


柏崎刈羽原子力発電所 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 1.7.3-9</p> <p>9. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>a. 操作概要 <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備として、電動弁操作盤による系統構成、復水補給水水源を復水貯蔵槽からサブプレッション・チェンバ・プールへ切り替えることにより水源を確保する。</u> <u>復水移送ポンプ停止前の操作を系統構成 (1) , 停止後の操作を系統構成 (2) とする。</u></p> <p>b. 作業場所 <u>原子炉建屋 地上 3 階 (非管理区域)</u> <u>廃棄物処理建屋 地下 3 階 (管理区域)</u></p> <p>c. 必要要員数および時間 <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱のうち、系統構成に必要な要員数、時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数:4 名 (現場運転員 4 名)</u> <u>想定時間 :系統構成 (1) 管理区域 60 分 (実績時間:54 分) 非管理区域 40 分 (設備設置工事中のため実績時間なし)</u> <u>系統構成 (2) 管理区域 15 分 (実績時間:15 分) 非管理区域 5 分 (設備設置工事中のた</u></p>		<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.4-2</p> <p>2. <u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p> <p>(1) <u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p> <p>a. 操作概要 <u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉建物付棟地上 3 階まで移動するとともに、現場での SA 電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作により系統構成を実施し、残留熱代替除去系を起動し原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</u></p> <p>b. 作業場所 <u>原子炉建物付棟地上 3 階 (非管理区域)</u> <u>制御室建物地上 4 階 (非管理区域) (中央制御室)</u></p> <p>c. 必要要員数及び想定時間 <u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱として、最長時間を要する SA 電源切替盤による電源切り替えを実施し、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数 : 3 名 (中央制御室運転員 1 名, 現場運転員 2 名)</u> <u>想定時間 : 1 時間 5 分以内 (所要時間目安*1 : 21 分)</u></p>	<p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、電源切り替え及び中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の残留熱代替除去系の水源地は、サブプレッション・チェンバのみ</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、電源切り替え及び中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑩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 style="text-align: center;"><u>め実績時間なし</u></p> <p>d. 操作の成立性について</p> <p>作業環境:<u>バッテリー内蔵型 LED 照明</u>を作業エリアに配備しており、<u>建屋内常用照明消灯時</u>における作業</p>		<p>※1 : <u>所要時間目安は、模擬により算定した時間</u> <u>想定時間内訳</u></p> <p>【中央制御室運転員】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●<u>電源確認：想定時間 5 分、所要時間目安 3 分</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>電源確認：所要時間目安 3 分（電源確認：中央制御室）</u> ●<u>系統構成：想定時間 15 分、所要時間目安 5 分</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>系統構成：所要時間目安 5 分（操作対象 5 弁：中央制御室）</u> ●<u>起動操作：想定時間 10 分、所要時間目安 4 分</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>起動操作：所要時間目安 4 分（操作対象 3 弁、ポンプ起動：中央制御室）</u> <p>【現場運転員】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●<u>移動，S A 電源切替盤操作（A 系）：想定時間 20 分、所要時間目安 8 分</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>移動：所要時間目安 5 分（移動経路：中央制御室～原子炉建物付属棟地上 3 階）</u> ・<u>S A 電源切替盤操作（A 系）：所要時間目安 3 分（電源切替操作：原子炉建物付属棟地上 3 階）</u> ●<u>移動，S A 電源切替盤操作（B 系）：想定時間 20 分、所要時間目安 4 分</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>移動：所要時間目安 1 分（原子炉建物付属棟地上 3 階）</u> ・<u>S A 電源切替盤操作（B 系）：所要時間目安 3 分（電源切替操作：原子炉建物付属棟地上 3 階）</u> <p><u>d. 操作の成立性について</u></p> <p><u>(a) 中央制御室操作</u></p> <p>作業環境 : <u>常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ）、LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。</u></p> <p>操作性 : <u>操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。</u></p> <p><u>(b) 現場操作</u></p> <p>作業環境 : <u>常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備してい</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、想定時間内訳を記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出されることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。管理区域においても汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</p> <p>移動経路：<u>バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p>操作性：<u>通常の弁操作であり、容易に実施可能である。操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。また操作はすべて原子炉建屋内の原子炉区域外である。</u></p> <p>連絡手段：<u>通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</u></p>		<p>る。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。</p> <p>放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、<u>汚染防護服</u>）を装備して作業を行う。</p> <p>移動経路：<u>電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p>操作性：<u>通常受電操作であるため、容易に実施可能である。</u></p> <p>連絡手段：<u>所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備、有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</u></p>	<p>・運用の相違 【柏崎6/7】 使用する防護具の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、電源切り替えの作業の成立性を記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩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 data-bbox="160 667 483 701"><u>復水貯蔵槽出口ライン隔離</u></p> <p data-bbox="557 667 902 743"><u>復水移送ポンプミニフローライン隔離</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>(2) <u>残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成</u></p> <p><u>a. 原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合</u></p> <p><u>(a) 操作概要</u> 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系を用いた冷却水確保のため、原子炉建物附属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作及び現場操作により原子炉補機冷却系の系統構成を行う。</p> <p><u>(b) 作業場所</u> 制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室） 原子炉建物附属棟 地下2階，地下1階，地上2階，地上3階（非管理区域） 廃棄物処理建物 地上2階（非管理区域）</p> <p><u>(c) 必要要員数及び想定時間</u> 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切り替えを実施する場合に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。 必要要員数：3名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名） 想定時間：1時間40分以内（所要時間目安^{※1}：67分）</p> <p><u>※1：所要時間目安は、模擬により算出した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u> 【中央制御室運転員】 ●電源確認：想定時間5分，所要時間目安2分 ・電源確認：所要時間目安2分（電源確認：中央制御室） ●冷却水確保：想定時間10分，所要時間目安1分</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉は，残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成について，作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>・冷却水確保：所要時間目安1分（操作対象1弁：中央制御室）</p> <p>【現場運転員B, C】</p> <p>●移動, SA電源切替盤操作（B系）：想定時間20分, 所要時間目安9分</p> <p>・移動：所要時間目安6分（移動経路：中央制御室～原子炉建物附属棟地上3階）</p> <p>・SA電源切替操作（B系）：所要時間目安：3分（電源切替操作：原子炉建物附属棟地上3階）</p> <p>●系統構成：想定時間1時間20分, 所要時間目安58分</p> <p>・移動：所要時間目安4分（移動経路：原子炉建物附属棟地上3階～原子炉建物附属棟地上2階）</p> <p>・電源確認：所要時間目安1分（電源ロック：原子炉建物附属棟地上2階）</p> <p>・移動：所要時間目安5分（移動経路：原子炉建物附属棟地上2階～原子炉建物附属棟地下1階）</p> <p>・電源確認：所要時間目安1分（電源ロック：原子炉建物附属棟地下1階）</p> <p>・移動：所要時間目安3分（移動経路：原子炉建物附属棟地下1階～原子炉建物附属棟地下2階）</p> <p>・系統構成：所要時間目安4分（操作対象1弁：原子炉建物附属棟地下2階）</p> <p>・移動：所要時間目安5分（移動経路：原子炉建物附属棟地下2階～原子炉建物附属棟地下1階）</p> <p>・系統構成：所要時間目安11分（操作対象1弁：原子炉建物附属棟地下1階）</p> <p>・移動：所要時間目安4分（移動経路：原子炉建物附属棟地下1階～原子炉建物附属棟地上2階）</p> <p>・系統構成：所要時間目安11分（操作対象1弁：原子炉建物附属棟地上2階）</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 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>・移動：所要時間目安 6 分（移動経路：原子炉建物付属棟地上 2 階～廃棄物処理建物地上 2 階）</p> <p>・系統構成：所要時間目安 3 分（操作対象 1 弁：廃棄物処理建物地上 2 階）</p> <p>(d) 操作の成立性について</p> <p>i 中央制御室操作</p> <p>作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ）、LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。</p> <p>操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。</p> <p>ii 現場操作</p> <p>作業環境：電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。</p> <p>放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。</p> <p>移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており、近接可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。</p> <p>アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。</p> <p>操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
		<p>連絡手段 : 有線式通信設備, 電力保安通信用電話設備, 所内通信連絡設備のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。</p> <p>b. 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保 (故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響がある場合)</p> <p>(a) 操作概要 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において, 原子炉補機代替冷却系を用いた冷却水確保のため, 原子炉建物附属棟地上 3 階まで移動するとともに, 現場での SA 電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また, 中央制御室操作及び現場操作により原子炉補機冷却系の系統構成を行う。</p> <p>(b) 作業場所 制御室建物 地上 4 階 (非管理区域) (中央制御室) 原子炉建物附属棟 地下 2 階, 地下 1 階, 地上 2 階, 地上 3 階 (非管理区域) 廃棄物処理建物 地上 2 階 (非管理区域)</p> <p>(c) 必要要員数及び想定時間 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成として, 最長時間を要する SA 電源切替盤による電源切り替えを実施する場合に必要な要員数, 想定時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数 : 3 名 (中央制御室運転員 1 名, 現場運転員 2 名) 想定時間 : 1 時間 40 分以内 (所要時間目安^{※1} : 70 分)</p> <p>※1 : 所要時間目安は, 模擬により算出した時間</p> <p>想定時間内訳 【中央制御室運転員】 ●電源確認 : 想定時間 5 分, 所要時間目安 2 分</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 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
		<ul style="list-style-type: none"> ・電源確認：所要時間目安2分（電源確認：中央制御室） ●冷却水確保：想定時間10分，所要時間目安1分 <ul style="list-style-type: none"> ・冷却水確保：所要時間目安1分（操作対象1弁：中央制御室） 【現場運転員B, C】 ●移動，S A電源切替盤操作（B系）：想定時間20分，所要時間目安9分 <ul style="list-style-type: none"> ・移動：所要時間目安6分（移動経路：中央制御室～原子炉建物付属棟地上3階） ・S A電源切替操作（B系）：所要時間目安：3分（電源切替操作：原子炉建物付属棟地上3階） ●系統構成：想定時間1時間20分，所要時間目安58分 <ul style="list-style-type: none"> ・移動：所要時間目安4分（移動経路：原子炉建物付属棟地上3階～原子炉建物付属棟地上2階） ・電源確認：所要時間目安1分（電源ロック：原子炉建物付属棟地上2階） ・移動：所要時間目安5分（移動経路：原子炉建物付属棟地上2階～原子炉建物付属棟地下1階） ・電源確認：所要時間目安1分（電源ロック：原子炉建物付属棟地下1階） ・移動：所要時間目安3分（移動経路：原子炉建物付属棟地下1階～原子炉建物付属棟地下2階） ・系統構成：所要時間目安4分（操作対象1弁：原子炉建物付属棟地下2階） ・移動：所要時間目安5分（移動経路：原子炉建物付属棟地下2階～原子炉建物付属棟地下1階） ・系統構成：所要時間目安11分（操作対象1弁：原子炉建物付属棟地下1階） 	

柏崎刈羽原子力発電所 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>・移動：所要時間目安3分（移動経路：原子炉建物付属棟地下1階～原子炉建物付属棟地上2階）</p> <p>・系統構成：所要時間目安11分（操作対象1弁：原子炉建物付属棟地上2階）</p> <p>・移動：所要時間目安1分（移動経路：原子炉建物付属棟地上2階）</p> <p>・系統構成：所要時間目安11分（操作対象1弁：原子炉建物付属棟地上2階）</p> <p>・移動：所要時間目安6分（移動経路：原子炉建物付属棟地上2階～廃棄物処理建物地上2階）</p> <p>・系統構成：所要時間目安3分（操作対象1弁：廃棄物処理建物地上2階）</p> <p>(d) 操作の成立性について</p> <p>i 中央制御室操作</p> <p>作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。</p> <p>操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。</p> <p>ii 現場操作</p> <p>作業環境：電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。</p> <p>放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。</p> <p>移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルー</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 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="2101 275 2472 527"><u>ト上に配備しており、近接可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。</u> <u>アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p data-bbox="1917 541 2472 751"><u>操作性</u> : <u>通常の弁操作であり、容易に実施可能である。</u> <u>操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。</u></p> <p data-bbox="1917 766 2472 934"><u>連絡手段</u> : <u>有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</u></p> <div data-bbox="1872 1024 2341 1381">  </div> <p data-bbox="1961 1392 2249 1423"><u>冷却水確保 (系統構成)</u></p> <div data-bbox="1872 1472 2341 1829">  </div> <p data-bbox="1961 1839 2249 1871"><u>冷却水確保 (系統構成)</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>(3) <u>残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保</u></p> <p><u>a. 原子炉建物南側接続口または原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合</u></p> <p><u>(a) 操作概要</u></p> <p><u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系(移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等)による補機冷却水確保のため、外部接続口を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。</u></p> <p><u>(b) 作業場所</u></p> <p><u>原子炉建物附属棟 地上1階(非管理区域)</u> <u>原子炉建物附属棟 地上2階(非管理区域)</u> <u>屋外(取水槽周辺、原子炉建物南側周辺)</u></p> <p><u>(c) 必要要員数及び想定時間</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保として、最長時間を要する第4保管エリアの可搬設備を使用した海水取水箇所から原子炉建物南側接続口を使用した送水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数：15名(緊急時対策要員15名)</u> <u>想定時間：7時間20分以内(所要時間目安^{※1}：5時間31分)</u></p> <p><u>※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u></p> <p><u>【緊急時対策要員(6名)】(原子炉建物南側周辺作業)</u></p> <p><u>●緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間25分、所要時間目安22分</u></p> <p><u>・移動：所要時間目安22分(移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア)</u></p> <p><u>●車両健全性確認：想定時間10分、所要時間目安10分</u></p> <p><u>・車両健全確認：所要時間目安10分(第4保管エ</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保について、作業の成立性を記載</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>リア)</p> <ul style="list-style-type: none"> ●移動式代替熱交換設備準備：想定時間6時間25分，所要時間目安4時間38分 <ul style="list-style-type: none"> ・移動式代替熱交換設備準備：所要時間目安4時間38分（屋外（原子炉建物南側周辺）） ●送水準備：想定時間20分，所要時間目安10分 <ul style="list-style-type: none"> ・送水準備：所要時間目安10分（屋外（原子炉建物南側周辺）） 【緊急時対策要員（6名）】（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺作業） ●移動：想定時間25分，所要時間目安22分 <ul style="list-style-type: none"> ・移動：所要時間目安22分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア） ●車両健全確認：想定時間10分，所要時間目安10分 <ul style="list-style-type: none"> ・車両健全確認：所要時間目安10分（第4保管エリア） ●大型送水ポンプ車準備：想定時間3時間55分，所要時間目安2時間57分 <ul style="list-style-type: none"> ・大型送水ポンプ車の準備：所要時間目安2時間57分（屋外（取水槽周辺）） ●ホース敷設：想定時間2時間30分，所要時間目安1時間52分 <ul style="list-style-type: none"> ・ホース敷設：所要時間目安1時間52分（屋外（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺）） ●送水準備：想定時間20分，所要時間目安10分 <ul style="list-style-type: none"> ・送水準備：所要時間目安10分（屋外（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺）） 【緊急時対策要員（3名）】（原子炉建物南側周辺作業） ●移動：想定時間20分，所要時間目安13分 <ul style="list-style-type: none"> ・移動：所要時間目安13分（緊急時対策所～原子炉建物南側） ●電源ケーブル接続：想定時間1時間10分，所要時間目安53分 <ul style="list-style-type: none"> ・電源ケーブル接続：所要時間目安53分（屋外（原子炉建物南側），原子炉建物附属棟地上2階） 	

柏崎刈羽原子力発電所 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>(d) 操作の成立性について</u></p> <p><u>作業環境</u> : 電源内蔵型照明及びヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。 放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。</p> <p><u>移動経路</u> : 車両のヘッドライトのほか、電源内蔵型照明及びヘッドライトを携行しており、夜間においても接近可能である。 また、現場への移動は地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</p> <p><u>操作性</u> : 各種ホースの接続は汎用の結合金具及びフランジ接続であり、容易に実施可能である。 作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。</p> <p><u>連絡手段</u> : 衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。</p> <p><u>b. 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保（故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響がある場合）</u></p> <p><u>(a) 操作概要</u></p> <p>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系（大型送水ポンプ車等）による補機冷却水確保のため、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 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>供給する。</u></p> <p><u>(b) 作業場所</u></p> <p><u>原子炉建物附属棟 地下2階 (非管理区域)</u></p> <p><u>原子炉建物附属棟 地下1階 (非管理区域)</u></p> <p><u>原子炉建物附属棟 地上1階 (非管理区域)</u></p> <p><u>タービン建物 地上1階 (非管理区域)</u></p> <p><u>タービン建物 地下1階 (非管理区域)</u></p> <p><u>屋外 (取水槽周辺)</u></p> <p><u>(c) 必要要員数及び想定時間</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保として、最長時間を要する第4保管エリアの可搬設備を使用した海水取水箇所から原子炉建物内接続口を使用した送水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数：6名 (緊急時対策要員6名)</u></p> <p><u>想定時間：6時間50分以内 (所要時間目安※1：6時間19分)</u></p> <p><u>※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u></p> <p><u>【緊急時対策要員】</u></p> <p><u>●移動：想定時間25分、所要時間目安22分</u></p> <p><u>・移動：所要時間目安22分 (移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア)</u></p> <p><u>●車両健全確認：想定時間10分、所要時間目安10分</u></p> <p><u>・車両健全確認：所要時間目安10分 (第4保管エリア)</u></p> <p><u>●大型送水ポンプ車準備：想定時間3時間5分、所要時間目安2時間57分</u></p> <p><u>・大型送水ポンプ車の準備：所要時間目安2時間57分 (屋外 (取水槽周辺))</u></p> <p><u>●ホース敷設：想定時間55分、所要時間目安45分</u></p> <p><u>・ホース敷設：所要時間目安45分 (屋外 (取水槽周辺))</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>●ホース敷設：想定時間1時間55分，所要時間目安1時間55分</p> <p>・ホース敷設：所要時間目安1時間55分（屋内（タービン建物，原子炉建物付棟））</p> <p>●送水準備：想定時間20分，所要時間目安10分</p> <p>・送水準備：所要時間目安10分（屋外（取水槽周辺））</p> <p>(d) 操作の成立性について</p> <p>作業環境：電源内蔵型照明及びヘッドライトにより，夜間における作業性を確保している。</p> <p>放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。</p> <p>移動経路：車両のヘッドライトのほか，電源内蔵型照明及びヘッドライトを携行しており，夜間においても接近可能である。</p> <p>また，現場への移動は地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</p> <p>操作性：各種ホースの接続は汎用の結合金具及びフランジ接続であり，容易に実施可能である。</p> <p>作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。</p> <p>連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p data-bbox="1736 310 2003 342"><u>移動式代替熱交換設備</u></p>  <p data-bbox="2012 716 2199 747"><u>ホース接続作業</u></p>  <p data-bbox="1863 1119 2362 1150"><u>移動式代替熱交換設備へのホース接続作業</u></p> <p data-bbox="1736 1209 1949 1241"><u>大型送水ポンプ車</u></p>  <p data-bbox="2021 1617 2208 1648"><u>ホース接続作業</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 data-bbox="1988 625 2240 661">水中ポンプ設置準備</p>  <p data-bbox="2012 1031 2217 1066">ポンプ起動操作</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 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 1.7.3-10</p> <p>10. 格納容器内 pH 制御</p> <p>a. 操作概要</p> <p>復水移送ポンプ吸込配管に薬液（水酸化ナトリウム）を注入し、格納容器スプレイ配管から原子炉格納容器内に注入することで、<u>サブプレッション・チェンバ・プール水の酸性化を防止し格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減させる。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>廃棄物処理建屋 地下 3 階，地上 2 階（管理区域）</u></p> <p>c. 必要要員数および時間</p> <p><u>格納容器内 pH 制御に必要な要員数（4 名），時間（原子炉格納容器内へのスプレイ（S/P）による薬液注入開始：30 分，原子炉格納容器内へのスプレイ（D/W）による薬液注入開始：65 分，原子炉格納容器下部への注水による薬液注入開始：100 分）※のうち，系統構成に必要な要員数，時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>※薬液注入箇所を選択し，実施した場合それぞれ 30 分。</u></p> <p><u>必要要員数：2 名（現場運転員 2 名）</u></p> <p><u>想定時間：系統構成 25 分（当該設備は設置工事のため実績時間なし）</u></p>		<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.4-3</p> <p>3. サプレッション・プール水 pH 制御</p> <p>(1) 操作概要</p> <p><u>サブプレッション・プール水 pH 制御系によるサブプレッション・プール水 pH 制御が必要な状況において，中央制御室操作により系統構成を実施し，サブプレッション・プール水 pH 制御系を起動しサブプレッション・プール水 pH 制御を実施する。</u></p> <p>(2) 作業場所</p> <p><u>制御室建物地上 4 階（非管理区域）（中央制御室）</u></p> <p>(3) 必要要員数及び想定時間</p> <p><u>サブプレッション・プール水 pH 制御系によるサブプレッション・プール水 pH 制御に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数：1 名（中央制御室運転員 1 名）</u></p> <p><u>想定時間：20 分以内（所要時間目安^{※1}：7 分）</u></p> <p><u>※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u></p> <p><u>【中央制御室運転員】</u></p> <p><u>●起動操作：想定時間 20 分，所要時間目安 7 分</u></p> <p><u>・系統構成，起動操作：所要時間目安 7 分（操作対象 4 弁：中央制御室）</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は，中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7，東海第二】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑩の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7，東海第二】</p> <p>①⑩の相違</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑳の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は，想定時間内訳を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. 操作の成立性について</p> <p>作業環境 : <u>バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備して作業を行う。</u></p> <p>移動経路 : <u>バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</u></p> <p>操作性 : <u>通常の弁操作であり，容易に実施可能である。また操作はすべて原子炉建屋内の原子炉区域外である。</u></p> <p>連絡手段 : <u>通信連絡設備（送受信器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</u></p>		<p>(4) <u>操作の成立性について</u></p> <p>作業環境 : <u>常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。</u></p> <p>操作性 : <u>操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑩の相違のため，島根 2号炉は，中央制御室運転員の作業の成立性を記載。柏崎 6/7 は現場作業の作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉 添付資料 1. 7. 4-4	備考
		<p>4. <u>ドライウエル pH制御</u></p> <p>(1) <u>操作概要</u></p> <p><u>残留熱代替除去系によるドライウエル pH制御が必要な状況において、原子炉建物付属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤による電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作により系統構成を実施し、残留熱代替除去系を起動しドライウエル pH制御を実施する。</u></p> <p>(2) <u>作業場所</u></p> <p><u>原子炉建物付属棟地上3階 (非管理区域)</u> <u>制御室建物地上4階 (非管理区域) (中央制御室)</u></p> <p>(3) <u>必要要員数及び想定時間</u></p> <p><u>残留熱代替除去系によるドライウエル pH制御として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切り替えを実施した場合に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数 : 3名 (中央制御室運転員1名、現場運転員2名)</u></p> <p><u>想定時間 : 45分以内 (所要時間目安※1: 15分)</u></p> <p><u>※1: 所要時間目安は、模擬により算定した時間</u> <u>想定時間内訳</u></p> <p><u>【中央制御室運転員】</u></p> <p><u>●電源確認: 想定5分, 所要時間目安3分</u></p> <p><u>・電源確認: 所要時間目安3分 (電源確認: 中央制御室)</u></p> <p><u>●系統構成: 想定時間15分, 所要時間目安3分</u></p> <p><u>・系統構成: 所要時間目安3分 (操作対象3弁: 中央制御室)</u></p> <p><u>●起動操作: 想定時間10分, 所要時間目安3分</u></p> <p><u>・起動操作: 所要時間目安3分 (操作対象2弁, ポンプ起動: 中央制御室)</u></p> <p><u>【現場運転員】</u></p> <p><u>●移動, SA電源切替盤操作 (B系) : 想定時間20分,</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>①の相違</p>

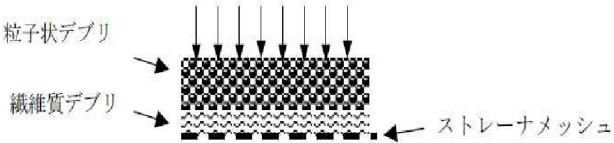
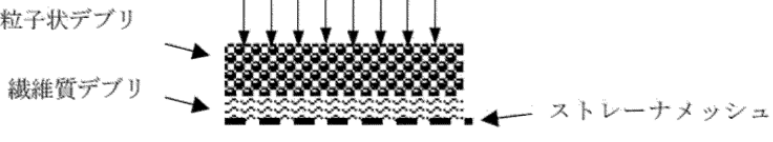
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p><u>所要時間目安9分</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>移動：所要時間目安6分（移動経路：中央制御室～原子炉建物付属棟地上3階）</u> ・<u>S A電源切替盤操作（B系）：所要時間目安3分（電源切替操作：原子炉建物付属棟地上3階）</u> <p>(4) <u>操作の成立性について</u></p> <p><u>a. 中央制御室操作</u></p> <p><u>作業環境</u>：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタタイプ）及びヘッドライトを配備している。</p> <p><u>操作性</u>：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。</p> <p><u>b. 現場操作</u></p> <p><u>作業環境</u>：常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。</p> <p><u>放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。</u></p> <p><u>移動経路</u>：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p><u>操作性</u>：通常の受電操作であるため、容易に実施可能である。</p> <p><u>連絡手段</u>：所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備、有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(3) <u>原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換</u></p> <p>a. <u>操作概要</u></p> <p>原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換が必要な状況で、屋外(原子炉建屋東側周辺)に可搬型窒素供給装置を配備した場合においては、窒素供給用ホースを格納容器窒素供給ライン東側接続口に接続し、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。屋外(原子炉建屋西側周辺)に可搬型窒素供給装置を配備した場合は、接続口の蓋を開放し、窒素供給用ホースを格納容器窒素供給ライン西側接続口に接続した後、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。</p> <p>b. <u>作業場所</u></p> <p>屋外(原子炉建屋東側周辺、原子炉建屋西側周辺)</p> <p>c. <u>必要要員数及び所要時間</u></p> <p>原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換として、<u>最長時間を要する格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した窒素供給に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。</u></p> <p>必要要員数 : <u>6名(重大事故等対応要員6名)</u></p> <p>所要時間目安 : <u>135分以内(所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は135分以内)</u></p> <p>所要時間内訳</p> <p><u>【重大事故等対応要員】</u></p> <p>・<u>準備:30分(放射線防護具着用を含む)</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.4-5</p> <p>5. <u>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給</u></p> <p>(1) <u>操作概要</u></p> <p>原子炉格納容器への窒素ガス供給が必要な状況で、屋外(原子炉建物周辺)に可搬式窒素供給装置を配備し、ホースを窒素ガス代替注入系配管接続口に接続し、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器に窒素ガスを供給する。</p> <p>(2) <u>作業場所</u></p> <p>屋外(原子炉建物周辺)</p> <p>(3) <u>必要要員数及び想定時間</u></p> <p><u>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u></p> <p>必要要員数 : <u>2名(緊急時対策要員2名)</u></p> <p>想定時間 : <u>1時間40分以内(所要時間目安*1:1時間28分)</u></p> <p>※1: <u>所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間</u></p> <p>想定時間内訳</p> <p><u>【緊急時対策要員】</u></p> <p>●<u>車両健全性確認:想定時間10分、所要時間目安10分</u></p> <p>・<u>車両健全性確認:所要時間目安10分(第1保管エリア)</u></p> <p>●<u>可搬式窒素供給装置の移動:想定時間25分、所要時</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7は、操作の成立性について、「1.7.2.1(1)d.可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス置換」にて記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、供給開始前に全ての窒素ガスを供給するための接続口にホースを接続するため、接続口の選択は不要</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑩の相違</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑩の相違</p>

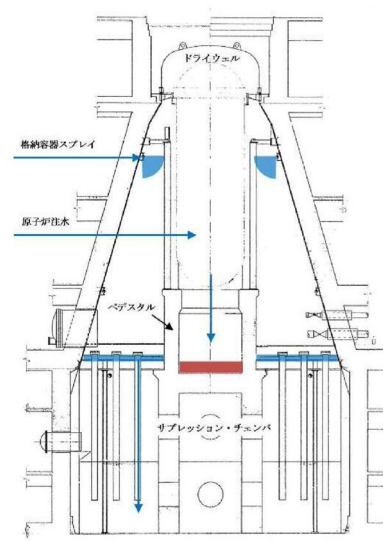
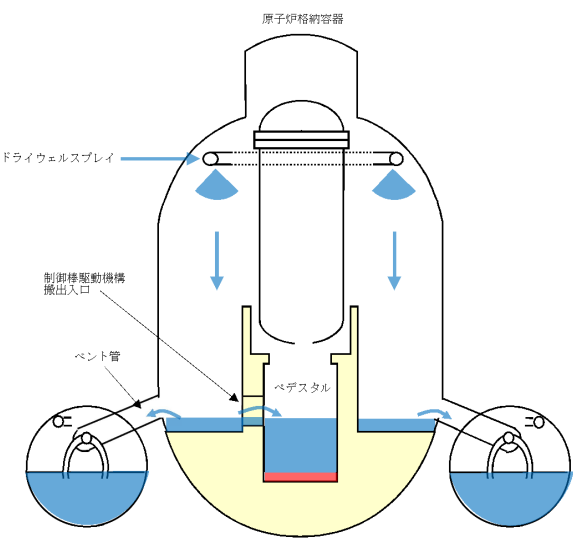
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>・移動：10分（移動経路：南側保管場所から格納容器窒素供給ライン西側接続口）</p> <p>・電源車の系統構成：35分^{※1}（対象作業：ケーブル敷設，電源車動等を含む）</p> <p>・可搬型窒素供給装置の系統構成：85分（対象作業：窒素供給用ホース接続，可搬型窒素供給装置起動等を含む）</p> <p>・窒素供給開始操作：10分</p> <p>※1：電源車の系統構成は，可搬型窒素供給装置の系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。</p> <p>d. 操作の成立性について</p> <p>移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面</p>	<p>間目安 20分</p> <p>・可搬式窒素供給装置の移動：所要時間目安 20分（移動経路：第1保管エリア～屋外（原子炉建物周辺））</p> <p>●可搬式窒素供給装置の接続，暖気運転：想定時間 55分，所要時間目安 53分</p> <p>・可搬式窒素供給装置の接続：所要時間目安 36分（ホース接続：屋外（原子炉建物周辺））</p> <p>・可搬式窒素供給装置暖気運転：所要時間目安 17分（暖気運転：屋外（原子炉建物周辺））</p> <p>●弁開操作：想定時間 10分，所要時間目安 5分</p> <p>・弁開操作：所要時間目安 5分（操作対象1弁：屋外（原子炉建物周辺））</p> <p>(4) 操作の成立性について</p> <p>移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</p> <p>作業環境：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。また，操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し，防護具</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉の可搬式窒素供給装置の電源は，車載されている発電機より供給するため，電源車は不要</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑩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>マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, <u>タイベック</u>) を着用して作業を行う。</p> <p>操作性 : 可搬型窒素供給装置からのホース接続は, <u>汎用の結合金具</u>を使用して容易に接続可能である。また, 作業エリア周辺には, 支障となる設備はなく, 十分な作業スペースを確保している。</p> <p>連絡手段 : 衛星電話設備 (固定型, 携帯型), 無線連絡設備 (固定型, 携帯型), 電力保安通信用電話設備 (<u>固定電話機, PHS 端末</u>), <u>送受信器 (ページング)</u> のうち, 使用可能な設備により, <u>災害対策本部との連絡が可能である。</u></p>	<p><u>(全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服) を装備するが, 緊急時対策本部の指示により, 作業区域の環境を考慮した被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。</u></p> <p>操作性 : 可搬式窒素供給装置からのホース接続は, <u>差し込み式</u>であり容易に実施可能である。また, 作業エリア周辺には支障となる設備はなく, 十分な作業スペースがある。</p> <p>連絡手段 : 衛星電話設備 (固定型, 携帯型), 無線通信設備 (固定型, 携帯型), 電力保安通信用電話設備のうち, 使用可能な設備により, <u>緊急時対策本部に連絡する。</u></p> <div data-bbox="1855 940 2356 1276" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="2012 1297 2199 1329">ホース接続作業</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 使用する防護具の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の接続口は, 差し込み式を採用</p>

柏崎刈羽原子力発電所 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 1.7.5</p> <p><u>代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u></p> <p>炉心損傷後の代替循環冷却系運転に際し、サブプレッション・チェンバ内の異物流入の可能性及び損傷炉心による水の放射線分解により水素等の可燃性ガスの発生が予想されることから、これらの影響による対策について整理する。</p> <p>a. <u>残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について</u></p> <p>東海第二発電所では、<u>残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、原子炉格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は使用していないことから、繊維質保温材の薄膜効果^{*1}による異物の捕捉が生じることはない。</u></p> <p>また、重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等）、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサブプレッション・プール水の流動により粉砕され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.5</p> <p><u>残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u></p> <p>炉心損傷後の残留熱代替除去系運転に際し、サブプレッション・チェンバ内の異物流入の可能性及び損傷炉心による水の放射線分解により水素ガス等の可燃性ガスの発生が予想されることから、これらの影響による対策について整理する。</p> <p>1. <u>残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策について</u></p> <p><u>残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去することとしているため、繊維質保温材の薄膜効果^{*1}による異物の捕捉が生じることはない。</u></p> <p><u>また、重大事故等時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材(パーライト等)、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサブプレッション・プール水の流動により粉砕され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。</u></p> <p><u>なお、本システムの成立性評価として「(1) ポンプのNPSH評価」でNPSH評価を実施しているが、この評価はストレーナを設置した際の工事計画書において評価した手法と同様の手法を用いて評価したものである。評価においては、繊維質の付着を考慮したストレーナの圧損評価を実施しており、残留熱代替除去ポンプ定格流量時の必要NPSHを満足していることから、本システムの成立性に問題がないことを確認している(第1表参照)。</u></p> <p><u>また、残留熱代替除去系を使用開始する時点ではサブプレッション・チェンバ内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサブプレッション・チェンバ底部に沈着している状態であると考えられる^{*2}。</u></p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について記載</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・評価の相違 【東海第二】 島根 2号炉では、残留熱代替除去ポンプの流量により S/C 底部に</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTAL部（ドライウエル部）に蓄積することからサブプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからオーバフローし、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{※2}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。</p> <p>さらに仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※3}、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。</p> <p>※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について 「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ（約1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。（第1図）</p>  <p>第1図 薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果のイメージ</p> <p>繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686に対するNRCの安全評価レポートのAppendix Eで実験データに基づく考察として、「1/8 inch以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R.G.1.82においても</p>	<p>重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTALに蓄積することからサブプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからオーバフローし、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{※3}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。</p> <p>このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。</p> <p>さらに、仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※4}、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。</p> <p>※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について 「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ（約1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。（第1図参照）</p>  <p>第1図 薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果のイメージ</p> <p>繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686に対するNRCの安全評価レポートのAppendix Eで実験データに基づく考察として、「1/8 inch以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されて</p>	<p>沈着したデブリは再浮遊しない評価を※2に記載</p> <p>・記載方針の相違【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考															
	<p>「1/8 inch. (約 3.1mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。</p> <p>また、G S I -191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。</p>	<p><u>いる。また、R.G.1.82 においても「1/8 inch. (約 3.1mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。</u></p> <p><u>また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、残留熱代替除去系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。</u></p> <p><u>第 1 表 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例</u></p> <table border="1" data-bbox="1846 1270 2365 1570"> <thead> <tr> <th colspan="3">Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge</th> </tr> <tr> <th>Size Range µm</th> <th>Average Size µm</th> <th>% by weight</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0-5</td> <td>2.5</td> <td>81%</td> </tr> <tr> <td>5-10</td> <td>7.5</td> <td>14%</td> </tr> <tr> <td>10-75</td> <td>42.5</td> <td>5%</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>※ 2 : 残留熱代替除去系の使用開始は事故後約 10 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 µm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形において 0.1m/s 程度必要であり(原子力安全基盤</u></p>	Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge			Size Range µm	Average Size µm	% by weight	0-5	2.5	81%	5-10	7.5	14%	10-75	42.5	5%	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・評価の相違 【東海第二】 島根 2号炉では、残留熱代替除去ポンプの流量により S/C 底部に沈着したデブリは再浮遊しない評価を記載</p>
Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge																		
Size Range µm	Average Size µm	% by weight																
0-5	2.5	81%																
5-10	7.5	14%																
10-75	42.5	5%																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>※2: R P V破損後の溶融炉心の落下先はペDESTAL (ドライウエル部) であり, 代替循環冷却系の水源となるサブプレッション・チェンバへ直接落下することはない。原子炉圧力容器へ注水された冷却水はペDESTAL (ドライウエル部) へ落下し, <u>ダイヤフラムフロア及びベント管</u>を通じてサブプレッション・チェンバへ流入することとなる。(第2図)</p> <p>粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ, さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく, 溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。</p>  <p>第2図 原子炉圧力容器破損後の循環冷却による冷却水の流れ</p> <p>※3: G S I - 191 における検討において, サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着した</p>	<p><u>機構(H21. 3), PWR プラントのLOCA時長期炉心冷却性に係る検討</u>, 仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても, <u>ストレーナ表面流速は約0.008m/s(150m³/hの時)程度であり, 底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。</u></p> <p>※3: <u>RPV 破損後の溶融炉心の落下先は格納容器下部 (ペDESTAL部) であり, 残留熱代替除去系の水源となるサブプレッション・チェンバへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水は下部ペDESTALへ落下し, ベント管を通じてサブプレッション・チェンバへ流入することとなる(第2図参照)。</u></p> <p><u>粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ, 更にベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく, 溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。</u></p>  <p>第2図 原子炉圧力容器破損後の残留熱代替除去系による冷却水の流れ</p> <p>※4: <u>GSI-191 における検討において, サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着</u></p>	<p>備考</p> <p>・炉型の違い 【東海第二】 PCV の相違 島根2号炉: MARK-I 改, 東海第二: MARK-II</p> <p>・設備の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>デブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている (第3図)。</p> <p>当該試験はPWR サンプスクリーン形状を想定しているもの であるが、東海第二の非常用炉心冷却系ストレーナ形状は円筒 形であり (第4図) , ポンプの起動・停止によるデブリ落下の 効果は更に大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知 した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下 し、速やかに冷却を再開することが可能である。</p> <div data-bbox="1121 739 1576 961" data-label="Image"> </div> <p>第3図 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が 剥がれ落ちた試験</p> <p>(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss- of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)</p> <div data-bbox="943 1304 1679 1635" data-label="Image"> </div> <p>第4図 非常用炉心冷却系ストレーナ</p>	<p><u>したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている (第3図参照)。</u></p> <p><u>当該試験はPWR サンプスクリーン形状を想定してい るものであるが、BWR のストレーナ形状は円筒形であ り(第4図参照)、ポンプの起動・停止によるデブリ落 下の効果は更に大きくなるものと考えられ、注水流量 の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施す ることでデブリが落下し、速やかに冷却を再開す ることが可能である。</u></p> <div data-bbox="1902 730 2303 953" data-label="Image"> </div> <p>第3図 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落 ちた試験</p> <p>(April2004, LANL, GSI-191:Experimental Studies of Loss-of- Coolant-Accident-Generated Debr is Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)</p> <div data-bbox="1834 1283 2377 1696" data-label="Image"> </div> <p>第4図 島根2号炉残留熱除去系ストレーナ</p>	備考

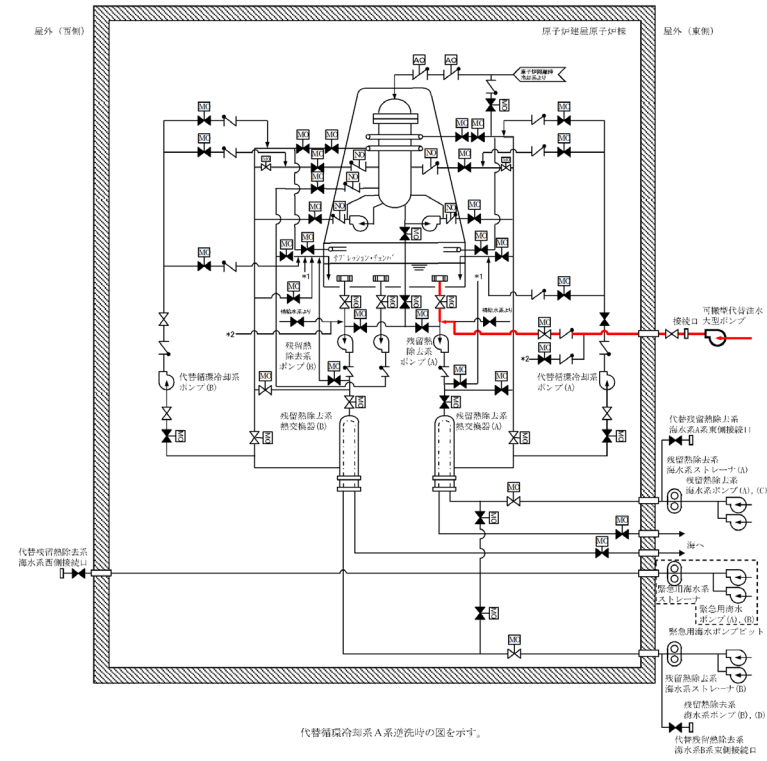
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>b. 閉塞時の逆洗操作について</p> <p>前述 a. の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却系の運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞した場合に、外部接続口に可搬型代替注水大型ポンプを接続し、系統構成操作を行うことで、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作が可能な設計とする。系統構成の例を第5図に示す。</p> <p>したがって、代替循環冷却系運転継続中に流量監視し、流量が異常に低下傾向を示した場合は代替循環冷却系ポンプを停止し、逆洗操作を実施することで、流量が確保できる。</p>	<div data-bbox="1834 258 2380 625" data-label="Image"> </div> <p>第5図 島根2号炉残留熱除去系ストレーナ(据付状態)</p> <p>2. 閉塞時の逆洗操作について</p> <p>前述 1. の閉塞防止対策に加えて、残留熱代替除去系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を第6図に示しているが、外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、大量送水車を起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。</p> <p>したがって、残留熱代替除去系運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合は残留熱代替除去ポンプを停止し、逆洗操作を実施する。</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、RHR ストレーナの据付図を掲載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

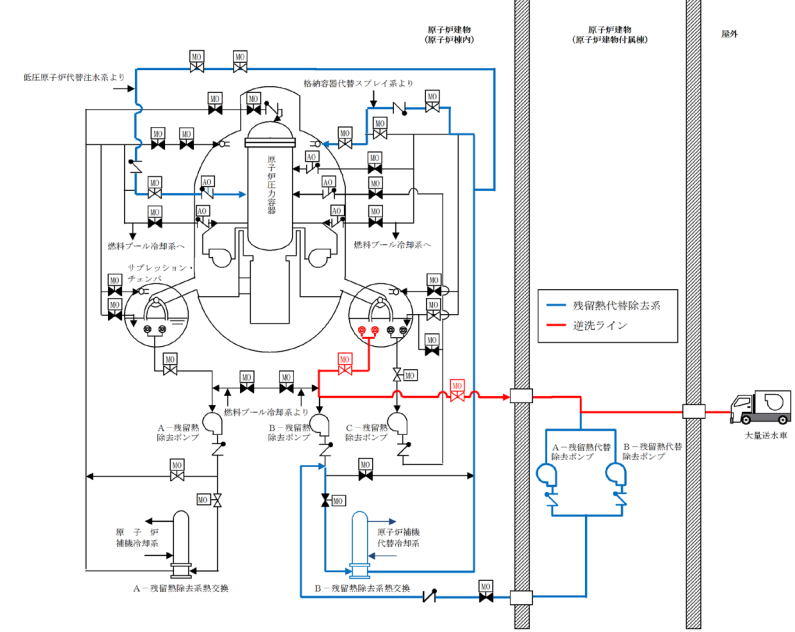
東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



