電路	常設重大事故防止設備 (設計基準記載)	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故防止設備 (設計基準記載)	原子炉建物	Ss	—			
		A-原子炉中性子計装用蓄電池及び充 電器～直流母線	常設前線重要重大事故防止設備 常設重要事故防止設備	電気計装設備等の支持構造	常設前線重要重大事故防止設備 常設重要事故防止設備	廃棄物処理建物	Ss	—			
		B-原子炉中性子計装用蓄電池及び充 電器～直流母線	常設重大事故防止設備 (設計基準記載)	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故防止設備 (設計基準記載)	廃棄物処理建物	Ss	—			
		C-メタタクラ母線電圧									
		D-メタタクラ母線電圧									
		HPCS-メタタクラ母線電圧									
		(主要設備)	ガスタービン発電機用軽油タンク	常設前線重要重大事故防止設備 常設重要事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設前線重要重大事故防止設備 常設重要事故防止設備	ガスタービン発電機用 軽油タンク基礎	Ss	—		
				可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—	—		
		(燃料流路)	ガスタービン発電機用軽油タンク出口 ノズル・弁	常設前線重要重大事故防止設備 常設重要事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設前線重要重大事故防止設備 常設重要事故防止設備	ガスタービン発電機用 軽油タンク基礎	Ss	—		
可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故防止設備	—			—	—	—	—				
(燃料補給 先)	大艦送水車 大型送水ポンプ車 可搬式薬液供給装置			47条, 49条, 51条, 54条, 55条, 56条に記載							
				47条, 50条, 54条, 55条, 56条に記載							
				52条に記載							

表1 SA設備の整理結果

SA機能 分類	設備名称		SA設備分類	間接支持機設備		備考
	適用範囲	適用範囲		適用範囲	適用範囲	
上記計測設備 の電源 (つづき)	所内常設蓄電池直流電源設備 ・ B-115V 系蓄電池 ・ B1-115V 系蓄電池 (SA) ・ 200V 系蓄電池 (R C I C) ・ B-115V 系充電器 ・ B1-115V 系充電器 (SA) ・ 200V 系充電器 (R C I C)	適用範囲	SA設備分類	間接支持機設備 適用範囲	間接支持機設備 適用範囲	57 条に記載
	常設代替直流電源設備 ・ SA用 115V 系蓄電池 ・ SA用 115V 系充電器 可搬型直流電源設備 ・ 高圧発電機車 ・ B1-115V 系充電器 (SA) ・ SA用 115V 系充電器 ・ 200V 系充電器 (常用) ・ ガスタービン発電機用軽油タンク ・ タンクローリ	適用範囲	SA設備分類	間接支持機設備 適用範囲	間接支持機設備 適用範囲	
	非常用交流電源設備 ・ 高圧伊心スプレイ系ディジーセル発電機 非常用直流電源設備 ・ A-115V 系蓄電池 ・ B-115V 系蓄電池 ・ 200V 系蓄電池 (R C I C) ・ 高圧伊心スプレイ系蓄電池 ・ A-原子炉中核子計量用蓄電池 ・ B-原子炉中核子計量用蓄電池	適用範囲	SA設備分類	間接支持機設備 適用範囲	間接支持機設備 適用範囲	
	所内蓄電池直流電源設備及び常設代替 直流電源設備への給電のための設備 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 非常用直流電源設備への給電のための 設備 ・ 非常用交流電源設備	適用範囲	SA設備分類	間接支持機設備 適用範囲	間接支持機設備 適用範囲	

第1表 SA設備の整理結果

SA機能分類	設置名称		SA設備分類	適用範囲	直接支持構造物	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	建物・構造物 (○:該当 -:該当なし)	備考
	適用範囲	設置名称									
居住性の確保 (つづき)	[主屋設備]	非常用ガス処理用排気筒 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	原子炉建屋	S s	-	
		非常用ガス処理用配管・弁 主排気筒 (小径)	可搬型重大事故等対応設備 (防止でも緩和でもない設備)	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	可搬型重大事故等対応設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋	原子炉建屋	S s	-	
照明の確保	[主屋設備]	常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	原子炉建屋	S s	-	
		LEDライト (三脚タイプ)	可搬型重大事故等対応設備 (防止でも緩和でもない設備)	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	可搬型重大事故等対応設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋	原子炉建屋	S s	-	
絶ばく量の低減	[主屋設備]	非常用ガス処理用排気筒 原子炉棟 非常用交流電源設備 ・非常用タービン発電機 常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	原子炉建屋	S s	-	
			可搬型重大事故等対応設備 (防止でも緩和でもない設備)	建物・構築物等の支持構造物	建物・構築物等の支持構造物	可搬型重大事故等対応設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋	原子炉建屋	S s	○	

表1 SA設備の整理結果

SA機能分類	設置名称		SA設備分類	適用範囲	直接支持構造物	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	適用範囲	建物・構造物 (○:該当 -:該当なし)	備考
	適用範囲	設置名称									
居住性の確保 (つづき)	[主屋設備]	非常用ガス処理用排気筒 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	原子炉建屋	S s	-	
		LEDライト (三脚タイプ)	可搬型重大事故等対応設備 (防止でも緩和でもない設備)	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	可搬型重大事故等対応設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋	原子炉建屋	S s	-	
照明の確保	[主屋設備]	常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	原子炉建屋	S s	-	
		LEDライト (三脚タイプ)	可搬型重大事故等対応設備 (防止でも緩和でもない設備)	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	可搬型重大事故等対応設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋	原子炉建屋	S s	-	
絶ばく量の低減	[主屋設備]	非常用ガス処理用排気筒 原子炉棟 非常用交流電源設備 ・非常用タービン発電機 常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	原子炉建屋	S s	-	
			可搬型重大事故等対応設備 (防止でも緩和でもない設備)	建物・構築物等の支持構造物	建物・構築物等の支持構造物	可搬型重大事故等対応設備 (防止でも緩和でもない設備)	原子炉建屋	原子炉建屋	S s	○	