第5図 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

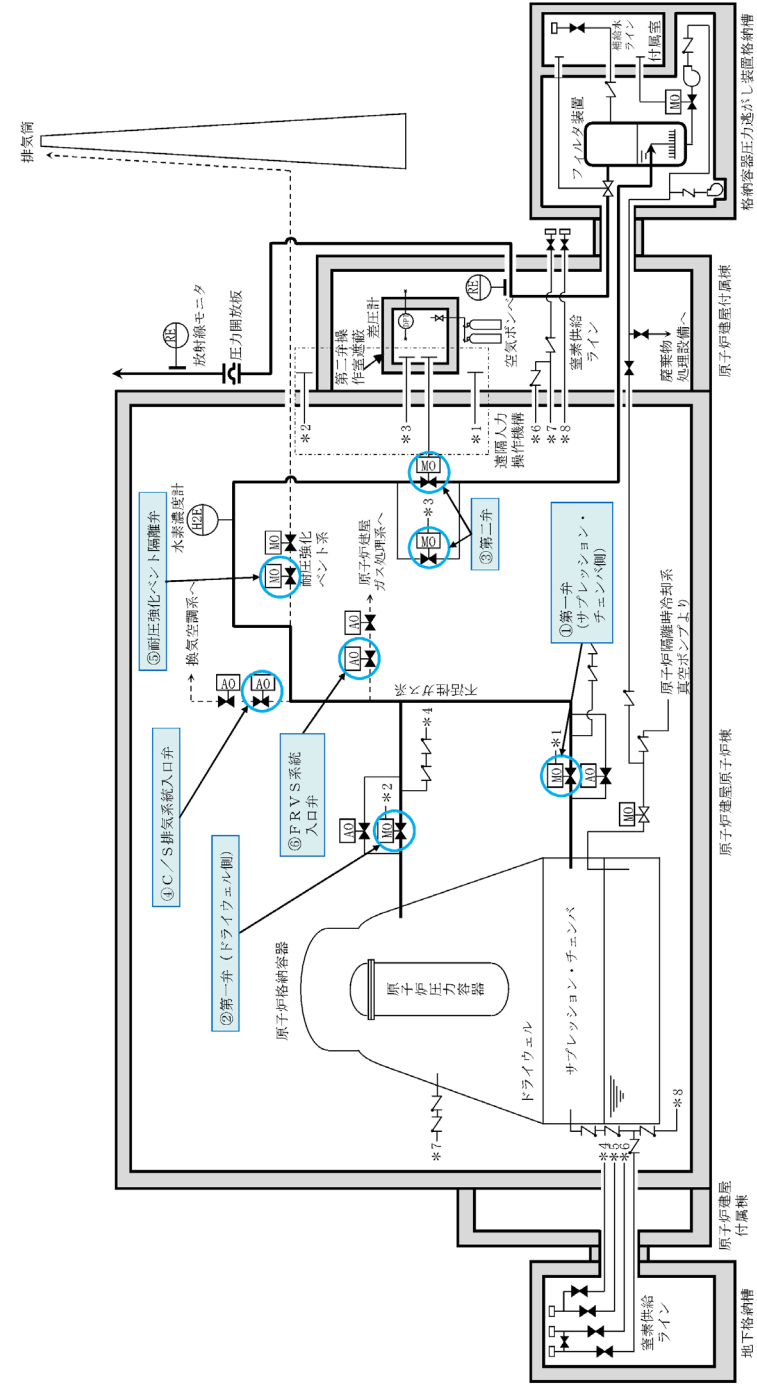


第6図 残留熱除去系ストレーナ逆洗操作の系統構成について

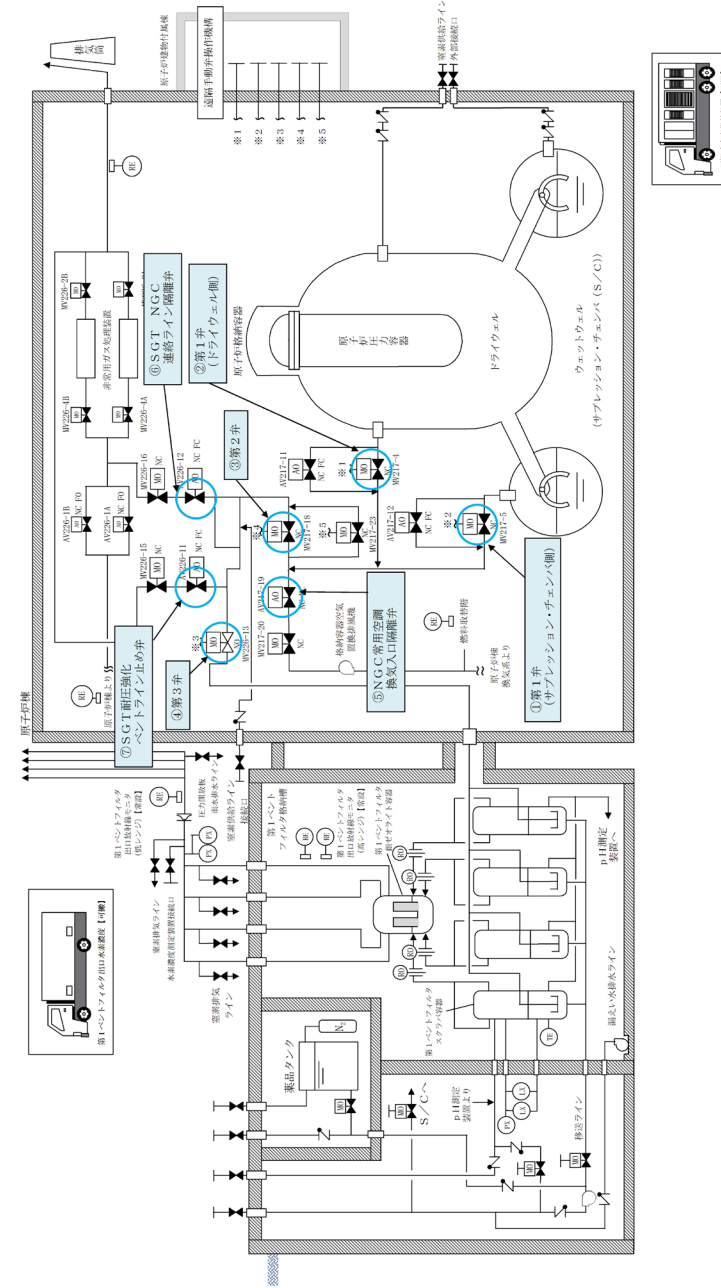
・設備の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>c. 水の放射線分解による水素影響について</p> <p>炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、<u>代替循環冷却系</u>運転中は配管内に流れがあり、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。</p> <p><u>代替循環冷却系</u>運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には<u>残留熱除去系ポンプのサブプレッション・プール吸込弁</u>を閉じ、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>から系統内に外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。</p>	<p>3. 水の放射線分解による水素影響について</p> <p>炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、<u>残留熱代替除去系</u>運転中は配管内に流れがあり、<u>また、冷却水が滞留する箇所がないことから、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系</u>の運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れかえるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には<u>残留熱除去ポンプのB-RHRポンプトラス水入口弁</u>を閉じ、<u>残留熱代替除去系に大量送水車</u>から外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 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 style="text-align: right;">添付資料 1.7.6</p> <p style="text-align: center;">格納容器ベント操作について</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の放出系統として、サブプレッショ ン・チェンバからとドライウェルから放出する系統の2通りあ るが、サブプレッショ ン・プールにおけるスクラビング効果（エア ロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッショ ン・チェン バからのベントを優先して使用する。</p> <p>ただし、サブプレッショ ン・チェンバからのベントが実施でき ない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。</p> <p>また、<u>第一弁及び第二弁の操作順位は、第一弁の現場操作時 間に対して第二弁操作時間が短いこと及びベント停止時に隔離 する第一弁のシート面保護の観点から、流体の流れがない状態 で第一弁の開操作を実施し、その後第二弁の開操作を実施す る。</u></p> <p>なお、<u>ベント停止時に第一弁で隔離する理由は、ベント停止 後の格納容器圧力逃がし装置への窒素供給時において、第一弁 下流から窒素を供給することで第一弁と第二弁の間の水素滞留 を防止するためである。</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置の系統概要図（操作対象箇所）を第 1図に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.6</p> <p style="text-align: center;">格納容器ベント操作について</p> <p>格納容器フィルタベント系の放出系統として、サブプレッショ ン・チェンバからとドライウェルから放出する系統の2通りある が、サブプレッショ ン・プールにおけるスクラビング効果（エアロ ゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッショ ン・チェンバから のベントを優先して使用する。</p> <p>ただし、サブプレッショ ン・チェンバからのベントが実施できな い場合には、ドライウェルからのベントを実施する。</p> <p>また、<u>ベント準備を含めたベント弁開操作は、以下を考慮し、 下流側（フィルタベント装置側）から実施する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>現場の雰囲気線量を考慮した操作手順</u> 上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、格納 容器内の蒸気（放射性物質を含む）が原子炉建物内の系統 配管内に滞留することにより、現場の雰囲気線量が上昇す る可能性がある。 ・<u>格納容器内への閉じ込め機能維持を考慮した操作手順</u> 機能を発揮している格納容器バウンダリを変更しないた め、下流側（フィルタ装置側）から開操作を実施する。 ・<u>現場での手動操作時間を考慮した操作手順</u> 上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、操作 する弁の片側に蒸気圧がかかり、現場（原子炉建物付属 棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する際、 操作に時間を要する可能性がある。 <p>なお、<u>ベント停止時に第1弁で隔離する理由は、格納容器バウ ンダリ範囲を通常時と同様にするためである。</u></p> <p>格納容器フィルタベント系の系統概要図（操作対象箇所）を第 1図に示す。</p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、格納 容器ベント操作につい て記載</p> <p>・設備及び運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、第1 弁、第2弁の操作時間 は同様。また、格納容 器バウンダリの維持及 び現場における炉心損 傷後のベント実施（準 備操作含む）の被ばく 評価結果を考慮し、第 2弁（ベント装置側） から開操作する</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ベント停止に係る考 え方の相違</p>



第1図 格納容器圧力逃がし装置の系統概要図 (操作対象箇所)



第1図 格納容器圧力逃がし装置の系統概要図 (操作対象箇所)

柏崎刈羽原子力発電所 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>格納容器圧力逃がし装置</u>におけるベントタイミング <u>格納容器圧力逃がし装置</u>によるベント操作は、第1表に示す基準に到達した場合に、<u>発電長の指示</u>の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。</p> <p style="text-align: center;">第1表 ベント実施判断基準</p> <table border="1" data-bbox="943 583 1662 787"> <thead> <tr> <th>炉心状態</th> <th>目的</th> <th>実施判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷なし</td> <td rowspan="2">過圧破損防止</td> <td>格納容器圧力 310kPa [gage] (最高使用圧力: 1Pd) 到達</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心損傷を判断した場合</td> <td>サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水素燃焼防止</td> <td>格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% 到達</td> </tr> </tbody> </table> <p>格納容器の過圧破損防止の観点では、炉心損傷なしの場合は、<u>残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、格納容器圧力が 279kPa [gage] から 217kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系 (常設) による格納容器スプレイ (連続) を実施する。</u>外部水源によるスプレイであるため、<u>サブプレッション・プール通常水位+6.5m に到達すればベントライン水没を防止する観点から格納容器スプレイを停止し、格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達した時点でベントの実施を判断する。</u>これは、<u>格納容器除熱機能の復旧時間の確保及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。</u>炉心損傷を判断した場合は、<u>465kPa [gage] から 400kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系 (常設) による格納容器スプレイ (連続) を実施し、サブプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。</u>これにより確実に <u>620kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。</u>炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、<u>炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。</u></p>	炉心状態	目的	実施判断基準	炉心損傷なし	過圧破損防止	格納容器圧力 310kPa [gage] (最高使用圧力: 1Pd) 到達	炉心損傷を判断した場合	サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達		水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% 到達	<p>1. <u>格納容器フィルタベント系</u>におけるベントタイミング <u>格納容器フィルタベント系</u>によるベント操作は、第1表に示す基準に到達した場合に、<u>当直長の指示</u>の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。</p> <p style="text-align: center;">第1表 ベント実施判断基準</p> <table border="1" data-bbox="1736 592 2478 772"> <thead> <tr> <th>炉心状態</th> <th>目的</th> <th>実施判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷なし</td> <td rowspan="2">過圧破損防止</td> <td>サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達</td> </tr> <tr> <td>炉心損傷を判断した場合</td> <td>サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水素燃焼防止</td> <td>格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% 到達</td> </tr> </tbody> </table> <p>格納容器の過圧破損防止の観点では、<u>炉心損傷なしの場合は、残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、格納容器圧力が 384kPa [gage] から 334kPa [gage] の範囲で格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器スプレイ (間欠) を実施する。</u>外部水源によるスプレイであるため、<u>サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止し、ベントの実施を判断する。</u>これは、<u>格納容器除熱機能の復旧時間の確保及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合は、<u>640kPa [gage] から 588kPa [gage] の範囲で格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器スプレイ (間欠) を実施し、サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。</u>これにより確実に <u>853kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。</u>炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、<u>炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。</u></p>	炉心状態	目的	実施判断基準	炉心損傷なし	過圧破損防止	サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達	炉心損傷を判断した場合	サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達		水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% 到達	<p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、格納容器スプレイの停止基準について、サブプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没防止を目的に定めていない</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p>
炉心状態	目的	実施判断基準																							
炉心損傷なし	過圧破損防止	格納容器圧力 310kPa [gage] (最高使用圧力: 1Pd) 到達																							
炉心損傷を判断した場合		サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達																							
		水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% 到達																						
炉心状態	目的	実施判断基準																							
炉心損傷なし	過圧破損防止	サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達																							
炉心損傷を判断した場合		サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達																							
	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% 到達																							

また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の4vol%を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて4.3vol%に到達した時点でベント操作を実施することで格納容器内の水素・酸素を排出する。ベント実施の判断フローを第2～4図に示す。

炉心損傷の有無の判断は、第2表に示すパラメータを確認する。

第2表 確認パラメータ (炉心損傷判断)

確認パラメータ	炉心損傷判断
ドライウエル又はサブプレッション・チェンバのγ線線量率	設計基準事故（原子炉冷却材喪失）において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の10倍以上となった場合、炉心が損傷したものと判断する*。

※ この基準は、炉内蓄積量の割合約0.1%に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合のγ線線量率相当となっている。

さらに、炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準として、第3表に示す判断基準

また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の4vol%を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて4.4vol%及びウェット条件にて1.5vol%に到達した時点でベント操作を実施することで格納容器内の水素・酸素を排出する。ベント実施の判断フローを第2～4図に示す。

炉心損傷の有無の判断は、第2表に示すパラメータを確認する。

第2表 確認パラメータ (炉心損傷判断)

確認パラメータ	炉心損傷判断
ドライウエル又はサブプレッション・チェンバのγ線線量率	設計基準事故（原子炉冷却材喪失）において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の10倍を超えた場合、炉心が損傷したものと判断する*。

※ この基準は、炉内蓄積量の割合約0.1%に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合のγ線線量率相当となっている。

さらに、重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準として、第3表に示す判断基準を整理してい

・運用の相違
【東海第二】
格納容器酸素濃度によるベント実施基準の相違

・運用の相違
【東海第二】
⑮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>を整理している。これらの状況においても、格納容器ベント実施により、格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能である。</p> <p>第3表 炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準</p> <table border="1" data-bbox="943 495 1685 827"> <thead> <tr> <th>目的</th> <th>実施判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器破損の緩和</td> <td>格納容器スプレイが実施できない場合</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋水素濃度 2vol%到達</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">大気へ放出される放射性物質の総量の低減</td> <td>格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合</td> </tr> <tr> <td>可搬型モニタリング・ポスト指示値の急激な上昇</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋内の放射線モニタ指示値の急激な上昇</td> </tr> </tbody> </table> <p>重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、代替格納容器スプレイ系（常設）及び代替循環冷却系並びに可搬型設備を用いた代替格納容器スプレイ系（可搬型）がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。</p> <p>また、格納容器から漏えいした水素により、原子炉建屋原子炉棟水素濃度が上昇した場合、原子炉建屋原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれがある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、原子炉建屋原子炉棟内での水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度 4vol%を考慮し、原子炉建屋水素濃度 2vol%到達によりベ</p>	目的	実施判断基準	格納容器破損の緩和	格納容器スプレイが実施できない場合	原子炉建屋水素濃度 2vol%到達	大気へ放出される放射性物質の総量の低減	格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合	可搬型モニタリング・ポスト指示値の急激な上昇	原子炉建屋内の放射線モニタ指示値の急激な上昇	<p>る。これらの状況においても、格納容器ベント実施により、格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能である。</p> <p>第3表 重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準</p> <table border="1" data-bbox="1745 501 2457 741"> <thead> <tr> <th>炉心状態</th> <th>実施判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷なし</td> <td>格納容器スプレイが実施できない場合 (384kPa [gage] 以下維持不可)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">炉心損傷を判断した場合</td> <td>格納容器スプレイが実施できない場合 (1.5Pd 以下維持不可)</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物水素濃度 2.5vol%到達</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合</td> </tr> <tr> <td>可搬型モニタリング・ポスト指示の急激な上昇</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉建物内の放射線モニタ指示値の急激な上昇</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、炉心損傷後の格納容器代替スプレイが実施できない場合でも、格納容器圧力が 640kPa [gage] に到達後、2Pd (853kPa [gage]) に到達するまでに5時間程度以上の時間があるため、ベント準備時間が約1時間30分であることを踏まえても格納容器圧力 2Pd (853kPa [gage]) に到達するまでに準備ができる。</p> <p>重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、格納容器代替スプレイ系（常設）及び残留熱代替除去系並びに可搬型設備を用いた格納容器代替スプレイ系（可搬型）がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。</p> <p>また、格納容器から漏えいした水素により、原子炉棟水素濃度が上昇した場合、原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれがある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、原子炉棟内での水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度 4 vol%を考慮し、原子炉建物水素濃度 2.5vol%到達によりベントを実施する。</p>	炉心状態	実施判断基準	炉心損傷なし	格納容器スプレイが実施できない場合 (384kPa [gage] 以下維持不可)	炉心損傷を判断した場合	格納容器スプレイが実施できない場合 (1.5Pd 以下維持不可)	原子炉建物水素濃度 2.5vol%到達	格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合	可搬型モニタリング・ポスト指示の急激な上昇		原子炉建物内の放射線モニタ指示値の急激な上昇	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 原子炉建物水素濃度によるベント実施基準の相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、格納容器代替スプレイが実施できない場合のベント実施までの余裕時間における作業成立性を記載</p> <p>・運用の相違</p>
目的	実施判断基準																					
格納容器破損の緩和	格納容器スプレイが実施できない場合																					
	原子炉建屋水素濃度 2vol%到達																					
大気へ放出される放射性物質の総量の低減	格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合																					
	可搬型モニタリング・ポスト指示値の急激な上昇																					
	原子炉建屋内の放射線モニタ指示値の急激な上昇																					
炉心状態	実施判断基準																					
炉心損傷なし	格納容器スプレイが実施できない場合 (384kPa [gage] 以下維持不可)																					
炉心損傷を判断した場合	格納容器スプレイが実施できない場合 (1.5Pd 以下維持不可)																					
	原子炉建物水素濃度 2.5vol%到達																					
	格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合																					
	可搬型モニタリング・ポスト指示の急激な上昇																					
	原子炉建物内の放射線モニタ指示値の急激な上昇																					

柏崎刈羽原子力発電所 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>トを実施する。</p> <p>格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気 が過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る <u>620kPa</u> <u>[gage]</u> に達する前に 200℃に達し、いずれは過温破損に至る ことが考えられる。この場合、格納容器ベント実施することによ って過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出 経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減するた めのベントを実施する。</p> <p>さらに、格納容器が限界圧力を下回る <u>620kPa [gage]</u> 及び 限界温度を下回る 200℃に到達する前に、何らかの理由により 格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある 場合、可搬型モニタリング・ポスト指示値及び原子炉建屋内 の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。こ の場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏 えい量を低減させることが可能と考えられることから、フィル タ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するた めにベントを実施する。</p>	<p><u>格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る 853kPa [gage] に達する前に 200℃に達し、いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合、ベントを実施することによって過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。</u></p> <p><u>さらに、格納容器が限界圧力を下回る 853kPa [gage] 及び限界温度を下回る 200℃に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、可搬式モニタリング・ポスト指示値及び原子炉建物内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。この場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから、フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するためにベントを実施する。</u></p>	<p>【東海第二】 原子炉建物水素濃度 によるベント実施基準 の相違 ・設備の相違</p> <p>【東海第二】 格納容器型式の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 格納容器型式の相違</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 style="text-align: center;">第3図 炉心損傷していない場合のベント実施フロー</p>	<p style="text-align: center;">第3図 炉心損傷していない場合のベント実施フロー</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 格納容器型式の相違</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代替格納容器スプレイ実施 (格納容器圧力 465kPa [gage] 到達)</p> <p>②ベント準備操作開始 (サブプレッション・プール水位 通常水位+5.5m 到達)</p> <p>③ベント操作 (代替格納容器スプレイ停止) (サブプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達)</p> <p>④ベント成否確認</p> <p>⑤安定停止に向けた復旧 (ベント停止)</p> <p>①代替格納容器スプレイ実施 ・465kPa [gage] ~400kPa [gage] 連続スプレイ</p> <p>②ベント準備操作開始 ・代替格納容器スプレイ停止後、速やかにベントを実施可能とするため、事前に第一弁の開操作を実施する。 ・第一弁の操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、中央制御室からのスイッチ操作を実施する。スイッチ操作不可(弁開閉表示の消灯、スイッチによる開弁不可)の場合は、現場にて人力操作を実施する。サブプレッション・チェンバ側ベント弁が開弁できない場合は、ドライウエル側ベントに切り替えて弁の操作を行う。 ・サブプレッション・プール水位通常水位+5.5mに到達すれば、第二弁操作者は第二弁現場操作場所へ移動し、待機する。 ・第一弁の人力操作は3名で実施し、弁操作時間は90分である。</p> <p>③ベント操作 ・格納容器圧力 620kPa [gage] までに確実にベントを実施するため、サブプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達後格納容器スプレイを停止し、速やかにベント操作を行う。 ・第二弁を開弁することでベントを開始する。 ・ベント開始後、中央制御室操作者は中央制御室待避室に待避する。 ・中央制御室から遠隔操作できない場合(弁開閉表示によって開動作したことが確認できない場合)は、現場待機している第二弁操作者へ連絡し、現場操作(人力による遠隔操作)を実施する。 ・第二弁の人力操作は3名で実施し、開操作時間は30分である。</p> <p>④ベント成否確認 ・ベント操作実施後、格納容器圧力及び温度が減少し、フィルタ装置出口放射線モニタ、圧力及び温度が上昇していることを確認する。 ・遠隔操作によりパラメータに変化が見られない場合、ベント失敗の可能性があるため、人力操作によるベントを実施する。</p> <p>⑤安定停止に向けた復旧 ・下記機能が使用可能と判断した場合、格納容器フィルタベントを停止する。 ○格納容器除熱機能の復旧 ○窒素供給機能の準備 ○格納容器内水素・酸素濃度制御機能の復旧</p> <p>第4図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー</p>	<p>①格納容器代替スプレイ実施 (格納容器圧力 640kPa [gage] 到達)</p> <p>②ベント操作 (格納容器代替スプレイ停止) (サブプレッション・プール水位計の 指示が通常水位(約 1.3m 到達後)</p> <p>③ベント成否確認</p> <p>④安定停止に向けた復旧 (ベント停止)</p> <p>①格納容器代替スプレイ実施 ・640kPa [gage] ~853kPa [gage] 間欠スプレイ</p> <p>②ベント準備操作開始 ・サブプレッション・プール水位計の指示が通常水位+約 1.3m 到達後、速やかにベントを実施可能とするため、事前に第二弁の開操作を実施する。 ・第二弁の操作は、中央制御室からのスイッチ操作を実施する。スイッチ操作不可(弁開閉表示の消灯、スイッチによる開弁不可)の場合は、現場にて人力操作を実施する。 ・第二弁の人力操作は2名で実施し、弁操作時間は1時間20分である。</p> <p>③ベント操作 ・格納容器圧力 853kPa [gage] までに確実にベントを実施するため、サブプレッション・プール水位計の指示が通常水位+約 1.3m 到達後、格納容器スプレイを停止し、速やかにベント操作を行う。 ・第一弁の操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、開弁することでベントを開始する。サブプレッション・チェンバ側ベント弁が開弁できない場合は、ドライウエル側ベントの操作を行う。 ・ベント開始後、中央制御室操作者は中央制御室待避室に待避する。 ・中央制御室から遠隔操作できない場合(弁開閉表示によって開動作したことが確認できない場合)は、現場にて人力操作を実施する。 ・第一弁の人力操作は2名で実施し、開操作時間は1時間30分である。</p> <p>④ベント成否確認 ・ベント操作実施後、格納容器圧力及び温度が減少し、フィルタ装置出口放射線量率、スクラバ容器圧力が上昇していることを確認する。 ・遠隔操作によりパラメータに変化が見られない場合、ベント失敗の可能性があるため、第一弁操作場所へ移動し、人力操作によるベントを実施する。</p> <p>⑤安定停止に向けた復旧 ・下記機能が使用可能と判断した場合、格納容器フィルタベントを停止する。 ○格納容器除熱機能 ○窒素供給機能 ○格納容器内水素・酸素濃度制御機能</p> <p>第4図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉(Mark-I改)と東海第二(Mark-II)の最高使用圧力の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、格納容器除熱手段の確保を目的に、格納容器ベント成功を確認し格納容器スプレイを停止する運用。東海第二は、格納容器スプレイ停止後、格納容器ベントを実施</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
	<p>(2) <u>格納容器圧力逃がし装置の操作手順の概要</u></p> <p>a. <u>系統待機状態の確認</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置の待機状態において、第4表に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。</p> <p>第4表 <u>確認パラメータ (系統待機状態)</u></p> <table border="1" data-bbox="967 552 1656 816"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フィルタ装置水位</td> <td>待機水位である 2, 530~2, 800 mm の範囲にあること</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置スクラビング水 pH</td> <td>13 以上であること</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置排気ライン圧力</td> <td>微正圧に維持されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. <u>ベント準備操作</u></p> <p>ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。</p> <p>なお、弁名称及び弁名称に付記する①~⑥の番号は、第1図の番号に対応している。</p> <p>(a) <u>ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認</u></p> <p>中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。</p> <p>①第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)</p> <p>②第一弁 (ドライウエル側)</p> <p>③第二弁</p> <p>(b) <u>他系統との隔離確認</u></p> <p>ベント操作前に、中央制御室にて他系統 (換気空調系, 原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系) と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。</p> <p>④C/S排気系統入口弁</p> <p>⑤耐圧強化ベント隔離弁</p> <p>⑥FRVS系統入口弁</p>	確認パラメータ	確認内容	フィルタ装置水位	待機水位である 2, 530~2, 800 mm の範囲にあること	フィルタ装置スクラビング水 pH	13 以上であること	フィルタ装置排気ライン圧力	微正圧に維持されていること	<p>2. <u>格納容器フィルタベント系の操作手順の概要</u></p> <p>(1) <u>系統待機状態の確認</u></p> <p>格納容器フィルタベント系の待機状態において、第4表に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。</p> <p>第4表 <u>確認パラメータ (系統待機状態)</u></p> <table border="1" data-bbox="1733 546 2466 686"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>スクラバ容器水位</td> <td>待機水位である [] の範囲にあること</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器 pH</td> <td>[] であること</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口配管圧力</td> <td>微正圧に維持されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) <u>ベント準備操作</u></p> <p>ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。</p> <p>なお、弁名称及び弁名称に付記する①~⑦の番号は、第1図の番号に対応している。</p> <p>a. <u>ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認</u></p> <p>中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。</p> <p>①第1弁 (サブプレッション・チェンバ側)</p> <p>②第1弁 (ドライウエル側)</p> <p>③第2弁</p> <p>④第3弁 (開確認のみ)</p> <p>b. <u>他系統との隔離確認</u></p> <p>ベント操作前に、中央制御室にて他系統 (原子炉棟空調換気系, 非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系) と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。</p> <p>⑤NGC常用空調換気入口隔離弁</p> <p>⑥SGT NGC連絡ライン隔離弁</p> <p>⑦SGT耐圧強化ベントライン止め弁</p>	確認パラメータ	確認内容	スクラバ容器水位	待機水位である [] の範囲にあること	スクラバ容器 pH	[] であること	フィルタ装置出口配管圧力	微正圧に維持されていること	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>格納容器フィルタベント系の設計の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>系統設計による隔離弁の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>操作対象弁の相違</p>
確認パラメータ	確認内容																		
フィルタ装置水位	待機水位である 2, 530~2, 800 mm の範囲にあること																		
フィルタ装置スクラビング水 pH	13 以上であること																		
フィルタ装置排気ライン圧力	微正圧に維持されていること																		
確認パラメータ	確認内容																		
スクラバ容器水位	待機水位である [] の範囲にあること																		
スクラバ容器 pH	[] であること																		
フィルタ装置出口配管圧力	微正圧に維持されていること																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>(c) 第一弁の開操作</u> 中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第一弁の人力による開操作を実施する。 また、格納容器圧力逃がし装置の放出経路として、サブプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する経路の2通りがあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。 ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウエルからのベントを実施する。 現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は約12分である。</p> <p><u>(d) 第二弁操作のための要員移動</u> 炉心損傷を判断した場合における格納容器過圧破損防止を目的としたベントの準備操作に関しては、格納容器圧力が620kPa [gage] 到達までに確実にベントが実施できるよう、ベント実施基準到達までに第二弁操作場所に移動し、待機する。 現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は約12分である。</p>	<p><u>c. 第2弁の開操作</u> 中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第2弁の人力による開操作を実施する。 また、格納容器フィルタベント系の放出経路として、サブプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する経路の2通りがあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。 ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウエルからのベントを実施する。 現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋であり、着用時間は約6分である。</p> <p><u>d. 可搬型重大事故等対処設備（水素濃度測定装置、可搬式窒素供給装置）準備</u> ベント停止操作にあたり、格納容器及び格納容器フィルタベント系統内を掃気し不活性化を行うことを目的に、可搬式窒素供給装置及び水素濃度測定装置を準備する。</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施（準備操作含む）の被ばく評価結果を考慮し、第2弁（ベント装置側）から開操作する</p> <p>・放射線防護具着用時間の相違 【東海第二】 ・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、現場でのベント弁操作者は現場待機しない運用</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ベント停止に用いる可搬型設備の事前準備を実施</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>c. <u>ベント準備判断の確認パラメータ</u> <u>ベント準備の判断は、ベント実施判断基準の到達までに確実にベント準備操作が完了する基準として、炉心損傷有無に関わらず、サブプレッション・プール通常水位+5.5m 到達によりベント準備実施の判断をする。</u> また、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施している場合、格納容器酸素濃度の上昇速度からドライ条件で <u>4.3vol%</u> に到達する時間を予測し、<u>4.3vol%</u> 到達までにベント準備を完了させる。 ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。 <u>・サブプレッション・プール水位</u> <u>・格納容器内酸素濃度 (S A)</u></p> <p>d. <u>ベント準備作業の妥当性</u> 炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第5表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作(人力による遠隔操作)の場合について記載している。 <u>ベント準備は、ベント実施判断基準に到達した場合の速やかなベント実施を可能とするため、事前に第一弁を開操作すること及び第二弁作業場所へ移動し待機することを目的としていることから、本操作はベント実施に不可欠な操作であり、ベント実施基準到達までにベント準備操作を完了させることとする。</u></p>	<p>3. <u>ベント準備判断の確認パラメータ</u> <u>ベント準備及び可搬型設備着手判断である格納容器圧力 245kPa[gage] 及び 640kPa[gage] の確認に必要なパラメータを以下に示す。また、確認パラメータについては、手順書に定め明確化する。</u> <u>また、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施している場合、ドライ条件で <u>4.0vol% 及びウェット条件で 1.5vol%</u> 到達後、ベント準備を開始する。</u> <u>ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。</u> <u>・格納容器圧力</u> <u>・格納容器酸素濃度 (S A)</u></p> <p>4. <u>ベント準備作業の妥当性</u> <u>炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第5表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作(人力による遠隔操作)の場合について記載している。</u> <u>可搬型設備は、ベント実施後長期で必要となる設備であるため、ベント実施までに準備が完了する必要はないが、念のため準備を実施する。</u> <u>なお、可搬型設備の準備にあたっては、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策に用いる設備の準備を優先する。</u> <u>また、ベント実施までに準備が完了していない場合でも、操作場所は原子炉建物及びフィルタ装置の第1ベントフィルタ格納槽のコンクリートを隔てた屋外であるため、ベント直後からプルームの影響を受ける期間以外は、十分作業できる環境にある。</u> <u>フィルタ装置(スクラバ容器)のスクラビング水(水・薬剤)の補給操作については、格納容器ベント実施後168時間までは補給不要の設計のため、ベント後、補給が必要となった場合に準備作業を開始する。</u></p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、炉心損傷前後でベント準備の判断基準が異なる</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ベント準備判断基準の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可搬型設備の準備もあわせて実施</p>

第5表 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
他系統との隔離	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認			【炉心損傷後】 約60mSv/7日間			
第一弁開操作 (移動含む)	原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 1mSv/h以下	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備 (固定電話機、PHS端末)、送受信器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。
第二弁への現場移動	屋外 原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)		【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 1mSv/h以下			

第5表 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業・操作場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の健全性確認	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 約52mSv/7日間以下 (マスク着用※3)	LEDライト (三脚タイプ、ランタンタイプ) 及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
他系統との隔離確認						
第2弁開操作 (移動含む)	原子炉建物付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 9.3mSv/h以下 (マスク着用※3)	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。
可搬型設備の準備 (水素濃度測定装置、可搬式窒素供給装置)	屋外	外気	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 6.7mSv/h以下 (マスク着用※3)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備 (固定型、携帯型)、無線通信設備 (固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。

※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シナリオでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

※2：設計基準事故相当のγ線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。

※3：全面マスク (PF50) の着用

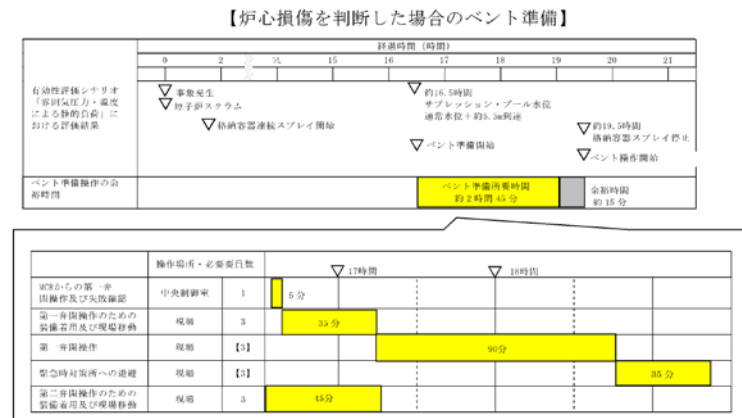
・運用の相違
【東海第二】
島根2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施 (準備操作含む) の被ばく評価結果を考慮し、第2弁 (ベント装置側) から開操作する

・運用の相違
【東海第二】
島根2号炉は、ベント停止に用いる可搬型設備の事前準備を実施

e. ベント準備操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、ベント準備操作の余裕時間の最も短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント準備の余裕時間についてタイムチャートを第5図に示す。

第5図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m到達までに十分な時間があることから、確実に準備を完了することができる。



第5図 ベント準備操作のタイムチャート

5. ベント準備操作の余裕時間

有効性評価で示したシナリオを例に、ベント準備操作の余裕時間を以下に示す。

(1) 炉心損傷なしの場合

炉心損傷なしの場合のベントを実施する有効性評価シナリオを第6表に示す。

残留熱除去系による格納容器除熱機能が喪失している場合には、格納容器圧力が245kPa[gage]に到達後、準備操作として、第5図に示す第2弁（②または③）の開操作、第3弁（①）の開確認を実施する。また、可搬型設備は、現場状況を考慮し事前に準備を実施する。

第2弁（②または③）、第3弁（①）は、中央制御室にて操作及び確認を行うことにより、短時間で準備可能である。万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場にて第2弁（②または③）の現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。

第6図に中央制御室での操作ができない場合の、現場での手動操作（人力による遠隔操作）による作業・操作の所要時間を示す。ベントの準備時間は、約1時間20分である。

第6表及び第6図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサブプレッション・プール通常水位+約1.3m到達までに十分な時間があることから、可搬型設備の準備を含めて、確実に準備を完了することができる。

第6表 炉心損傷なしの場合のベント関連時間

事故シーケンス	245kPa[gage]到達時間※2	準備時間	ベント時間※1
高圧・低圧注水機能喪失	約16時間	約1時間20分	約30時間
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障)	約14時間	(245kPa[gage])	約30時間
LOCA時注水機能喪失(中小破断LOCA)	約15時間	到達後から	約27時間

※1：サブプレッション・プール通常水位+約1.3mに到達する時間。

※2：格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。

・記載表現の相違

【東海第二】

島根2号炉は、ベント準備開始基準が炉心損傷なし、ありで異なることから、場合分けして記載

・記載表現の相違

【東海第二】

東海第二は、「(2) i. 有効性評価におけるベント実施操作の余裕時間」に記載

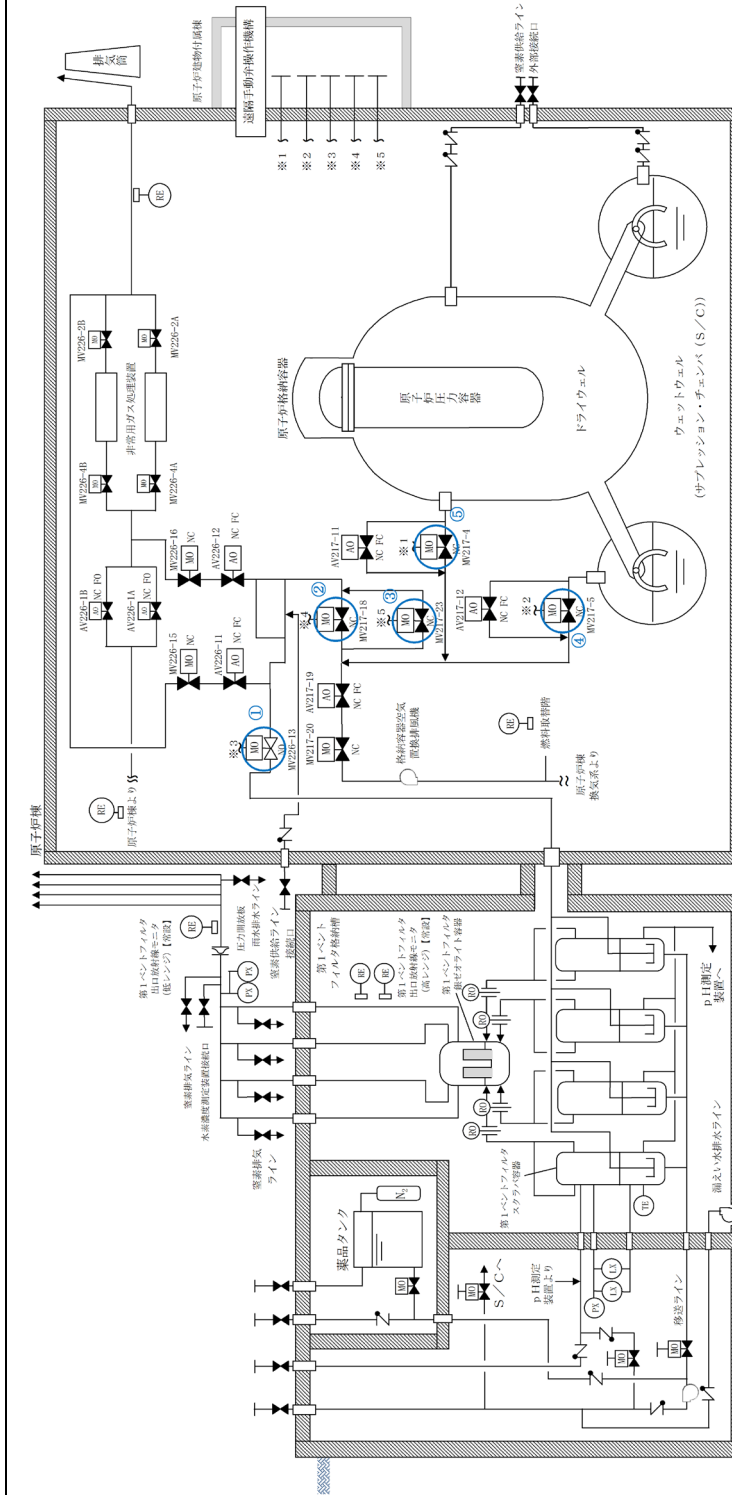
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
		<p>(2) 炉心損傷ありの場合</p> <p><u>炉心損傷ありの場合のベントを実施する有効性評価シナリオを第7表に示す。</u></p> <p><u>残留熱除去系による格納容器除熱機能が喪失している場合には、格納容器圧力が640kPa[gage]に到達後、準備操作として、第5図に示す第2弁(②または③)の開操作、第3弁(①)の開確認及び可搬型設備の準備を実施する。ただし、現場状況により準備基準到達前に実施する場合がある。</u></p> <p><u>第2弁(②または③)、第3弁(①)は、中央制御室にて操作及び確認を行うことにより短時間で準備可能である。万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場にて第2弁(②または③)の手動操作(人力による遠隔操作)を実施する。</u></p> <p><u>第7図に中央制御室での操作ができない場合の、現場での手動操作(人力による遠隔操作)による作業・操作の所要時間を示す。ベントの準備時間は、約1時間20分である。</u></p> <p><u>第7表及び第7図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサブプレッション・プール通常水位+約1.3m到達までに十分な時間があることから、可搬型設備の準備を含めて、確実に準備を完了することができる。</u></p> <p style="text-align: center;">第7表 炉心損傷ありの場合のベント関連時間</p> <table border="1" data-bbox="1739 1356 2469 1497"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>640kPa[gage] 到達時間^{※2}</th> <th>準備時間</th> <th>ベント時間^{※1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (過圧・過温破損)</td> <td>約27時間</td> <td>約1時間20分 (640kPa[gage] 到達後から)</td> <td>約32時間</td> </tr> <tr> <td>残留熱代替除去系を使用しない場合</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：サブプレッション・プール通常水位+約1.3mに到達する時間。 ※2：格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。</p>	格納容器破損モード	640kPa[gage] 到達時間 ^{※2}	準備時間	ベント時間 ^{※1}	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (過圧・過温破損)	約27時間	約1時間20分 (640kPa[gage] 到達後から)	約32時間	残留熱代替除去系を使用しない場合				<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ベント準備開始基準が炉心損傷なし、ありで異なることから、場合分けして記載</p>
格納容器破損モード	640kPa[gage] 到達時間 ^{※2}	準備時間	ベント時間 ^{※1}												
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (過圧・過温破損)	約27時間	約1時間20分 (640kPa[gage] 到達後から)	約32時間												
残留熱代替除去系を使用しない場合															

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

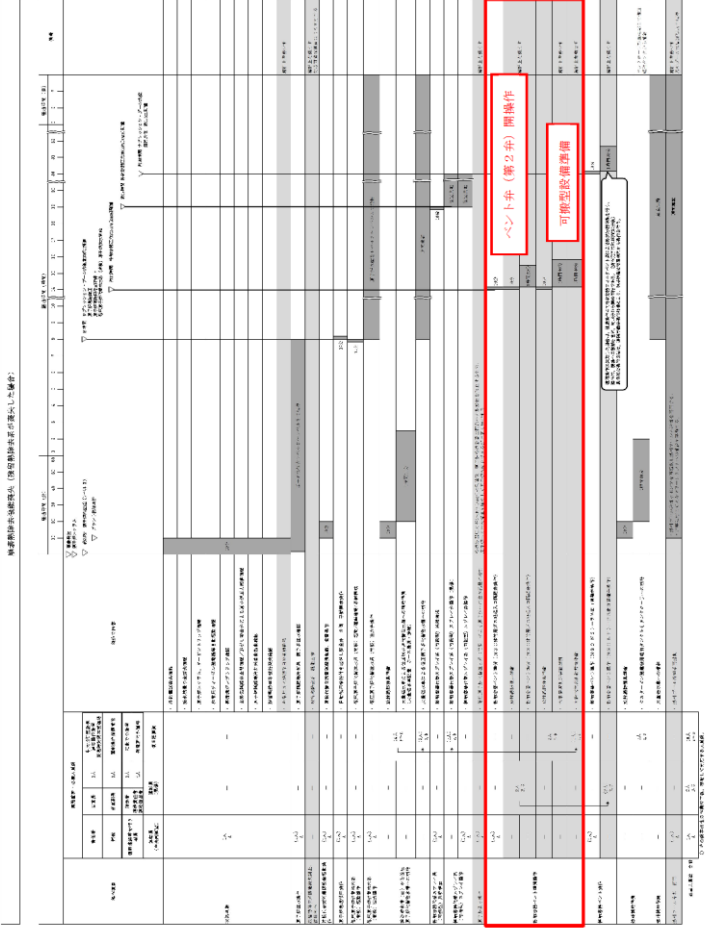
東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

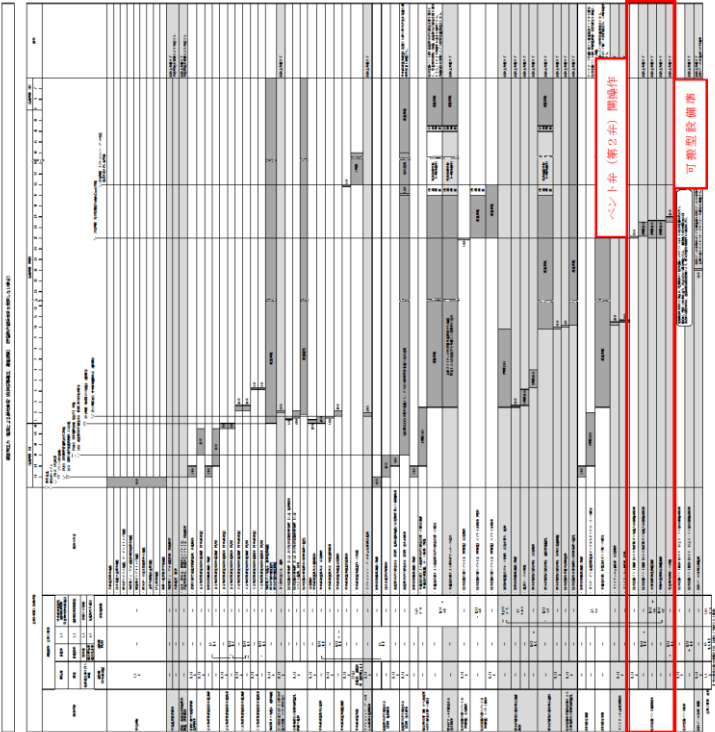
島根原子力発電所 2号炉

備考



第5図 格納容器フィルタベント系 系統概要図 (他系統を含む)

柏崎刈羽原子力発電所 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>第6図 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障) 時の作業・操作の所要時間</p>

柏崎刈羽原子力発電所 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>第7図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の作業・操作の所要時間</p>

柏崎刈羽原子力発電所 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>f. <u>ベント実施操作判断基準</u></p> <p>(a) <u>炉心損傷なしの場合</u></p> <p>i) <u>格納容器圧力 310kPa [gage] 到達</u> 格納容器の健全性を確保するため、<u>最高使用圧力である 310kPa [gage] に到達した時点でベントを実施する。</u></p> <p>(b) <u>炉心損傷を判断した場合</u></p> <p>i) <u>サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達</u> 格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、<u>大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力を下回る 620kPa [gage] に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点でベントを実施する。</u></p> <p>ii) <u>格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% に到達した場合</u> 炉心損傷時には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、可燃限界に到達すると水素燃焼が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がドライ条件にて <u>4.3vol% に到達した場合にベントを実施する。4.3vol% の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である 5vol% に対し、計器誤差の ±約 0.6vol% 及び 0.1vol% の余裕を考慮して設定した。</u></p>	<p>6. <u>ベント実施操作判断基準</u></p> <p>(1) <u>炉心損傷なしの場合</u></p> <p>a. <u>サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達</u> 格納容器の健全性を確保するため、<u>サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達した時点でベントを実施する。</u></p> <p>(2) <u>炉心損傷を判断した場合</u></p> <p>a. <u>サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達</u> 格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、<u>大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力を下回る 853kPa [gage] に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準であるサプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達した時点でベントを実施する。</u></p> <p>b. <u>格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% に到達した場合</u> 炉心損傷時には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、<u>可燃限界に到達すると水素燃焼が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% に到達した場合にベントを実施する。4.4vol% の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である 5vol% に対し、計器誤差の ±約 0.5vol% 及び 0.1vol% の余裕を考慮して設定した。</u></p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 格納容器酸素ベント基準の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>g.</u> ベント実施操作判断の確認パラメータ</p> <p>(a) 炉心損傷なしの場合</p> <p>i) <u>格納容器圧力 310kPa [gage] 到達</u></p> <p>炉心損傷がない場合は、格納容器圧力にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>格納容器圧力</u> <p>なお、<u>格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。</u></p> <p>(b) 炉心損傷を判断した場合</p> <p>i) <u>サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合は、<u>連続の格納容器スプレイを実施しながら、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。</u>したがって、確認パラメータは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>サプレッション・プール水位</u> <p>ii) <u>格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol%に到達した場合</u></p> <p>格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u> 	<p><u>7.</u> ベント実施操作判断の確認パラメータ</p> <p>(1) 炉心損傷なしの場合</p> <p>a. <u>サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達</u></p> <p>炉心損傷がない場合は、<u>サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>サプレッション・プール水位 (SA)</u> <p>(2) 炉心損傷を判断した場合</p> <p>a. <u>サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合は、<u>格納容器スプレイを間欠にて実施しながら、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。</u>したがって、確認パラメータは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>サプレッション・プール水位 (SA)</u> <p>b. <u>格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol%及びウェット条件 1.5vol%に到達した場合</u></p> <p>格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>格納容器酸素濃度 (SA)</u> 	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、エアロゾル除去が有効な液滴径確保の観点から120m³/hで格納容器スプレイを実施する必要があるため、その流量で連続スプレイを実施した場合には、外部注水制限量に到達する時間が早まり、格納容器ベントの遅延とならないため、間欠スプレイを実施する運用</p> <p>・運用の相違</p> <p>ベント実施基準の相違</p>

h. ベント実施操作の妥当性
 ベントは、第二弁を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第6表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。
 なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・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）」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、プルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、約 28mSvである。

第6表 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
第二弁開操作	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により線量に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼすほどの影響はない。	【炉心損傷前】炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	-
	原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】炉心損傷がないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】1mSv/h以下	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が点灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	

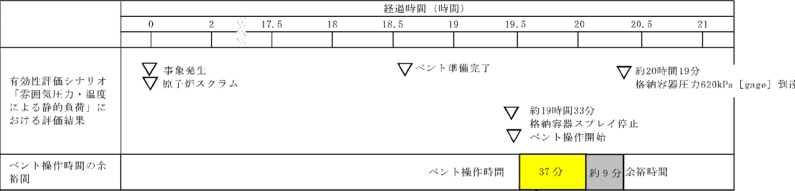
8. ベント実施操作の妥当性
 ベントは、第1弁を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第8表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建物付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。
 なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、プルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、約 12mSvである。

第8表 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の開操作・開確認	中央制御室	※1	【炉心損傷前】通常運転中と同程度※3 【炉心損傷後】約52mSv/7日間以下（マスク着用※4）	LEDライト（三脚タイプ、ランタンタイプ）及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
	原子炉建物付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】通常運転中と同程度※2※3 【炉心損傷後】2.2mSv/h以下（マスク着用※4）	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備、電力保安通信設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。

※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないもの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。
 ※2：事故あたりに放出される放射性物質全量に対する線量
 ※3：設計基準事故相当のγ線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。
 ※4：全面マスク（PF50）の着用

・運用の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施（準備操作含む）の被ばく評価結果を考慮し、第2弁（ベント装置側）から開操作するため、ベント実施は、第1弁を操作
 ・被ばく評価結果の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考										
	<p> <u>i. 有効性評価におけるベント実施操作の余裕時間</u> <u>ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、最もベント実施操作の余裕時間が短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント実施操作の余裕時間についてタイムチャートを第6図に示す。</u> <u>第6図に示すとおり、ベント実施基準到達から格納容器限界圧力を下回る620kPa [gage] に到達するまでに十分な時間があることから、確実にベント実施可能である。</u> </p>  <table border="1" data-bbox="997 989 1519 1171"> <thead> <tr> <th>操作場所・必要員数</th> <th>必要時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器スプレイ停止操作</td> <td>中央制御室 1 3分</td> </tr> <tr> <td>RCRからの第2冷却操作及び失敗確認</td> <td>中央制御室 1 2分</td> </tr> <tr> <td>RCRからの第2冷却バイパス開操作及び失敗確認</td> <td>中央制御室 1 2分</td> </tr> <tr> <td>第2冷却操作</td> <td>現場 3 30分</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第6図 ベント実施のタイムチャート</p>	操作場所・必要員数	必要時間	格納容器スプレイ停止操作	中央制御室 1 3分	RCRからの第2冷却操作及び失敗確認	中央制御室 1 2分	RCRからの第2冷却バイパス開操作及び失敗確認	中央制御室 1 2分	第2冷却操作	現場 3 30分		<ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、「5. ベント準備操作の余裕時間」に記載
操作場所・必要員数	必要時間												
格納容器スプレイ停止操作	中央制御室 1 3分												
RCRからの第2冷却操作及び失敗確認	中央制御室 1 2分												
RCRからの第2冷却バイパス開操作及び失敗確認	中央制御室 1 2分												
第2冷却操作	現場 3 30分												

柏崎刈羽原子力発電所 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>i. ベント成否確認</u> <u>ベント操作開始時は、第7表に示すパラメータによりベントが開始されたことを確認する。</u></p> <p><u>第7表 確認パラメータ (ベント操作開始時)</u></p> <table border="1" data-bbox="937 495 1691 743"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>指示値が低下すること</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置圧力</td> <td rowspan="3">指示値が上昇すること</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置スクラビング水温度</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>パラメータに変化が見られない場合は、ベント失敗の可能性があるので、現場操作によるベントを実施する。</u> <u>ベント開始直後は、格納容器内で発生する水素、水蒸気及び窒素等からなるベントガスが系統内に流入するが、系統内は不活性化されているため、高濃度の水素が流入しても水素燃焼には至らない。</u></p>	確認パラメータ	確認内容	格納容器圧力	指示値が低下すること	フィルタ装置圧力	指示値が上昇すること	フィルタ装置スクラビング水温度	フィルタ装置出口放射線モニタ	<p><u>9. ベント成否確認</u> <u>格納容器過圧破損防止の目的から、格納容器圧力の低下による判断を基本とし、以下のパラメータについても参考として判断する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・ フィルタ装置出口放射線量率</u> <u>・ スクラバ容器圧力</u> <u>・ スクラバ容器水位</u> <u>・ 格納容器温度</u> <u>・ サプレッション・チェンバ水位</u> <p><u>パラメータに変化が見られない場合は、ベント失敗の可能性があるので、現場操作によるベントを実施する。</u> <u>ベント開始直後は、格納容器内で発生する水素、水蒸気及び窒素等からなるベントガスが系統内に流入するが、系統内は不活性化されているため、高濃度の水素が流入しても水素燃焼には至らない。</u></p>	<p>・ 運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、格納容器ベント成功を格納容器圧力の低下による判断を基本とし、その他関連パラメータについても、参考として確認</p>
確認パラメータ	確認内容										
格納容器圧力	指示値が低下すること										
フィルタ装置圧力	指示値が上昇すること										
フィルタ装置スクラビング水温度											
フィルタ装置出口放射線モニタ											

柏崎刈羽原子力発電所 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>k. ベント継続時</u> ベント継続時は、<u>第8表</u>に示すパラメータによりベント継続状況に異常がないことを確認する。</p> <p style="text-align: center;"><u>第8表 確認パラメータ (ベント継続時)</u></p> <table border="1" data-bbox="967 499 1659 863"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力及び温度</td> <td rowspan="7">各パラメータに異常な変化がないこと</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水位</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置圧力</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水位</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置スクラビング水温度</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> </tr> <tr> <td>モニタリング・ポスト</td> </tr> </tbody> </table> <p>ベント継続時には、格納容器内及びフィルタ装置内では放射性物質の崩壊熱による多量の蒸気が発生することにより、水素濃度は低く抑えられるため、可燃限界に至らない。</p> <p>なお、炉心損傷がない場合の格納容器圧力逃がし装置によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには代替格納容器スプレイにより外部注水制限に到達していることが想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション※及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的にベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと ・このような事態では、原子炉スクラムしてからある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベントを停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること <p>※ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、溶融</p>	確認パラメータ	確認内容	格納容器圧力及び温度	各パラメータに異常な変化がないこと	サブプレッション・プール水位	フィルタ装置圧力	フィルタ装置水位	フィルタ装置スクラビング水温度	フィルタ装置出口放射線モニタ	モニタリング・ポスト	<p><u>10. ベント継続時</u> ベント継続時は、<u>第9表</u>に示すパラメータによりベント継続状況に異常がないことを確認する。</p> <p style="text-align: center;"><u>第9表 確認パラメータ (ベント継続時)</u></p> <table border="1" data-bbox="1733 491 2448 825"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td rowspan="10">各パラメータに異常な変化がないこと</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ水位</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器圧力</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器水位</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器温度</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線量率</td> </tr> <tr> <td>野外放射線量率</td> </tr> </tbody> </table> <p>ベント継続時には、格納容器内及びフィルタ装置内では放射性物質の崩壊熱による多量の蒸気が発生することにより、水素濃度は低く抑えられるため、可燃限界に至らない。</p> <p style="color: red;">なお、炉心損傷がない場合の格納容器フィルタベント系によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには格納容器代替スプレイにより外部注水制限に到達していることが想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション※及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的にベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと ・このような事態では、原子炉スクラムしてからある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベントを停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること <p style="color: red;">※ ここで言うリロケーションとは、炉心損傷</p>	確認パラメータ	確認内容	格納容器圧力	各パラメータに異常な変化がないこと	格納容器温度	サブプレッション・チェンバ水位	格納容器酸素濃度 (SA)	格納容器水素濃度 (SA)	スクラバ容器圧力	スクラバ容器水位	スクラバ容器温度	フィルタ装置出口放射線量率	野外放射線量率	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉では、ベント継続時に格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視し、可燃限界未満であることを確認する運用</p>
確認パラメータ	確認内容																									
格納容器圧力及び温度	各パラメータに異常な変化がないこと																									
サブプレッション・プール水位																										
フィルタ装置圧力																										
フィルタ装置水位																										
フィルタ装置スクラビング水温度																										
フィルタ装置出口放射線モニタ																										
モニタリング・ポスト																										
確認パラメータ	確認内容																									
格納容器圧力	各パラメータに異常な変化がないこと																									
格納容器温度																										
サブプレッション・チェンバ水位																										
格納容器酸素濃度 (SA)																										
格納容器水素濃度 (SA)																										
スクラバ容器圧力																										
スクラバ容器水位																										
スクラバ容器温度																										
フィルタ装置出口放射線量率																										
野外放射線量率																										

柏崎刈羽原子力発電所 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>炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。</p>	<p>後、<u>溶融炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。</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>1. ベント停止操作</p> <p>第9表に示す機能が全て使用可能となったことにより、ベント停止後も長期的に格納容器の安定状態を継続可能であることを判断する。また、第10表に示すパラメータを確認し、ベント停止操作が可能であることを判断した場合には、第一弁を閉とすることでベントを停止する。</p> <p>第9表 ベント停止のために必要な機能及び設備</p> <table border="1" data-bbox="943 674 1685 1056"> <thead> <tr> <th>必要な機能</th> <th>設備</th> <th>設備概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器除熱機能</td> <td>残留熱除去系又は代替循環冷却系</td> <td rowspan="2">格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系</td> </tr> <tr> <td>窒素供給機能</td> <td>可搬式窒素供給装置</td> <td>・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器内水素・酸素濃度制御機能</td> <td>可燃性ガス濃度制御系</td> <td>水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素・酸素濃度計</td> <td>格納容器内の水素・酸素濃度を監視する</td> </tr> </tbody> </table> <p>第10表 確認パラメータ (ベント停止時)</p> <table border="1" data-bbox="961 1182 1668 1400"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力及び温度</td> <td>310kPa [gage] 以下であること及び171℃以下であること</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度</td> <td>可燃限界未満であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>ベント停止前から窒素供給装置による格納容器への窒素供給を行い、ベント停止後も継続し、系統を含めて不活性化することで、水素濃度は低く抑えられ、可燃限界には至らない。</p> <p>第7図にベント停止前の窒素供給の概要を示す。</p>	必要な機能	設備	設備概要	格納容器除熱機能	残留熱除去系又は代替循環冷却系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する	残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系	窒素供給機能	可搬式窒素供給装置	・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する	格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する	格納容器水素・酸素濃度計	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する	確認パラメータ	確認内容	格納容器圧力及び温度	310kPa [gage] 以下であること及び171℃以下であること	格納容器水素濃度	可燃限界未満であること	<p>11. ベント停止操作</p> <p>第10表に示す機能が全て使用可能となったことにより、ベント停止後も長期的に格納容器の安定状態を継続可能であることを判断する。また、第11表に示すパラメータを確認し、ベント停止操作が可能であることを判断した場合には、第1弁を閉とすることでベントを停止する。</p> <p>第10表 ベント停止のために必要な機能及び設備</p> <table border="1" data-bbox="1739 695 2466 1081"> <thead> <tr> <th>必要な機能</th> <th>設備</th> <th>設備概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器除熱機能</td> <td>残留熱除去系又は残留熱代替除去系</td> <td rowspan="2">格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機代替冷却系</td> </tr> <tr> <td>窒素供給機能</td> <td>可搬式窒素供給装置</td> <td>・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器内水素・酸素濃度制御機能</td> <td>可燃性ガス濃度制御系</td> <td>水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素・酸素濃度計</td> <td>格納容器内の水素・酸素濃度を監視する</td> </tr> </tbody> </table> <p>第11表 確認パラメータ (ベント停止時)</p> <table border="1" data-bbox="1742 1171 2463 1354"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td rowspan="2">427kPa [gage] 以下であること及び171℃以下であること。</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度 (SA)</td> <td rowspan="3">可燃限界未満であること。</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口水素濃度</td> </tr> </tbody> </table> <p>ベント停止前から可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素供給を行い、ベント停止後も継続し、系統を含めて不活性化することで、水素濃度は低く抑えられ、可燃限界には至らない。</p>	必要な機能	設備	設備概要	格納容器除熱機能	残留熱除去系又は残留熱代替除去系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する	原子炉補機代替冷却系	窒素供給機能	可搬式窒素供給装置	・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する	格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する	格納容器水素・酸素濃度計	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する	確認パラメータ	確認内容	格納容器圧力	427kPa [gage] 以下であること及び171℃以下であること。	格納容器温度	格納容器酸素濃度 (SA)	可燃限界未満であること。	格納容器水素濃度 (SA)	フィルタ装置出口水素濃度	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ベントを停止する際、ベント停止後に格納容器内での水素燃焼を防止するために酸素濃度についても監視する。また、フィルタベント系が不活性化されていることを確認するため、フィルタ装置出口水素濃度を監視</p>
必要な機能	設備	設備概要																																														
格納容器除熱機能	残留熱除去系又は代替循環冷却系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する																																														
	残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系																																															
窒素供給機能	可搬式窒素供給装置	・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する																																														
格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する																																														
	格納容器水素・酸素濃度計	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する																																														
確認パラメータ	確認内容																																															
格納容器圧力及び温度	310kPa [gage] 以下であること及び171℃以下であること																																															
格納容器水素濃度	可燃限界未満であること																																															
必要な機能	設備	設備概要																																														
格納容器除熱機能	残留熱除去系又は残留熱代替除去系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する																																														
	原子炉補機代替冷却系																																															
窒素供給機能	可搬式窒素供給装置	・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する																																														
格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する																																														
	格納容器水素・酸素濃度計	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する																																														
確認パラメータ	確認内容																																															
格納容器圧力	427kPa [gage] 以下であること及び171℃以下であること。																																															
格納容器温度																																																
格納容器酸素濃度 (SA)	可燃限界未満であること。																																															
格納容器水素濃度 (SA)																																																
フィルタ装置出口水素濃度																																																

柏崎刈羽原子力発電所 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>m. ベント停止操作手順 次にベント停止の流れを示す。</p> <p>①ベント停止可能であると判断した場合、窒素供給設備により格納容器に窒素注入を開始する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ベント弁は開状態であるため、注入した窒素はそのまま排出されることが考えられるが、ベント弁閉後における「水の放射性分解によって発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため、早期に注入開始することを目的として最初に実施する。 ドライウェル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して、ドライウェル側から窒素供給する。 <p>②第一弁を閉とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 第一弁閉後は、第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあるため、第一弁の下流から窒素を供給し滞留している水素をパージする運用としている。このため、第一弁を閉とすることでベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。 フィルタ装置への窒素供給を開始する。 <p>③残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ベント弁を閉止後、サプレッション・プール水温度が飽和温度以下であることを確認し、残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施することで、格納容器内の気相を蒸気から窒素へ置換する。 <p>④格納容器の気相が蒸気から窒素への置換が完了したことを確認し、第一弁を開として格納容器の圧力を低下させる。</p> <p>⑤可燃性ガス濃度制御系を起動する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系による冷却水を供給し、可燃性ガス濃度制御系の暖気運転を開始する。 	<p>12. ベント停止操作手順 次にベント停止の流れを示す。</p> <p>①ベント停止可能であると判断した場合、可搬式窒素供給装置により格納容器に窒素注入を開始する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ベント弁は開状態であるため、注入した窒素はそのまま排出されることが考えられるが、ベント弁閉後における「水の放射性分解によって発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため、早期に注入開始することを目的として最初に実施する。 ドライウェル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して、ドライウェル側から窒素供給する。 <p>②第1弁を微開とする。</p> <p>③残留熱除去系又は残留熱代替除去系を起動する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ベント弁を微開後、サプレッション・プール水温度が飽和温度以下であることを確認し、残留熱除去系又は残留熱代替除去系を起動する。 残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施することで、格納容器内の気相を蒸気から窒素へ置換する。 <p>④格納容器の気相が蒸気から窒素への置換が完了したことを確認する。</p> <p>⑤可燃性ガス濃度制御系を起動する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系による冷却水を供給し、可燃性ガス濃度制御系の暖気運転を開始する。 	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、格納容器負圧防止の観点から、ベント弁は全閉せず微開運用</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ベント弁微開運用のため再度格納容器ベントを実施しない運用</p>

柏崎刈羽原子力発電所 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
	<ul style="list-style-type: none"> ・起動後 <u>3時間以内</u>に暖機運転が完了し、処理が開始される。 ⑥第一弁を閉とする。 ⑦格納容器への窒素注入を停止する。 ⑧格納容器内水素・酸素濃度計により、格納容器内水素・酸素濃度を監視する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・起動後 <u>3時間以内</u>に暖機運転が完了し、処理が開始される。 ⑥第1弁を閉とする。 ⑦格納容器への窒素注入を停止する。 ⑧格納容器内水素・酸素濃度計により、格納容器内水素・酸素濃度を監視する。 	

n. ベント停止操作の妥当性
 炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第 11 表に示す。ベント弁の閉操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作を実施する。

第 11 表 ベント停止操作項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境			連絡手段	
		温度・湿度	放射線量	照明		
第一弁操作	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により稼働に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】約 60mSv/7 日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
	原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】1mSv/h 以下	ヘッドライトや LED ライトを走行しているため、建屋内非常用照明が点灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスラート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備 (固定電話機、PHS 端末)、送受信器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。
室裏供給操作	屋外	— (屋外での作業)	【炉心損傷前】炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】3.9mSv/h 以下	車両の作業用照明・ヘッドライト・LED ライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスラート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備 (固定型、携帯型)、無線連絡設備 (固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備 (固定電話機、PHS 端末)、送受信器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部に連絡する。

13. ベント停止操作の妥当性
 炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第 12 表に示す。ベント弁の閉操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作を実施する。

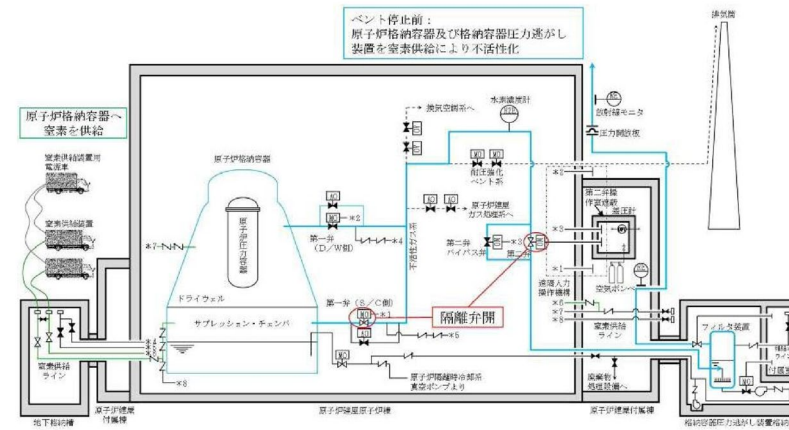
第 12 表 ベント停止操作項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境			連絡手段	
		温度・湿度	放射線環境	照明		
ベント弁の閉操作	中央制御室	— ※1	【炉心損傷前】通常運転中と同程度 ※2 【炉心損傷後】約 52mSv/7 日間以下 (マスク着用 ※4)	LED ライト (三脚タイプ、ランタンタイプ) 及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
	原子炉建屋付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】通常運転中と同程度 ※2 【炉心損傷後】2.2mSv/h 以下 ※3 (マスク着用 ※4)	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスラート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。
室裏供給操作	屋外	外気	【炉心損傷前】通常運転中と同程度 ※2 【炉心損傷後】5.0mSv/h 以下 ※3 (マスク着用 ※4)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。	アクセスラート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備 (固定型、携帯型)、無線通信設備 (固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。
水素濃度測定操作	中央制御室	— ※1	【炉心損傷前】通常運転中と同程度 ※2 【炉心損傷後】約 52mSv/7 日間以下 ※3 (マスク着用 ※4)	LED ライト (三脚タイプ、ランタンタイプ) 及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。

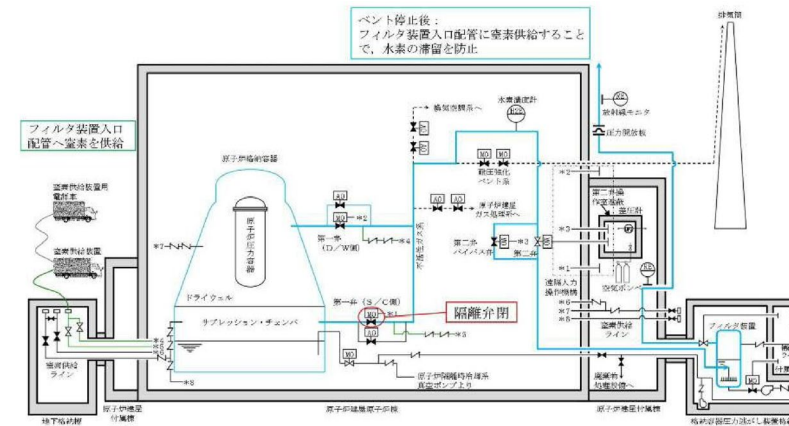
※1 : 中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。
 ※2 : 計基準事故相当のγ線線量率の 10 倍相当である、全燃料の 1% 程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは 1mSv 以下であり作業に支障はない。
 ※3 : 事故後 168 時間以降を想定
 ※4 : 全面マスク (PF50) の着用

・設備の相違
 【東海第二】
 島根 2 号炉は、水素濃度測定装置が可搬型設備
 ・被ばく評価結果の相違
 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																					
	<p>o. <u>ベント停止後の操作</u> ベント停止後は、第12表で示すパラメータにより格納容器及び格納容器圧力逃がし装置に異常がないことを確認する。</p> <p style="text-align: center;"><u>第12表 確認パラメータ (ベント停止後)</u></p> <table border="1" data-bbox="943 541 1685 1096"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力及び温度</td> <td>・格納容器内が負圧でないこと ・ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度</td> <td rowspan="2">格納容器内及びフィルタ装置入口の水素濃度の異常な上昇がないこと</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置入口水素濃度</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水位</td> <td>フィルタ装置の水位が確保されていること (フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置スクラビング水温度</td> <td>温度の異常な上昇がないこと</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td>放射線量率の異常な上昇がないこと</td> </tr> </tbody> </table> <p>ベント実施後は<u>フィルタ装置出口ラインの圧力開放板が開放されていることから、窒素供給による系統パージ停止後は、フィルタ装置を大気と隔離するため、フィルタ装置出口弁を「閉」にする。</u></p> <p>なお、<u>フィルタ装置出口弁の閉操作については、フィルタ装置のスクラビング水温度が上昇しないこと及び水素濃度の上昇により可燃限界濃度に到達しないことにより判断する。</u></p> <p><u>第8図にベント停止後の窒素供給の概要を示す。</u></p>	確認パラメータ	確認内容	格納容器圧力及び温度	・格納容器内が負圧でないこと ・ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと	格納容器水素濃度	格納容器内及びフィルタ装置入口の水素濃度の異常な上昇がないこと	フィルタ装置入口水素濃度	フィルタ装置水位	フィルタ装置の水位が確保されていること (フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)	フィルタ装置スクラビング水温度	温度の異常な上昇がないこと	フィルタ装置出口放射線モニタ	放射線量率の異常な上昇がないこと	<p>14. <u>ベント停止後の操作</u> ベント停止後は、第13表で示すパラメータにより格納容器及び格納容器フィルタベント系に異常がないことを確認する。</p> <p style="text-align: center;"><u>第13表 確認パラメータ (ベント停止後)</u></p> <table border="1" data-bbox="1733 556 2475 1081"> <thead> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>監視理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>スクラバ容器水位</td> <td>フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを監視する。また、蒸発による水位低下時においては、水補給の必要性を判断する。</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器圧力</td> <td>指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器温度</td> <td>指示値によりスクラビング水からの水蒸気発生の有無を監視する。</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口配管圧力</td> <td>指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口水素濃度</td> <td>指示値により系統に水素が滞留していないことを監視する。</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線量率</td> <td>指示値が安定していることを監視する。</td> </tr> <tr> <td>野外放射線量率</td> <td>指示値が安定していることを監視する。</td> </tr> <tr> <td>スクラバ水 pH</td> <td>アルカリ性に維持されていることを監視する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td rowspan="2">格納容器内が負圧でないこと。また、ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと。</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度</td> <td rowspan="2">格納容器内の水素・酸素濃度の異常な上昇がないこと。</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度</td> </tr> </tbody> </table>	監視パラメータ	監視理由	スクラバ容器水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを監視する。また、蒸発による水位低下時においては、水補給の必要性を判断する。	スクラバ容器圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。	スクラバ容器温度	指示値によりスクラビング水からの水蒸気発生の有無を監視する。	フィルタ装置出口配管圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。	フィルタ装置出口水素濃度	指示値により系統に水素が滞留していないことを監視する。	フィルタ装置出口放射線量率	指示値が安定していることを監視する。	野外放射線量率	指示値が安定していることを監視する。	スクラバ水 pH	アルカリ性に維持されていることを監視する。	格納容器圧力	格納容器内が負圧でないこと。また、ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと。	格納容器温度	格納容器水素濃度	格納容器内の水素・酸素濃度の異常な上昇がないこと。	格納容器酸素濃度	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ベント停止後も水の放射線分解によって発生する酸素ガスを監視</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、放射性物質が再揮発する温度に至らないことを評価により確認</p>
確認パラメータ	確認内容																																							
格納容器圧力及び温度	・格納容器内が負圧でないこと ・ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと																																							
格納容器水素濃度	格納容器内及びフィルタ装置入口の水素濃度の異常な上昇がないこと																																							
フィルタ装置入口水素濃度																																								
フィルタ装置水位	フィルタ装置の水位が確保されていること (フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)																																							
フィルタ装置スクラビング水温度	温度の異常な上昇がないこと																																							
フィルタ装置出口放射線モニタ	放射線量率の異常な上昇がないこと																																							
監視パラメータ	監視理由																																							
スクラバ容器水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを監視する。また、蒸発による水位低下時においては、水補給の必要性を判断する。																																							
スクラバ容器圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。																																							
スクラバ容器温度	指示値によりスクラビング水からの水蒸気発生の有無を監視する。																																							
フィルタ装置出口配管圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。																																							
フィルタ装置出口水素濃度	指示値により系統に水素が滞留していないことを監視する。																																							
フィルタ装置出口放射線量率	指示値が安定していることを監視する。																																							
野外放射線量率	指示値が安定していることを監視する。																																							
スクラバ水 pH	アルカリ性に維持されていることを監視する。																																							
格納容器圧力	格納容器内が負圧でないこと。また、ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと。																																							
格納容器温度																																								
格納容器水素濃度	格納容器内の水素・酸素濃度の異常な上昇がないこと。																																							
格納容器酸素濃度																																								



第7図 窒素供給概要図 (ベント停止前)



第8図 窒素供給概要図 (ベント停止後)

柏崎刈羽原子力発電所 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 1.7.7</p> <p>フィルタベント実施に伴う各操作時の作業員被ばく評価</p> <p>1. <u>フィルタベント実施に伴うベント弁操作時の作業員の被ばく評価</u> <u>ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。</u></p> <p><u>ベント操作としてサブプレッション・チェンバ (以下「S/C」という。) からのベントを行う場合及びドライウェル (以下「D/W」という。) からのベントを行う場合のそれぞれにおける第一弁及び第二弁の開操作時の被ばく評価を行った。</u></p> <p>(1) 評価条件</p> <p>a. <u>放出量評価条件</u> <u>想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第1表、大気中への放出過程及び概略図を第1図～第5図に示す。</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.7</p> <p><u>ベント実施に伴う現場操作地点等における被ばく評価について</u></p> <p><u>ベント実施に伴う現場作業は、放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために各作業場所における線量影響を評価する。</u></p> <p><u>なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。</u></p> <p><u>線量影響の評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」 (以下「審査ガイド」という。) を参照した。ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。</u></p> <p>1. <u>評価条件</u></p> <p>(1) <u>想定シナリオ</u> <u>想定シナリオは以下のとおりとした。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>発災プラント：2号炉</u> ・<u>想定事象：冷却材喪失 (大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失</u> ・<u>以下の2ケースについて評価※1</u> <ul style="list-style-type: none"> -<u>W/Wベントにより事象収束に成功</u> -<u>D/Wベントにより事象収束に成功</u> <p>※1：<u>島根原子力発電所2号炉においては、原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、原子炉格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「冷却材喪失 (大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」シナリオにおいても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる残留熱代替除去系を整備している。したがって、仮に重大事故が発生したと想</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、ベント実施に伴う現場操作地点等における被ばく評価についてにて記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>b. 被ばく評価条件</p> <p>被ばく経路は、第6図～第8図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、格納容器圧力逃がし装置配管及び原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。</p> <p>大気中へ放出される放射性物質については、第2表及び第3表に示すとおり拡散効果を考慮した。また、作業場所に流入する放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、第4表及び第5表に示すとおり外部被ばくについては作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い、内部被ばくについては呼吸率、線量換算係数等から評価を行った。なお、第二弁の操作に</p>	<p>定する場合であっても、第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては、代替循環冷却に失敗することも考慮し、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、前述の「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内pH制御については、その効果に期待しないものとした。</p> <p>(2) 放出放射エネルギー</p> <p>大気中への放出放射エネルギーは、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価と同様の評価方法にて評価した。なお、D/Wベント時には、ベントライン経由で放出される無機よう素に対しサプレッション・プールのスクラビング効果を見込まないものとした。</p> <p>評価結果を第1表に示す。</p> <p>(3) 被ばく評価条件</p> <p>被ばく経路の概念図を第1図及び第2図に示す。</p> <p>大気拡散評価の条件は、評価点を除き、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価と同じとした。</p> <p>放射性物質の大気拡散評価の主な評価条件を第2表に示す。放射性物質の大気拡散評価で用いた放出点、評価点並びに評価結果を第3表に示す。</p> <p>評価点は人力によるベント操作を行う作業地点として以下の場所とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・W/Wベント第一隔離弁操作位置（原子炉建物 1階） ・D/Wベント第一隔離弁操作位置（原子炉建物 2階） 	<p>備考</p> <p>・運用設備の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>おいては、空気ポンベにより加圧された待避室（遮蔽厚 コンクリート相当）内で作業することを考慮し評価を行った。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置配管，原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては，第6表及び第7表に示すとおり原子炉建屋の外壁，作業場所の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。</p>	<p>階)</p> <p>・第二隔離弁操作位置（原子炉建物 3階）</p> <p>なお，屋内移動中（往路，復路）の評価点は，1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第二隔離弁操作位置で代表した。</p> <p>大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を第4表に示す。</p> <p>格納容器ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所を第3図から第7図に示す。</p> <p>(4) 評価方法</p> <p>a. 原子炉建物外での作業</p> <p>(a) 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>原子炉建物内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は，原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造，評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線についてはQAD-CGGP2Rコードを用い，スカイシャインガンマ線についてはANISNコード及びG33GP2Rコードを用いて評価した。</p> <p>(b) 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果を踏まえ評価した。</p> <p>(c) 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく</p> <p>放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお，評価に当たってはマスクの着用を考慮した。</p> <p>(d) 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果，地表面沈着効果を踏ま</p>	<p>島根2号炉は，原子炉建物の二次格納施設外での作業実施</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p><u>えて評価した。</u></p> <p><u>b. 原子炉建物内での作業</u></p> <p><u>(a) 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</u></p> <p><u>原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度*¹になると仮定し、サブマージョンモデルを用いて評価した。なおサブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は、2号炉の一次隔離弁、二次隔離弁の作業エリアの空間容積を包絡する原子炉建物西側エリアの最下階から最上階までの値 m³を設定した。</u></p> <p><u>(b) 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく</u></p> <p><u>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と建物による遮蔽効果を踏まえて評価した。</u></p> <p><u>また、ベントガスからの放射線について、遮蔽厚さが最も薄い天井での遮蔽厚さを考慮して評価した*¹。</u></p> <p><u>(c) 原子炉建物内の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく</u></p> <p><u>原子炉建物内の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度*¹になると仮定して評価した。</u></p> <p><u>なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。</u></p> <p><u>(d) 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく</u></p> <p><u>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、建物外壁による遮蔽、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。</u></p> <p><u>(e) 格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</u></p> <p><u>原子炉建物内の配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位</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>c. <u>アクセスルート及び評価地点</u></p> <p><u>第一弁 (S / C側) のベント操作を行う場合のアクセ</u> <u>スルートは、第9図～第11図に示すとおりである。第一</u> <u>弁 (D / W側) のベント操作を行う場合のアクセスルー</u> <u>トは、第12図～第15図に示すとおりである。屋外移動</u> <u>時のアクセスルートは第16図に示すとおりである。第二</u> <u>弁のベント操作を行う場合のアクセスルートは第17図～</u> <u>第19図に示すとおりである。</u></p> <p><u>評価点は、第9図～第20図に示すとおり、ベント操作</u> <u>時は作業場所とし、移動時はアクセスルートで被ばく評</u></p>	<p><u>置と形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線</u> <u>の遮蔽効果を考慮し評価した。評価に当たっては、Q</u> <u>AD-CGGP2Rコードを用いた。</u></p> <p><u>なお、格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及</u> <u>び屋外の配管内の放射性物質からのガンマ線による外</u> <u>部被ばくは、第1ベントフィルタ格納槽躯体厚による</u> <u>遮蔽が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価</u> <u>の対象外とした。</u></p> <p><u>また、原子炉建物内の配管においても、配管と作業</u> <u>エリアとの間に十分厚い遮蔽が存在する場合は、影響</u> <u>は軽微であるとし評価の対象外とした。</u></p> <p><u>※1：格納容器ベント実施時に格納容器フィルタベ</u> <u>ント系排気管 (EL. 65m) から放出されたベント</u> <u>流体は、熱エネルギーを持つため放出後に</u> <u>上昇し、さらに周囲の風場の影響を受け原子</u> <u>炉建物から時間と共に離れていくものと考え</u> <u>られる。また、ベント流体の放出口</u> <u>(EL. 65m) と一次隔離弁の開操作場所 (W /</u> <u>Wベント時：原子炉建物1階(),</u> <u>D / Wベント時：原子炉建物2階</u> <u>() は少なくとも30m程度の高低差</u> <u>があることから放出されたベント流体が一次</u> <u>隔離弁の開操作場所に直接流入することはほ</u> <u>とんど無いものと考えられる。このことから</u> <u>一次隔離弁の開操作に伴う被ばくの評価にお</u> <u>いては、ベント流体が原子炉建物内に流入す</u> <u>ることによる影響を考慮しないものとした。</u></p>	<p>・評価条件の相違 【東海第二】</p>

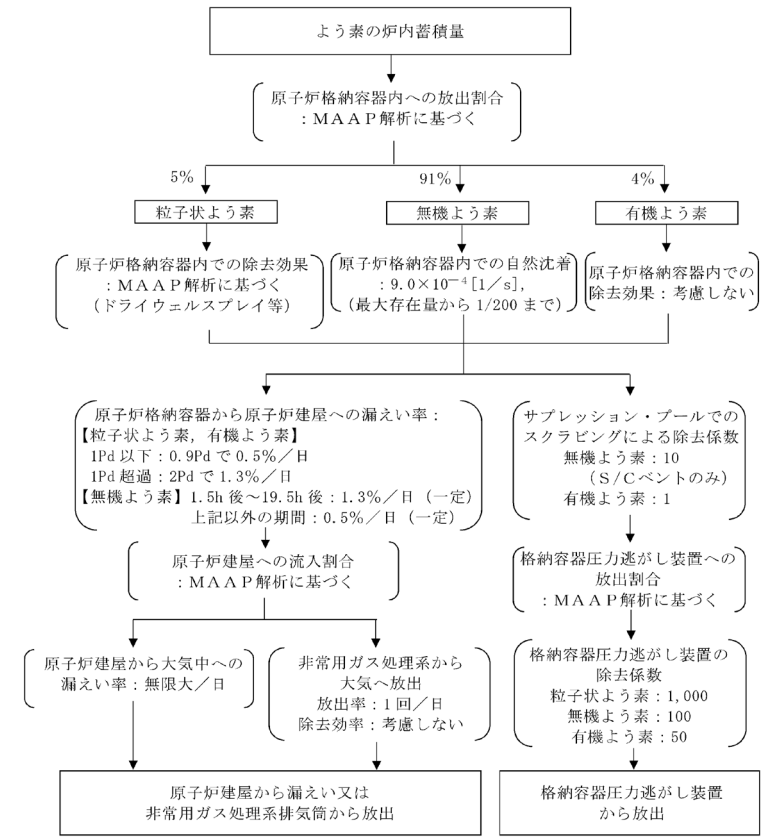
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>価上最も厳しい地点とする。</p> <p>d. 作業時間 第一弁の開操作は、ベント実施前に行うものとし、第一弁（S/C側）の作業時間は160分（移動時間（往復）70分+作業時間90分）、第一弁（D/W側）の作業時間は190分（移動時間（往復）100分+作業時間90分）とする。また、第二弁の開操作は、ベント実施直後から180分作業場所（待避室）に滞在するものとし、作業時間は410分（移動時間（往復）90分+待機時間140分+作業時間（待避室滞在）180分）とする。</p> <p>(2) 評価結果 ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である100mSv以下であり、ベント実施に伴うベント操作を手動で行うことができることを確認した。また、実効線量の内訳を第8表～第10表に示す。</p> <p>a. S/Cからのベント操作時の作業員の実効線量 作業員の実効線量は第一弁開操作で約37mSv、第二弁開操作で約28mSvとなった。</p> <p>b. D/Wからのベント操作時の作業員の実効線量 作業員の実効線量は第一弁開操作で約52mSv、第二弁開操作で約42mSvとなった。</p>	<p>(5) 作業時間 格納容器ベントの実施前及び実施後における作業時間及び作業時間帯を第5表に示す。 各作業時間には、作業場所への往復時間を含めた。 各作業場所への移動中における線量率が作業場所における線量率よりも高い場所が存在する可能性があるため、各作業時間とは別に、作業場所への往路及び復路での評価を行った。</p> <p>2. 評価結果 格納容器ベント（W/Wベント）の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を第6表に示す。また、格納容器ベント（D/Wベント）の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を第7表に示す。 最も被ばく線量が大きくなる作業においても約12mSvとなった。したがって、緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても、作業可能であることを確認した。 なお、第6表及び第7表の評価結果は、第5表に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち、評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載しており、その他の時間帯における被ばく線量は前述の評価結果以下となる。したがって、第5表に示す各作業の作業開始時間の範囲においては、いずれの時間帯においても作業可能である。 また、炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の閉操作等の作業については、当該作業に係る被ばく線量が、炉心損傷後の格納容器ベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため、作業可能である。</p>	<p>備考</p> <p>・評価結果の相違【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																							
	<p align="center"><u>第1表 放出量評価条件 (1/3)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>評価事象</td> <td>「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重量を考慮)</td> <td>格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故取束に成功した事故シーケンスを選定</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>3,293MW</td> <td>定格熱出力</td> </tr> <tr> <td>運転時間</td> <td>1サイクル当たり 10,000時間(約416日)</td> <td>1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>代替炉心の燃料装荷割合</td> <td>1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084</td> <td>代替炉心の燃料装荷割合に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>炉内蓄積量</td> <td>希ガス類 : 約2.2×10^{19}Bq よう素類 : 約2.8×10^{19}Bq CsOH類 : 約1.1×10^{18}Bq Sb類 : 約1.3×10^{18}Bq TeO₂類 : 約6.7×10^{18}Bq SrO類 : 約1.2×10^{19}Bq BaO類 : 約1.2×10^{19}Bq MoO₂類 : 約2.4×10^{19}Bq CeO₂類 : 約7.4×10^{19}Bq La₂O₃類 : 約5.5×10^{19}Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)</td> <td>「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10,000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)</td> </tr> <tr> <td>放出開始時間</td> <td>格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱: 事象発生から約19h後</td> <td>MAAP解析結果</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内pH制御の効果</td> <td>考慮しない</td> <td>サブプレッション・プール水内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>よう素の形態</td> <td>粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%</td> <td>R.G.1.195^{*1}に基づき設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重量を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故取束に成功した事故シーケンスを選定	炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力	運転時間	1サイクル当たり 10,000時間(約416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定	代替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	代替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	炉内蓄積量	希ガス類 : 約 2.2×10^{19} Bq よう素類 : 約 2.8×10^{19} Bq CsOH類 : 約 1.1×10^{18} Bq Sb類 : 約 1.3×10^{18} Bq TeO ₂ 類 : 約 6.7×10^{18} Bq SrO類 : 約 1.2×10^{19} Bq BaO類 : 約 1.2×10^{19} Bq MoO ₂ 類 : 約 2.4×10^{19} Bq CeO ₂ 類 : 約 7.4×10^{19} Bq La ₂ O ₃ 類 : 約 5.5×10^{19} Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10,000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)	放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱: 事象発生から約19h後	MAAP解析結果	原子炉格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サブプレッション・プール水内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定	よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R.G.1.195 ^{*1} に基づき設定	<p align="center"><u>第1表 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値) (1/2)</u></p> <p align="center"><u>(W/Wベントの実施を想定する場合)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核種</th> <th rowspan="2">停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)</th> <th colspan="2">放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)</th> </tr> <tr> <th>格納容器フィルタベント系を経由した放出</th> <th>原子炉建物から大気中への放出</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>希ガス類</td><td>約1.6×10^{19}</td><td>約3.6×10^{18}</td><td>約1.3×10^{17}</td></tr> <tr><td>よう素類</td><td>約2.1×10^{19}</td><td>約2.7×10^{15}</td><td>約6.4×10^{15}</td></tr> <tr><td>CsOH類</td><td>約8.4×10^{17}</td><td>約5.5×10^9</td><td>約2.9×10^{12}</td></tr> <tr><td>Sb類</td><td>約9.5×10^{17}</td><td>約1.6×10^8</td><td>約3.1×10^{11}</td></tr> <tr><td>TeO₂類</td><td>約5.0×10^{18}</td><td>約2.8×10^9</td><td>約2.7×10^{12}</td></tr> <tr><td>SrO類</td><td>約9.0×10^{18}</td><td>約1.4×10^9</td><td>約1.5×10^{12}</td></tr> <tr><td>BaO類</td><td>約8.8×10^{18}</td><td>約2.0×10^9</td><td>約1.5×10^{12}</td></tr> <tr><td>MoO₂類</td><td>約1.8×10^{19}</td><td>約6.2×10^8</td><td>約5.1×10^{11}</td></tr> <tr><td>CeO₂類</td><td>約5.5×10^{19}</td><td>約3.4×10^8</td><td>約3.2×10^{11}</td></tr> <tr><td>La₂O₃類</td><td>約4.1×10^{19}</td><td>約1.1×10^8</td><td>約8.3×10^{10}</td></tr> </tbody> </table> <p align="center"><u>第1表 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値) (2/2)</u></p> <p align="center"><u>(D/Wベントの実施を想定する場合)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核種</th> <th rowspan="2">停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)</th> <th colspan="2">放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)</th> </tr> <tr> <th>格納容器フィルタベント系を経由した放出</th> <th>原子炉建物から大気中への放出</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>希ガス類</td><td>約1.6×10^{19}</td><td>約3.6×10^{18}</td><td>約1.3×10^{17}</td></tr> <tr><td>よう素類</td><td>約2.1×10^{19}</td><td>約3.1×10^{15}</td><td>約6.3×10^{15}</td></tr> <tr><td>CsOH類</td><td>約8.4×10^{17}</td><td>約5.4×10^{12}</td><td>約3.1×10^{12}</td></tr> <tr><td>Sb類</td><td>約9.5×10^{17}</td><td>約1.6×10^{11}</td><td>約3.1×10^{11}</td></tr> <tr><td>TeO₂類</td><td>約5.0×10^{18}</td><td>約2.8×10^{12}</td><td>約2.8×10^{12}</td></tr> <tr><td>SrO類</td><td>約9.0×10^{18}</td><td>約1.4×10^{12}</td><td>約1.5×10^{12}</td></tr> <tr><td>BaO類</td><td>約8.8×10^{18}</td><td>約2.0×10^{12}</td><td>約1.5×10^{12}</td></tr> <tr><td>MoO₂類</td><td>約1.8×10^{19}</td><td>約6.2×10^{11}</td><td>約5.2×10^{11}</td></tr> <tr><td>CeO₂類</td><td>約5.5×10^{19}</td><td>約3.5×10^{11}</td><td>約3.2×10^{11}</td></tr> <tr><td>La₂O₃類</td><td>約4.1×10^{19}</td><td>約1.1×10^{11}</td><td>約8.4×10^{10}</td></tr> </tbody> </table>	核種	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)		格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物から大気中への放出	希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 3.6×10^{18}	約 1.3×10^{17}	よう素類	約 2.1×10^{19}	約 2.7×10^{15}	約 6.4×10^{15}	CsOH類	約 8.4×10^{17}	約 5.5×10^9	約 2.9×10^{12}	Sb類	約 9.5×10^{17}	約 1.6×10^8	約 3.1×10^{11}	TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 2.8×10^9	約 2.7×10^{12}	SrO類	約 9.0×10^{18}	約 1.4×10^9	約 1.5×10^{12}	BaO類	約 8.8×10^{18}	約 2.0×10^9	約 1.5×10^{12}	MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 6.2×10^8	約 5.1×10^{11}	CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 3.4×10^8	約 3.2×10^{11}	La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 1.1×10^8	約 8.3×10^{10}	核種	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)		格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物から大気中への放出	希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 3.6×10^{18}	約 1.3×10^{17}	よう素類	約 2.1×10^{19}	約 3.1×10^{15}	約 6.3×10^{15}	CsOH類	約 8.4×10^{17}	約 5.4×10^{12}	約 3.1×10^{12}	Sb類	約 9.5×10^{17}	約 1.6×10^{11}	約 3.1×10^{11}	TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 2.8×10^{12}	約 2.8×10^{12}	SrO類	約 9.0×10^{18}	約 1.4×10^{12}	約 1.5×10^{12}	BaO類	約 8.8×10^{18}	約 2.0×10^{12}	約 1.5×10^{12}	MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 6.2×10^{11}	約 5.2×10^{11}	CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 3.5×10^{11}	約 3.2×10^{11}	La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 1.1×10^{11}	約 8.4×10^{10}	
項目	評価条件	選定理由																																																																																																																								
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重量を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故取束に成功した事故シーケンスを選定																																																																																																																								
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力																																																																																																																								
運転時間	1サイクル当たり 10,000時間(約416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定																																																																																																																								
代替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	代替炉心の燃料装荷割合に基づき設定																																																																																																																								
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 2.2×10^{19} Bq よう素類 : 約 2.8×10^{19} Bq CsOH類 : 約 1.1×10^{18} Bq Sb類 : 約 1.3×10^{18} Bq TeO ₂ 類 : 約 6.7×10^{18} Bq SrO類 : 約 1.2×10^{19} Bq BaO類 : 約 1.2×10^{19} Bq MoO ₂ 類 : 約 2.4×10^{19} Bq CeO ₂ 類 : 約 7.4×10^{19} Bq La ₂ O ₃ 類 : 約 5.5×10^{19} Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10,000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)																																																																																																																								
放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱: 事象発生から約19h後	MAAP解析結果																																																																																																																								
原子炉格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サブプレッション・プール水内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定																																																																																																																								
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R.G.1.195 ^{*1} に基づき設定																																																																																																																								
核種	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)																																																																																																																								
		格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物から大気中への放出																																																																																																																							
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 3.6×10^{18}	約 1.3×10^{17}																																																																																																																							
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 2.7×10^{15}	約 6.4×10^{15}																																																																																																																							
CsOH類	約 8.4×10^{17}	約 5.5×10^9	約 2.9×10^{12}																																																																																																																							
Sb類	約 9.5×10^{17}	約 1.6×10^8	約 3.1×10^{11}																																																																																																																							
TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 2.8×10^9	約 2.7×10^{12}																																																																																																																							
SrO類	約 9.0×10^{18}	約 1.4×10^9	約 1.5×10^{12}																																																																																																																							
BaO類	約 8.8×10^{18}	約 2.0×10^9	約 1.5×10^{12}																																																																																																																							
MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 6.2×10^8	約 5.1×10^{11}																																																																																																																							
CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 3.4×10^8	約 3.2×10^{11}																																																																																																																							
La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 1.1×10^8	約 8.3×10^{10}																																																																																																																							
核種	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)																																																																																																																								
		格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物から大気中への放出																																																																																																																							
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 3.6×10^{18}	約 1.3×10^{17}																																																																																																																							
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 3.1×10^{15}	約 6.3×10^{15}																																																																																																																							
CsOH類	約 8.4×10^{17}	約 5.4×10^{12}	約 3.1×10^{12}																																																																																																																							
Sb類	約 9.5×10^{17}	約 1.6×10^{11}	約 3.1×10^{11}																																																																																																																							
TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 2.8×10^{12}	約 2.8×10^{12}																																																																																																																							
SrO類	約 9.0×10^{18}	約 1.4×10^{12}	約 1.5×10^{12}																																																																																																																							
BaO類	約 8.8×10^{18}	約 2.0×10^{12}	約 1.5×10^{12}																																																																																																																							
MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 6.2×10^{11}	約 5.2×10^{11}																																																																																																																							
CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 3.5×10^{11}	約 3.2×10^{11}																																																																																																																							
La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 1.1×10^{11}	約 8.4×10^{10}																																																																																																																							