第1表 S A設備の整理結果

S A機能分類	S A設備名称	S A設備分類	適用範囲	S A設備分項	適用範囲	S A設備分項	適用範囲	施設・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考	
[主要設備] 緊急時対策用 設備	緊急時対策用設備における 主要設備からの構成設備	[主要設備] 緊急時対策用 設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備

※1 常設設備重要重大事故防止設備・常設重大事故防止設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため本分項とする。
 ※2 SBO 専事発生直後には常用空冷機能停止し本設備が必要となること、また心相備後にも本設備が必要となることから、「重大事故防止設備」に整理した。
 ※3 直後防止、緩和に關与しないため「可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）」に分類

S A機能分類	S A設備名称	S A設備分類	適用範囲	S A設備分項	適用範囲	S A設備分項	適用範囲	施設・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考	
[主要設備] 緊急時対策用 設備	緊急時対策用設備における 主要設備からの構成設備	[主要設備] 緊急時対策用 設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備

表1 S A設備の整理結果

S A機能分類	設備名称	S A設備分類	適用範囲	施設・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考		
第 61 条 緊急時対策用 設備	緊急時対策用設備における 主要設備からの構成設備	[主要設備] 緊急時対策用 設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備
			緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備	緊急時対策用設備

61 条 (電源の確保) に記載

62 条に記載

第1表 SA設備の整理結果

SA機能 分類 (注1)	設置位置		設置内容		設置内容		設置内容		備考
	SA設備分類	設置位置	設置内容	設置内容	設置内容	設置内容	設置内容		
[主] 電源設備	SA設備分類	5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
[主] 電源設備	SA設備分類	5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	
		5号炉原子炉室内部の配管系(特種設備)	可搬型重大事故防止設備	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	設置内容	備考	

※1 SBO 等事象発生直後には常用空調機能が停止し本設備が必要となること、また炉心損傷後にも本設備が必要となることから、「重大事故防止設備 兼 重大事故後設備」に整理した。
 ※2 直配防止、線路に開閉しないため「可搬型重大事故等対応設備 (防止でも線路でもない設備)」に分類

表1 SA設備の整理結果

SA機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考
	適用範囲	設置内容	適用範囲	設置内容	適用範囲	設置内容	
通信連絡 (緊急時対策 所)	適用範囲	無線通信設備 (固定型)	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		無線通信設備 (携帯型)	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		衛星電話設備 (固定型)	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		衛星電話設備 (携帯型)	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		統合原子炉防炎ネットワークに接続する通信連絡設備	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		無線通信装置	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		無線通信設備 (屋外アンテナ)	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		衛星無線通信装置	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		無線	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		緊急時対策所用常電機	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
電源設備 (燃料供給 先)	適用範囲	可搬型重大事故後設備	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		可搬型重大事故後設備	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		緊急時対策所 低圧母線	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		緊急時対策所 燃料地下タンク	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		タンクローリー	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		ホース	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		緊急時対策所用常電機	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		可搬型重大事故後設備	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考
		緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	備考

第1表 SA設備の整理結果

SA機能分類	設備名称		SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物	間接支持構造物 適用範囲	間接支持構造物 適用範囲	間接支持構造物 適用範囲	建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考
	適用範囲	SA設備分類								
重大事故等 時に対処す ための流 路又は注水先 注入先、排出 弁等	原子炉圧力容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	原子炉圧力容器サポート	原子炉圧力容器サポート	原子炉本体基礎	原子炉本体基礎	原子炉本体基礎	—	
	原子炉格納容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	—	
	燃料プール	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	○	
	原子炉建	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	○	※1
	取水口	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	—	—	—	○	
	取水管	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	—	—	—	○	
	取水槽	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	—	—	—	○	※2
	非常用取水設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	—	—	—	○	※2
	非常用取水設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	—	—	—	○	※2
	非常用取水設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	—	—	—	○	※2

※1 原子炉建屋原子炉区域は炉心損傷後の破はく低減に必要となるSCIS 負担減成 (99 条、(問)に込め) が目的のため、「常設重大事故緩和設備」に整理
 ※2 補機冷却用海水取水塔、補機冷却用海水取水槽から SA 設備の取本はないため、「重大事故防止設備 (設計基準拡張) 兼 重大事故緩和設備 (設計基準拡張)」に整理

表1 SA設備の整理結果

SA機能分類	設備名称		SA設備分類	適用範囲	直接支持構造物		S A設備分類	間接支持構造物	建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考
	適用範囲	SA設備分類			適用範囲	適用範囲				
その他の設備 重大事故時に対 処するための流 路又は注水先、 注入先、排出元 等	原子炉圧力容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	原子炉圧力容器サポート	原子炉圧力容器サポート	原子炉圧力容器サポート	原子炉圧力容器サポート	原子炉圧力容器サポート	—	
	原子炉格納容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	—	
	燃料プール	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	○	
	原子炉建	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	○	
	取水口	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	—	—	—	○	
	取水管	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	—	—	—	○	
	取水槽	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	—	—	—	○	
	非常用取水設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	—	—	—	○	
	非常用取水設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	—	—	—	○	
	非常用取水設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA設備分類	—	—	—	—	—	○	