柏崎刈羽原子力発電所 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																																	
第1表 放出量評価条件 (2/3)																																				
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/日	M A A P解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pdで0.5%/日) 及びA E Cの式等に基づき設定																																		
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後~19.5h後 : 1.3%/日 (一定) その他の期間 : 0.5%/日 (一定)	原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びA E Cの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定)																																		
原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	M A A P解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)	M A A PのF P挙動モデル																																		
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない	保守的に設定																																		
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで) サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ)	C S E実験及びStandard Review Plan 6.5.2*2に基づき設定 Standard Review Plan6.5.5*3に基づき設定																																		
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>S/Cベント</th> <th>D/Wベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約4.3×10^{-3}</td> <td>: 約4.3×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>C s I類</td> <td>: 約6.2×10^{-5}</td> <td>: 約6.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>C s O H類</td> <td>: 約3.1×10^{-5}</td> <td>: 約3.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>S b類</td> <td>: 約6.7×10^{-6}</td> <td>: 約6.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>T e O₂類</td> <td>: 約6.7×10^{-6}</td> <td>: 約6.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>S r O類</td> <td>: 約2.7×10^{-6}</td> <td>: 約2.7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>B a O類</td> <td>: 約2.7×10^{-6}</td> <td>: 約2.7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>M o O₂類</td> <td>: 約3.4×10^{-7}</td> <td>: 約3.4×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>C e O₂類</td> <td>: 約6.7×10^{-8}</td> <td>: 約6.8×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>L a₂O₃類</td> <td>: 約2.7×10^{-8}</td> <td>: 約2.7×10^{-8}</td> </tr> </tbody> </table>		S/Cベント	D/Wベント	希ガス類	: 約 4.3×10^{-3}	: 約 4.3×10^{-3}	C s I類	: 約 6.2×10^{-5}	: 約 6.2×10^{-5}	C s O H類	: 約 3.1×10^{-5}	: 約 3.2×10^{-5}	S b類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	T e O ₂ 類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	S r O類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}	B a O類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}	M o O ₂ 類	: 約 3.4×10^{-7}	: 約 3.4×10^{-7}	C e O ₂ 類	: 約 6.7×10^{-8}	: 約 6.8×10^{-8}	L a ₂ O ₃ 類	: 約 2.7×10^{-8}	: 約 2.7×10^{-8}	M A A P解析結果及びN U R E G - 1465*4に基づき設定	
	S/Cベント	D/Wベント																																		
希ガス類	: 約 4.3×10^{-3}	: 約 4.3×10^{-3}																																		
C s I類	: 約 6.2×10^{-5}	: 約 6.2×10^{-5}																																		
C s O H類	: 約 3.1×10^{-5}	: 約 3.2×10^{-5}																																		
S b類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}																																		
T e O ₂ 類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}																																		
S r O類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}																																		
B a O類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}																																		
M o O ₂ 類	: 約 3.4×10^{-7}	: 約 3.4×10^{-7}																																		
C e O ₂ 類	: 約 6.7×10^{-8}	: 約 6.8×10^{-8}																																		
L a ₂ O ₃ 類	: 約 2.7×10^{-8}	: 約 2.7×10^{-8}																																		

柏崎刈羽原子力発電所 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																																																									
第1表 放出量評価条件 (3/3)																																																												
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項 目</th> <th style="width: 45%;">評価条件</th> <th style="width: 40%;">選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)</td> <td>無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)</td> <td>1回/日 (排気筒放出)</td> <td>設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間</td> <td>事象発生から2時間後</td> <td>起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率</td> <td>考慮しない</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態</td> <td>閉状態</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置への放出割合</td> <td> <table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>S/Cベント</th> <th>D/Wベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約1.0×10^{-6}</td> <td>: 約3.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約4.0×10^{-7}</td> <td>: 約7.5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約4.5×10^{-9}</td> <td>: 約7.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-10}</td> <td>: 約1.4×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約3.6×10^{-10}</td> <td>: 約5.8×10^{-6}</td> </tr> </tbody> </table> </td> <td>MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置の除去係数</td> <td>希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000</td> <td>設計値に基づき設定</td> </tr> </tbody> </table>				項 目	評価条件	選定理由	原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定	非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日 (排気筒放出)	設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため	格納容器圧力逃がし装置への放出割合	<table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>S/Cベント</th> <th>D/Wベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約1.0×10^{-6}</td> <td>: 約3.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約4.0×10^{-7}</td> <td>: 約7.5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約4.5×10^{-9}</td> <td>: 約7.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-10}</td> <td>: 約1.4×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約3.6×10^{-10}</td> <td>: 約5.8×10^{-6}</td> </tr> </tbody> </table>		S/Cベント	D/Wベント	希ガス類	: 約 9.5×10^{-1}	: 約 9.5×10^{-1}	CsI類	: 約 1.0×10^{-6}	: 約 3.9×10^{-3}	CsOH類	: 約 4.0×10^{-7}	: 約 7.5×10^{-3}	Sb類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	TeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	SrO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	BaO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	MoO ₂ 類	: 約 4.5×10^{-9}	: 約 7.2×10^{-5}	CeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-10}	: 約 1.4×10^{-5}	La ₂ O ₃ 類	: 約 3.6×10^{-10}	: 約 5.8×10^{-6}	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定	格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000	設計値に基づき設定
項 目	評価条件	選定理由																																																										
原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定																																																										
非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日 (排気筒放出)	設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)																																																										
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)																																																										
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定																																																										
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため																																																										
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	<table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>S/Cベント</th> <th>D/Wベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約1.0×10^{-6}</td> <td>: 約3.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約4.0×10^{-7}</td> <td>: 約7.5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約4.5×10^{-9}</td> <td>: 約7.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-10}</td> <td>: 約1.4×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約3.6×10^{-10}</td> <td>: 約5.8×10^{-6}</td> </tr> </tbody> </table>		S/Cベント	D/Wベント	希ガス類	: 約 9.5×10^{-1}	: 約 9.5×10^{-1}	CsI類	: 約 1.0×10^{-6}	: 約 3.9×10^{-3}	CsOH類	: 約 4.0×10^{-7}	: 約 7.5×10^{-3}	Sb類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	TeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	SrO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	BaO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	MoO ₂ 類	: 約 4.5×10^{-9}	: 約 7.2×10^{-5}	CeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-10}	: 約 1.4×10^{-5}	La ₂ O ₃ 類	: 約 3.6×10^{-10}	: 約 5.8×10^{-6}	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定																									
	S/Cベント	D/Wベント																																																										
希ガス類	: 約 9.5×10^{-1}	: 約 9.5×10^{-1}																																																										
CsI類	: 約 1.0×10^{-6}	: 約 3.9×10^{-3}																																																										
CsOH類	: 約 4.0×10^{-7}	: 約 7.5×10^{-3}																																																										
Sb類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}																																																										
TeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}																																																										
SrO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}																																																										
BaO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}																																																										
MoO ₂ 類	: 約 4.5×10^{-9}	: 約 7.2×10^{-5}																																																										
CeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-10}	: 約 1.4×10^{-5}																																																										
La ₂ O ₃ 類	: 約 3.6×10^{-10}	: 約 5.8×10^{-6}																																																										
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000	設計値に基づき設定																																																										
<p>※1 Regulatory Guide 1.195, "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", May 2003</p> <p>※2 Standard Review Plan 6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", December 2005</p> <p>※3 Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007</p> <p>※4 NUREG-1465, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", 1995</p>																																																												

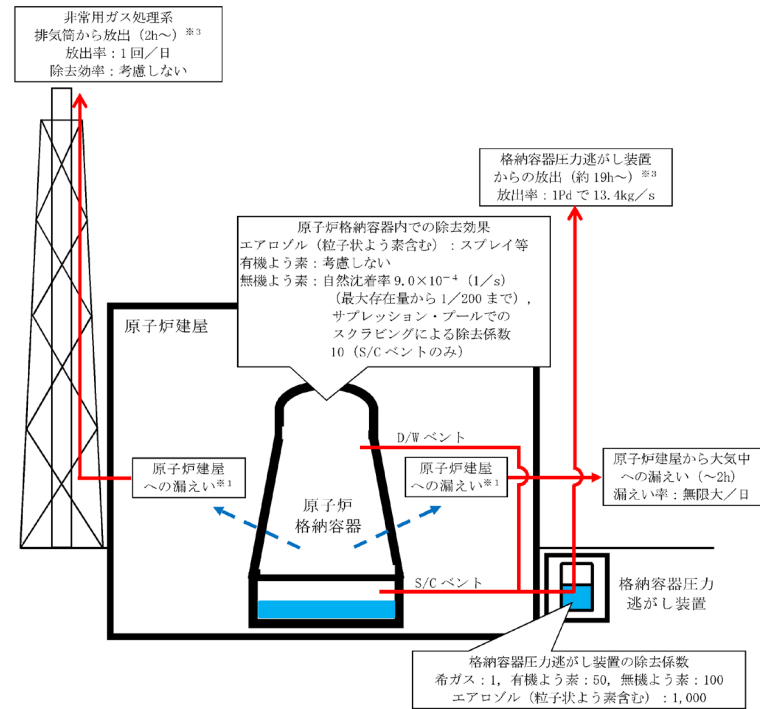
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<pre> graph TD A[希ガスの炉内蓄積量] --> B["原子炉格納容器内への放出割合 : MAA P解析に基づく"] B --> C["原子炉格納容器内での除去効果 : MAA P解析に基づく (除去効果なし)"] C --> D["原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率: IPd 以下: 0.9Pd で 0.5%/日 IPd 超過: 2Pd で 1.3%/日"] C --> E["格納容器圧力逃がし装置への 放出割合 : MAA P解析に基づく"] D --> F["原子炉建屋への流入割合 : MAA P解析に基づく"] E --> G["格納容器圧力逃がし装置 除去係数: 1"] F --> H["原子炉建屋から大気中への 漏えい率: 無限大/日"] F --> I["非常用ガス処理系から 大気へ放出 放出率: 1回/日 除去効率: 考慮しない"] H --> J["原子炉建屋から漏えい又は 非常用ガス処理系排気筒から放出"] I --> J G --> K["格納容器圧力逃がし装置 から放出"] </pre> <p style="text-align: center;">第1図 希ガスの大気放出過程</p>		



第2図 よう素の大気放出過程

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<pre> graph TD A[セシウムの炉内蓄積量] --> B["原子炉格納容器内への放出割合 : MAA P解析に基づく"] B --> C["原子炉格納容器内での除去効果 : MAA P解析に基づく (ドライウェルスプレイ等)"] C --> D["原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率: 1Pd 以下: 0.9Pd で 0.5%/日 1Pd 超過: 2Pd で 1.3%/日"] C --> E["格納容器圧力逃がし装置への 放出割合 : MAA P解析に基づく"] D --> F["原子炉建屋への流入割合 : MAA P解析に基づく"] E --> G["格納容器圧力逃がし装置 除去係数: 1,000"] F --> H["原子炉建屋から大気中への 漏えい率: 無限大/日"] F --> I["非常用ガス処理系から 大気へ放出 放出率: 1回/日 除去効率: 考慮しない"] H --> J["原子炉建屋から漏えい又は 非常用ガス処理系排気筒から放出"] I --> J G --> K["格納容器圧力逃がし装置 から放出"] </pre> <p style="text-align: center;">第3図 セシウムの大気気放出過程</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 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
	<pre> graph TD A[その他核種の炉内蓄積量] --> B["原子炉格納容器内への放出割合 : MAA P 解析に基づく"] B --> C["原子炉格納容器内での除去効果 : MAA P 解析に基づく (ドライウェルスプレー等)"] C --> D["原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率: 1Pd 以下: 0.9Pd で 0.5%/日 1Pd 超過: 2Pd で 1.3%/日"] C --> E["格納容器圧力逃がし装置への 放出割合 : MAA P 解析及びNUREG- 1465 の知見に基づき評価"] D --> F["原子炉建屋への流入割合 : MAA P 解析及びNUREG- 1465 の知見に基づき評価"] D --> G["非常用ガス処理系から 大気へ放出 放出率: 1回/日 除去効率: 考慮しない"] F --> H["原子炉建屋から大気中への 漏えい率: 無限大/日"] F --> G E --> I["格納容器圧力逃がし装置 除去係数: 1,000"] H --> J["原子炉建屋から漏えい又は 非常用ガス処理系排気筒から放出"] I --> K["格納容器圧力逃がし装置 から放出"] </pre> <p>第4図 其他核種の大気放出過程</p>		

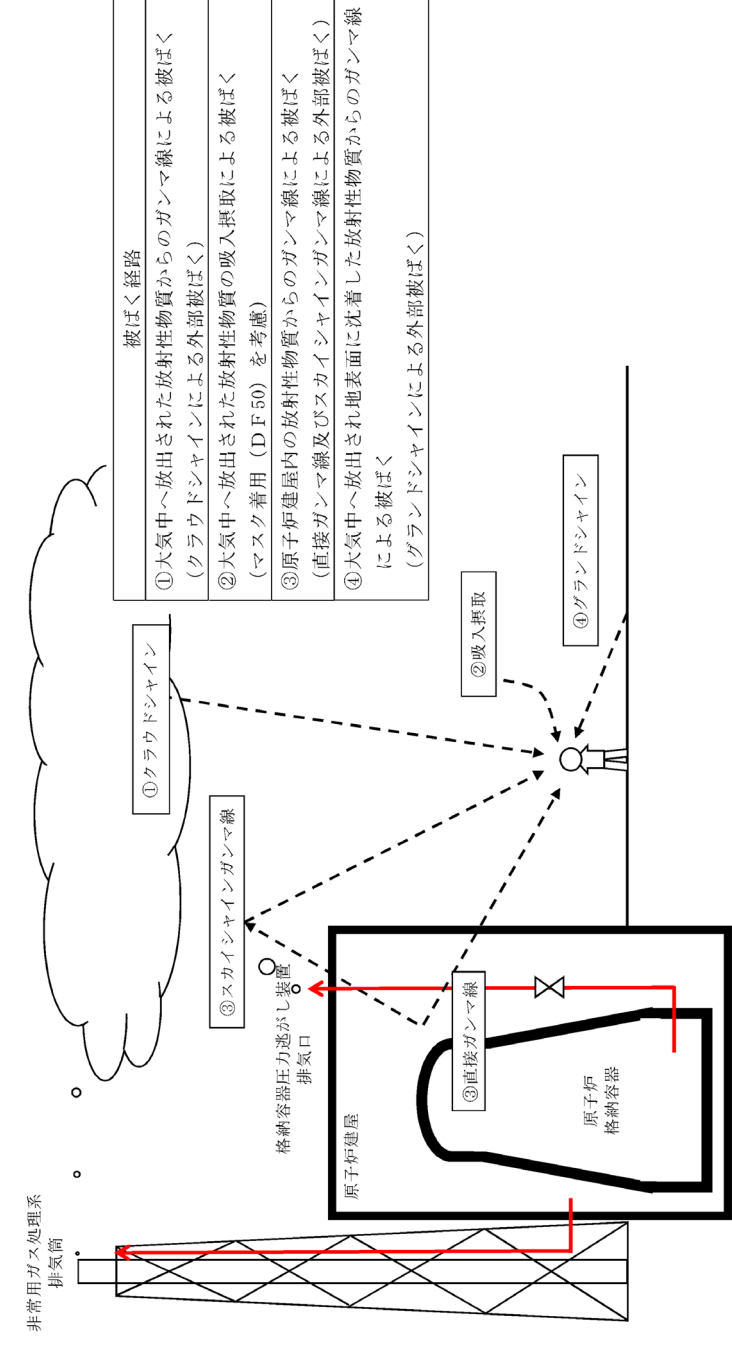


※1 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率
【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】
1Pd以下: 0.9Pdで 0.5%/日, 1Pd超過: 2Pdで 1.3%/日
【無機よう素】
1.5h後~19.5h後: 1.3%/日 (一定), 上記以外の期間: 0.5%/日 (一定)

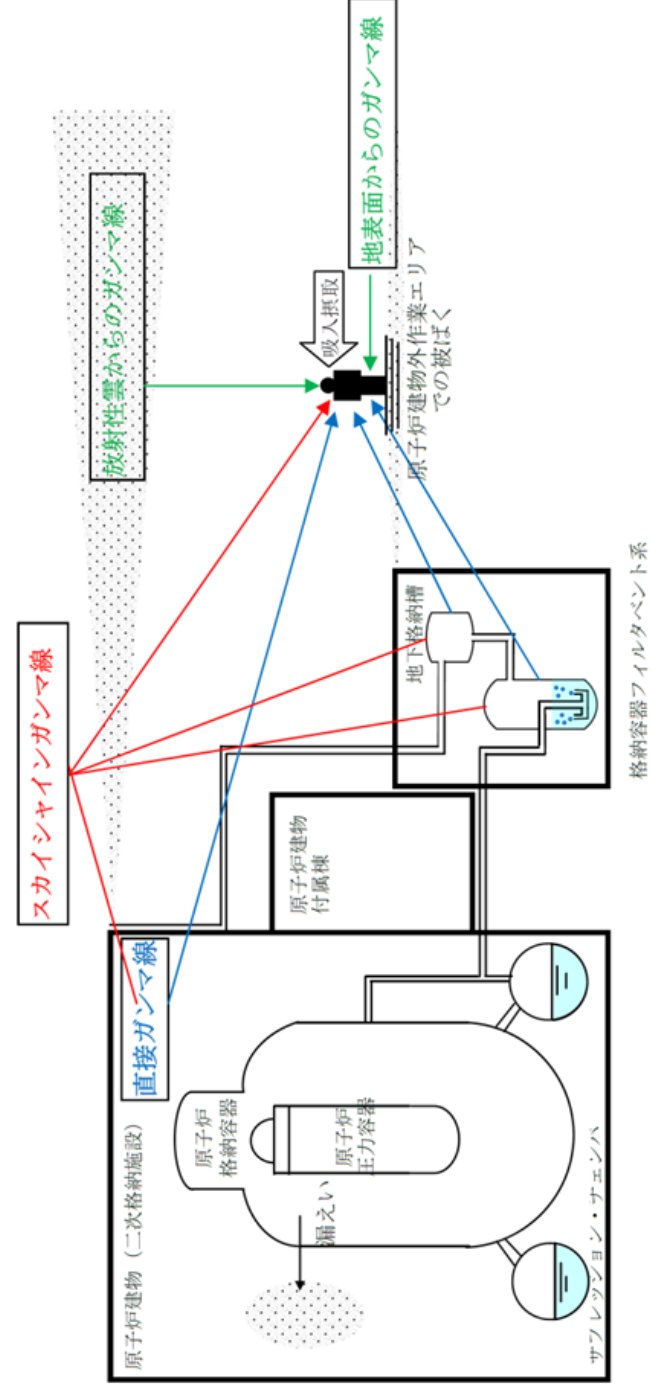
大気への放出経路	0h	▼2h※2	▼19h※3	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	■	■	■	■
非常用ガス処理系排気筒からの放出			■	■
格納容器圧力逃がし装置からの放出				■

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため、事象発生 2h以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。
※3 事象発生後 19h以降は、「非常用ガス処理系排気筒からの放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

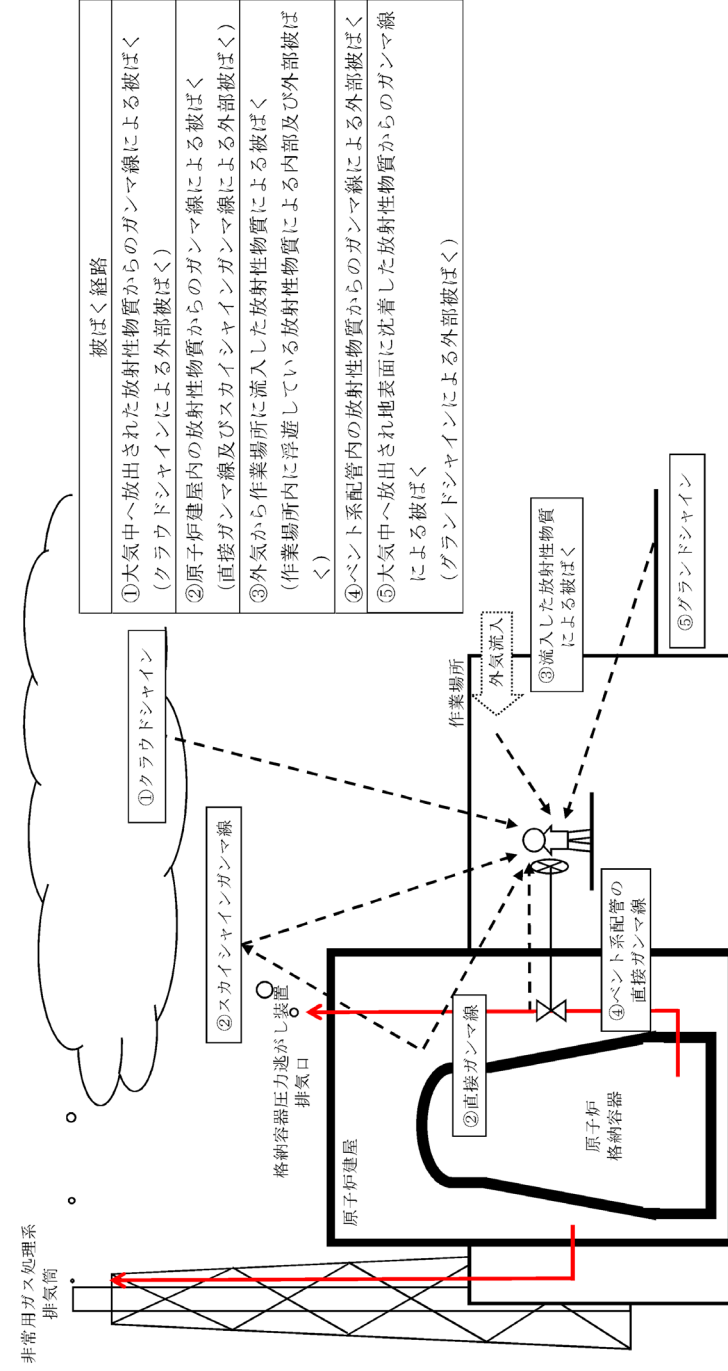
第5図 大気放出過程概略図 (イメージ)



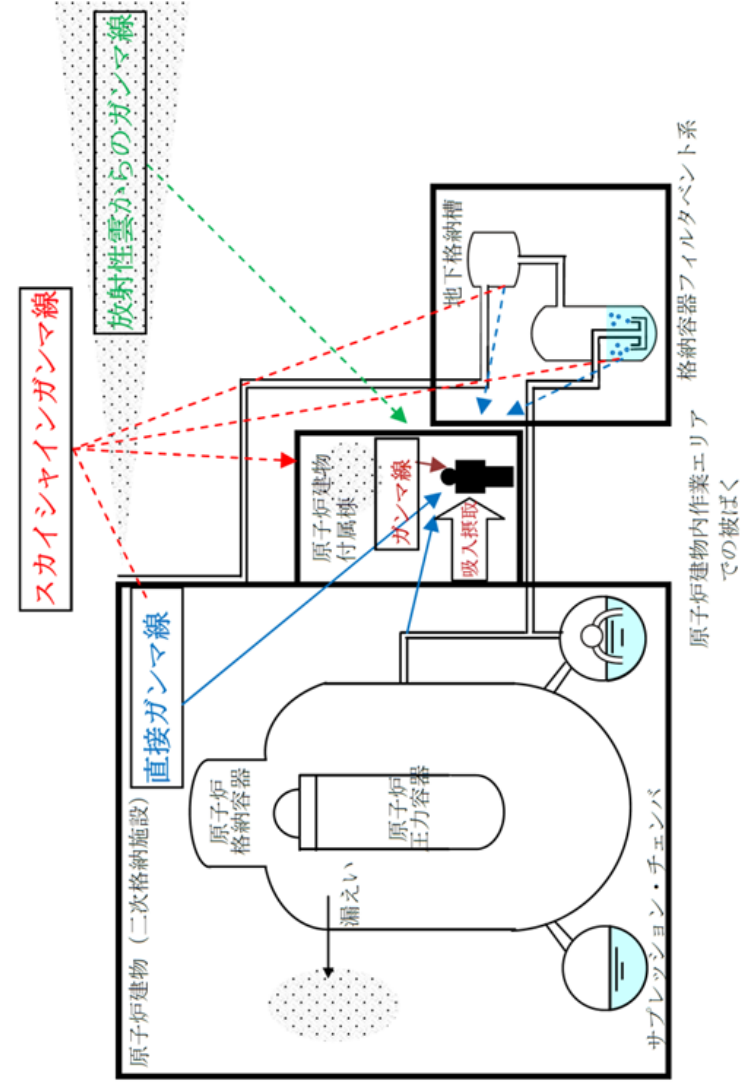
第6図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋外移動時)



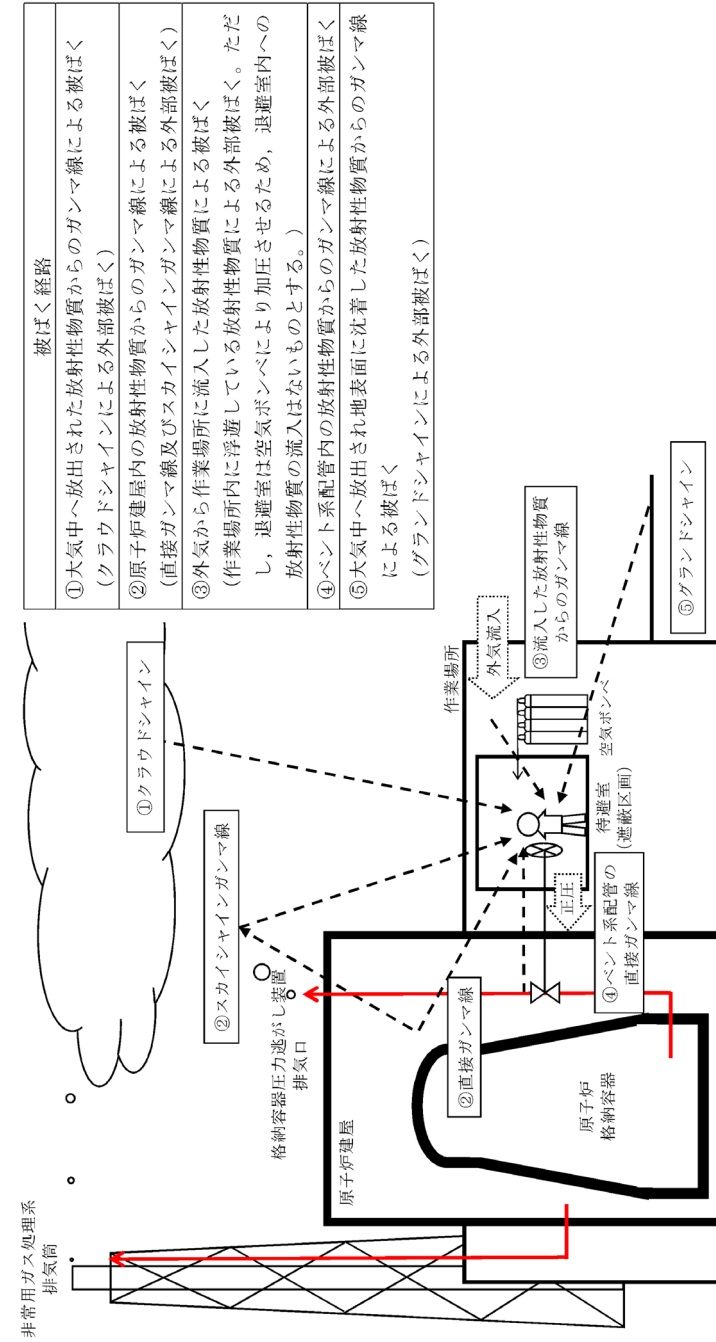
第1図 被ばく経路概念図 (屋外)



第7図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋内移動時及び第一弁開操作時)



第1図 被ばく経路概念図 (屋内)



第8図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (第二弁開操作時)

・運用設計の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、原子炉建物の二次格納施設外での作業実施

柏崎刈羽原子力発電所 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;"><u>第2表 大気拡散評価条件</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大気拡散評価モデル</td> <td>ガウスプルームモデル</td> <td>発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価</td> </tr> <tr> <td>気象資料</td> <td>東海第二発電所における1年間の気象資料（2005年4月～2006年3月） 地上風：地上10m 排気筒風：地上140m</td> <td>格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上140m）の気象データを使用</td> </tr> <tr> <td>放出源及び放出源高さ（有効高さ）</td> <td>原子炉建屋漏えい：地上0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上95m</td> <td>格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定</td> </tr> <tr> <td>実効放出継続時間</td> <td>1時間</td> <td>保守的に最も短い実効放出継続時間を設定</td> </tr> <tr> <td>累積出現頻度</td> <td>小さい方から97%</td> <td>気象指針に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>建屋の影響</td> <td>考慮する</td> <td>格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮</td> </tr> <tr> <td>巻き込みを生じる代表建屋</td> <td>原子炉建屋</td> <td>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定</td> </tr> <tr> <td>大気拡散評価点</td> <td>第20図参照</td> <td>屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定</td> </tr> <tr> <td>着目方位</td> <td>非常用ガス処理系排気筒：1方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9方位</td> <td>非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする。</td> </tr> <tr> <td>建屋影響</td> <td>3,000m²</td> <td>原子炉建屋の最小投影面積を設定</td> </tr> <tr> <td>形状係数</td> <td>0.5</td> <td>気象指針に基づき設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価	気象資料	東海第二発電所における1年間の気象資料（2005年4月～2006年3月） 地上風：地上10m 排気筒風：地上140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上140m）の気象データを使用	放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定	実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定	建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	大気拡散評価点	第20図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定	着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする。	建屋影響	3,000m ²	原子炉建屋の最小投影面積を設定	形状係数	0.5	気象指針に基づき設定	<p style="text-align: center;"><u>第2表 放射性物質の大気拡散評価条件（1 / 2）</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大気拡散評価モデル</td> <td>ガウスプルームモデル</td> <td>発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価</td> </tr> <tr> <td>気象資料</td> <td>島根原子力発電所における1年間の気象資料（2009年1月～2009年12月）</td> <td>建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約20m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、発電所において観測された1年間の気象データを使用</td> </tr> <tr> <td>放出源及び放出源高さ</td> <td>原子炉建物：地上0m 格納容器フィルタベント系排気管：地上50m 非常用ガス処理系排気筒：地上110m</td> <td>実高さを参照 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮</td> </tr> <tr> <td>実効放出継続時間</td> <td>原子炉建物：1時間 格納容器フィルタベント系排気管：1時間 非常用ガス処理系排気筒：30時間</td> <td>格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に1時間と設定。排気筒からの放出は、気象指針に従い、全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。</td> </tr> <tr> <td>累積出現頻度</td> <td>小さい方から累積して97%</td> <td>気象指針を参照</td> </tr> <tr> <td>建物巻き込み</td> <td>考慮する</td> <td>放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮</td> </tr> <tr> <td>巻き込みを生じる代表建物</td> <td>2号原子炉建物及び2号タービン建物</td> <td>放出源又は放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として設定</td> </tr> <tr> <td>放射性物質濃度の評価点</td> <td>図4～図7参照</td> <td>屋外移動時は、敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は、原子炉建物1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第二隔離弁操作位置で設定</td> </tr> <tr> <td>建物投影面積</td> <td>2号原子炉建物：2600m² （原子炉建物、格納容器フィルタベント系放出時） 2号タービン建物：2100m² （排気筒放出時）</td> <td>審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの</td> </tr> <tr> <td>形状係数</td> <td>0.5</td> <td>審査ガイドに示された評価方法を参照し設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価	気象資料	島根原子力発電所における1年間の気象資料（2009年1月～2009年12月）	建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約20m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、発電所において観測された1年間の気象データを使用	放出源及び放出源高さ	原子炉建物：地上0m 格納容器フィルタベント系排気管：地上50m 非常用ガス処理系排気筒：地上110m	実高さを参照 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮	実効放出継続時間	原子炉建物：1時間 格納容器フィルタベント系排気管：1時間 非常用ガス処理系排気筒：30時間	格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に1時間と設定。排気筒からの放出は、気象指針に従い、全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。	累積出現頻度	小さい方から累積して97%	気象指針を参照	建物巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮	巻き込みを生じる代表建物	2号原子炉建物及び2号タービン建物	放出源又は放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として設定	放射性物質濃度の評価点	図4～図7参照	屋外移動時は、敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は、原子炉建物1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第二隔離弁操作位置で設定	建物投影面積	2号原子炉建物：2600m ² （原子炉建物、格納容器フィルタベント系放出時） 2号タービン建物：2100m ² （排気筒放出時）	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの	形状係数	0.5	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定	<p>・評価条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二の排気筒放出は、近接する建屋高さの2.5倍を超えることから建屋巻き込みを考慮していないのに対し、島根2号炉では、すべての放出点で巻き込みを考慮する</p>
項目	評価条件	選定理由																																																																						
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価																																																																						
気象資料	東海第二発電所における1年間の気象資料（2005年4月～2006年3月） 地上風：地上10m 排気筒風：地上140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上140m）の気象データを使用																																																																						
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定																																																																						
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定																																																																						
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定																																																																						
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮																																																																						
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定																																																																						
大気拡散評価点	第20図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定																																																																						
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする。																																																																						
建屋影響	3,000m ²	原子炉建屋の最小投影面積を設定																																																																						
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定																																																																						
項目	評価条件	選定理由																																																																						
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価																																																																						
気象資料	島根原子力発電所における1年間の気象資料（2009年1月～2009年12月）	建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約20m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、発電所において観測された1年間の気象データを使用																																																																						
放出源及び放出源高さ	原子炉建物：地上0m 格納容器フィルタベント系排気管：地上50m 非常用ガス処理系排気筒：地上110m	実高さを参照 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮																																																																						
実効放出継続時間	原子炉建物：1時間 格納容器フィルタベント系排気管：1時間 非常用ガス処理系排気筒：30時間	格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に1時間と設定。排気筒からの放出は、気象指針に従い、全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。																																																																						
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	気象指針を参照																																																																						
建物巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮																																																																						
巻き込みを生じる代表建物	2号原子炉建物及び2号タービン建物	放出源又は放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として設定																																																																						
放射性物質濃度の評価点	図4～図7参照	屋外移動時は、敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は、原子炉建物1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第二隔離弁操作位置で設定																																																																						
建物投影面積	2号原子炉建物：2600m ² （原子炉建物、格納容器フィルタベント系放出時） 2号タービン建物：2100m ² （排気筒放出時）	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの																																																																						
形状係数	0.5	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定																																																																						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考							
		<p style="text-align: center; color: red;">第2表 放射性物質の大気拡散評価条件 (2/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">項目</th> <th style="width: 60%;">評価条件</th> <th style="width: 30%;">選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3" style="text-align: center; vertical-align: middle;">着目方位</td> <td> W / W ベ ン ト 第 一 隔 離 弁 操 作 位 置 【原子炉建物放出時】 9方位 (SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE) 【排気筒放出時】 9方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE) </td> <td rowspan="3" style="text-align: center; vertical-align: middle;">審査ガイドに示された評価方法に基づき設定</td> </tr> <tr> <td> D / W ベ ン ト 第 一 隔 離 弁 操 作 位 置 【原子炉建物放出時】 9方位 (SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE) 【排気筒放出時】 9方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE) </td> </tr> <tr> <td> 第 一 隔 離 弁 操 作 位 置 【原子炉建物放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE) 【排気筒放出時】 9方位 (NE,ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE,E) </td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	着目方位	W / W ベ ン ト 第 一 隔 離 弁 操 作 位 置 【原子炉建物放出時】 9方位 (SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE) 【排気筒放出時】 9方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	D / W ベ ン ト 第 一 隔 離 弁 操 作 位 置 【原子炉建物放出時】 9方位 (SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE) 【排気筒放出時】 9方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)	第 一 隔 離 弁 操 作 位 置 【原子炉建物放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE) 【排気筒放出時】 9方位 (NE,ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE,E)
項目	評価条件	選定理由								
着目方位	W / W ベ ン ト 第 一 隔 離 弁 操 作 位 置 【原子炉建物放出時】 9方位 (SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE) 【排気筒放出時】 9方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定								
	D / W ベ ン ト 第 一 隔 離 弁 操 作 位 置 【原子炉建物放出時】 9方位 (SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE) 【排気筒放出時】 9方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)									
	第 一 隔 離 弁 操 作 位 置 【原子炉建物放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE) 【排気筒放出時】 9方位 (NE,ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE,E)									

第3表 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

作業内容		放出箇所	χ/Q 及び D/Q	
第一弁 (S/C側) 開操作	屋内外移動時 / 作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
第一弁 (D/W側) 開操作	屋内外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 7.4×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3) D/Q (Gy/Bq)	約 2.1×10^{-6} 約 6.4×10^{-20}
第二弁 開操作	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m^3) D/Q (Gy/Bq)	約 4.2×10^{-4} 約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3) D/Q (Gy/Bq)	約 3.0×10^{-6} 約 1.2×10^{-19}
	屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 8.0×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 4.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 7.4×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.7×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}

第3表 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出高さ	相対濃度 [s/m^3]	相対線量 [Gy/Bq]
W/Wベン ト第一隔離 弁操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
	排気筒 (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.4×10^{-4}	6.2×10^{-18}
D/Wベン ト第一隔離 弁操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	5.9×10^{-18}
	排気筒 (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
第二隔離弁 操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	5.8×10^{-18}
	排気筒 (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}

第4表 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件

項目	評価条件	選定理由
サブマージ ョンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_V \cdot z / Q \cdot E_V \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p> D : 放射線量率 (Sv/h) Q_V : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5MeV換算値) E_V : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m) R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m) $R = \sqrt{\frac{3V_R}{2\pi}}$ V_R : 作業エリア等の空間体積 (m³) </p>	—
作業場所等 の空間体積 (V _R)	< S / Cからのベントを行う場合 > ・ 第一弁 操作場所 : 2,200m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³ ・ 第二弁 操作場所 : 590m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³ < D / Wからのベントを行う場合 > ・ 第一弁 屋外のため相対線量より評価 ・ 第二弁 操作場所 : 590m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³	アクセスルートとなる建 屋内の区画で最も線量率 が高くなる区画の空間体 積で設定 操作エリアは作業区画の 空間体積で設定
屋内作業場 所流入率の 考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一 濃度とする。
待避室の遮 蔽及び空気 ポンベ加圧 考慮 (第二 弁操作場 所)のみ	待避室の遮蔽厚 : <input type="text"/> m ² (コンクリート相当) 空気ポンベによる加圧時間: ベント実施から3時間 ※1 格納容器圧力逃がし装置配管がある部分の遮蔽厚は <input type="text"/> (コンクリート相当)	第二弁操作場所にベント 後3時間滞在する。
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許 容差 (-5mm)を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電 所施設における鉄筋コン クリート工事, 日本建築 学会)に基づき設定
コンクリー ト密度	2.00g/cm ³	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電 所施設における鉄筋コン クリート工事, 日本建築 学会)を基に算出した値を 設定

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																														
	<p style="text-align: center;"><u>第5表 線量換算係数, 呼吸率等</u></p> <table border="1" data-bbox="964 325 1662 808"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線量換算係数</td> <td>成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub.71 等に基づく</td> <td>ICRP Publication 71 に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>呼吸率</td> <td>1.2m³/h</td> <td>成人活動時の呼吸率を設定</td> </tr> <tr> <td>マスクの除染係数</td> <td>D F 50</td> <td>性能上期待できる値から設定</td> </tr> <tr> <td>地表面への沈着速度</td> <td>粒子状物質 : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s</td> <td>東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub.71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定	呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定	マスクの除染係数	D F 50	性能上期待できる値から設定	地表面への沈着速度	粒子状物質 : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定	<p style="text-align: center;"><u>第4表 線量換算係数及び地表面への沈着速度等</u></p> <table border="1" data-bbox="1736 325 2478 861"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線量換算係数</td> <td>成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub.71 等に基づく</td> <td>ICRP Publication 71 等に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>呼吸率</td> <td>1.2m³/h</td> <td>「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の第2表の成人活動時の呼吸率を設定</td> </tr> <tr> <td>マスクによる防護係数</td> <td>50</td> <td>着用を考慮し、期待できる防護係数として設定した</td> </tr> <tr> <td>地表面への沈着速度</td> <td>エアロゾル : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着無し</td> <td>湿性沈着を考慮し設定 (補足1参照)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub.71 等に基づく	ICRP Publication 71 等に基づき設定	呼吸率	1.2m ³ /h	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の第2表の成人活動時の呼吸率を設定	マスクによる防護係数	50	着用を考慮し、期待できる防護係数として設定した	地表面への沈着速度	エアロゾル : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着無し	湿性沈着を考慮し設定 (補足1参照)	
項目	評価条件	選定理由																															
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub.71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定																															
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定																															
マスクの除染係数	D F 50	性能上期待できる値から設定																															
地表面への沈着速度	粒子状物質 : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定																															
項目	評価条件	選定理由																															
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub.71 等に基づく	ICRP Publication 71 等に基づき設定																															
呼吸率	1.2m ³ /h	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の第2表の成人活動時の呼吸率を設定																															
マスクによる防護係数	50	着用を考慮し、期待できる防護係数として設定した																															
地表面への沈着速度	エアロゾル : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着無し	湿性沈着を考慮し設定 (補足1参照)																															

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																	
		<p style="text-align: center; color: red;">第5表 格納容器ベント実施前後の作業</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="3"></th> <th colspan="4">格納容器ベント実施前</th> <th colspan="2">格納容器ベント実施後</th> </tr> <tr> <th>水素濃度測定装置</th> <th>可搬式窒素供給装置準備</th> <th>ベント弁(第二隔離弁)開操作</th> <th>ベント弁(第一隔離弁)開操作</th> <th>ベント弁閉操作</th> <th>窒素供給操作</th> </tr> <tr> <th>屋外</th> <th>屋外</th> <th>屋内^{※1}</th> <th>屋内^{※1}</th> <th>屋内^{※1}</th> <th>屋外</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>作業開始時間(事象開始後)</td> <td>約28時間～ 約32時間</td> <td>約28時間～ 約32時間</td> <td>約28時間～ 約32時間</td> <td>約32時間</td> <td>168時間後以降</td> <td>168時間後以降</td> </tr> <tr> <td>作業時間</td> <td>移動30分 作業60分</td> <td>移動:20分 作業:80分</td> <td>移動(往):10分 作業:60分 移動(復):10分</td> <td>移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分</td> <td>移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分</td> <td>移動:20分 作業:40分</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 二次格納施設内での作業は不要であるため、二次格納施設以外の屋内操作場所について検討する。</p>		格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後		水素濃度測定装置	可搬式窒素供給装置準備	ベント弁(第二隔離弁)開操作	ベント弁(第一隔離弁)開操作	ベント弁閉操作	窒素供給操作	屋外	屋外	屋内 ^{※1}	屋内 ^{※1}	屋内 ^{※1}	屋外	作業開始時間(事象開始後)	約28時間～ 約32時間	約28時間～ 約32時間	約28時間～ 約32時間	約32時間	168時間後以降	168時間後以降	作業時間	移動30分 作業60分	移動:20分 作業:80分	移動(往):10分 作業:60分 移動(復):10分	移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分	移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分	移動:20分 作業:40分	
	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後																															
	水素濃度測定装置	可搬式窒素供給装置準備		ベント弁(第二隔離弁)開操作	ベント弁(第一隔離弁)開操作	ベント弁閉操作	窒素供給操作																													
	屋外	屋外	屋内 ^{※1}	屋内 ^{※1}	屋内 ^{※1}	屋外																														
作業開始時間(事象開始後)	約28時間～ 約32時間	約28時間～ 約32時間	約28時間～ 約32時間	約32時間	168時間後以降	168時間後以降																														
作業時間	移動30分 作業60分	移動:20分 作業:80分	移動(往):10分 作業:60分 移動(復):10分	移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分	移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分	移動:20分 作業:40分																														

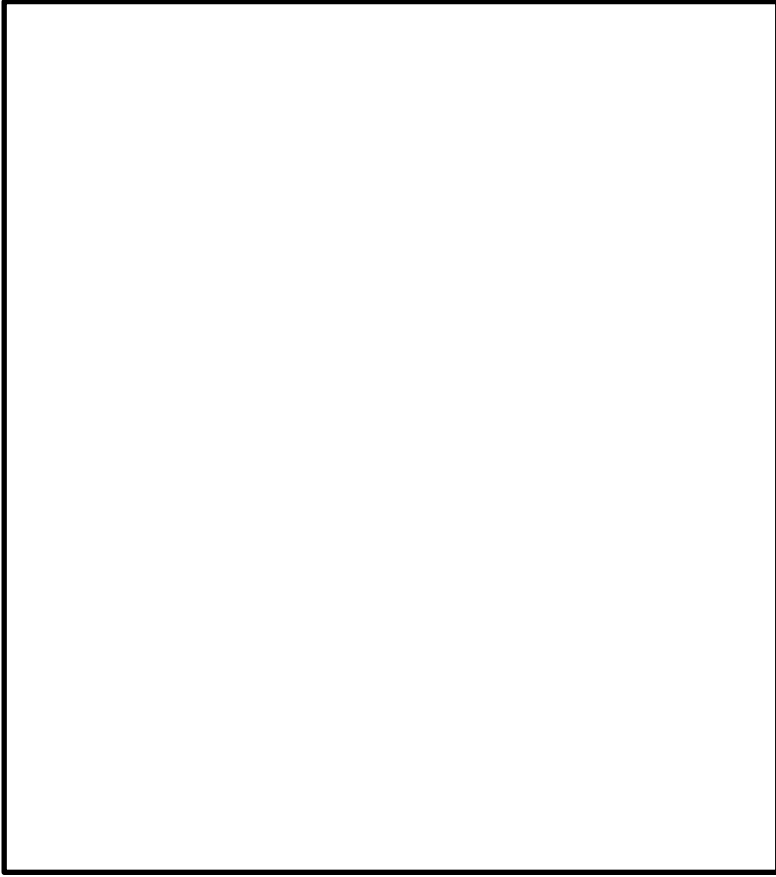
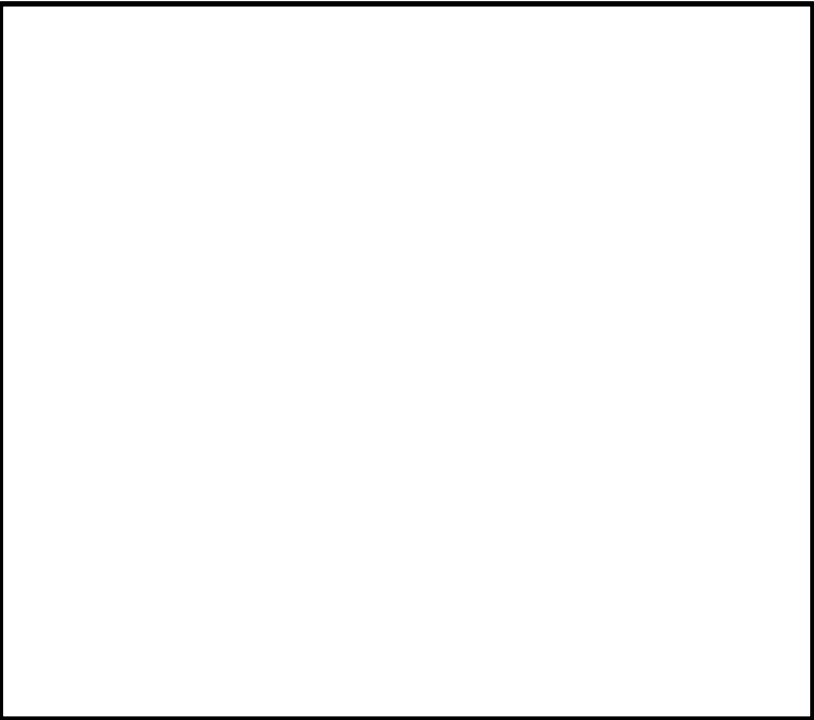
第6表 格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線

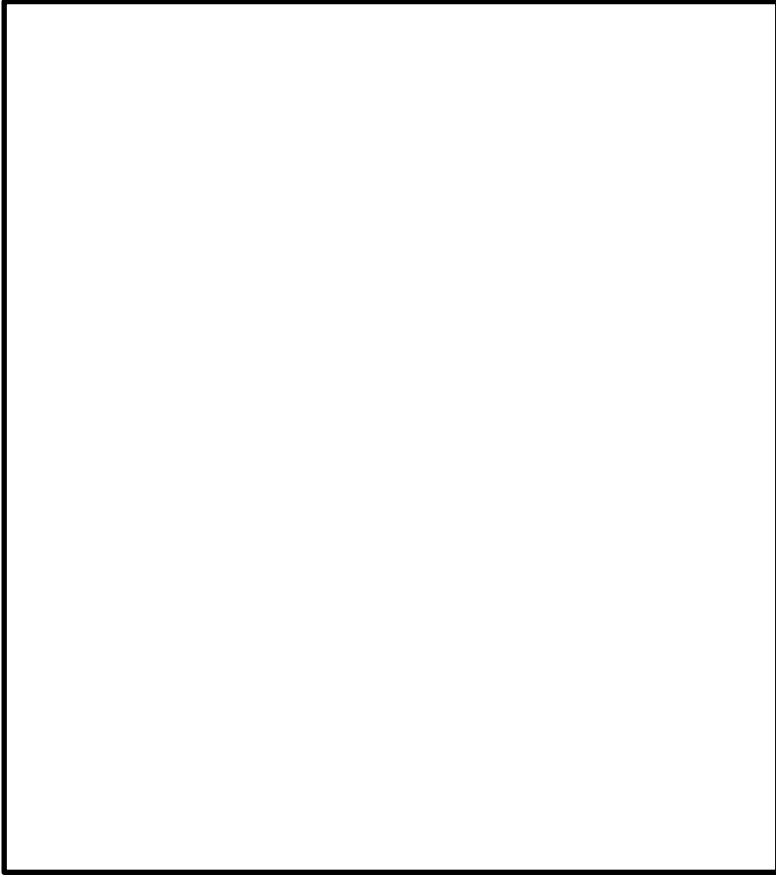

項目	評価条件		選定理由
遮蔽厚さ※1	第一弁 (S/C側)	作業場所	ベント操作エリアにおける原子炉建屋壁、補助遮蔽設備等を考慮 (第9図～第19図参照)
		移動ルート	
	第一弁 (D/W側)	作業場所	
		移動ルート	
	第二弁	作業場所	
		移動ルート	
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差 (-5mm) を引いた値を適用		建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会) に基づき設定
コンクリート密度	2.00g/cm ³		建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会) を基に算出した値を設定
配管中心から評価点までの距離	第一弁 (S/C側)	作業場所	-
		移動ルート	
	第一弁 (D/W側)	作業場所	
		移動ルート	
	第二弁	作業場所	
		移動ルート	

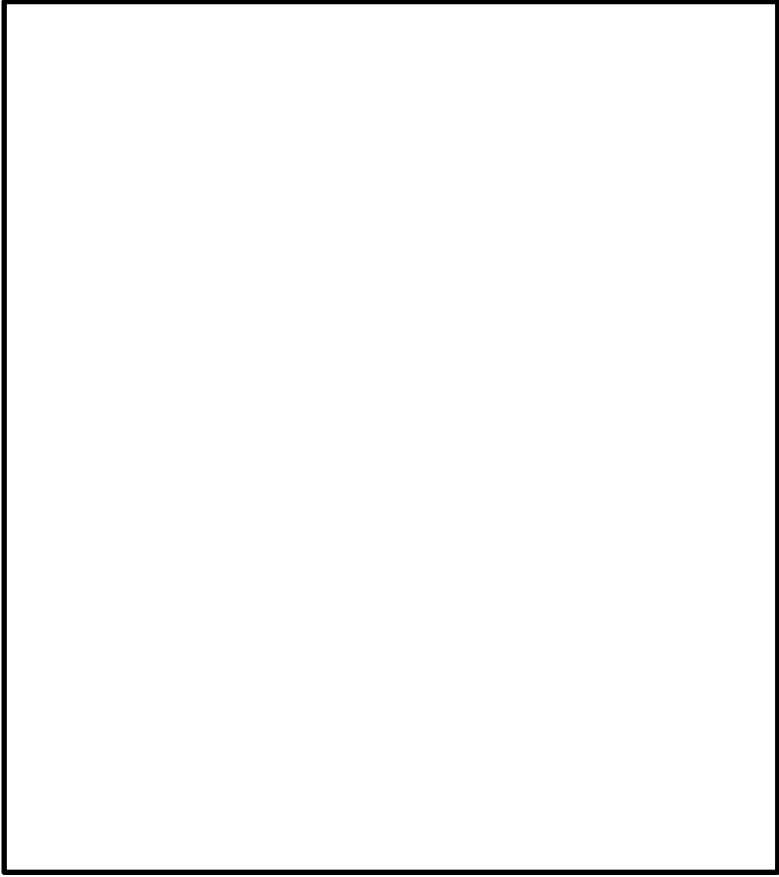
※1 遮蔽厚はコンクリート相当の厚さとする。

第7表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及び
スカイシャインガンマ線

項目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価: QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価: ANISN G33-GP2R	現行許認可 (添十) に同じ

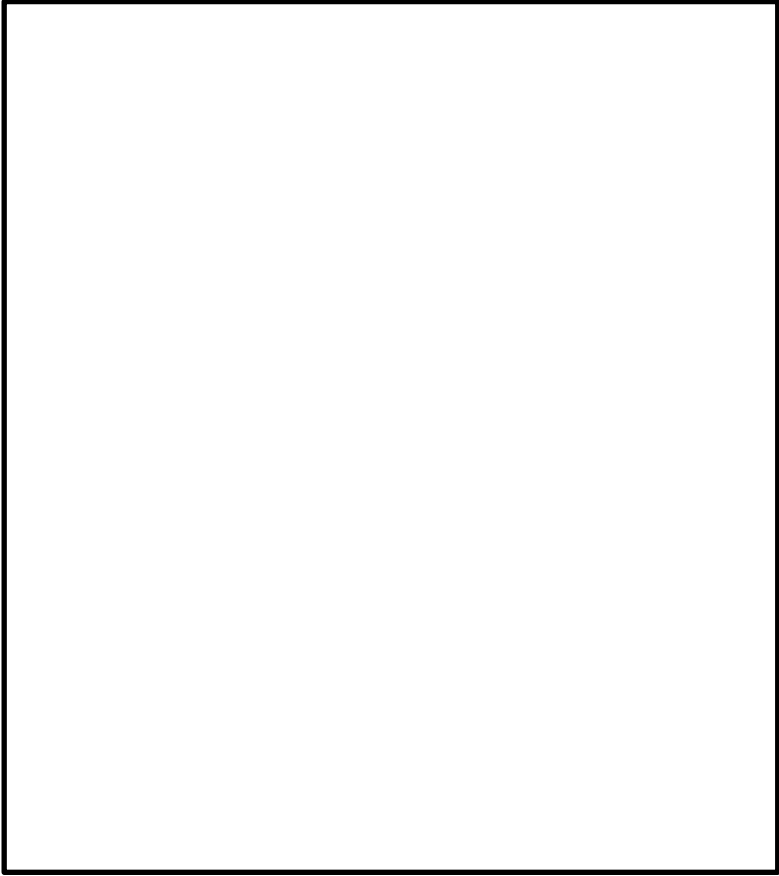
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="973 1115 1656 1150">第9図 第一弁 (S/C側) 操作場所及びアクセスルート</p>	 <p data-bbox="1730 982 2490 1060">第3図 第一隔離弁 (W/Wベント) 操作場所 (原子炉建物地下1階)</p>	

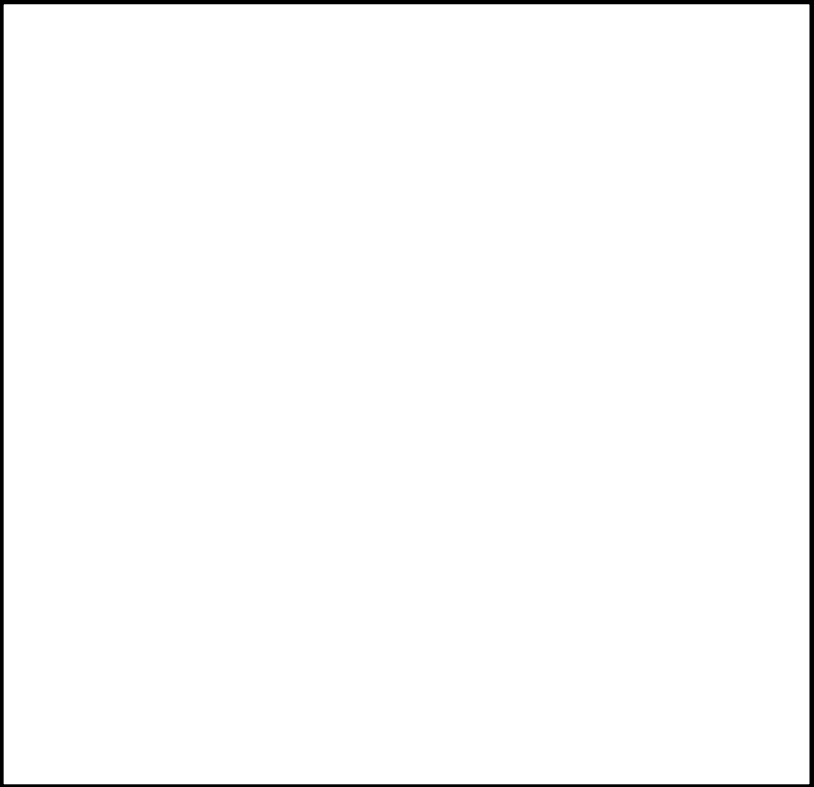
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="961 1115 1668 1150">第10図 第一弁（S/C側）操作場所及びアクセスルート</p>	 <p data-bbox="1724 936 2490 1016">第4図 第一隔離弁（W/Wベント）操作場所（原子炉建物地上1階）</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 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="961 1115 1670 1150">第11図 第一弁（S/C側）操作場所及びアクセスルート</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 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="952 275 1676 1094" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="952 1115 1676 1157" data-label="Caption"> <p>第12図 第一弁 (D/W側) 操作場所及びアクセスルート</p> </div>	<div data-bbox="1724 275 2487 873" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1724 894 2487 978" data-label="Caption"> <p>第5図 第一隔離弁 (D/Wベント) 操作場所 (原子炉建物地上2階)</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
	<div data-bbox="952 275 1676 1094" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="952 1115 1676 1150" data-label="Caption"> <p>第13図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート</p> </div>		

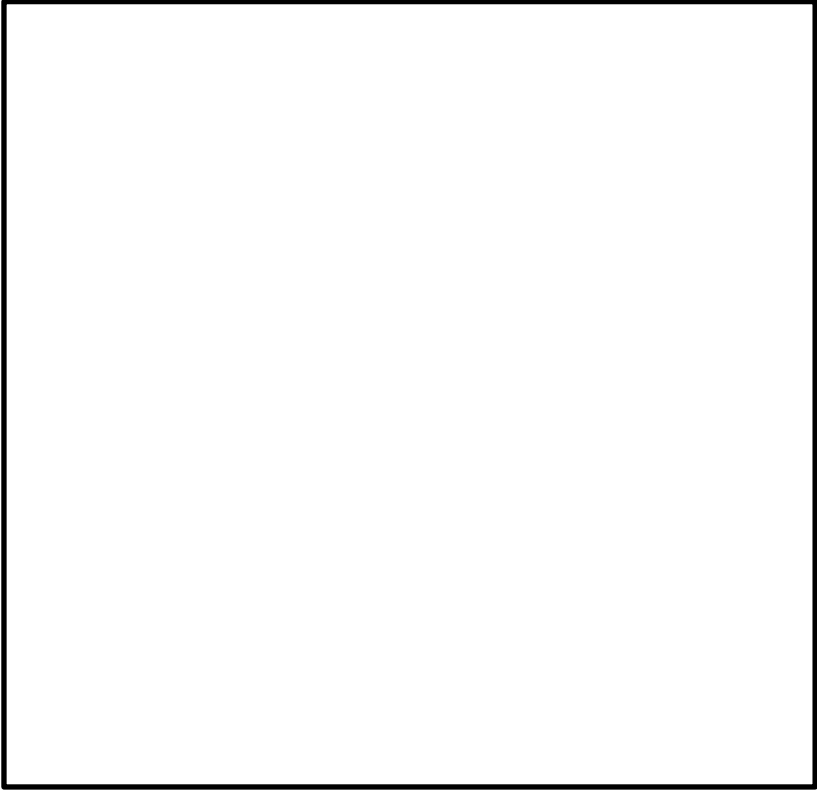
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="961 1119 1670 1150">第14図 第一弁 (D/W側) 操作場所及びアクセスルート</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 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="964 1073 1668 1104">第15図 第一弁 (D/W側) 操作場所及びアクセスルート</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 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="934 270 1694 1010" style="border: 2px solid black; height: 352px; width: 256px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1083 1073 1546 1104" style="text-align: center;">第16図 屋外移動時のアクセスルート</div>	<div data-bbox="1724 270 2484 842" style="border: 2px solid black; height: 272px; width: 256px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1973 894 2237 926" style="text-align: center; color: red;">第6図 屋外作業場所</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="1041 1073 1584 1104">第17図 第二弁操作場所及びアクセスルート</p>	 <p data-bbox="1792 984 2407 1016">第7図 第二隔離弁操作場所 (原子炉建物地上3階)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 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="1047 1073 1584 1108">第18図 第二弁操作場所及びアクセスルート</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 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="1041 1073 1590 1108">第19図 第二弁操作場所及びアクセスルート</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 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="934 315 1691 1050" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="994 1071 1647 1102" data-label="Caption"> <p>第 20 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点</p> </div>		

第8表 第一弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量

(単位: mSv/h)

被ばく経路	第一弁 (S/C側) 開操作 ^{※1}			第一弁 (D/W側) 開操作 ^{※1}		
	ベント操作時	屋内移動時 (中央制御室 作業場所)	屋外移動時 (作業場所) 緊急時対策所)	ベント操作時	屋内/屋外移動 時 (中央制御室 作業場所) 緊急時対策所)	屋外移動時 (作業場所) 緊急時対策所)
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約2.0×10 ⁰	約2.8×10 ⁰	約1.8×10 ⁰	約5.6×10 ⁰	約5.6×10 ⁰	約1.8×10 ⁰
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく 内部被ばく	屋内に入ります放射線物質の影響に包絡される	約4.8×10 ⁻² 1.0×10 ⁻² 以下	約2.6×10 ⁻² 1.0×10 ⁻² 以下	約2.6×10 ⁻² 1.0×10 ⁻² 以下	約4.8×10 ⁻² 1.0×10 ⁻² 以下
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく 内部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下 1.0×10 ⁻² 以下	大気中へ放出された放射性物質の影響に包絡される	1.0×10 ⁻² 以下 1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下 1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下 1.0×10 ⁻² 以下
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく ^{※2}	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	大気中へ放出された放射性物質の影響に包絡される	約4.3×10 ⁻¹	約4.3×10 ⁻¹	屋外移動のため対象外 ^{※3}
作業員の実効線量 (合計)	約2.2×10 ¹ mSv	約3.8×10 ¹ mSv	約3.8×10 ¹ mSv	約1.1×10 ¹	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹
作業員の実効線量 (合計)	約2.2×10 ¹ mSv	約3.8×10 ¹ mSv	約3.8×10 ¹ mSv	約1.7×10 ¹	約1.8×10 ¹	約1.4×10 ¹
作業時間及び移動時間	90分	35分 (往路)	35分 (復路)	90分	50分 (往路)	35分 (復路)
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約2.2×10 ¹ mSv	約8.5×10 ⁰ mSv	約8.1×10 ⁰ mSv	約2.5×10 ¹ mSv	約1.5×10 ¹ mSv	約8.1×10 ⁰ mSv
作業員の実効線量 (合計)	約2.2×10 ¹ mSv	約3.8×10 ¹ mSv	約3.8×10 ¹ mSv	約2.5×10 ¹ mSv	約1.5×10 ¹ mSv	約8.1×10 ⁰ mSv

※1 第一弁開操作はベント実施前に行う。

※2 第一弁開操作は、第一弁までのベント系配管内に滞留した放射性物質を考慮する。

※3 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第9表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量 (S/Cからのベント操作の場合)

(単位: mSv/h)

被ばく経路	第二弁開操作時 (ベント実施時)		待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口⇄ 作業場所)		屋外移動時 (緊急時対策⇄ 原子炉建屋入口)			
	ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間		ベント実施前 2時間～ 3時間	ベント実施後 1.0×10 ⁻² 以下	ベント実施前 約2.4×10 ⁰	ベント実施後 約2.4×10 ⁰	ベント実施前 約1.8×10 ⁰	ベント実施後 約1.8×10 ⁰
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約5.5×10 ⁰	約6.8×10 ⁻²	約4.9×10 ⁻²	約4.9×10 ⁻²	約1.1×10 ⁻¹	約1.1×10 ⁻¹
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される		屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される		屋外移動のため対象外※1		屋外移動のため対象外※1		約2.7×10 ⁻²
外部被ばく	正圧化により流入なし		正圧化により流入なし		約4.1×10 ⁻² 以下		約4.1×10 ⁻² 以下		約2.7×10 ⁻²
内部被ばく	正圧化により流入なし		正圧化により流入なし		約1.4×10 ⁻¹		約1.4×10 ⁻¹		約2.7×10 ⁻²
外部から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	約4.7×10 ⁻¹	約4.7×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹	約4.7×10 ⁻¹	約3.0×10 ⁻¹	約3.0×10 ⁻¹	約3.0×10 ⁻¹	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約2.2×10 ⁻²	約2.2×10 ⁻²	約1.9×10 ⁻²	約2.2×10 ⁻²	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹	約1.4×10 ¹	約1.4×10 ¹
大気中へ放出された地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約5.9×10 ⁰	約5.6×10 ⁻¹	約1.7×10 ⁻¹	約5.6×10 ⁻¹	約1.4×10 ¹	約1.4×10 ¹	約1.4×10 ¹	約1.4×10 ¹	約1.4×10 ¹
作業員による被ばく	60分	60分	140分	60分	10分 (往路)	10分 (復路)	35分 (往路)	35分 (復路)	35分 (復路)
作業員の実効線量 (合計)	約5.9×10 ⁰ mSv		約4.1×10 ⁻¹ mSv	約4.9×10 ⁻¹ mSv	約2.4×10 ⁰ mSv	約2.4×10 ⁰ mSv	約8.1×10 ⁰ mSv	約8.1×10 ⁰ mSv	約8.1×10 ⁰ mSv
約2.8×10 ¹ mSv									

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第6表 格納容器ベント (W/Wベント) 実施に伴う被ばく評価結果 (単位: mSv)

評価内容	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置※1	可搬式窒素供給装置準備※1	ベント弁 (第二隔離弁) 開操作※1	ベント弁 (第一隔離弁) 開操作	ベント弁閉操作※1	窒素供給操作
			屋内	屋内		
原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	7.0×10 ⁻¹	7.7×10 ⁻¹	9.1×10 ⁻¹	1.4×10 ⁰	3.4×10 ⁻¹	4.6×10 ⁻¹
放射性霧中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	5.5×10 ⁻¹	6.1×10 ⁻¹	7.6×10 ⁻¹	1.5×10 ⁰	1.4×10 ⁰	4.2×10 ⁻⁴
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく※2	6.7×10 ⁻¹	7.4×10 ⁻¹	1.0×10 ⁰	1.5×10 ⁰ ※3	1.4×10 ⁰	1.3×10 ⁻³
池表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	8.1×10 ⁰	9.0×10 ⁰	9.4×10 ⁰	1.8×10 ⁰	3.5×10 ⁰	3.7×10 ⁰
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	-	-	-	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	8.2×10 ⁻³ ※4
SGTフィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	-※5	-※5	2.6×10 ⁻¹	4.8×10 ⁻²	9.7×10 ⁻²	-※5
被ばく線量	1.0×10 ¹	1.1×10 ¹	1.2×10 ¹	6.2×10 ⁰	6.8×10 ⁰	4.2×10 ⁰

※1: 被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載。

※2: マスク着用 (PF50) による防護効果を考慮する。

※3: ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

※4: ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。

※5: 蒸源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

第10表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量 (D/Wからのベント操作の場合) (単位: mSv/h)

被ばく経路	第二弁開操作時 (ベント実施時)		待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口⇄作業場所)		屋外移動時 (緊急時対策所⇄原子炉建屋入口)	
	ベント開始～1時間	1時間～2時間		ベント実施前	ベント実施後	ベント実施前	ベント実施後
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約2.4×10 ⁰	約2.4×10 ⁰	約1.8×10 ⁰	約1.8×10 ⁰
外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される						
内部被ばく							
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される						
外部被ばく							
外部から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	約4.7×10 ⁰	約4.0×10 ⁰	1.0×10 ⁻² 以下	約2.4×10 ⁰	約8.3×10 ⁰	屋外移動のため対象外 ^{※1}	
内部被ばく	正圧化により流入なし		1.0×10 ⁻² 以下	約1.3×10 ⁰			
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約5.2×10 ⁻¹	約5.2×10 ⁻¹	約3.3×10 ⁻²	約3.3×10 ⁻¹	約3.3×10 ⁻¹	屋外移動のため対象外 ^{※1}	
大気中へ放出され、掘削面に付着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約2.9×10 ⁻²	約2.9×10 ⁻²	約1.9×10 ⁻²	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹		
作業線量率	約5.3×10 ⁰	約9.5×10 ⁻¹	約7.2×10 ⁻²	約1.4×10 ¹	約2.8×10 ¹	約1.4×10 ¹	約3.5×10 ¹
作業時間及び移動時間	60分	60分	140分	10分 (往路)	10分 (復路)	35分 (往路)	35分 (復路)
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約5.3×10 ⁰ mSv	約9.5×10 ⁻¹ mSv	約1.7×10 ⁻¹ mSv	約2.3×10 ⁰ mSv	約4.7×10 ⁰ mSv	約8.1×10 ⁰ mSv	約2.0×10 ¹ mSv
作業員の実効線量 (合計)	約4.2×10 ¹ mSv						

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第7表 格納容器ベント (D/Wベント) 実施に伴う被ばく評価結果 (単位: mSv)

評価内容	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置 ^{※1}	可搬式窒素供給装置準備 ^{※1}	ベント弁 (第二隔離弁) 開操作 ^{※1}	ベント弁 (第一隔離弁) 開操作	ベント弁閉操作 ^{※1}	窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	7.1×10 ¹	7.9×10 ¹	9.3×10 ¹	1.4×10 ⁰	3.5×10 ⁻¹	4.7×10 ¹
放射性霧中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	5.5×10 ⁻¹	6.1×10 ⁻¹	7.6×10 ⁻¹	7.3×10 ⁻¹	7.5×10 ⁻¹	1.6×10 ⁻²
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく ^{※2}	6.7×10 ⁻¹	7.4×10 ⁻¹	1.0×10 ⁰	1.5×10 ⁰ ^{※3}	1.4×10 ⁰	1.1×10 ⁻²
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	8.1×10 ⁰	9.0×10 ⁰	9.4×10 ⁰	1.8×10 ⁰	3.5×10 ⁰	7.7×10 ⁰
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	4.1×10 ⁰ ^{※4}
SGTフィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	— ^{※5}	— ^{※5}	2.7×10 ⁻¹	5.1×10 ⁻²	1.0×10 ⁻¹	— ^{※5}
被ばく線量	1.0×10 ¹	1.1×10 ¹	1.2×10 ¹	5.5×10 ⁰	6.2×10 ⁰	8.2×10 ⁰

※1: 被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載。

※2: マスク着用 (PF50) による防護効果を考慮する。

※3: ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

※4: ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。

※5: 線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

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>2. <u>スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価</u> <u>格納容器圧力逃がし装置格納槽へのスクラビング水の補給及</u> <u>び原子炉建屋系統内への窒素ガスの供給作業における作業員の</u> <u>被ばく評価を以下のとおり行った。なお、評価に当たっては、</u> <u>サブプレッション・チェンバ (S/C) からのベントを行う場合</u> <u>及びドライウェル (D/W) からのベントを行う場合のそれぞ</u> <u>れについて評価を行った。</u></p> <p>(1) <u>評価条件</u></p> <p>a. <u>放出量評価条件</u> <u>想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温</u> <u>度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」で想定</u> <u>される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用</u> <u>できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、</u> <u>放出量評価条件を第 11 表、大気中への放出過程及び</u> <u>概略図を第 21 図～第 25 図に示す。</u></p> <p>b. <u>被ばく評価条件</u> <u>被ばく経路は、第 26 図及び第 27 図に示すとおり大気</u> <u>中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被</u> <u>ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線、原</u> <u>子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮</u> <u>した。</u></p> <p><u>大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び</u> <u>内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ</u> <u>線による外部被ばくについては、第 12 表～第 14 表に示</u> <u>すとおり拡散効果等を考慮し、作業場所における相対線</u> <u>量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q) から被ばく評価を</u> <u>行った。なお、内部被ばくについてはマスク等の放射線</u> <u>防護効果を考慮し評価を行った。</u></p> <p><u>原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置格納槽からの</u> <u>直接ガンマ線等による外部被ばくについては、第 15 表及</u> <u>び第 16 表に示すとおり原子炉建屋の外壁及び格納容器圧</u> <u>力逃がし装置格納槽の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を</u> <u>行った。</u></p>		

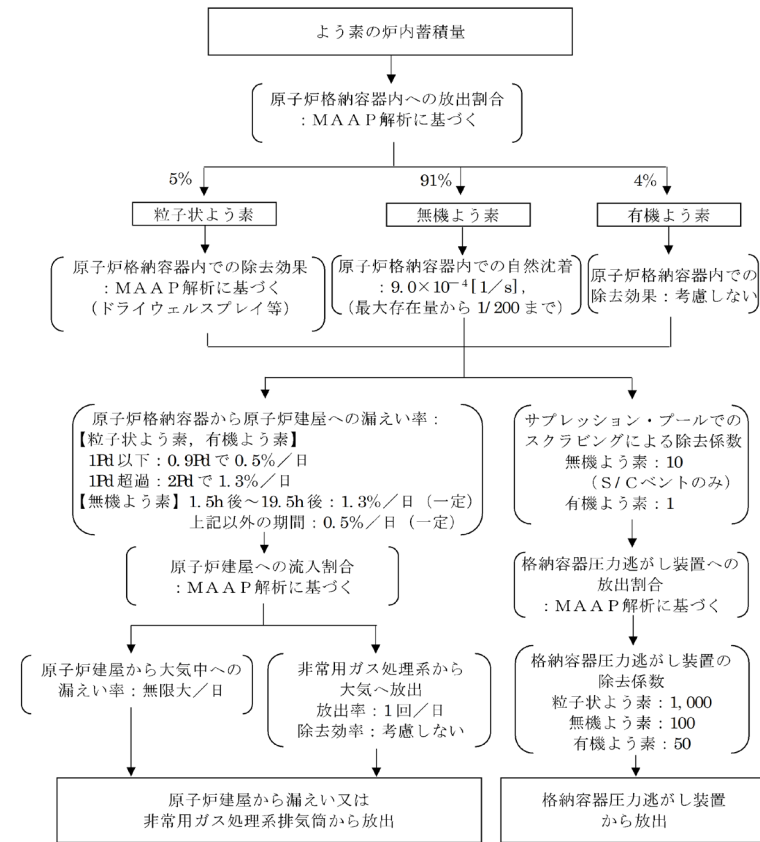
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>c. <u>評価地点</u> <u>評価地点は、第 28 図に示すとおりとした。</u></p> <p>d. <u>作業開始時間</u> <u>スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給は事象発生から 7 日後に実施することを想定し評価した。</u></p> <p>(2) <u>評価結果</u> <u>スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業場所の線量率は、第 17 表及び第 18 表に示すとおり、サプレッション・チェンバ (S / C) からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については 13mSv / h、窒素ガスの供給作業については 3.6mSv / h となり、ドライウエル (D / W) からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については 15mSv / h、窒素ガスの供給作業については 4.6mSv / h となり、スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業を行うことができる放射線環境であることを確認した。</u> <u>なお、スクラビング水の補給作業及び窒素ガスの供給作業の作業時間は、移動及び補給等の準備を含めても 2 時間～3 時間であり、作業が可能である。</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																											
<u>第11表 放出量評価条件 (1/3)</u>																														
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="934 323 1095 352">項目</th> <th data-bbox="1104 323 1495 352">評価条件</th> <th data-bbox="1504 323 1700 352">選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="934 359 1095 590">評価事象</td> <td data-bbox="1104 359 1495 590">「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重量を考慮)</td> <td data-bbox="1504 359 1700 590">格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="934 596 1095 632">炉心熱出力</td> <td data-bbox="1104 596 1495 632">3,293MW</td> <td data-bbox="1504 596 1700 632">定格熱出力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="934 638 1095 705">運転時間</td> <td data-bbox="1104 638 1495 705">1サイクル当たり 10,000時間(約416日)</td> <td data-bbox="1504 638 1700 705">1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="934 711 1095 821">取替炉心の燃料装荷割合</td> <td data-bbox="1104 711 1495 821">1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084</td> <td data-bbox="1504 711 1700 821">取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="934 827 1095 1167">炉内蓄積量</td> <td data-bbox="1104 827 1495 1167">希ガス類 : 約2.2×10^{19}Bq よう素類 : 約2.8×10^{19}Bq CsOH類 : 約1.1×10^{18}Bq Sb類 : 約1.3×10^{18}Bq TeO₂類 : 約6.7×10^{18}Bq SrO類 : 約1.2×10^{19}Bq BaO類 : 約1.2×10^{19}Bq MoO₂類 : 約2.4×10^{19}Bq CeO₂類 : 約7.4×10^{19}Bq La₂O₃類 : 約5.5×10^{19}Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)</td> <td data-bbox="1504 827 1700 1167">「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10,000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="934 1173 1095 1241">放出開始時間</td> <td data-bbox="1104 1173 1495 1241">格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱: 事象発生から約19h後</td> <td data-bbox="1504 1173 1700 1241">MAAP解析結果</td> </tr> <tr> <td data-bbox="934 1247 1095 1377">原子炉格納容器内pH制御の効果</td> <td data-bbox="1104 1247 1495 1377">考慮しない</td> <td data-bbox="1504 1247 1700 1377">サブプレッション・プール内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="934 1383 1095 1451">よう素の形態</td> <td data-bbox="1104 1383 1495 1451">粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%</td> <td data-bbox="1504 1383 1700 1451">R.G.1.195^{*1}に基づき設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重量を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定	炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力	運転時間	1サイクル当たり 10,000時間(約416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定	取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	炉内蓄積量	希ガス類 : 約 2.2×10^{19} Bq よう素類 : 約 2.8×10^{19} Bq CsOH類 : 約 1.1×10^{18} Bq Sb類 : 約 1.3×10^{18} Bq TeO ₂ 類 : 約 6.7×10^{18} Bq SrO類 : 約 1.2×10^{19} Bq BaO類 : 約 1.2×10^{19} Bq MoO ₂ 類 : 約 2.4×10^{19} Bq CeO ₂ 類 : 約 7.4×10^{19} Bq La ₂ O ₃ 類 : 約 5.5×10^{19} Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10,000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)	放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱: 事象発生から約19h後	MAAP解析結果	原子炉格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サブプレッション・プール内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定	よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R.G.1.195 ^{*1} に基づき設定		
項目	評価条件	選定理由																												
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重量を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定																												
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力																												
運転時間	1サイクル当たり 10,000時間(約416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定																												
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定																												
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 2.2×10^{19} Bq よう素類 : 約 2.8×10^{19} Bq CsOH類 : 約 1.1×10^{18} Bq Sb類 : 約 1.3×10^{18} Bq TeO ₂ 類 : 約 6.7×10^{18} Bq SrO類 : 約 1.2×10^{19} Bq BaO類 : 約 1.2×10^{19} Bq MoO ₂ 類 : 約 2.4×10^{19} Bq CeO ₂ 類 : 約 7.4×10^{19} Bq La ₂ O ₃ 類 : 約 5.5×10^{19} Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10,000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)																												
放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱: 事象発生から約19h後	MAAP解析結果																												
原子炉格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サブプレッション・プール内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定																												
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R.G.1.195 ^{*1} に基づき設定																												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																	
第11表 放出量評価条件 (2/3)																																				
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/日	M A A P解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) 及びA E Cの式等に基づき設定																																		
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後~19.5h後 : 1.3%/日 (一定) その他の期間 : 0.5%/日 (一定)	原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びA E Cの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定)																																		
原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	M A A P解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)	M A A PのF P挙動モデル																																		
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない	保守的に設定																																		
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで)	C S E実験及びStandard Review Plan 6.5.2 ^{*2} に基づき設定																																		
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ)	Standard Review Plan6.5.5 ^{*3} に基づき設定																																		
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	<table border="1" style="font-size: small;"> <thead> <tr> <th></th> <th>S/Cベント</th> <th>D/Wベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約4.3×10^{-3}</td> <td>: 約4.3×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>C s I類</td> <td>: 約6.2×10^{-5}</td> <td>: 約6.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>C s O H類</td> <td>: 約3.1×10^{-5}</td> <td>: 約3.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>S b類</td> <td>: 約6.7×10^{-6}</td> <td>: 約6.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>T e O₂類</td> <td>: 約6.7×10^{-6}</td> <td>: 約6.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>S r O類</td> <td>: 約2.7×10^{-6}</td> <td>: 約2.7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>B a O類</td> <td>: 約2.7×10^{-6}</td> <td>: 約2.7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>M o O₂類</td> <td>: 約3.4×10^{-7}</td> <td>: 約3.4×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>C e O₂類</td> <td>: 約6.7×10^{-8}</td> <td>: 約6.8×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>L a₂O₃類</td> <td>: 約2.7×10^{-8}</td> <td>: 約2.7×10^{-8}</td> </tr> </tbody> </table>		S/Cベント	D/Wベント	希ガス類	: 約 4.3×10^{-3}	: 約 4.3×10^{-3}	C s I類	: 約 6.2×10^{-5}	: 約 6.2×10^{-5}	C s O H類	: 約 3.1×10^{-5}	: 約 3.2×10^{-5}	S b類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	T e O ₂ 類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	S r O類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}	B a O類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}	M o O ₂ 類	: 約 3.4×10^{-7}	: 約 3.4×10^{-7}	C e O ₂ 類	: 約 6.7×10^{-8}	: 約 6.8×10^{-8}	L a ₂ O ₃ 類	: 約 2.7×10^{-8}	: 約 2.7×10^{-8}	M A A P解析結果及びN U R E G -1465 ^{*4} に基づき設定	
	S/Cベント	D/Wベント																																		
希ガス類	: 約 4.3×10^{-3}	: 約 4.3×10^{-3}																																		
C s I類	: 約 6.2×10^{-5}	: 約 6.2×10^{-5}																																		
C s O H類	: 約 3.1×10^{-5}	: 約 3.2×10^{-5}																																		
S b類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}																																		
T e O ₂ 類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}																																		
S r O類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}																																		
B a O類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}																																		
M o O ₂ 類	: 約 3.4×10^{-7}	: 約 3.4×10^{-7}																																		
C e O ₂ 類	: 約 6.7×10^{-8}	: 約 6.8×10^{-8}																																		
L a ₂ O ₃ 類	: 約 2.7×10^{-8}	: 約 2.7×10^{-8}																																		

柏崎刈羽原子力発電所 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																																																									
第11表 放出量評価条件 (3/3)																																																												
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">項 目</th> <th style="width: 40%;">評価条件</th> <th style="width: 30%;">選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)</td> <td>無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)</td> <td>1回/日 (排気筒放出)</td> <td>設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間</td> <td>事象発生から2時間後</td> <td>起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率</td> <td>考慮しない</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態</td> <td>閉状態</td> <td>原子炉建屋原子炉棟の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置への放出割合</td> <td> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: small;"> <thead> <tr> <th></th> <th>S/Cベント</th> <th>D/Wベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約1.0×10^{-6}</td> <td>: 約3.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約4.0×10^{-7}</td> <td>: 約7.5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約4.5×10^{-9}</td> <td>: 約7.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-10}</td> <td>: 約1.4×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約3.6×10^{-10}</td> <td>: 約5.8×10^{-6}</td> </tr> </tbody> </table> </td> <td>MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置の除去係数</td> <td>希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000</td> <td>設計値に基づき設定</td> </tr> </tbody> </table>				項 目	評価条件	選定理由	原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定	非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日 (排気筒放出)	設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉棟の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため	格納容器圧力逃がし装置への放出割合	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: small;"> <thead> <tr> <th></th> <th>S/Cベント</th> <th>D/Wベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約1.0×10^{-6}</td> <td>: 約3.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約4.0×10^{-7}</td> <td>: 約7.5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約4.5×10^{-9}</td> <td>: 約7.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-10}</td> <td>: 約1.4×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約3.6×10^{-10}</td> <td>: 約5.8×10^{-6}</td> </tr> </tbody> </table>		S/Cベント	D/Wベント	希ガス類	: 約 9.5×10^{-1}	: 約 9.5×10^{-1}	CsI類	: 約 1.0×10^{-6}	: 約 3.9×10^{-3}	CsOH類	: 約 4.0×10^{-7}	: 約 7.5×10^{-3}	Sb類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	TeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	SrO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	BaO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	MoO ₂ 類	: 約 4.5×10^{-9}	: 約 7.2×10^{-5}	CeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-10}	: 約 1.4×10^{-5}	La ₂ O ₃ 類	: 約 3.6×10^{-10}	: 約 5.8×10^{-6}	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定	格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000	設計値に基づき設定
項 目	評価条件	選定理由																																																										
原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定																																																										
非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日 (排気筒放出)	設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)																																																										
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)																																																										
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定																																																										
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉棟の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため																																																										
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: small;"> <thead> <tr> <th></th> <th>S/Cベント</th> <th>D/Wベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約1.0×10^{-6}</td> <td>: 約3.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約4.0×10^{-7}</td> <td>: 約7.5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約4.5×10^{-9}</td> <td>: 約7.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-10}</td> <td>: 約1.4×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約3.6×10^{-10}</td> <td>: 約5.8×10^{-6}</td> </tr> </tbody> </table>		S/Cベント	D/Wベント	希ガス類	: 約 9.5×10^{-1}	: 約 9.5×10^{-1}	CsI類	: 約 1.0×10^{-6}	: 約 3.9×10^{-3}	CsOH類	: 約 4.0×10^{-7}	: 約 7.5×10^{-3}	Sb類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	TeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	SrO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	BaO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	MoO ₂ 類	: 約 4.5×10^{-9}	: 約 7.2×10^{-5}	CeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-10}	: 約 1.4×10^{-5}	La ₂ O ₃ 類	: 約 3.6×10^{-10}	: 約 5.8×10^{-6}	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定																									
	S/Cベント	D/Wベント																																																										
希ガス類	: 約 9.5×10^{-1}	: 約 9.5×10^{-1}																																																										
CsI類	: 約 1.0×10^{-6}	: 約 3.9×10^{-3}																																																										
CsOH類	: 約 4.0×10^{-7}	: 約 7.5×10^{-3}																																																										
Sb類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}																																																										
TeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}																																																										
SrO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}																																																										
BaO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}																																																										
MoO ₂ 類	: 約 4.5×10^{-9}	: 約 7.2×10^{-5}																																																										
CeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-10}	: 約 1.4×10^{-5}																																																										
La ₂ O ₃ 類	: 約 3.6×10^{-10}	: 約 5.8×10^{-6}																																																										
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000	設計値に基づき設定																																																										
<p>※1 Regulatory Guide 1.195, "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", May 2003</p>																																																												
<p>※2 Standard Review Plan 6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", December 2005</p>																																																												
<p>※3 Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007</p>																																																												
<p>※4 NUREG-1465, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", 1995</p>																																																												

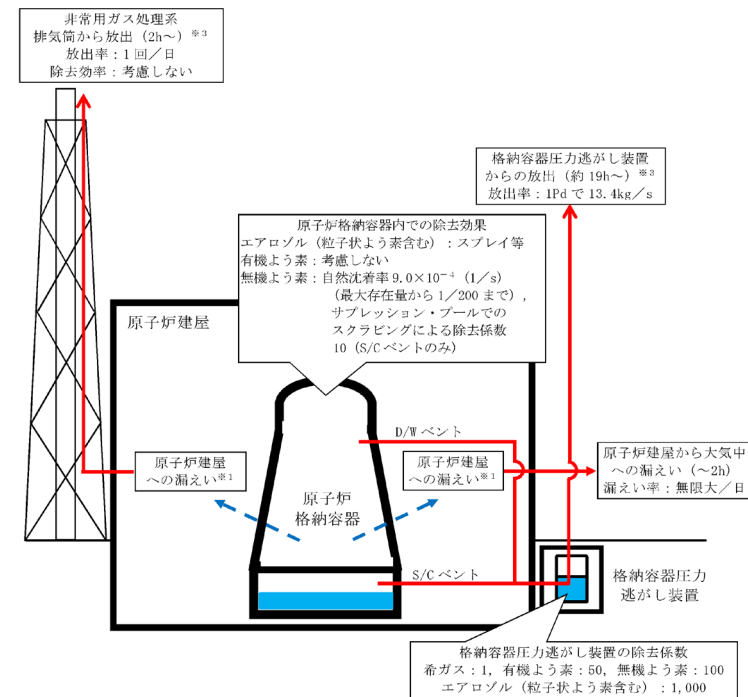
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<pre> graph TD A[希ガスの炉内蓄積量] --> B["原子炉格納容器内への放出割合 : MAA P解析に基づく"] B --> C["原子炉格納容器内での除去効果 : MAA P解析に基づく (除去効果なし)"] C --> D["原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率: 1Rt以下: 0.9Rtで0.5%/日 1Rt超過: 2Rtで1.3%/日"] C --> E["格納容器圧力逃がし装置への 放出割合 : MAA P解析に基づく"] D --> F["原子炉建屋への流入割合 : MAA P解析に基づく"] E --> G["格納容器圧力逃がし装置 除去係数: 1"] F --> H["原子炉建屋から大気中への 漏えい率: 無限大/日"] F --> I["非常用ガス処理系から 大気へ放出 放出率: 1回/日 除去効率: 考慮しない"] H --> J["原子炉建屋から漏えい又は 非常用ガス処理系排気筒から放出"] I --> J G --> K["格納容器圧力逃がし装置 から放出"] </pre> <p style="text-align: center;">第21図 希ガスの大気放出過程</p>		



第 22 図 よう素の大気放出過程

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<pre> graph TD A[セシウムの炉内蓄積量] --> B["原子炉格納容器内への放出割合 : MAA P解析に基づく"] B --> C["原子炉格納容器内での除去効果 : MAA P解析に基づく (ドライウェルスプレー等)"] C --> D["原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率: 1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過: 2Pdで1.3%/日"] C --> E["格納容器圧力逃がし装置への 放出割合 : MAA P解析に基づく"] D --> F["原子炉建屋への流入割合 : MAA P解析に基づく"] E --> G["格納容器圧力逃がし装置 除去係数: 1,000"] F --> H["原子炉建屋から大気中への 漏えい率: 無限大/日"] F --> I["非常用ガス処理系から 大気へ放出 放出率: 1回/日 除去効率: 考慮しない"] H --> J["原子炉建屋から漏えい又は 非常用ガス処理系排気筒から放出"] I --> J G --> K["格納容器圧力逃がし装置 から放出"] </pre> <p style="text-align: center;">第 23 図セシウムの大気放出過程</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 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
	<pre> graph TD A[その他核種の炉内蓄積量] --> B["原子炉格納容器内への放出割合 : MAA P解析に基づく"] B --> C["原子炉格納容器内での除去効果 : MAA P解析に基づく (ドライウェルスプレー等)"] C --> D["原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率: 1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過: 2Pdで1.3%/日"] C --> E["格納容器圧力逃がし装置への 放出割合 : MAA P解析及びNUREG- 1465の知見に基づき評価"] D --> F["原子炉建屋への流入割合 : MAA P解析及びNUREG- 1465の知見に基づき評価"] D --> G["格納容器圧力逃がし装置 除去係数: 1,000"] F --> H["原子炉建屋から大気中への 漏えい率: 無限大/日"] F --> I["非常用ガス処理系から 大気へ放出 放出率: 1回/日 除去効率: 考慮しない"] G --> J["格納容器圧力逃がし装置 から放出"] H --> K["原子炉建屋から漏えい又は 非常用ガス処理系排気筒から放出"] I --> K </pre> <p>第24図 其他核種の大気放出過程</p>		

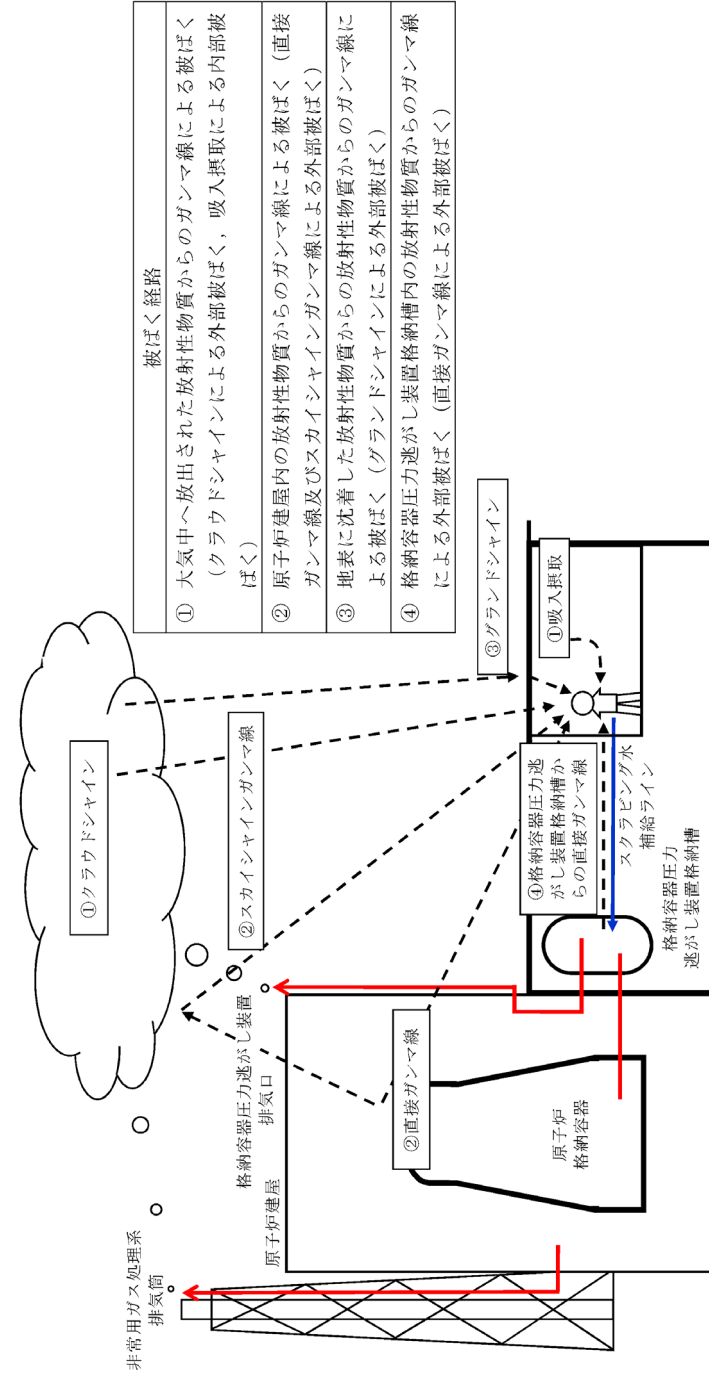


※1 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率
【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】
1Pd以下: 0.9Pdで 0.5%/日, 1Pd超過: 2Pdで 1.3%/日
【無機よう素】
1.5h後~19.6h後: 1.3%/日 (一定), 上記以外の期間: 0.5%/日 (一定)

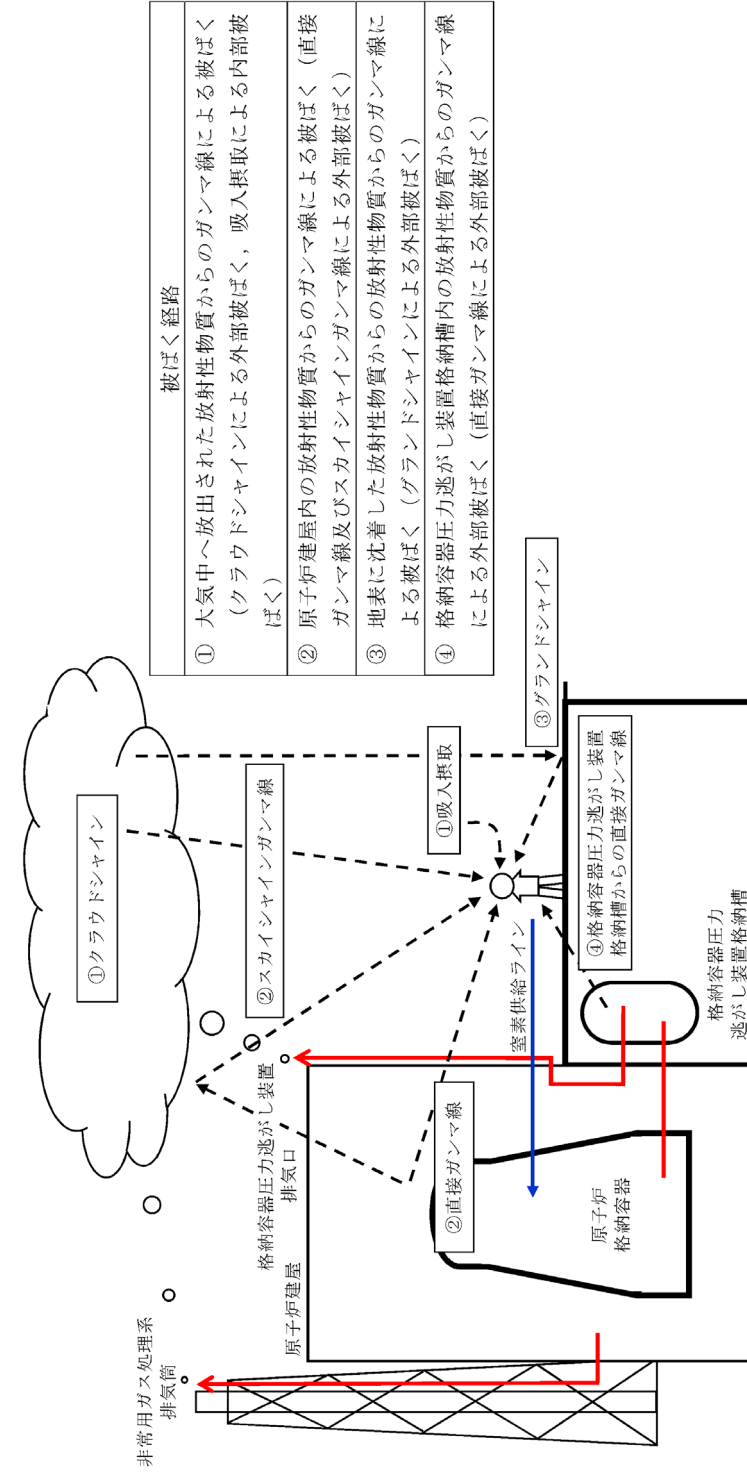
大気への放出経路	0h	▼2h ^{※2}	▼19h ^{※3}	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒から放出				
格納容器圧力逃がし装置からの放出				

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため、事象発生 2h以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。
※3 事象発生後 19h以降は、「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第 25 図 大気放出過程概略図 (イメージ)



第26図 スクラビング水補給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ



第 27 図 窒素供給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ

柏崎刈羽原子力発電所 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																																				
第12表 大気拡散評価条件																																							
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項 目</th> <th style="width: 25%;">評価条件</th> <th style="width: 60%;">選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大気拡散評価モデル</td> <td>ガウスプルームモデル</td> <td>発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価</td> </tr> <tr> <td>気象資料</td> <td>東海第二発電所における1年間の気象資料（2005年4月～2006年3月） 地上風：地上10m 排気筒風：地上140m</td> <td>格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上140m）の気象データを使用</td> </tr> <tr> <td>放出源及び放出源高さ（有効高さ）</td> <td>原子炉建屋漏えい：地上0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上95m</td> <td>格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定</td> </tr> <tr> <td>実効放出継続時間</td> <td>1時間</td> <td>保守的に最も短い実効放出継続時間を設定</td> </tr> <tr> <td>累積出現頻度</td> <td>小さい方から97%</td> <td>気象指針に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>建屋の影響</td> <td>考慮する</td> <td>格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮</td> </tr> <tr> <td>巻き込みを生じる代表建屋</td> <td>原子炉建屋</td> <td>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定</td> </tr> <tr> <td>大気拡散評価点</td> <td>第28図参照</td> <td>屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定</td> </tr> <tr> <td>着目方位</td> <td>非常用ガス処理系排気筒：1方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9方位</td> <td>非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする。</td> </tr> <tr> <td>建屋影響</td> <td>3,000m²</td> <td>原子炉建屋の最小投影断面積を設定</td> </tr> <tr> <td>形状係数</td> <td>0.5</td> <td>気象指針に基づき設定</td> </tr> </tbody> </table>				項 目	評価条件	選定理由	大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価	気象資料	東海第二発電所における1年間の気象資料（2005年4月～2006年3月） 地上風：地上10m 排気筒風：地上140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上140m）の気象データを使用	放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定	実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定	建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	大気拡散評価点	第28図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定	着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする。	建屋影響	3,000m ²	原子炉建屋の最小投影断面積を設定	形状係数	0.5	気象指針に基づき設定
項 目	評価条件	選定理由																																					
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価																																					
気象資料	東海第二発電所における1年間の気象資料（2005年4月～2006年3月） 地上風：地上10m 排気筒風：地上140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上140m）の気象データを使用																																					
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定																																					
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定																																					
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定																																					
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮																																					
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定																																					
大気拡散評価点	第28図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定																																					
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする。																																					
建屋影響	3,000m ²	原子炉建屋の最小投影断面積を設定																																					
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定																																					

第13表 評価に使用する相対濃度 (λ/Q) 及び
相対線量 (D/Q)

作業内容		放出箇所	λ/Q 及び D/Q	
スクラッピング 水補給作業	屋外移動時 /作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	λ/Q (s/m^3)	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置排 気口 (建屋屋上放出)	λ/Q (s/m^3)	約 4.2×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	λ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}
		窒素供給作業	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)
格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	λ/Q (s/m^3)			約 4.2×10^{-4}
	D/Q (Gy/Bq)			約 8.7×10^{-19}
非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	λ/Q (s/m^3)			約 3.0×10^{-6}
	D/Q (Gy/Bq)			約 1.2×10^{-19}
作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)			λ/Q (s/m^3)
	格納容器圧力逃がし装置排 気口 (建屋屋上放出)		λ/Q (s/m^3)	約 3.7×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.7×10^{-19}
非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	λ/Q (s/m^3)		約 3.0×10^{-6}	
	D/Q (Gy/Bq)	約 6.3×10^{-20}		

柏崎刈羽原子力発電所 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															
第14表 線量換算係数、呼吸率等																		
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項 目</th> <th style="width: 45%;">評 価 条 件</th> <th style="width: 40%;">選 定 理 由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線量換算係数</td> <td> 成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく </td> <td>ICRP Publication 71 に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>呼吸率</td> <td>1.2m³/h</td> <td>成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>マスクの除染係数</td> <td>DF50</td> <td>性能上期待できる値から設定</td> </tr> <tr> <td>地表面への沈着速度</td> <td> 粒子状物質 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s </td> <td>東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定</td> </tr> </tbody> </table>				項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定	呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づき設定	マスクの除染係数	DF50	性能上期待できる値から設定	地表面への沈着速度	粒子状物質 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定
項 目	評 価 条 件	選 定 理 由																
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定																
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づき設定																
マスクの除染係数	DF50	性能上期待できる値から設定																
地表面への沈着速度	粒子状物質 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																														
	<p style="text-align: center;">第15表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及び スカイシャインガンマ線</p> <table border="1" data-bbox="964 373 1662 861"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋内線源強度分布</td> <td>原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布</td> <td>審査ガイドに示されたとおり設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋のモデル</td> <td>原子炉建屋の幾何形状をモデル化</td> <td>建屋外壁を遮蔽体として考慮</td> </tr> <tr> <td>直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード</td> <td>直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R</td> <td>現行許認可（添十）に同じ</td> </tr> <tr> <td>許容差</td> <td>評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用</td> <td>建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>コンクリート密度</td> <td>2.00g/cm³</td> <td>建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第16表 フィルタ装置からの直接ガンマ線</p> <table border="1" data-bbox="934 991 1679 1220"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>スクラッピング水補給場所作業場所壁厚</td> <td></td> <td>格納容器H:力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（10mSv/h以下）に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器H:力逃がし装置格納槽外壁壁厚</td> <td></td> <td>格納容器H:力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（0.62mSv/h以下）に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>コンクリート密度</td> <td>2.10g/cm³</td> <td>新設遮蔽はコンクリート密度 2.10g/cm³以上で施工</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定	原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮	直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ	許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定	コンクリート密度	2.00g/cm ³	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定	項目	評価条件	選定理由	スクラッピング水補給場所作業場所壁厚		格納容器H:力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（10mSv/h以下）に基づき設定	格納容器H:力逃がし装置格納槽外壁壁厚		格納容器H:力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（0.62mSv/h以下）に基づき設定	コンクリート密度	2.10g/cm ³	新設遮蔽はコンクリート密度 2.10g/cm ³ 以上で施工		
項目	評価条件	選定理由																															
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定																															
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮																															
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ																															
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定																															
コンクリート密度	2.00g/cm ³	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定																															
項目	評価条件	選定理由																															
スクラッピング水補給場所作業場所壁厚		格納容器H:力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（10mSv/h以下）に基づき設定																															
格納容器H:力逃がし装置格納槽外壁壁厚		格納容器H:力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（0.62mSv/h以下）に基づき設定																															
コンクリート密度	2.10g/cm ³	新設遮蔽はコンクリート密度 2.10g/cm ³ 以上で施工																															

柏崎刈羽原子力発電所 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="955 321 1670 957" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="991 982 1638 1016" data-label="Caption"> <p>第28図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点</p> </div>		

第17表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価 (S/Cからのベント操作の場合)


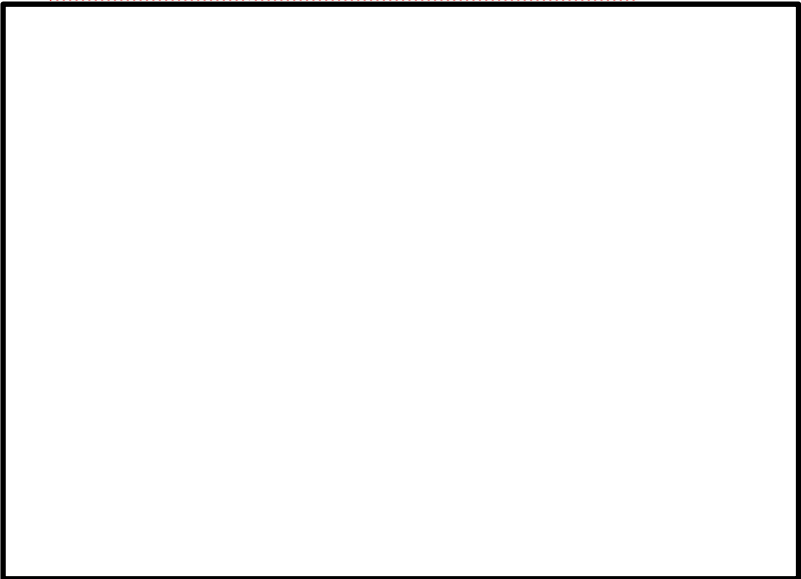
(単位: mSv/h)

被ばく経路	スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
	補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
	内部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく	約3.3×10 ⁰	約3.3×10 ⁰	約2.9×10 ⁰	約3.3×10 ⁰
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線	約1.0×10 ¹	約6.3×10 ⁻¹	約6.3×10 ⁻¹	約6.3×10 ⁻¹
作業線量率	約1.3×10 ¹	約3.9×10 ⁰	約3.6×10 ⁰	約3.9×10 ⁰

第 18 表 スクラビング水補給作業及び汚素供給作業における被ばく評価 (D/Wからのベント操作の場合)

(単位: mSv/h)

被ばく経路	スクラビング水補給作業		汚素供給作業	
	補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
		内部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく	約4.5×10 ⁰	約4.5×10 ⁰	約4.0×10 ⁰	約4.5×10 ⁰
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線	約1.0×10 ¹	約6.3×10 ⁻¹	約6.3×10 ⁻¹	約6.3×10 ⁻¹
作業線量率	約1.5×10 ¹	約5.1×10 ⁰	約4.6×10 ⁰	約5.1×10 ⁰

柏崎刈羽原子力発電所 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 1.7.8</p> <p><u>スクラビング水の保有水量の設定根拠について</u></p> <p>スクラビング水の初期保有水量（系統待機時）は、ベント開始後 24 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる水量と、   と設定している。</p> <p>スクラビング水の水量の設定根拠を以下に示す。また、フィルタ装置水位の概略図を第 1 図に示す。</p> <p>(1) <u>最大水量について</u></p> 	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.8</p> <p><u>スクラビング水の保有水量の設定根拠について</u></p> <p>1. <u>スクラバ容器水位の設定の考え方</u></p> <p><u>ベント運転に伴いスクラバ容器内の水位は変動するが、その変動水位がフィルタ装置の性能維持を保證する上限・下限水位の範囲に収まるよう、系統待機モードにおけるスクラバ容器水位の管理値を設定している。スクラバ容器水位の管理値を第 1 図に示す。</u></p> <p><u>スクラバ容器内の水位挙動は、ベント運転直後のスタートアップ期間とその後のベント運転中で異なる挙動を示す。スタートアップ期間中は、スクラビング水、容器鋼材及び配管の昇温に伴うベントガス中の蒸気の凝縮によりスクラバ容器水位は上昇する。また、ベント運転中は、スクラビング水に捕集される放射性物質の発熱（スクラバ容器内発熱量）及びスクラバ容器に流入するベントガス入熱とスクラバ容器及び配管からの放熱のバランスにより水位が変動する。</u></p> <p><u>系統待機モードにおけるスクラバ容器水位の管理値（水位高、水位低）は、以下のとおり設定・確認をしている。</u></p> <p>(1) <u>水位高設定値</u></p> <p><u>水位高設定値は、ベント運転直後のスタートアップ期間における凝縮による水位上昇を考慮して上限水位に至らないことを以下のとおり確認し、設定している。</u></p> 	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、スクラビング水の保有水量の設定根拠について記載</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(2) <u>最小水量について</u></p> <div style="border: 1px solid black; height: 700px; width: 100%;"></div>	<p>(2) <u>水位低設定値</u></p> <p><u>水位低設定値は、系統設計条件であるスクラバ容器内発熱量 (370kW) における蒸発による水位低下が 24 時間以上継続しても、下限水位に至らないことを確認し、設定している。</u></p> <div style="border: 1px solid black; height: 600px; width: 100%;"></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

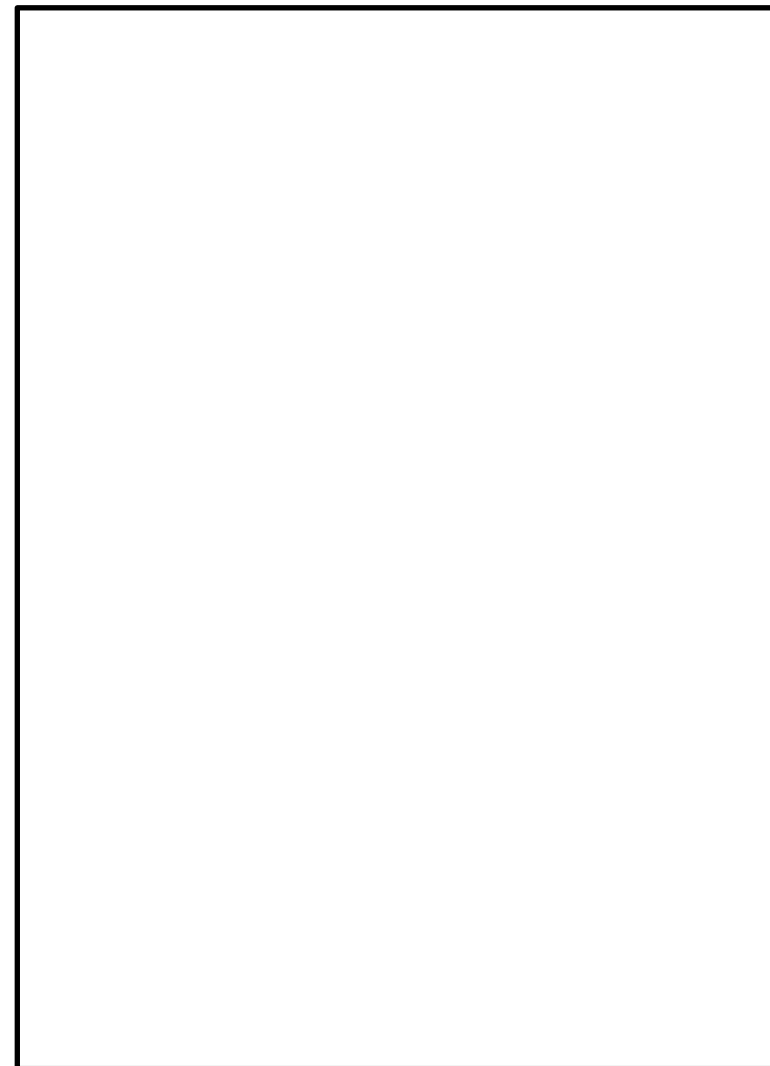
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="931 317 1697 1184" style="border: 1px solid black; height: 413px; width: 258px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1101 1209 1525 1241" style="text-align: center;">第1図 フィルタ装置水位の概略図</p>	<div data-bbox="1721 331 2487 835" style="border: 1px solid black; height: 240px; width: 258px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1893 894 2318 926" style="text-align: center;">第1図 スクラバ容器水位の管理値</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(3) <u>スクラビング水の補給期間について</u></p> <p><u>フィルタ装置の設計条件に基づいているスクラビング水の初期保有水量(フィルタ装置の寸法)は、他の設計条件と同様に、大きな保守性を確保し設定(設計)している。</u></p> <p><u>一方、スクラビング水の補給期間は、運用に係るものであり、有効性評価に基づく運用を考慮して評価することとし、有効性評価のうちベント時間を厳しく評価する大破断LOCAを想定した「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」におけるフィルタ装置内の発熱量を用いたスクラビング水の水位挙動より評価する(第1表)。</u></p> <p><u>スクラビング水の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。</u></p> <p>【評価条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・初期水位：<input type="text"/> ・室温：25℃※1(系統待機時)、65℃※2(ベント実施中) ・ベント時の格納容器圧力：第2図のとおり ・フィルタ装置内発熱量：<input type="text"/> <p>※1 <u>ベント実施前のスクラビング水の初期水温としても使用。地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽にあることを踏まえて設定した値</u></p> <p>※2 <u>スクラビング水の蒸発量を多く見込むために高めに設定した値</u></p> <p>※3 <u>19時間ベントの解析結果にNUREG補正した格納容器外へ放出された放射性物質(希ガスを除く)の発熱量(約15kW)に余裕を考慮した値</u></p> <p>【評価結果】</p> <p><u>スクラビング水位の挙動を第3図に示す。より保守的な結果を与えるD/Wベントのケースにおいても、ベント時のスクラビング水位は最高水位、最低水位に至らず、想定事故においては事象発生後7日間(168時間)運転員による水の補給操作は不要となる。</u></p>	<p>2. <u>ベント運転中の水位挙動(有効性評価ベース)</u></p> <p><u>有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード(大LOCA+SB0+ECCS機能喪失)におけるスクラバ容器内発熱量を用いた水位挙動の評価を以下に示す。</u></p> <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div> <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div>	

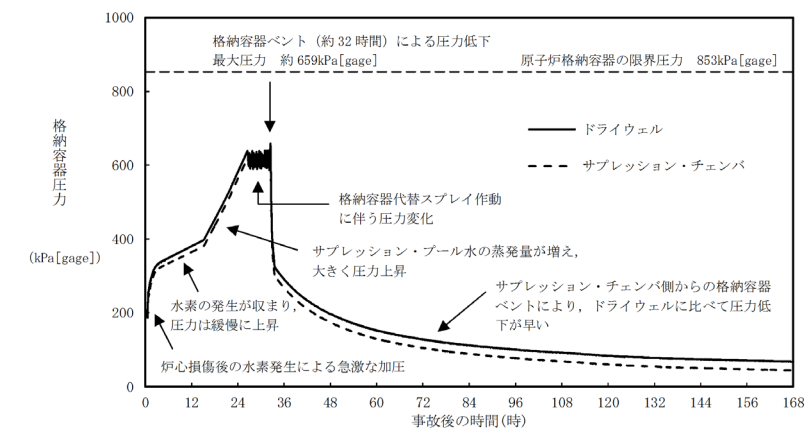
第1表 設備設計と運用の主な条件設定の差異

	設備設計 【フィルタ装置寸法】	運用 【水補給の運用の評価】
ベント時間	2時間～3時間後 【原子炉定格熱出力の1%相当の時間】	19時間後※ 【有効性評価結果より】
フィルタ装置内 発熱量	500kW 【ベント時間 2時間～3時間ベース】	20kW 【ベント時間 19時間ベース】

※ 水補給の運用の評価のほか、被ばく評価もベント時間19時間ベース



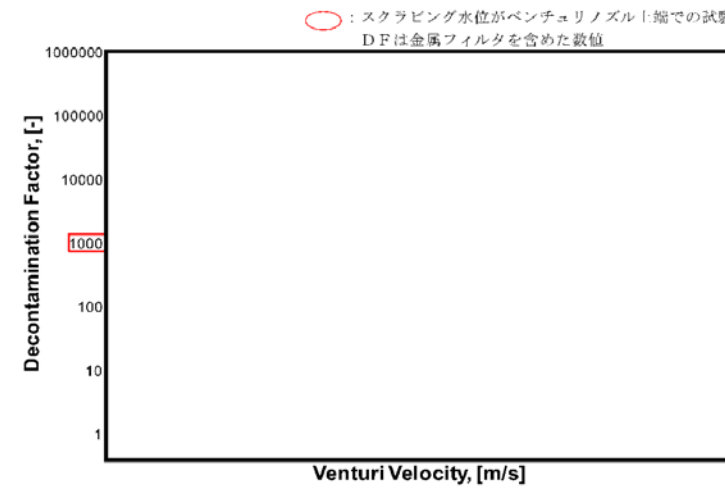
第2図 ベント時の圧力推移図 (水位計算時)



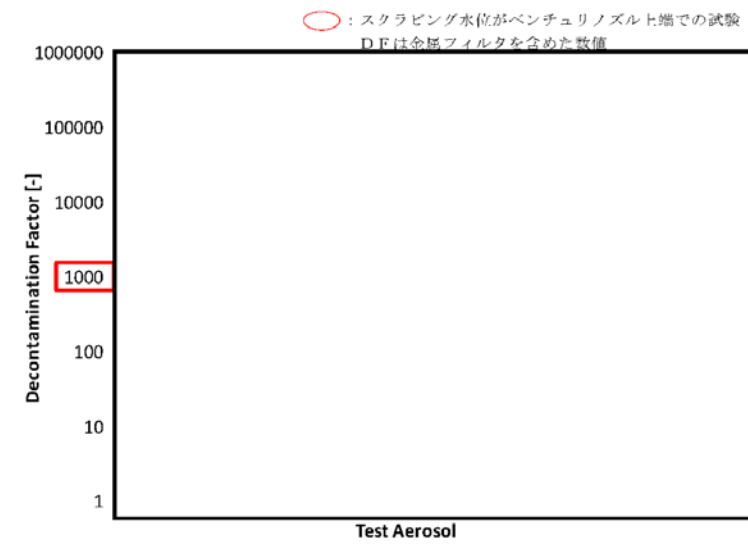
第2図 ベント時の格納容器圧力推移

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="934 273 1694 1323" style="border: 1px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="934 1333 1694 1428"> <p>第3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるベント時のスクラビング水位の変化</p> </div>	<div data-bbox="1736 283 2466 1396" style="border: 1px solid black; height: 530px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1721 1428 2493 1522"> <p>第3図 スクラビング水位挙動（大LOCA+SBO+ECCS機能喪失事象）</p> </div>	

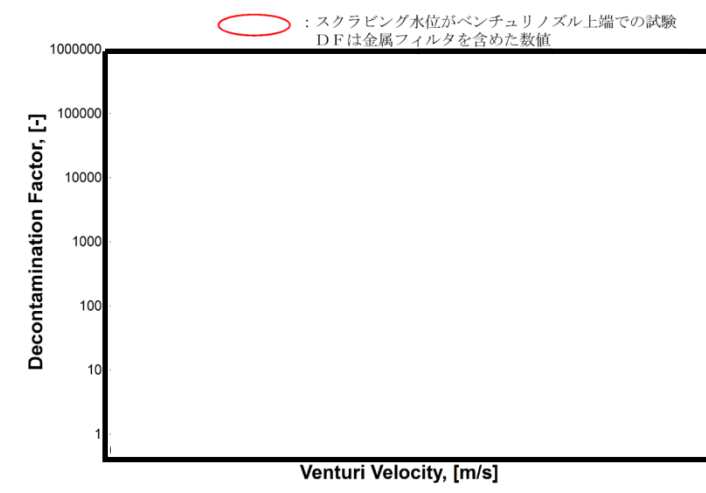
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(参考) スクラビング水の下限水位の設定について スクラビング水位について、ベンチュリノズルの頂部まで水位があれば、設計上期待しているDFが確保できることを以下のとおり確認した。</p> <p>ベンチュリスクラバは、第4図のようにスクラビング水を微小液滴にしてベントガス中に噴霧させることで除去効率を上げている。</p> <div data-bbox="964 611 1216 926" style="border: 1px solid black; width: 85px; height: 150px; margin: 10px auto;"></div> <div data-bbox="1231 688 1676 877" style="font-size: small; margin: 10px auto;"> <p>①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入 ②スロート部でベントガス流速が増大 ③スクラビング水がベントガス中に噴霧(微小液滴) ④ガスとスクラビング水が接触する面積が大きくなり除去効率上がる ⑤ベントガス及び液滴は方向を変えられ、スクラビング水中に斜め下に排出</p> </div> <p style="text-align: center;">第4図 ベンチュリスクラバにおける除去原理</p> <p>①エアロゾルのDFについて</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベンチュリスクラバ内のガス流速と水滴速度が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を用いたものであることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。 ・そのメカニズムから、DFに影響するのはガス流速及びエアロゾル粒径であり、水位はベンチュリスクラバによるエアロゾル除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。 ・JAVA 試験によるエアロゾルのDFの結果を第5図及び第6図に示す。図に示すとおり、様々なガス流速と質量中央径が異なるエアロゾルで試験が行われているが、ガス流速及び質量中央径によるDFへの有意な影響は見られず、スクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験においても、設計条件DF1,000以上を十分に確保できている。 	<p>(参考) <u>スクラビング水の下限水位の設定について</u> <u>スクラビング水位について、ベンチュリノズルの頂部まで水位があれば、設計上期待しているDFが確保できることを以下のとおり確認した。</u></p> <p><u>ベンチュリスクラバは、第4図のようにスクラビング水を微小液滴にしてベントガス中に噴霧させることで除去効率を上げている。</u></p> <div data-bbox="1757 590 1997 919" style="border: 1px solid black; width: 81px; height: 157px; margin: 10px auto;"></div> <div data-bbox="2018 604 2463 814" style="font-size: small; margin: 10px auto;"> <p>①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入 ②スロート部でベントガス流速が増大 ③スクラビング水がベントガス中に噴霧(微小液滴) ④ガスとスクラビング水が接触する面積が大きくなり除去効率上がる ⑤ベントガス及び液滴は方向を変えられ、スクラビング水中に斜め下に排出</p> </div> <p style="text-align: center;"><u>第4図 ベンチュリスクラバにおける除去原理</u></p> <p>①<u>エアロゾルのDFについて</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ベンチュリスクラバ内のガス流速と水滴速度が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を用いたものであることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。</u> ・ <u>そのメカニズムから、DFに影響するのはガス流速及びエアロゾル粒径であり、水位はベンチュリスクラバによるエアロゾル除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。</u> ・ <u>JAVA 試験によるエアロゾルのDFの結果を第5図及び第6図に示す。図に示すとおり、様々なガス流速と質量中央径が異なるエアロゾルで試験が行われているが、ガス流速及び質量中央径によるDFへの有意な影響は見られず、スクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験においても、設計条件DF1,000以上を十分に確保できている。</u> 	



第5図 ベンチュリノズル部におけるガス流速とエアロゾルDFの関係



第6図 エアロゾルの粒径とエアロゾルDFの関係



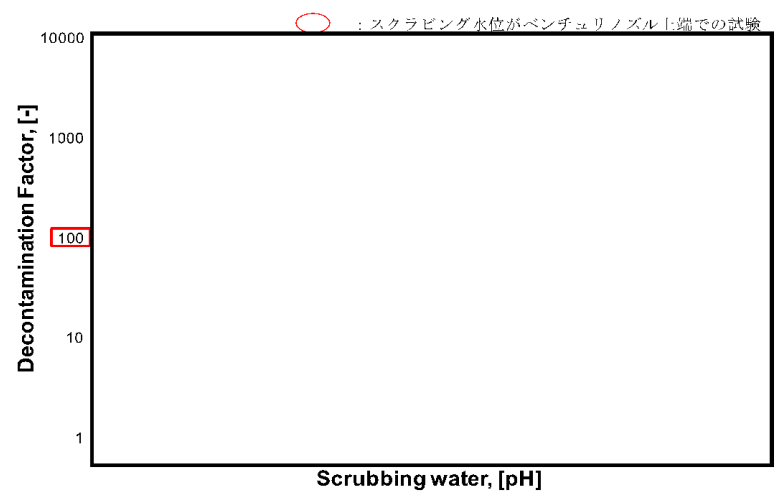
第5図 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数



第6図 エアロゾル粒径に対する除去係数

②無機よう素のDFについて

- スクラビング水に添加された薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化させ、スクラビング水中に捕集・保持することから、スクラビング水のPHがDFに影響する主要なパラメータであり、水位はベンチュリスクラバによる除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- JAVA 試験による無機よう素のDFの結果を第7図に示す。スクラビング水位がベンチュリノズル上端となっている試験は、無機よう素の捕集の観点から厳しい条件である低PHにおいても、設計条件DF 100 以上を確保できている。



第7図 スクラビング水のPHと無機よう素DFの関係

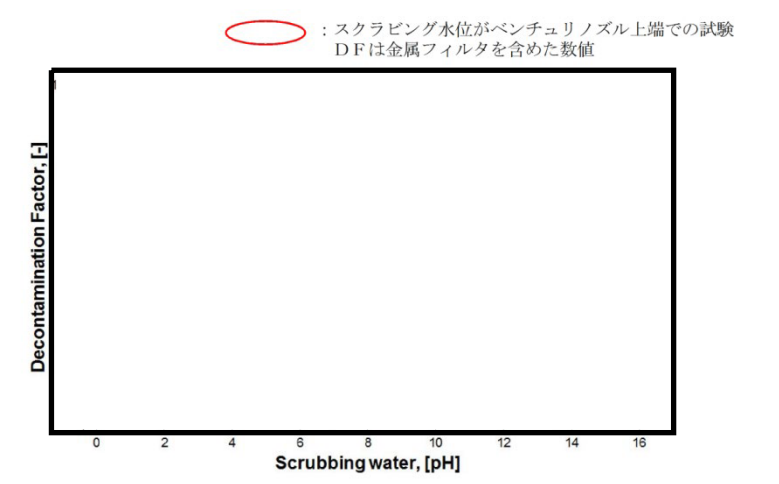
したがって、スクラビング水位の下限水位をベンチュリノズル上端とすることは適切と考える。

実運用における系統待機時（通常時）のスクラビング水位は、ベンチュリノズルの上端（1,325mm）を十分に上回る2,530mm とし、FPが多く流入するベント開始初期のスクラビング水位を十分に確保し、ベント中においても、スクラビング水位 1,500mm 以上を確保するようスクラビング水を補給する運用とする。

スクラビング水のpHについては、待機時にpH13以上 [] であることを確認し、ベント中におけるスクラビング水のアルカリ性を維持する運用とする。

②無機よう素のDFについて

- スクラビング水に添加された薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化させ、スクラビング水中に捕集・保持することから、スクラビング水のpHがDFに影響する主要なパラメータであり、水位はベンチュリスクラバによる除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- JAVA 試験による無機よう素のDFの結果を第7図に示す。スクラビング水位がベンチュリノズル上端となっている試験は、無機よう素の捕集の観点から厳しい条件である低pHにおいても、設計条件DF 100 以上を確保できている。



第7図 pHに対する無機よう素の除去係数

したがって、スクラビング水位の下限水位をベンチュリノズル上端とすることは適切と考える。

実運用における系統待機時（通常時）のスクラビング水位は、ベンチュリノズルの上端（300mm）を十分に上回る1,700mm とし、FPが多く流入するベント開始初期のスクラビング水位を十分に確保し、ベント中においても、スクラビング水位 800mm 以上を確保するようスクラビング水を補給する運用とする。

スクラビング水のpHについては、[] であることを確認し、ベント中におけるスクラビング水のアルカリ性を維持する運用とする。

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>(参考) スクラビング水スロッシングの影響について 格納容器圧力逃がし装置のスクラバ容器について、地震時にスロッシングが発生することで、スクラビング水が金属フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで、保守的な評価となるハウスナー理論を用いてスロッシング高さを評価した。</p> <p>ハウスナー理論により、スロッシング高さ d_{max} は以下のよう に算出できる。</p> $d_{max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \theta_h R} - 1} = \boxed{} \text{ [mm]}$ <p>ここで、</p> $\omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{} \text{ [s}^{-1}\text{]}$ $\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N^2 R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{}$ <p>R : フィルタ装置容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm] h : スクラビング水上限水位 $\boxed{}$ [mm] g : 重力加速度 9,806.65 [mm/s²] S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²] (原子炉建屋の基準地震動 S_g から保守的に設定)</p> <p>金属フィルタは上限水位から $\boxed{}$ mm 上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも $\boxed{}$ mm と算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しない。評価結果を第8図に示す。</p> <div data-bbox="934 1470 1706 1690" style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div>	<p>(参考) スクラビング水スロッシングの影響について 格納容器フィルタベント系であるスクラバ容器について、地震時にスロッシングが発生することで、スクラビング水が金属フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで、保守的な評価となるハウスナー理論を用いてスロッシング高さを評価した。</p> <p>ハウスナー理論により、スロッシング高さ d_{max} は以下のよう に算出できる。</p> $d_{max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \theta_h R} - 1} = \boxed{} \text{ [mm]}$ <p>ここで、</p> $\omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{} \text{ [s}^{-1}\text{]}$ $\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N^2 R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{}$ <p>・ R : スクラバ容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm] ・ h : スクラビング水上限水位 $\boxed{}$ [mm] ・ g : 重力加速度 9806.65 [mm/s²] ・ S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²] (評価用地震動 (2×S_s-1) に基づき保守的に設定)</p> <p>金属フィルタは上限水位から $\boxed{}$ mm 上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも $\boxed{}$ mm と算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しないと評価できる。評価結果を第8図に示す。</p> <p>また、スクラビング水位が下限水位の場合についても、上記と同様に評価を実施した結果を以下に示す。</p>	<p>備考</p> <p>・ 資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、下限水位の評価補法を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>また、スロッシング水位が下限水位時にスロッシングが発生すると、ベンチュリノズルは一部気層部に露出し、性能が一時低下するが、露出している時間はベント実施時間と比較して非常に小さく、さらにベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。</p>	$d_{\max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N \cdot \theta_h \cdot R} - 1} = \boxed{} \text{ [mm]}$ <p><u>ここで、</u></p> $\omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{} \text{ [s}^{-1}\text{]}$ $\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{}$ <ul style="list-style-type: none"> • R : スクラバ容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm] • h : スクラビング水下限水位 $\boxed{}$ [mm] • g : 重力加速度 9806.65 [mm/s²] • S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²] (評価用地震動 (2×Ss-1) に基づき保守的に設定) <p><u>ベンチュリノズルの一部が気相部に露出するものの、露出している時間は格納容器ベント実施期間と比較して非常に小さく、ベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。</u> <u>評価結果を第9図に示す。</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
	<div data-bbox="937 317 1688 957" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1026 978 1599 1018" data-label="Caption"> <p>第8図 スクラビング水スロッシング評価結果</p> </div>	<div data-bbox="1748 296 2466 953" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1712 978 2436 1018" data-label="Caption"> <p>第8図 スクラビング水スロッシング評価結果(上限水位)</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="1724 982 2436 1018">第9図 スクラビング水スロッシング評価結果 (下限水位)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 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 1.7.9</p> <p>炉心損傷及び原子炉压力容器破損後の注水及び除熱の考え方について</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.9</p> <p>炉心損傷, 原子炉压力容器破損後の注水及び除熱の考え方について</p> <p style="text-align: center;">て</p> <p>島根原子力発電所2号炉では, 炉心損傷が生じた場合あるいは事象が進展し, 原子炉压力容器(以下「RPV」という。)破損に至った場合の緊急時対策本部による対応をアクシデントマネジメントガイド(以下「AMG」という。)に, 運転員による対応を, 事故時操作要領書(シビアアクシデント)(以下「SOP」という。)に定めている。このため, 有効性評価における炉心損傷後の重大事故時の運転員の対応はSOPに従ったものとなっている。</p> <p>SOPには, 炉心損傷後の状況に応じた対応が可能となるよう対応フローを定めており, 対応の優先順位等についても定めている。このため, 想定される状況に対して網羅的に対応可能な手順になっていると考えるが, ここでは, 炉心損傷後の原子炉格納容器内の状況の場合分けし, それらについてSOPによる対応が可能であることを確認する。SOPの対応フローを第1図に示す。また, 原子炉格納容器の構造図を第2図に示す。</p> <p>1. 各炉心損傷モードへの対応の網羅性</p> <p>炉心損傷モードのうち, 格納容器先行破損の炉心損傷モード*1を除くと, TQUV, TQUX, TB (長期TB, TBU, TBD, TBP), LOCAが抽出される。</p> <p>このうち, TQUV, TQUX, TB (長期TB, TBU, TBD, TBP) は, 炉心損傷の時点でRPVが健全であり, RPV内の原子炉冷却材はSRVを通じてサプレッション・チェンバ (以下「S/C」という。)に放出されている点で, 炉心損傷の時点でのRPVの健全性及び原子炉格納容器の原子炉冷却材の状況が同じ炉心損傷モードである。TQUV, TBPは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていることに対し, TQUX, 長期TB, TBU, TBDでは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていないが, SOPにおいて, 原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%高い位置でRPVを減圧する手順としていることから, その後は同じ対応となる。</p> <p>一方LOCA (LOCA後の注水失敗による炉心損傷) は, 炉心損傷の時点でRPVバウンダリ機能を喪失しており, RPV内の原子炉冷却材がドライウェル (以下「D/W」という)</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根2号炉は炉心損傷, 原子炉压力容器破損後の注水及び除熱の考え方について記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方を以下に示す。</u></p> <p>1. <u>期待する重大事故等対処設備について</u></p> <p><u>非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失し炉心損傷に至った場合、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器下部注水系（常設）及び代替循環冷却系の機能に期待し、炉心損傷の進展防止</u></p>	<p><u>に直接放出される炉心損傷モードである。このため、炉心損傷時点での原子炉格納容器の圧力、温度等のパラメータには他の炉心損傷モードとの違いが生じるが、各々のパラメータに応じた運転操作がSOPに定められており、対応は可能である。</u></p> <p><u>また、LOCAが発生し、D/Wに放出された原子炉冷却材はペDESTALに流入し、ペDESTALに水位が形成されると考えられる。</u></p> <p><u>※1 格納容器先行破損の炉心損傷モードによって炉心損傷に至った場合、炉心損傷の時点で原子炉格納容器が破損していることから、SOPに想定する対応の可否についての不確かさが大きいと考え、ここでの考察から除外した。しかしながら、現実的にはSOPに準じ、注水及び除熱を試みるものと考えられる。</u></p> <p><u>炉心損傷後の手順として、RPVの破損及びペDESTALへの溶融炉心落下に備えたペDESTALへの注水を定めており、ペDESTALの水位が2.4m（注水量225m³）に到達していることを確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。先述のとおり、LOCAの場合にはあらかじめ水位が形成されている可能性が考えられるものの、どの炉心損傷モードを経た場合であってもペDESTAL水位計にて水位2.4mを確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。</u></p> <p><u>溶融炉心落下時のペDESTALの水位は、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（以下「炉外FCI」という。）及び溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）への対応を考慮し、2.4m相当としている。しかしながら、仮にペDESTAL水位が2.4mより高い場合であっても、炉外FCIやMCCIによる原子炉格納容器の機能維持に問題ないことを確認^{*2}している。</u></p> <p><u>以上より、いずれの炉心損傷モードを経た場合についてもSOPによって炉心損傷後の対応をとることが可能である。</u></p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																		
	<p><u>及び格納容器破損防止を図る手順としている。これらの系統の主な特徴を第1表に示す。</u></p> <p><u>第1表 注水及び除熱手段の特徴（重大事故等対処設備）</u></p> <table border="1" data-bbox="973 457 1656 642"> <thead> <tr> <th>系統</th> <th>注水先</th> <th>ポンプ</th> <th>水源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低圧代替注水系（常設）</td> <td>原子炉压力容器</td> <td rowspan="3">常設低圧代替注水系ポンプ</td> <td rowspan="3">代替淡水貯槽</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</td> <td>ドライウエル</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部注水系（常設）</td> <td>ベDESTAL（ドライウエル部）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替循環冷却系</td> <td>原子炉压力容器</td> <td rowspan="3">代替循環冷却系ポンプ</td> <td rowspan="3">サブプレッション・チェンバ</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は、補機系を持たない独立した系統であり事故後早期に使用可能であるが、代替淡水貯槽を水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むため、継続して使用するとサブプレッション・プール水位が上昇し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱（以下「格納容器ベント」という。）の実施時期を早めることとなる※。</u></p> <p><u>一方、代替循環冷却系は補機系の起動を要するため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要するが、サブプレッション・チェンバを水源としており外部からの水の持ち込みは生じない。</u></p> <p><u>上記の特徴を踏まえ、事象発生初期の原子炉への注水は常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし、その後、外部からの水の持ち込みを抑制し、サブプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減するため、代替循環冷却系が使用可能となった段階で代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系の運転時において、格納容器圧力・温度の上昇により追加の格納容器の冷却が必要な場合には、一時的に常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用する手順とする。</u></p> <p><u>※：格納容器圧力逃がし装置におけるサブプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した時点で、外部水源による水の持ち込みを制限した上で、格納容器ベントを実施する手順としている。</u></p>	系統	注水先	ポンプ	水源	低圧代替注水系（常設）	原子炉压力容器	常設低圧代替注水系ポンプ	代替淡水貯槽	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	ドライウエル	格納容器下部注水系（常設）	ベDESTAL（ドライウエル部）	代替循環冷却系	原子炉压力容器	代替循環冷却系ポンプ	サブプレッション・チェンバ	ドライウエル	サブプレッション・チェンバ		
系統	注水先	ポンプ	水源																		
低圧代替注水系（常設）	原子炉压力容器	常設低圧代替注水系ポンプ	代替淡水貯槽																		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	ドライウエル																				
格納容器下部注水系（常設）	ベDESTAL（ドライウエル部）																				
代替循環冷却系	原子炉压力容器	代替循環冷却系ポンプ	サブプレッション・チェンバ																		
	ドライウエル																				
	サブプレッション・チェンバ																				

柏崎刈羽原子力発電所 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. <u>炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方</u></p> <p>(1) <u>常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統</u></p> <p>a. <u>炉心損傷後の対応について</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した後は、補機系が不要であり短時間で注水が可能な低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する手順としている。また、原子炉注水ができない場合においても、注水手段の確保に努めることとしている。したがって、炉心損傷前後ともに原子炉注水を実施する対応方針に違いはないが、事象進展の違いによって以下の異なる手順となる。</u></p> <p>① <u>LOCA時に炉心が損傷した場合は、ヒートアップした炉心へ原子炉注水を実施することにより、炉内で発生する過熱蒸気がドライウエルに直接放出されドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで、格納容器の健全性を確保するために、LOCAの判断（ドライウエル圧力 13.7kPa [gage] 以上）及び炉心損傷の判断（ドライウエル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上）により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を同時に実施する。この場合、原子炉注水により過熱蒸気が発生することから、先行して代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施し、その後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで、ドライウエルスプレイを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。</u></p> <p>② <u>LOCA時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない場合は、いずれは熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行に伴う原子炉圧力容器下部プレナム水との</u></p>	<p>2. <u>注水及び除熱の考え方</u></p> <p><u>炉心損傷後の注水及び除熱の考え方については、RPVの破損の有無で大別している。</u></p> <p><u>まず、RPVの破損に至る前の段階においては、RPV内の炉心の状況によらずRPVへの注水を優先する手順としている。</u></p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、RPVの破損に至る前の段階においては、RPV内の炉心の状況によらず原子炉注水を優先する手順としている。東海第二では、炉心損傷後の対応について、事象進展の違いにより対応が異なることから、その対応手順について記載している</p>

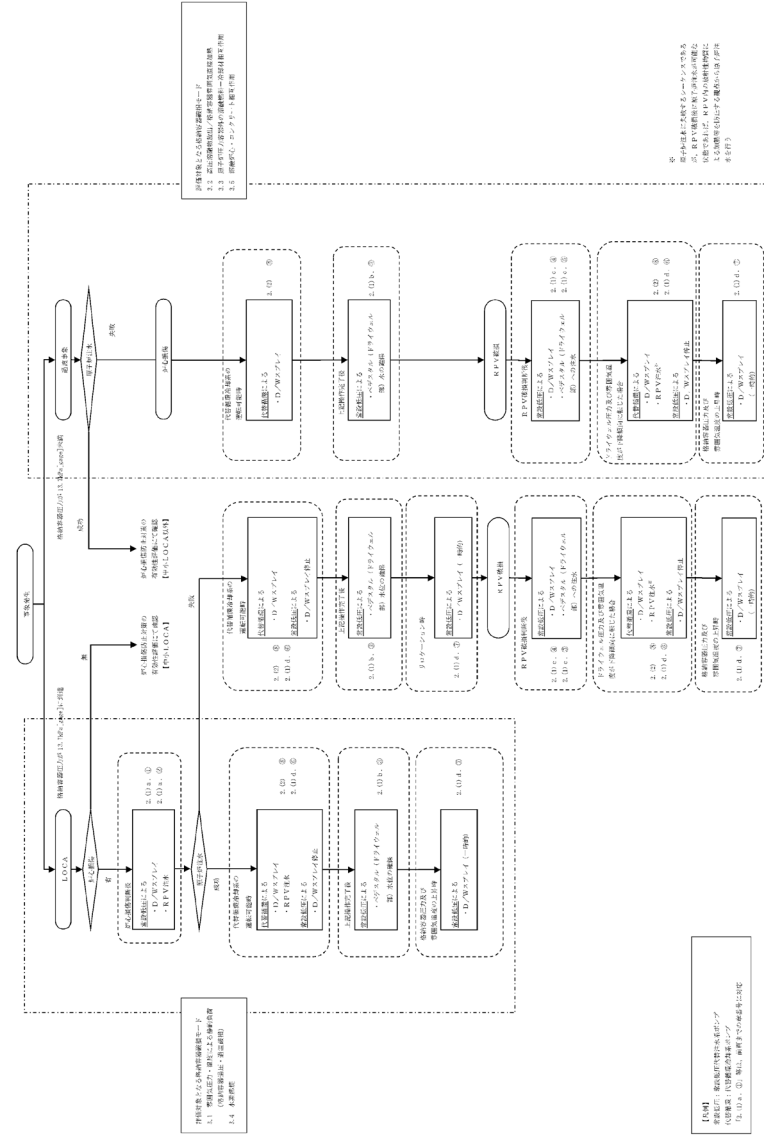
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>接触による発生蒸気がドライウエルに放出され、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施する手順とする。ただし、実際の操作としては、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施後に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することから、炉心損傷の判断後にドライウエルスプレイをする手順は①と同様である。</u></p> <p><u>b. 原子炉圧力容器破損前の対応について</u></p> <p><u>③通常運転時からペDESTAL（ドライウエル部）水位を約 1m に維持する構造としているが、炉心損傷判断後は、原子炉圧力容器破損時の熔融炉心の冷却を考慮し、ペDESTAL（ドライウエル部）水位を確実に約 1m 確保するために格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作を実施する手順とする。</u></p> <p><u>c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について</u></p> <p><u>④原子炉圧力容器破損を検知した後は、熔融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）に存在する水との相互作用により、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇するため、原子炉圧力容器破損を判断した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施する手順とする。</u></p> <p><u>⑤ドライウエルスプレイを開始した後は、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心の冷却維持のため、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作を実施する手順とする。</u></p>	<p><u>その後、RPVを破損させることなく原子炉水位を安定させることに成功した場合はRPVへの注水及び必要に応じて原子炉格納容器からの除熱を並行して実施する手順としている。ただし、RPV下鏡温度が 300 °Cに到達し、RPV下部プレナムへの熔融炉心の落下が想定される場合はRPVへの注水と並行してペDESTALへの注水(水位 2. 4m (注水量 225m³))を実施する手順としている。</u></p> <p><u>次に、RPVが破損した後は、ペDESTALに崩壊熱に余裕を</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2号炉は、事故時に原子炉圧力容器破損の徴候によりペDESTALに水張りをする運用としている。東海第二では、通常運転時からペDESTAL（ドライウエル部）に約 1m の水プールを形成している</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉圧力容器破損判断にて格納容器スプレイによる格納容器冷却を実施する手順としていない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 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. <u>本システムの停止及び一時的な運転について</u></p> <p>⑥<u>本システムは外部水源を用いた手段であり、本システムの運転継続によりサプレッション・プール水位が上昇す</u></p>	<p><u>みた量の注水を実施する手順としている。SOP及びAMGに定めるRPV破損の判定方法に基づきRPVの破損を判定した後は、ペDESTALに直接崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施することとしており、その注水量はペDESTAL水位及び原子炉格納容器外の流量計にて確認する手順としている。なお、本流量計の先にあるペDESTAL以外への分岐配管については、逆止弁または常時閉の手动弁があり、他系統へ流入することなく、確実にペDESTALへの注水量を確認できる設備構成となっている。また、原子炉格納容器からの除熱が必要な場合はペDESTALへの注水と原子炉格納容器からの除熱とを並行して実施する手順としている。</u></p> <p>※2 <u>島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価について「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用 添付資料3.3.3 ペDESTALへの水張り実施の適切性」参照。ペDESTALの水位が高い方が物理現象発生時の原子炉格納容器への負荷が高くなると考えられる炉外FCIについて、溶融炉心がペDESTALに落下する前に、ペDESTALにペDESTAL開口部下端位置までの高さ(約3.8m)の水位が形成されているものとした。これ以上の水位を形成させるためには、ドライウェル床面全面を満たしながら上昇させる必要があることから、仮にペDESTAL注水を入れすぎたとしても開口部下端位置以上の水位となることは考えにくい。また、ここでは現実的な溶融炉心の落下様態を想定した条件を適用して評価した場合、ペDESTALの内側鋼板の最大応力は14MPaであり、ペDESTALの内側鋼板の降伏応力(490MPa)を十分に下回っており、格納容器破損に至る恐れはないことを確認している。ペDESTALの水位上昇の要因がLOCAに起因する原子炉冷却材であった場合、サブクール度は低くなり炉外FCI発生可能性そのものを小さくするとともに、発生した場合でも発生する最大応力は小さくなるものと考え</u></p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違 【東海第二】</p>

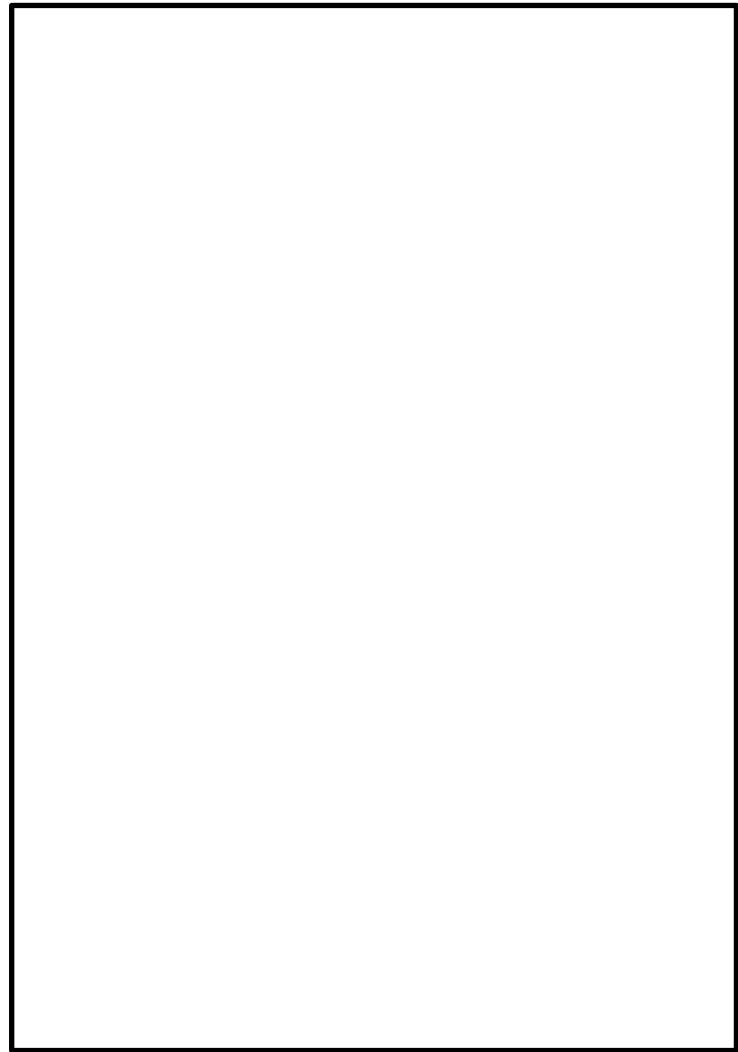
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>る。そこで、格納容器ベントを遅延させる観点から、本系統による原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を停止し、代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する。</u></p> <p><u>⑦ただし、代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。</u></p> <p>(2) <u>代替循環冷却系</u></p> <p><u>⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の補機系の起動後に期待できる系統であり、運転開始までに一定の時間を要するが、内部水源であるため本系統の運転継続によりサプレッション・プール水位は上昇しない。したがって、起動が可能となった時点で本系統を運転開始する手順とし、サプレッション・プール水位の上昇を抑制しつつ、原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施することで、損傷炉心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施することとする。</u></p> <p>3. <u>各事象の対応の流れについて</u></p> <p><u>炉心損傷に至る事象としては、起因事象がLOCAの場合と過渡事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。また、初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合においても、事象進展が異なることが考えられる。以上の事象進展の違いを踏まえ、事故対応の流れを第1図に示す。</u></p>	<p><u>しかしながら、RPVが破損した後は、RPV内の溶融炉心の状態、RPV破損口の状態、ペDESTALへの溶融炉心の落下量、格納容器圧力及び温度等、原子炉格納容器内の状態の不確かさが大きく、また、注水又は除熱を実施可能な設備が限定され、注水又は除熱に使用できる流量が不足する場合を想定すると、重大事故時に確実なアクシデントマネジメントを実施できるよう、注水及び除熱の優先順位を明確化しておく必要がある。このため、SOP及びAMGではRPV破損判定後の運転操作の優先順位を次の様に定めている。</u></p> <p><u>優先順位1：D/Wスプレイ</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、RPVが破損した後の注水及び除熱の運転操作について、どの炉心損傷モードを経た場合であっても同じ優先順位で実施する</p>

柏崎刈羽原子力発電所 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>・開始条件：格納容器圧力 640kPa (1. 5Pd) 以上又は格納容器温度 190℃以上</p> <p>・停止条件：格納容器圧力 588kPa 以下又は格納容器温度 171℃以下</p> <p>・流量：120m³/h</p> <p>優先順位 2：ペDESTAL注水</p> <p>・流量：崩壊熱に余裕をみた量 (スクラム後～5時間：60m³/h, 5～10時間：55m³/h, 10～20時間：35m³/h, 20時間～40時間：30m³/h, 40時間～80時間：20m³/h, 80時間～120時間：15m³/h, 120時間以降：12m³/h) で注水</p> <p>優先順位 3：RPV破損後のRPVへの注水</p> <p>・流量：15m³/h (S/C水源でECCSを運転できる場合は全量注水)</p> <p>これらは可能な限り並行して実施すべきものであるが、中でも格納容器スプレイを優先する理由は、格納容器スプレイを開始する状況は格納容器過圧又は過温破損の防止及び早期の格納容器ベントを抑制するための運転操作が必要な状況であり、これに即応する必要があるためである。D/WスプレイとS/Cスプレイでは、より広い空間にスプレイすること等により、原子炉格納容器の圧力及び温度の抑制効果が高いと考えられるD/Wスプレイを実施することとしている。また、D/Wにスプレイを実施することでペDESTALへ冷却材が流入するため、ペDESTALの溶融炉心の冷却にも期待できる。</p> <p>ペDESTALへの注水については、RPV破損前の注水によりペDESTAL内には約70m³(スクラム後5～10時間後の崩壊熱に換算すると約2時間分)の冷却材が確保されていること及びD/Wスプレイした冷却材がD/W床面からペDESTALへ流入することにも期待できることを考慮し、D/Wスプレイに次ぐ優先順位としている。</p> <p>RPV破損後のRPVへの注水には、RPV内に残存する溶融炉心の冷却及びRPV破損口から原子炉冷却材が流出することによるペDESTALに堆積している溶融炉心の冷却にも期待できると考えられるが、RPV破損口からの原子炉冷却材の流出の状況を確実に把握することは困難なことから、ペDESTAL注水に必要な流量を確保した後の優先順位としている。</p> <p>しかしながら、RPVが破損した後の注水及び除熱の優先順</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 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>位については、今後の検討結果により、前述の優先順位は変わりうるものと考えている。</p> <p>D/Wスプレイまたは注水により、S/C水位が通常水位+約1.3mに到達する時点でスプレイを停止し、格納容器ベントを実施する。ベント開始後は、崩壊熱に余裕をみた量の注水を継続するとともに、ペDESTAL水位計を監視し、水位を維持することによりペDESTALの熔融炉心の冷却を継続する。</p> <p>以上のおり、原子炉格納容器内の状態の不確かさを考慮しても、SOPによって確実なアクシデントマネジメントを実施することが可能である。</p>	



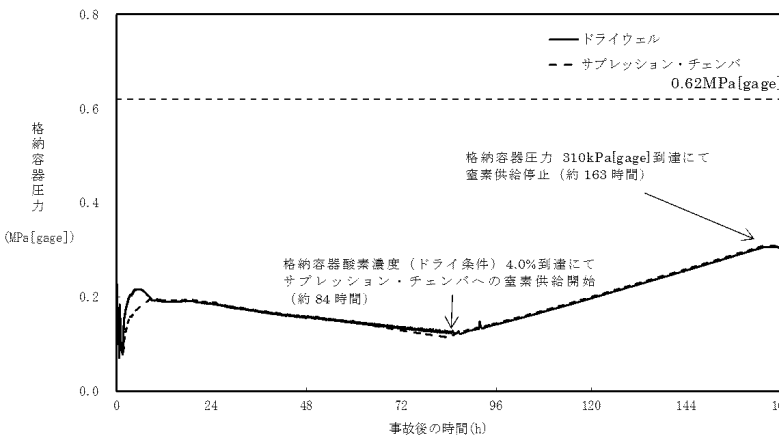
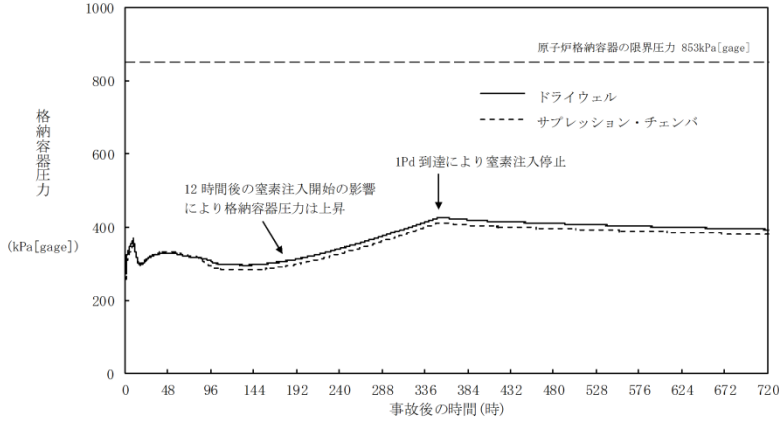
第1図 事故対応の流れ



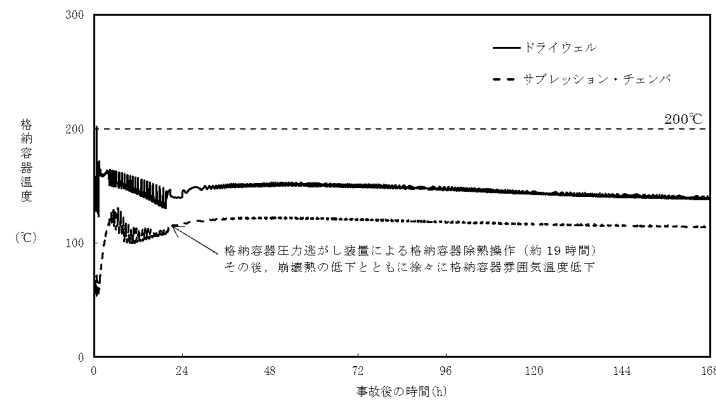
第1図 SOPの対応フロー(全体)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>第2図 原子炉格納容器の構造図</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									
	<p>4. 長期安定停止に向けた対応について</p> <p>長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として、<u>残留熱除去系、代替循環冷却系による格納容器除熱を実施し、格納容器の健全性を維持する。</u></p> <p>また、炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素及び酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。</u></p> <p>(1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について</p> <p><u>有効性評価における格納容器温度・圧力の判断基準（評価項目）は200℃、2Pdと設定しており、200℃、2Pdの状態が継続することを考慮した評価が必要な部位はシール部である。このため、シール部については、200℃、2Pdの状態が7日間（168時間）継続した場合でもシール機能に影響がないことを確認することで、限界温度・圧力における格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。</u></p> <p>ここでは、200℃、2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。</p> <p>また、上記に加えて、7日間（168時間）以降の累積放射線照射量についても、格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。</p> <p>(2) <u>7日間（168時間）以降の圧力、温度の条件</u></p> <p>7日間（168時間）以降において、格納容器圧力が最も高くなるのは、「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンス及び「<u>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</u>」で想定されるシーケンスである。これらのシー</p>	<p>3. 長期安定停止に向けた対応について</p> <p><u>長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として、残留熱除去系及び残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施し、格納容器の健全性を維持する。</u></p> <p>また、炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素ガス及び酸素ガスが発生するため、水素燃焼を防止する観点から、<u>格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。</u></p> <p>(1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について</p> <p><u>有効性評価における原子炉格納容器限界温度・圧力は200℃、2Pdと設定しており、200℃、2Pdについて時間経過を考慮した評価が必要な部位はシール部と考えている。このため、シール部については200℃、2Pdの状態が7日間（168時間）継続した場合でもシール機能に影響ないことを確認することで限界温度・圧力における原子炉格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。</u></p> <p>ここでは、200℃、2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。</p> <p>また、上記に加えて、7日間（168時間）以降の累積放射線照射量についても、原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。</p> <p><u>第1表 事故発生後の経過時間と原子炉格納容器圧力・温度の関係</u></p> <table border="1" data-bbox="1739 1367 2478 1619"> <thead> <tr> <th>事故発生後の経過時間</th> <th>0～168時間</th> <th>168時間以降</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器限界圧力として2Pd（853kPa）を設定</td> <td>有効性評価シナリオで最大427kPa[gage]となる（第3図）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器温度</td> <td>原子炉格納容器限界温度として200℃を設定</td> <td>有効性評価シナリオで150℃を下回る（第4図）</td> </tr> </tbody> </table> <p>7日間（168時間）以降において、格納容器圧力が最も高くなるのは、「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケンス及び「<u>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</u>」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは、<u>残留</u></p>	事故発生後の経過時間	0～168時間	168時間以降	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器限界圧力として2Pd（853kPa）を設定	有効性評価シナリオで最大427kPa[gage]となる（第3図）	原子炉格納容器温度	原子炉格納容器限界温度として200℃を設定	有効性評価シナリオで150℃を下回る（第4図）	<p>・炉型の違い</p> <p>【東海第二】</p> <p>柏崎6/7（ABWR）、東海第二（Mark-II）と島根2号炉（Mark-I改）の最高使用圧力の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は、第2図の後段に記載</p>
事故発生後の経過時間	0～168時間	168時間以降										
原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器限界圧力として2Pd（853kPa）を設定	有効性評価シナリオで最大427kPa[gage]となる（第3図）										
原子炉格納容器温度	原子炉格納容器限界温度として200℃を設定	有効性評価シナリオで150℃を下回る（第4図）										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>ケンスは、<u>格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達した時点で</u>、格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため、<u>310kPa[gage]まで</u>サブプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており、第 1 表で示すとおり、7 日間 (168 時間) 以降の格納容器圧力は最大で <u>310kPa[gage]</u>となる。代表的に、「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u>」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を第 1 図に示す。</p>  <p style="text-align: center;">第 1 図 格納容器圧力 (「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u>」において代替循環冷却系を使用する場合)</p> <p>7 日間 (168 時間) 以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは、「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u>」において代替循環冷却系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの格納容器雰囲気温度の推移を第 2 図に示すが、7 日間 (168 時間) 時点で 150℃未満であり、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、第 1 表で示すとおり 7 日間 (168 時間) 以降は 150℃を下回る。また、格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度※) についても、事象発生後 <u>3.9 時間後</u>に生じる最高値は <u>157℃</u>であるが、7 日間以降は 150℃を下回る。</p> <p>※：評価に用いているMAAPコードは、FP 沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内の FP 挙動については、原子力安全基盤機構 (JNES) の</p>	<p><u>熱代替除去系による格納容器除熱を開始した時点で</u>、格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため、<u>427kPa[gage]まで</u>サブプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており、第 1 表で示すとおり、7 日間 (168 時間) 以降の格納容器圧力は最大で <u>427kPa[gage]</u>となる。代表的に、「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u>」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を第 3 図に示す。</p>  <p style="text-align: center;">第 3 図 原子炉格納容器圧力の推移 (「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u>」において残留熱代替除去系を使用する場合)</p> <p>7 日間 (168 時間) 以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは、「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u>」において残留熱代替除去系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの格納容器雰囲気温度の推移を第 4 図に示すが、7 日間 (168 時間) 時点で 150℃未満であり、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、7 日間 (168 時間) 以降は 150℃を下回る。また、格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度※) についても、事象発生後約 <u>10 時間後</u>に生じる最高値は約 <u>181℃</u>であるが、7 日間以降は 150℃を下回る。</p> <p>※：評価に用いているMAAPコードは、FP 沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内の FP 挙動については、原子力安全基盤機構 (JNES) の</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、酸素ガスの濃度により窒素を注入するのではなく、残留熱代替除去系による格納容器除熱開始後に注入することとしている。 ・炉型の違い 【東海第二】 最高使用圧力の相違 ・解析結果の相違 【東海第二】 ・解析結果の相違 【東海第二】

「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり、格納容器全体に飛散することがないことが確認されており、健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく、MAAPコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。



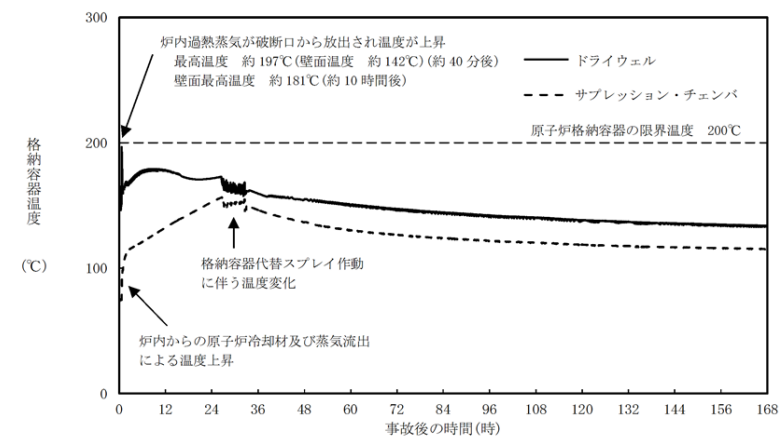
第2図 格納容器雰囲気温度

(「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において代替循環冷却系を使用できない場合)

第1表 事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度、累積放射線照射量の関係

事故発生後の経過時間	0~168 時間	168 時間以降
格納容器圧力	評価項目として2Pd(620kPa[gage])を設定	有効性評価シナリオで最大310kPa[gage]となる(MAAP解析結果)
格納容器温度	評価項目として200°Cを設定	有効性評価シナリオで150°Cを下回る(MAAP解析結果)

「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり、格納容器全体に飛散することがないことが確認されており、健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく、MAAPコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。



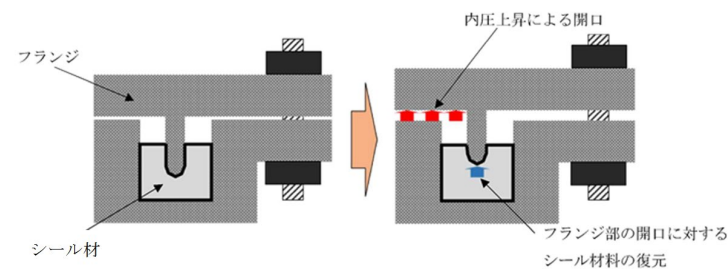
第4図 原子炉格納容器温度の推移(「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において残留熱代替除去系を使用しない場合)

・解析結果の相違
【東海第二】

・資料構成の相違
【東海第二】
島根2号炉は、第3図の前段に記載

(3) 7日間(168時間)以降の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により、格納容器の健全性に影響を及ぼす部位はシール部のシール材である。シール部の機能維持は、第3図の模式図に示すとおり、格納容器内圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて168時間時の格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても、格納容器圧力は約0.31MPaであり開口量は小さい(第2表参照)。なお、復元量の具体的な評価は、格納容器温度に関係することから3.2で示す。



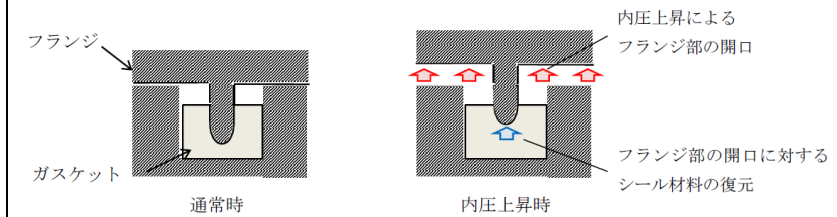
第3図 シール部の機能維持確認の模式図

第2表 格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	168時間時 1Pd(0.31MPa)	2Pd(0.62MPa)
トップヘッド フランジ	内側	[]	[]
	外側		
機器搬入用ハッチ	内側	[]	[]
	外側		
サブプレッション・ チェンバアクセス ハッチ	内側	[]	[]
	外側		

a. 長期(168時間以降)の原子炉格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により健全性に影響を及ぼす部位はシール材である。シール部の機能維持は、第5図の模式図に示す通り、原子炉格納容器圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、原子炉格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて168h時の原子炉格納容器圧力が高い残留熱代替除去系運転ケースを評価しても、原子炉格納容器圧力は約0.3MPaであり開口量は小さい(第2表参照)。



第5図 シール部の機能維持確認の模式図

第2表 原子炉格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	残留熱代替除去系 運転ケースの168h 時(0.3MPa)	2Pd (0.853MPa)
ドライウェル 主フランジ	内側	[]	[]
	外側		
機器搬入口	内側	[]	[]
	外側		

・解析結果の相違
【東海第二】

(4) 7日間(168時間)以降の格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

格納容器温度の上昇に伴う、時間経過によるシール材の長期的(格納容器温度が150℃を下回る状況)な影響を調査する。ここでは、トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0~7日	7日~14日	14日~30日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率 [%]			
硬さ			
質量変化率 [%]			

注記：γ線1.0MGy照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように、168時間以降、150℃の環境下においては、改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがって、重大事故後168時間以降における格納容器の温度を150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、EPDM材は一般特性としての耐温度性は150℃であり、第3表の結果は改良EPDM製シール材が200℃条件を7日間経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考ええる。また、第3表の結果から圧縮永久ひずみ 時の改良EPDM製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第4図に示しており、第2表で示す168時間以降の格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。

b. 長期(168時間以降)の原子炉格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

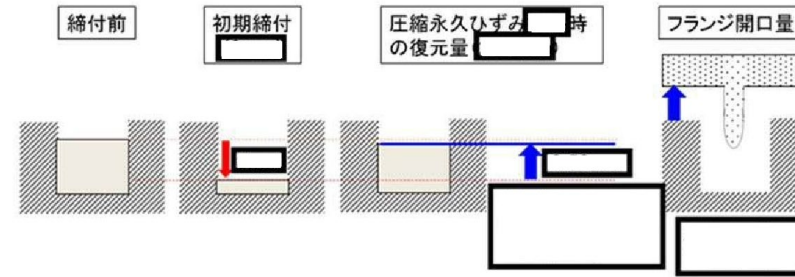
原子炉格納容器温度の上昇に伴う、時間経過によるシール材の長期的(150℃を下回る状況)な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器搬入口等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0日~7日	7日~14日	14日~30日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率 [%]			
硬度変化			
質量変化率 [%]			

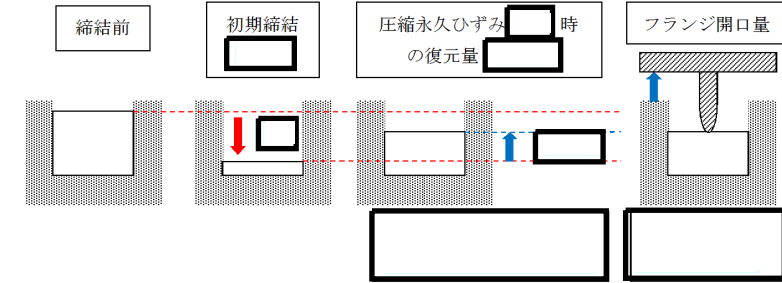
注記：γ線1.0MGy照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように、168時間以降、150℃の環境下においては、改良EPDM製の基礎特性データには殆ど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがって、SA後168時間以降における原子炉格納容器の温度を150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、EPDMは一般特性としての耐温度性は150℃であり、第3表の結果は改良EPDM製シール材が200℃条件を7日間経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考えている。また、第3表の結果から圧縮永久ひずみ率は 時の改良EPDM製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第6図に示しており、第2表で示す168時間以降の原子炉格納容器圧



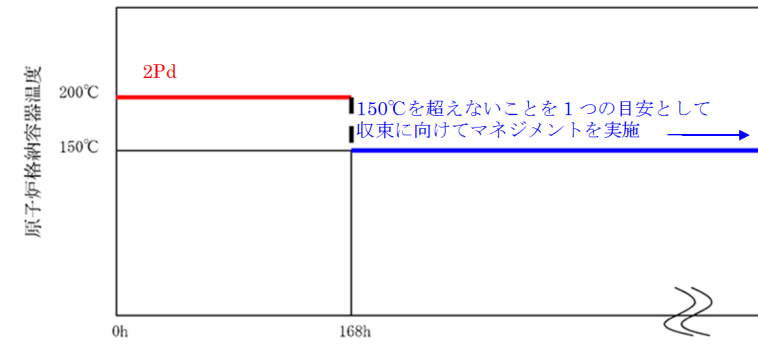
第4図 圧縮永久ひずみ [] 時のシール材復元量とフランジ開口量

力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。

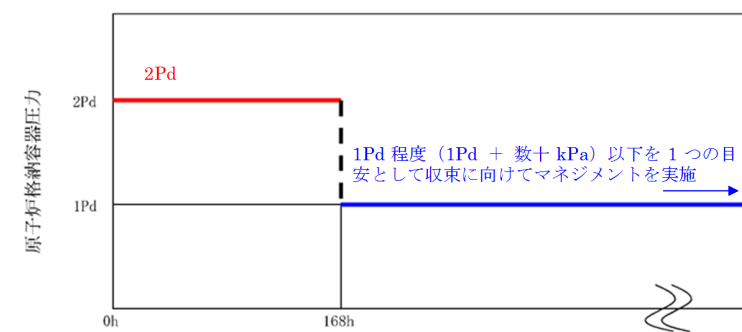


第6図 圧縮永久ひずみ [] 時のシール材復元量とフランジ開口量

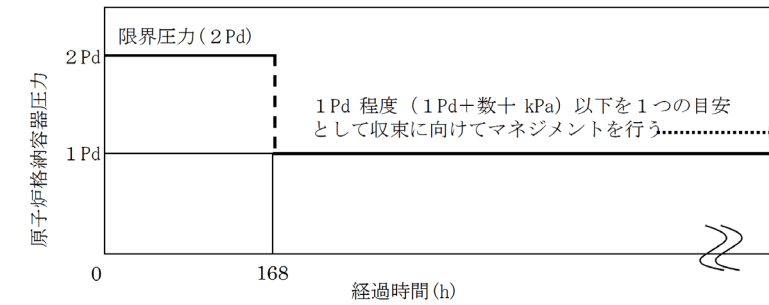
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(5) <u>7日間(168時間)以降の格納容器の閉じ込め機能について</u></p> <p>(2)で示したように有効性評価結果からも、7日間(168時間)以降は格納容器温度が改良E P D M製シール材の一般特性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判っている。また、格納容器圧力についても<u>ベント操作の有無に関わらず</u>圧力は低下しており、開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお、代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で<u>4.3vol%</u>に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。</p> <p>よって、<u>格納容器温度・圧力が評価項目(200℃・2Pd)にて7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の格納容器閉じ込め機能を確保できる。</u></p> <p><u>7日間(168時間)以降の格納容器の閉じ込め機能については、格納容器圧力・温度は低下していること、及び代替循環冷却系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生の寄与も大きくないことから、最初の7日間(168時間)に対して200℃・2Pdを超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持される。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、7日間(168時間)以降の領域においては、格納容器温度については第5図に示すとおり150℃を超えない範囲で、また、格納容器圧力については第6図に示すとおり1Pd程度(1Pd+数十kPa*)以下でプラント状態を運用する。</u></p> <p>※：酸素濃度をドライ換算で<u>4.3vol%</u>以下とする運用の範囲</p>	<p><u><時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方></u></p> <p><u>有効性評価結果からも、7日間(168時間)以降は原子炉格納容器温度がE P D Mの一般特性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判っている。また、原子炉格納容器圧力についても1Pd到達時に窒素注入を停止した以降、圧力は低下しており、開口量は限界圧力時と比較しても小さいことが確認できている。なお、残留熱代替除去系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.4vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。</u></p> <p><u>よって、当社としては、限界温度・圧力(200℃・2Pd)が7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の原子炉格納容器閉じ込め機能を確保できると考えている。</u></p> <p><u><168時間以降の考え方></u></p> <p><u>前述の結果を踏まえ、168時間以降については、原子炉格納容器温度・圧力は低下していること、及び残留熱代替除去系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生寄与も大きくないことから、最初の168時間に対して限界温度・圧力を超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持されると考えている。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、168時間以降の領域においては原子炉格納容器温度が150℃を超えない範囲で、また、原子炉格納容器圧力については1Pd程度(1Pd+数十kPa*)以下でプラント状態を運用する。</u></p> <p>※酸素濃度をドライ換算で<u>4.4vol%</u>以下とする運用の範囲</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根2号炉は、7日間以降においても1Pd到達までは原子炉格納容器圧力が低下していない。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】</p> <p>・運用の相違 【東海第二】</p>



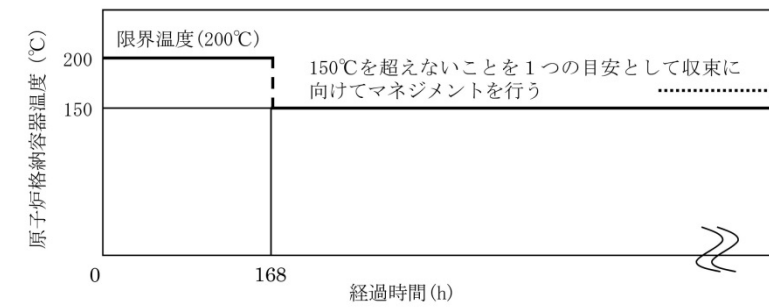
第5図 格納容器温度の168時間以降の考え方



第6図 格納容器圧力の168時間以降の考え方



第7図 原子炉格納容器圧力の168時間以降の考え方



第8図 原子炉格納容器温度の168時間以降の考え方

・資料構成の相違
【東海第二】
東海第二は第6図に記載

・資料構成の相違
【東海第二】
島根2号炉は第7図に記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
	<p>(6) 7日間(168時間)以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について</p> <p>時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは、<u>トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第4表に示す。累積放射線照射量による影響は、試験結果より、有意な変化がないことから、7日間以降のシール機能は、維持できる。</u></p> <p>第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係</p> <table border="1" data-bbox="934 871 1691 1081"> <thead> <tr> <th>累積放射線照射量</th> <th>ひずみ率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td></td><td></td></tr> <tr><td></td><td></td></tr> <tr><td></td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>試験条件 雰囲気：蒸気環境 温度・劣化時間：200℃・168時間+150℃・168時間</p>	累積放射線照射量	ひずみ率							<p><u><7日間(168時間)以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について></u></p> <p><u>時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器搬入口等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第4表に示す。累積放射線照射量による影響は、試験結果より、有意な変化がないことから、7日間以降のシール機能は、維持できる。</u></p> <p>第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係</p> <table border="1" data-bbox="1751 882 2448 1071"> <thead> <tr> <th>累積放射線照射量</th> <th>ひずみ率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td></td><td></td></tr> <tr><td></td><td></td></tr> <tr><td></td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>試験条件 雰囲気：蒸気環境 温度・劣化時間：200℃・168時間+150℃・168時間</p>	累積放射線照射量	ひずみ率							
累積放射線照射量	ひずみ率																		
累積放射線照射量	ひずみ率																		

柏崎刈羽原子力発電所 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>(7) <u>格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応</u></p> <p><u>炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、酸素濃度4.3vol% (ドライ条件) 到達で格納容器ベントを実施することで、可燃性ガスを排出する手順としている。一方で、環境への影響を考慮すると、格納容器ベントを可能な限り遅延する必要があるため、格納容器ベントの実施基準である酸素濃度 4.3vol%の到達時間を遅らせる目的から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作 (以下「窒素注入」という。) を実施することとしている。ここでは、有効性評価の事象進展を参照し、窒素注入及び格納容器ベントに係る判断基準の妥当性について示す。</u></p> <p><u>a. 窒素注入の判断基準と作業時間について</u></p> <p><u>窒素注入に係る判断基準は以下のとおり設定している。</u></p> <p><u>(a) 窒素供給装置の起動準備操作の開始基準：酸素濃度 3.5vol%</u></p> <p><u>(b) 窒素注入の開始基準：酸素濃度 4.0vol%</u></p> <p><u>「3.4 水素燃焼」において、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値により感度解析を実施しており、水素及び酸素濃度の上昇が早い感度解析においても、第5表のとおり、可搬型窒素供給装置の起動準備時間が約6時間 (約360分) 確保できるため、起動準備時間の180分に対して十分余裕があることが確認できる。</u></p>		<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、酸素濃度基準ではなく、残留熱除去系等による原子炉格納容器内の除熱を開始した場合に、窒素ガス供給を行う</p>

柏崎刈羽原子力発電所 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">第5表 設計基準事故のG値を用いた場合の評価結果</p> <table border="1" data-bbox="949 325 1676 493"> <thead> <tr> <th>酸素濃度</th> <th>到達時間</th> <th>窒素注入準備の余裕時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>3.5vol%</td> <td>約15時間</td> <td rowspan="2">約6時間</td> </tr> <tr> <td>4.0vol%</td> <td>約21時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について</p> <p>窒素注入及び格納容器ベントに係る実施基準、実施基準の設定根拠を第6表に示す。操作時間や酸素濃度及び酸素濃度監視設備の計装誤差(約0.6vol%)を考慮しても、可燃限界領域(酸素濃度5.0vol%以上)に到達することなく、窒素注入及び格納容器ベントが実施可能である。</p> <p align="center">第6表 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について</p> <table border="1" data-bbox="949 934 1676 1186"> <thead> <tr> <th>操作</th> <th>実施基準 : 計装の読み取り値</th> <th>実施基準の設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準</td> <td>酸素濃度3.5vol% (2.9vol%~ 4.1vol%)※</td> <td>可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>窒素注入開始基準</td> <td>酸素濃度4.0vol% (3.4vol%~ 4.6vol%)※</td> <td>格納容器ベントの開始基準の到達前を設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器ベント開始基準</td> <td>酸素濃度4.3vol% (3.7vol%~ 4.9vol%)※</td> <td>計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定</td> </tr> </tbody> </table>	酸素濃度	到達時間	窒素注入準備の余裕時間	3.5vol%	約15時間	約6時間	4.0vol%	約21時間	操作	実施基準 : 計装の読み取り値	実施基準の設定根拠	可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準	酸素濃度3.5vol% (2.9vol%~ 4.1vol%)※	可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定	窒素注入開始基準	酸素濃度4.0vol% (3.4vol%~ 4.6vol%)※	格納容器ベントの開始基準の到達前を設定	格納容器ベント開始基準	酸素濃度4.3vol% (3.7vol%~ 4.9vol%)※	計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定		
酸素濃度	到達時間	窒素注入準備の余裕時間																					
3.5vol%	約15時間	約6時間																					
4.0vol%	約21時間																						
操作	実施基準 : 計装の読み取り値	実施基準の設定根拠																					
可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準	酸素濃度3.5vol% (2.9vol%~ 4.1vol%)※	可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定																					
窒素注入開始基準	酸素濃度4.0vol% (3.4vol%~ 4.6vol%)※	格納容器ベントの開始基準の到達前を設定																					
格納容器ベント開始基準	酸素濃度4.3vol% (3.7vol%~ 4.9vol%)※	計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定																					

添付資料 1.7.4-1

解釈一覧
判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	a. 格納容器圧力速がしきり装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置の水位が1000mm(通常水位)を下回ると判断した場合
	b. 格納容器圧力速がしきり装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置の水位が2200mmに到達すると判断した場合、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が [] に到達すると判断した場合
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	c. フィルタ装置水位調整(水張り)	フィルタ装置の水位が2200mmに到達すると判断した場合、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限界差圧に到達すると判断した場合
	d. フィルタ装置水位調整(水抜き)	フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	e. フィルタ装置水位調整(水抜き)	フィルタ装置の水位が2200mmに到達すると判断し、排水を行った場合
	f. フィルタ装置水位調整(水抜き)	FCVS フィルタバベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁の「全閉」操作完了後
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	g. ドレン移送ライン室排水ガスバース	ドレンタンク水抜き完了後
	h. ドレンタンク水抜き	ドレンタンクが水位高に到達すると判断した場合

添付資料 1.7.10

解釈一覧

判断基準の解釈一覧 (1/2)

手順	判断基準記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%以下 原子炉圧力容器温度が300℃以上
	b. 格納容器圧力速がしきり装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	サブプレッジョン・プールの水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合 原子炉圧力容器温度が300℃以上
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	サブプレッジョン・プールの水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合 原子炉圧力容器温度が300℃以上
	b. 格納容器圧力速がしきり装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	サブプレッジョン・プールの水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合 原子炉圧力容器温度が300℃以上
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	c. フィルタ装置スクラビング水補給	フィルタ装置水位指示値が1,500mm以下の場合
	d. 原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換	原子炉格納容器内の圧力が310kPa [Leage] (IPD) 未満、原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	e. フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換	原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換が終了した場合
	f. フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換	原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換が終了した場合

添付資料 1.7.10-1

解釈一覧
判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	a. 格納容器フィルタバベント系による格納容器内の減圧及び除熱	スクラバ容器の水位の水位低警報が発報した場合 スクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合 スクラバ容器の水位が [] mm に到達すると判断した場合 スクラバ容器の水位が [] mm に到達すると判断し、排水を行った場合
	b. 格納容器圧力速がしきり装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	スクラバ容器の水位が [] mm に到達すると判断した場合 スクラバ容器の水位が [] mm に到達すると判断し、排水を行った場合

備考

- 設備及び運用の相違【柏崎 6/7, 東海第二】
設備及び運用の相違による判断基準の相違
- 設備の相違【柏崎 6/7】
③の相違
- 運用の相違【東海第二】
②の相違
- 運用の相違【柏崎 6/7】
島根 2号炉のドレン移送設備は、常時満水状態であるため、窒素ガスパージは不要
- 運用の相違【東海第二】
島根 2号炉は、水位調整(水抜き)及びpH調整について、自主対策として整備
- 記載表現の相違【柏崎 6/7, 東海第二】
島根 2号炉は、本文中において数値を示していない項目についてのみ解釈一覧にて記載

判断基準の解釈一覧 (2/2)

手順	手順	判断基準記載内容	解釈
1. 7. 2. 1 原子炉格納容器の過圧 破損防止のための対応 手順 (1) 交流動力電源が健全 な場合の対応手順	b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置スクラビング水温度が55℃以下において、フィルタ装置水位が規定値以上確保されている場合	フィルタ装置スクラビング水温度指示値がフィルタ装置スクラビング水移送開始の判断基準である55℃以下において、フィルタ装置水位指示値が許容範囲下端である180mm以上確保されている場合
	c. サプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上
	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合	サプレッション・プール水位指示値が格納容器ベント準備実施の判断基準である通常水位+5.5mに到達した場合
1. 7. 2. 1 原子炉格納容器の過圧 破損防止のための対応 手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上

・記載表現の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 島根 2号炉は、本文中において数値を示していない項目についてのみ解釈一覧にて記載
 ・記載表現の相違
【東海第二】
 島根 2号炉は、スクラビング水移送を行うが、事故収束後に行う手順のため、記載しない

操作手順の解釈一覧 (1/2)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

手順	手順	操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (c) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (d) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (e) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (f) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (g) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (h) フィルタタ装置水位調整 (水抜き)	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (c) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (d) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (e) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (f) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (g) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (h) フィルタタ装置水位調整 (水抜き)	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順

操作手順の解釈一覧 (1/2)

東海第二発電所 (2018.9.18版)

手順	手順	操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (c) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (d) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (e) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (f) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (g) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (h) フィルタタ装置水位調整 (水抜き)	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順

島根原子力発電所 2号炉

添付資料 1.7.10-2

操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順	手順	操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (c) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (d) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (e) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (f) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (g) フィルタタ装置水位調整 (水抜き) (h) フィルタタ装置水位調整 (水抜き)	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順

備考

- ・設備及び運用の相違【柏崎 6/7, 東海第二】
- ・設備及び運用の相違による判断基準の相違
- ・設備の相違【柏崎 6/7】
- ③の相違
- ・運用の相違【東海第二】
- ②の相違
- ・記載表現の相違【柏崎 6/7, 東海第二】
- 島根 2号炉は、本文中において数値を示していない項目についてのみ解釈一覧にて記載
- ・記載表現の相違【柏崎 6/7】
- 島根 2号炉は、サブレーション・プール水 pH制御について、操作手順の解釈一覧 (2 / 2) に記載

操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) (c) フィルタ装置水位調整(水抜き) (d) フィルタ装置水位調整(水抜き) (f) フィルタ装置スクラビング水pH調整	フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内 フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前 フィルタ装置の水位が上限水位に到達 フィルタ装置金属フィルタの差圧が規定値	フィルタ装置水位指示値が1000~1500mm フィルタ装置の水位が1000mmを下回り500mmに到達する前 フィルタ装置の水位が2200mmに到達 フィルタ装置金属フィルタの差圧が規定値に到達

操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) フィルタ装置スクラビング水供給 (d) 原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換 (e) フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換 (f) フィルタ装置スクラビング水移送	待機時水位下限 原子炉格納容器内の圧力を310kPa [gauge] (1Pd) ~13.7kPa [gauge] の間で制御 ドライウェル圧力又はサブプレッジョン・チエンプ圧力指示値が310kPa [gauge] (1Pd) に到達 原子炉格納容器内の圧力が245kPa [gauge] (0.8Pd) 又は原子炉格納容器内の温度が150℃到達 フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃以下 フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180mmまで低下 フィルタ装置水位指示値が待機時水位下限である2,530mm以上まで水張りされたこと フィルタ装置入口水素濃度指示値が可燃限界未満 サプレッジョン・ブール水位指示値が通常水位+6.5mに到達 原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol.%に到達 原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gauge] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満	待機時水位下限である2,530mm以上 ドライウェル圧力等にて原子炉格納容器内の圧力を310kPa [gauge] (1Pd) ~13.7kPa [gauge] の間で制御 ドライウェル圧力又はサブプレッジョン・チエンプ圧力指示値が不活性ガス(窒素)注入完了の判断基準である310kPa [gauge] (1Pd) に到達 格納容器スプレイ開始の判断基準である原子炉格納容器内の圧力が245kPa [gauge] (0.8Pd) 又は原子炉格納容器内の温度が150℃到達 フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃以下 フィルタ装置水位指示値が移送ポンプ停止の判断基準である計測範囲下端の180mmまで低下 フィルタ装置水位指示値がスクラビング水供給停止の判断基準である待機時水位下限の2,530mm以上まで水張りされたこと フィルタ装置入口水素濃度指示値がフィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換停止の判断基準である可燃限界未満 サプレッジョン・ブール水位指示値が格納容器ベント開始の判断基準である通常水位+6.5mに到達 原子炉建屋水素濃度指示値が格納容器ベント開始の判断基準である2.0vol.%に到達 格納容器ベント停止の判断基準である原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gauge] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満

操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源喪失時の対応手順	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 c. サプレッジョン・ブール水pH制御 d. ドライウェルpH制御	原子炉格納容器内へのスプレイの実施によりベント開始されたこと 残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、原子炉格納容器内圧力指示値及び温度指示値の低下により確認 必要量が注入されたことを葉液タンクレベルで確認 原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたこと 残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇により確認 第1ベントフィルタスクラハラ容器的水位が通常水位に到達する前 第1ベントフィルタスクラハラ容器的水位が上限水位に到達 スクラビング水のpH値が規定値	原子炉格納容器内へのスプレイの実施によりベント開始されたこと 残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、原子炉格納容器内圧力指示値及び温度指示値の低下により確認 必要量が注入されたことを葉液タンクレベルで確認 原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたこと 残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇により確認 第1ベントフィルタスクラハラ容器的水位が通常水位に到達する前 第1ベントフィルタスクラハラ容器的水位が上限水位に到達 スクラビング水のpH値が規定値

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 設備及び運用の相違による判断基準の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ①の相違

・記載表現の相違
【東海第二】
 島根 2号炉は、スクラビング水移送を行うが、事故収束後に行う手順のため、記載しない

・記載表現の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 島根 2号炉は、本文中において数値を示していない項目についてのみ解釈一覧にて記載

【柏崎 6/7】
 柏崎 6/7 は、格納容器内 pH 制御について、操作手順の解釈一覧 (1 / 2) に記載

操作の成立性の解釈一覧

手順	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	操作の成立性記載内容	解釈
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧 破損防止のための対応 手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順	b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	サブプレッジョン・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達	サブプレッジョン・プール水位指示値が格納容器ベント準備実施の判断基準である通常水位+5.5mに到達
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧 破損防止のための対応 手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順	a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	サブプレッジョン・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達	サブプレッジョン・プール水位指示値が格納容器ベント開始の判断基準である通常水位+6.5mに到達

・記載表現の相違
【東海第二】
島根2号炉は、本文中において数値を示していない項目についてのみ解釈一覧にて記載

添付資料 1.7.4-3

各号炉の弁番号及び弁名称一覧表 (1/3)

弁番号	弁名称	弁位置	弁種別	弁状態	弁材質	弁口径	弁圧力	弁温度	弁形状
722-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
723-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
724-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
725-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
726-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
727-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
728-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
729-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
730-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
731-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
732-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
733-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
734-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
735-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
736-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
737-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
738-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
739-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
740-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室

弁番号及び弁名称一覧 (1/2)

弁番号	弁名称	弁位置	弁種別	弁状態	弁材質	弁口径	弁圧力	弁温度	弁形状
741-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
742-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
743-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
744-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
745-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
746-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
747-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
748-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
749-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
750-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
751-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
752-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
753-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
754-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
755-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
756-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
757-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
758-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
759-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
760-F040	SGT 副制御室	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室

※1：今後の稼働によって弁名等は変更の可能性がある。

弁番号及び弁名称一覧表 (1/3)

弁番号	弁名称	弁位置	弁種別	弁状態	弁材質	弁口径	弁圧力	弁温度	弁形状
M226-12	SGT NGC 連絡ライン隔離弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
M226-16	SGT NGC 連絡ライン隔離弁後弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
M226-11	SGT 耐圧強化ベンタライン止め弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
M226-15	SGT 耐圧強化ベンタライン止め弁後弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
M217-19	NGC 常用空調換気入口隔離弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
M217-20	NGC 常用空調換気入口隔離弁後弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
M226-13	SGT FCV S 第1ベンタライン入口弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
M217-18	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
M217-23	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁後弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
M217-5	NGC N 2 トーラス出口隔離弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
M217-4	NGC N 2 ドライウェル出口隔離弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
M2B3-114	FCV S 薬品注入タンク出口弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
M2B3-112	FCV S 循環ライン止め弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
V2B3-110	FCV S 補給止め弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
M2B3-550	FCV S 第1ベンタライン出口隔離弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室
M2B3-570	FCV S ドレン移送ライン連絡弁	中央制御室	弁	副制御室	副制御室	φ150	0.1	300	副制御室

添付資料 1.7.10-3

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 配管構成の相違による操作対象の相違
 ・設備の相違
【柏崎 6/7】
 ⑦の相違
 ・運用の相違
【東海第二】
 ②の相違
 ・運用及び設備の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は、(排気管) ドレン弁は全開運用であり、また、水素バイパスラインに止め弁を設置していないため、操作不要
 ・記載表現の相違
【東海第二】
 東海第二は、格納容器フィルタベント系補機類について、弁番号及び弁名称一覧表 (2/2) に記載
 ・記載表現の相違
【東海第二】
 島根 2号炉は、残留熱代替除去系について、弁番号及び弁名称一覧表 (2/3) に記載

統一番号	統一名称	品名	品名	設置場所	設置年月	取替年月	取替理由
20001	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20002	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20003	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20004	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20005	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20006	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20007	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20008	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20009	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20010	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20011	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20012	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20013	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20014	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20015	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20016	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20017	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20018	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20019	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20020	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20021	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20022	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20023	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20024	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20025	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20026	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20027	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20028	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20029	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20030	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	

統一番号	統一名称	品名	品名	設置場所	設置年月	取替年月	取替理由
20001	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20002	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20003	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20004	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20005	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20006	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20007	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20008	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20009	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20010	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20011	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20012	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20013	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20014	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20015	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20016	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20017	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20018	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20019	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20020	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20021	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20022	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20023	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20024	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20025	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20026	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20027	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20028	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20029	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	
20030	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	第一冷却ポンプ	2001	2001	

弁番号及び弁名称一覧 (2/2)

弁番号及び弁名称一覧表 (2/3)

弁番号	弁名称	操作場所
V2B2-82	F C V S 蒸発ガス補給元弁	屋外
MV222-16A	A - RHR トーラススブレイブ	中央制御室 原子炉棟地下1階トラス室 (管理区域)
SV2B4-1	P H C 空気供給電磁弁	中央制御室 原子炉棟地下2階南側通路 (非管理区域)
AV2BA-1A, 1B	P H C A, B - 蒸発ガス供給弁	中央制御室 原子炉棟付属棟地下2階南側通路 (非管理区域)
AV2BA-2A, 2B	P H C A, B - 薬液タンク出口薬剤注入弁	中央制御室 原子炉棟付属棟地下2階南側通路 (非管理区域)
V2C2-1	AN I 代替蒸発供給ライン元弁 (D/W側)	屋外
V2C2-1	AN I 代替蒸発供給ライン元弁 (S/C側)	屋外
MV222-2B	B - RHR 熱交バイパス弁	中央制御室 原子炉棟地上2階 B - RHR バルブ室 (管理区域)
MV222-1002	RHR R H A R ライン入口止め弁	中央制御室 原子炉棟地下2階 B - RHR ポンプ室 (管理区域)
MV222-1010	RHR A - F L S R 連絡ライン止め弁	中央制御室 原子炉棟地上1階西側 PCV ベネトレーション室 (管理区域)
MV222-1020	RHR P C V スブレイブ連絡ライン流量調節弁	中央制御室 原子炉棟地上1階西側 PCV ベネトレーション室 (管理区域)
MV222-1011	RHR A - F L S R 連絡ライン流量調節弁	中央制御室 原子炉棟地上1階西側 PCV ベネトレーション室 (管理区域)
MV222-5A	A - RHR 注水弁	中央制御室 原子炉棟地上中1階東側 PCV ベネトレーション室 (管理区域)
MV222-4B	B - RHR ドライアウト 2 スブレイブ	中央制御室 原子炉棟地上2階東側 PCV ベネトレーション室 (管理区域)
MV2B2-7	R H A R ライン流量調節弁	中央制御室 原子炉棟地下2階 B - RHR ポンプ室 (管理区域)

備考

- ・設備の相違
- 【柏崎6/7, 東海第二】
配管構成の相違による操作対象の相違
- ・運用の相違
- 【東海第二】
②の相違
- ・記載表現の相違
- 【東海第二】
東海第二は、代替循環冷却系について、弁番号及び弁名称一覧表(1/2)に記載

各号炉の弁番号及び弁名称一覧表 (3/3)

図名	弁番号	弁名称	6号炉	7号炉
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-401	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-402	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-403	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-404	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-405	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-406	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-407	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-408	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-409	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-410	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-411	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-412	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-413	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-414	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-415	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-416	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-417	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-418	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-419	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-420	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-421	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号
原子炉建屋付属機器の弁番号	V21-422	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号	原子炉建屋付属機器の弁番号

弁番号及び弁名称一覧表 (3/3)

弁番号	弁名称	操作場所
MV214-1B	B-R C W常用補機冷却水入口切替弁	原子炉建物付属棟 地下1階 I A 空気圧縮機室 (非管理区域)
MV214-3B	B-R C W常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物付属棟 地上2階 R C Wバルブ室 (非管理区域)
V214-20B	R C W B-中央制御室冷凍機入口弁	廃棄物処理建物 地上2階 中央制御室送風機室 (非管理区域)
V214-35B	R C W B-D E G冷却水入口弁	原子炉建物付属棟 地下2階 B-非常用 D C 室 (非管理区域)
MV214-7B	B-R H R熱交換冷却水出口弁	中央制御室 原子炉棟地上2階 B-R H R熱交換器室 (管理区域)
V214-3	R C W B-A H E F 西側供給配管止め弁	原子炉建物付属棟地上1階 A-R C Wポンプ熱交換器室 (非管理区域)
V214-4	R C W B-A H E F 西側戻り配管止め弁	原子炉建物付属棟地上2階 R C Wバルブ室 (非管理区域)
V2C1-1B	A H E F B-供給配管止め弁	屋外
V2C1-3B	A H E F B-戻り配管止め弁	原子炉建物付属棟 地上1階 階段室
V2C1-5	A H E F B-西側供給配管止め弁	原子炉建物付属棟地上1階 A-R C Wポンプ熱交換器室 (非管理区域)
V2C1-6	A H E F B-西側戻り配管止め弁	原子炉建物付属棟地上2階 R C Wバルブ室 (非管理区域)
V214-67B	B-R C Wサージタンク出口弁	原子炉建物付属棟 地上2階 (非管理区域)

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 配管構成の相違による操作対象の相違
 ・記載表現の相違
【東海第二】
 東海第二は、代替循環冷却使用時における冷却水確保について、技術的能力 1.5 にて整理

柏崎刈羽原子力発電所 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 1.7.11</p> <p style="text-align: center;">手順のリンク先について</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。</p> <p>1. 1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順</u> <p><リンク先> 1.5.2.2(1) a. <u>緊急用海水系による冷却水確保</u></p> <p style="padding-left: 2em;">1.5.2.2(1) b. <u>代替残留熱除去系海水系による冷却水確保</u></p> <p style="padding-left: 2em;">1.5.2.3(1) <u>残留熱除去系海水系による冷却水確保</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系による減圧及び除熱手順 <p><リンク先> 1.6.2.2(2) a. (a) <u>残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ</u></p> <p style="padding-left: 2em;">1.6.2.2(2) a. (b) <u>残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順 	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.11</p> <p style="text-align: center;">手順のリンク先について</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。</p> <p>1. 1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱代替除去系への原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保手順</u> <p><リンク先> 1.5.2.1(1) a. (b) <u>残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱除去系又は格納容器代替スプレイ系（常設／可搬型）による減圧及び除熱手順</u> <p><リンク先> 1.6.2.2(1) a. (a) <u>格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ</u></p> <p style="padding-left: 2em;">1.6.2.2(1) a. (d) <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）</u></p> <p style="padding-left: 2em;">1.6.2.2(2) a. (a) <u>残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 記載表現の相違【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、手順のリンク先を記載 ・ 設備の相違【東海第二】 島根 2号炉は、可搬型の原子炉補機代替冷却系を整備。東海第二は、常設の緊急用海水系を整備 ・ 記載表現の相違【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉格納容器の破損防止に使用する格納容器代替スプレイ系についてもリンク先を記載 ・ 運用の相違【東海第二】 島根 2号炉は、残留熱除去系による格納容器スプレイは重大事故対処設備として使用しない

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><リンク先> 1.9.2.1(2) c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋内の水素濃度監視手順 <p><リンク先> 1.10.2.2(2) 原子炉建屋内の水素濃度監視</p> <ul style="list-style-type: none"> 西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽への水の補給手順並びに水源から接続口への可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順 <p><リンク先> 1.13.2.1(5) a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 (淡水/海水)</p> <p>1.13.2.1(6) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (淡水/海水)</p> <p>1.13.2.1(7) a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水</p> <p>1.13.2.2(1) a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (淡水/海水)</p> <p>1.13.2.2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (淡水/海水)</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置, 可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車, 常設代替直流電源設備として使用する緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使 	<p><リンク先> 1.9.2.1(2) c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物内の水素濃度監視手順 <p><リンク先> 1.10.2.2(1) 原子炉建物内の水素濃度監視</p> <ul style="list-style-type: none"> 輪谷貯水槽 (西) への水の補給手順並びに水源から接続口までの大量送水車による送水手順 <p><リンク先> 1.13.2.1(6) a. 輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした大量送水車による送水</p> <p>1.13.2.2(2) a. 輪谷貯水槽 (東1) 又は輪谷貯水槽 (東2) から輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) への補給</p> <p>1.13.2.2(2) b. 海から輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) への補給</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機, 可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車による残留熱代替除去ポンプ, ドレン移送ポンプ, 電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は, 低圧原子炉代替注水槽から可搬型設備を用いた注水手順はない 設備の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による代替循環冷却系ポンプ、移送ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置用電源車への燃料給油手順</u></p> <p><リンク先> <u>1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電</u></p> <p>1.14.2.3(1) a. <u>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電</u></p> <p>1.14.2.3(2) a. <u>常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電</u></p> <p>1.14.2.3(2) b. <u>可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電</u></p>	<p>常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車、大量送水車及び可搬式窒素供給装置への燃料補給手順</p> <p><リンク先> <u>1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電</u></p> <p><u>1.14.2.1(1) b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電</u></p> <p><u>1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるS Aロードセンタ及びS Aコントロールセンタ受電</u></p>	<p>電源構成及び給電対象負荷の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、フィルタベント系の窒素バージを継続するため、燃料補給が必要</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉の可搬式窒素供給装置の電源は、車載されている発電機により供給するため、可搬式窒素供給装置に給油。東海第二は窒素供給装置用電源車に給油</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>電源構成及び給電対象負荷の相違</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 data-bbox="1199 268 1730 342"><u>1. 14. 2. 6(1) a. 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油</u></p> <p data-bbox="1199 1388 1730 1461"><u>1. 14. 2. 6(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油</u></p> <p data-bbox="1026 1839 1605 1913">・ 操作の判断, 確認に係る計装設備に関する手順 <リンク先> 1. 15. 2. 1 監視機能喪失</p>	<p data-bbox="2021 268 2510 432"><u>1. 14. 2. 5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給</u></p> <p data-bbox="2021 449 2510 522"><u>1. 14. 2. 5(2) タンクローリから各機器等への給油</u></p> <p data-bbox="1819 1839 2427 1913">・ 操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順 <リンク先> 1. 15. 2. 1 監視機能喪失</p>	<p data-bbox="2546 268 2822 1371">・ 設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は, 燃料を補給する設備にガスタービン発電機用軽油タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンク2種類を設置しており, ガスタービン発電機用軽油タンクは, 可搬型設備への給油を含め, 事象発生後7日間運転を継続するために必要な燃料を確保している。そのため, ディーゼル燃料貯蔵タンクは自主対策として整理。東海第二は可搬型設備専用のタンク及びガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機兼用のタンクを設置。東海第二は, 本手順でタンクローリへの補給を含む手順として整理</p> <p data-bbox="2546 1388 2822 1822">・ 運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は, 「1. 14. 2. 5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給」の手順の中で自動給油されることを記載</p>

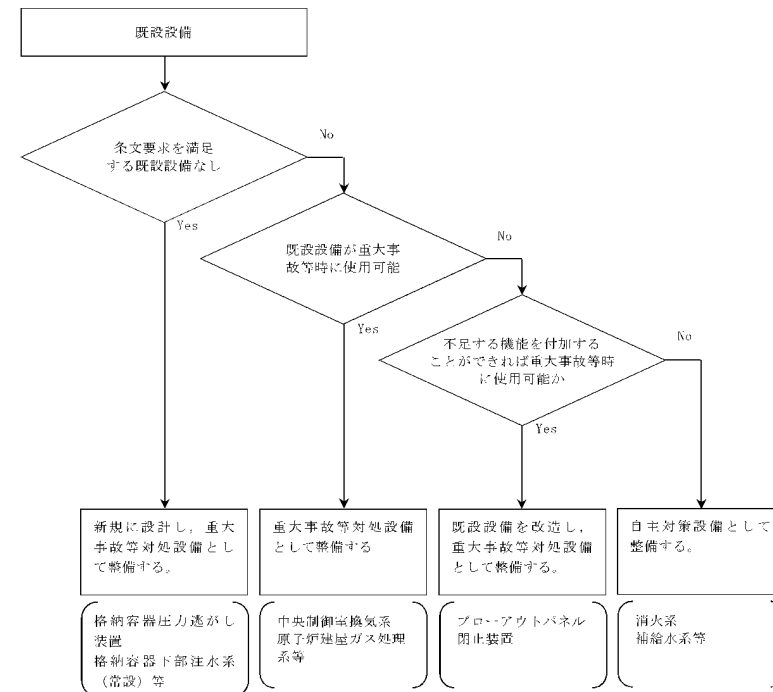
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失	<u>1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失</u>	

柏崎刈羽原子力発電所 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. 7. 12</p> <p style="text-align: center;"><u>フォールトツリー解析の実施の考え方について</u></p> <p>重大事故等対処のための手段及び設備の抽出にあたっては、設計基準事故対処設備の故障を想定し、その機能を代替するために、各設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する手法（以下「機能喪失原因対策分析」という。）を用いている。</p> <p>以下に機能喪失原因対策分析の実施の考え方を整理する。</p> <p>1. 機能喪失原因対策分析が必須な条文</p> <p>技術的能力審査基準に要求される「設計基準事故対処設備が有する〇〇機能が喪失した場合」に対処するための手順等を整備する条文を第1表「機能喪失原因対策分析が必須な条文」に示す。</p> <p>機能喪失原因対策分析は、設計基準事故対処設備が有する機能に属する設備を網羅的に抽出することができ、その弱点の把握が明確となる。これを用いて、フロントライン系（設計基準事故対処設備）及びサポート系（動力源、冷却源）の故障を想定し、各々について事故対処に有効な機能を有する代替手段を抽出した。</p> <p>2. 機能喪失原因対策分析が必須でない条文</p> <p>技術的能力審査基準に要求される「ある目的（〇〇するため、〇〇が必要な場合）」に対処するための手順等を整備する条文を第2表「機能喪失原因対策分析が必須でない条文」に示す。</p> <p>これらの条文は、重大事故等時の個別の目的に対応する手段を抽出する。この目的を達成するため、事故対処に有効な手段を全て整備することとしており、重大事故等対処設備はもとより設計基準事故対処設備を含む既設設備（以下「既設設備」という。）による手段を含む。</p> <p>条文要求で整備する対策を抽出する際の考え方として、条文要求を満足させるために既設設備が重大事故等時に使用可能であれば、重大事故等対処設備として整備する。また、既設設備に重大事故等対処設備としての機能が不足しているものは、その機能を付加することができれば重大事故等対処設備として整</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 7. 12</p> <p style="text-align: center;"><u>フォールトツリー解析の実施の考え方について</u></p> <p>重大事故等対処のための手段及び設備の抽出にあたっては、設計基準事故対処設備の故障を想定し、その機能を代替するために、各設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する手法（以下「機能喪失原因対策分析」という。）を用いている。</p> <p>以下に機能喪失原因対策分析の実施の考え方を整理する。</p> <p>1. 機能喪失原因対策分析が必須な条文</p> <p>技術的能力審査基準に要求される「設計基準事故対処設備が有する〇〇機能が喪失した場合」に対処するための手順等を整備する条文を第1表「機能喪失原因対策分析が必須な条文」に示す。</p> <p>機能喪失原因対策分析は、設計基準事故対処設備が有する機能に属する設備を網羅的に抽出することができ、その弱点の把握が明確となる。これを用いて、フロントライン系（設計基準事故対処設備）及びサポート系（動力源、冷却源）の故障を想定し、各々について事故対処に有効な機能を有する代替手段を抽出した。</p> <p>2. 機能喪失原因対策分析が必須でない条文</p> <p>技術的能力審査基準に要求される「ある目的（〇〇するため、〇〇が必要な場合）」に対処するための手順等を整備する条文を第2表「機能喪失原因対策分析が必須でない条文」に示す。</p> <p>これらの条文は、重大事故等時の個別の目的に対応する手段を抽出する。この目的を達成するため、事故対処に有効な手段を全て整備することとしており、重大事故等対処設備はもとより設計基準事故対処設備を含む既設設備（以下「既設設備」という。）による手段を含む。</p> <p>条文要求で整備する対策を抽出する際の考え方として、条文要求を満足させるために既設設備が重大事故等時に使用可能であれば、重大事故等対処設備として整備する。また、既設設備に重大事故等対処設備としての機能が不足しているものは、その機能を付加することができれば重大事故等対処設備（設計基</p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、フォールトツリー解析の考え方について記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>備する。条文要求を満足する既設設備がないものについては、新規に設計し重大事故等対処設備として整備する。これにより条文要求に対応できる設備を網羅することができる（第1図）。</p> <p>条文要求で整備する重大事故等対処設備とは別に、自主的な対策（自主対策設備）を抽出する場合の考え方として、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しないが、同じ目的で使用することができる手段・設備があれば、それを整備することとしている。</p> <p>なお、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しない主な理由としては、耐震性がないこと、容量が小さいこと、準備に時間を要することなどが挙げられる。設備選定の考え方、その結果を第3表「機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果」に示す。</p> <p>第2表内の「自主的に実施した機能喪失原因対策分析」欄に「○」で示した条文は、設計基準事故対処設備が使用できない場合を想定し、機能喪失原因対策分析を実施することで抜けなく重大事故対策を抽出するために自主的に実施したものである。また、機能喪失原因対策分析を実施していない条文は、故障を想定する設計基準事故対処設備に該当する設備がないものであり、前述の考え方を基に目的に応じた対応手段を抜けなく整備する。</p>	<p><u>準拡張）として整備する。条文要求を満足する既設設備がないものについては、新規に設計し重大事故等対処設備として整備する。これにより条文要求に対応できる設備を網羅することができる（第1図）。</u></p> <p><u>条文要求で整備する重大事故等対処設備とは別に、自主的な対策（自主対策設備）を抽出する場合の考え方として、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しないが、同じ目的で使用することができる手段・設備があれば、それを整備することとしている。</u></p> <p><u>なお、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しない主な理由としては、耐震性がないこと、容量が小さいこと、準備に時間を要することなどが挙げられる。設備選定の考え方、その結果を第3表「機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果」に示す。</u></p> <p><u>第2表内の「自主的に実施した機能喪失原因対策分析」欄に「○」で示した条文は、設計基準事故対処設備が使用できない場合を想定し、機能喪失原因対策分析を実施することで抜けなく重大事故対策を抽出するために自主的に実施したものである。また、機能喪失原因対策分析を実施していない条文は、故障を想定する設計基準事故対処設備に該当する設備がないものであり、前述の考え方を基に目的に応じた対応手段を抜けなく整備する。</u></p>	

第1表 機能喪失原因対策分析が必須な条文

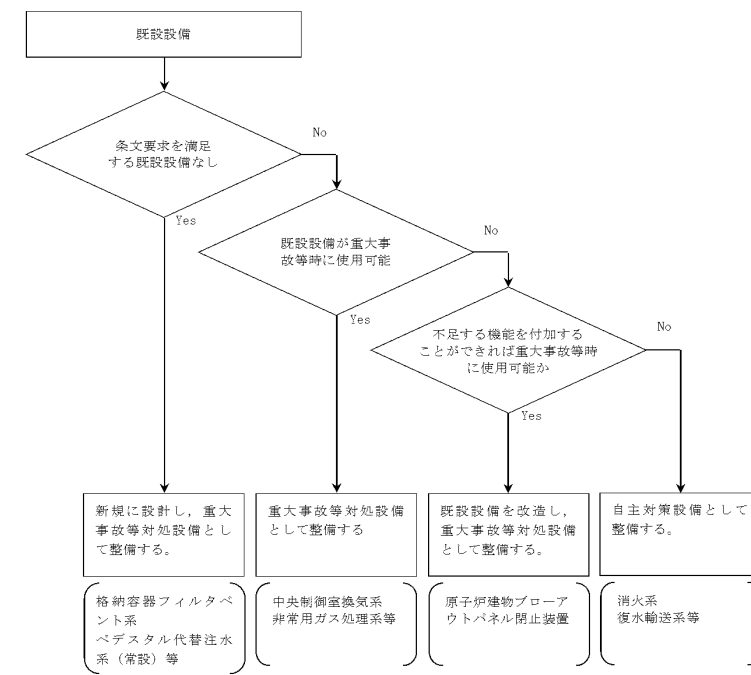
条文	設計基準事故対処設備が有する機能	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 (代表的な設備)
1.2	高圧時の発電用原子炉の冷却機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ
1.3	高圧時の発電用原子炉の減圧機能	逃がし安全弁 (自動減圧機能) の自動減圧機能
1.4	低圧時の発電用原子炉の冷却機能	残留熱除去系 (低圧注水系) 及び残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)、残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) 及び残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) ポンプ、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) ポンプ
1.6	原子炉格納容器内の冷却機能	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 及び残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) ポンプ



第1図 機能喪失原因対策分析が必須でない条文における
要求事項の設備選定の考え方

第1表 機能喪失原因対策分析が必須な条文

条文	設計基準事故対処設備が有する機能	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 (代表的な設備)
1.2	高圧時の発電用原子炉の冷却機能	原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイポンプ
1.3	高圧時の発電用原子炉の減圧機能	逃がし安全弁 (自動減圧機能) の自動減圧機能
1.4	低圧時の発電用原子炉の冷却機能	残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ポンプ、低圧炉心スプレイポンプ
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)、残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却モード) 及び、原子炉補機冷却系
1.6	原子炉格納容器内の冷却機能	残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却モード) ポンプ



第1図 機能喪失原因対策分析が必須でない条文における
要求事項の設備選定の考え方

第2表 機能喪失原因対策分析が必須でない条文

条文	要求事項における手順等の目的	自主的に実施した機能喪失原因対策分析 〔実施していないものについては目的達成のための 対応手段と具体的な抽出の過程及び設備等〕
1.1	原子炉緊急停止 発電用原子炉を未臨界に移行する	○
1.7	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手段を整備 (1.5で整備した最終ヒートシンクへ熱を輸送する格納容器圧力逃がし装置を使用する。)
1.8	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	ベデスタル(ドライウエル部)の床面に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心のベデスタル(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止のための手段を整備 (1.2及び1.4で整備した発電用原子炉を冷却する手段に加え、ベデスタル(ドライウエル部)の床面に落下した溶融炉心を冷却するための手段として、常設低圧代替注水ポンプ等を使用する。)
1.9	水素爆発による原子炉格納容器破損防止	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段を整備 (1.7で整備した原子炉格納容器の過圧破損を防止する手段に加え、原子炉格納容器内を不活性化するための手段として、可搬型窒素供給装置を使用する。)
1.10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する手段を整備 (既設設備である原子炉建屋ガス処理系に加え、静的触媒式水素再結合器を使用する。)
1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却、臨界防止	○
1.12	発電所外への放射性物質の拡散抑制	発電所外への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災時に消火する手段を整備 (大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災時の消火に可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)等を使用する。)
1.13	重大事故等の収束に必要な水源の確保、供給	○
1.14	重大事故等発生時の必要な電力の確保	○
1.15	重大事故等対処に必要なパラメータの推定	○
1.16	原子炉制御室に運転員がとどまるため	中央制御室の居住性に係る手段を整備 (既存設備である中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系に加え、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計等を使用する。)
1.17	放出される放射性物質濃度等の監視等	放射性物質の濃度及び放射線量の測定、気象条件を測定する手段を整備 (既存設備であるモニタリング・ポスト、気象観測設備に加え、可搬型モニタリング・ポスト、可搬型気象観測設備等を使用する。)
1.18	緊急時対策所に要員がとどまるため	○
1.19	通信連絡を行う必要がある場所との通信連絡	発電所内外の通信連絡するための手段を整備 (既存設備である送受話器(ヘーミング)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末、FAX)に加え、衛星電話設備(固定型)、衛星電話設備(携帯型)等を使用する。)

第2表 機能喪失原因対策分析が必須でない条文

条文	要求事項における手順等の目的	自主的に実施した機能喪失原因対策分析 〔実施していないものについては目的達成のための 対応手段と具体的な抽出の過程及び設備等〕
1.1	原子炉緊急停止 発電用原子炉を未臨界に移行する	○
1.7	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手段を整備 (1.5で整備した最終ヒートシンクへ熱を輸送する格納容器フィルタベント系を使用する。)
1.8	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	ベデスタルに落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心のベデスタルへの落下遅延・防止のための手段を整備 (1.2及び1.4で整備した発電用原子炉を冷却する手段に加え、ベデスタルに落下した溶融炉心を冷却するための手段として、低圧原子炉代替注水ポンプ等を使用する。)
1.9	水素爆発による原子炉格納容器破損防止	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段を整備 (1.7で整備した原子炉格納容器の過圧破損を防止する手段に加え、原子炉格納容器内を不活性化するための手段として、可搬型窒素供給装置を使用する。)
1.10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する手段を整備 (静的触媒式水素処理装置を使用する。)
1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却、臨界防止	○
1.12	発電所外への放射性物質の拡散抑制	発電所外への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災時に消火する手段を整備 (大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災時の消火に大型送水ポンプ車等を使用する。)
1.13	重大事故等の収束に必要な水源の確保、供給	○
1.14	重大事故等発生時に必要な電力の確保	○
1.15	重大事故等対処に必要なパラメータの推定	○
1.16	原子炉制御室に運転員がとどまるため	中央制御室の居住性に係る手段を整備 (既存設備である中央制御室換気系及び非常用ガス処理系に加え、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計等を使用する。)
1.17	放出される放射性物質濃度等の監視等	放射性物質の濃度及び放射線量の測定、気象条件を測定する手段を整備 (既存設備であるモニタリング・ポスト、気象観測設備に加え、可搬型モニタリング・ポスト、可搬型気象観測装置等を使用する。)
1.18	緊急時対策所に要員がとどまるため	○
1.19	通信連絡を行う必要がある場所との通信連絡	発電所内外の通信連絡するための手段を整備 (既存設備である所内通信連絡設備(警報装置を含む)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末、FAX)に加え、無線通信設備(固定型)、無線通信設備(携帯型)、衛星電話設備(固定型)、衛星電話設備(携帯型)等を使用する。)

第3表 機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果

(1) 1.7 原子炉格納容器の過圧破損防止

原子炉格納容器の過圧破損を防止するためには、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備、及び原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設計事故対処設備が機能喪失する 1.6 における機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下することが可能な以下の設備を選定する。

原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備

新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・フィルタ装置 ・圧力開放板 ・移送ポンプ ・遠隔人力操作機構 ・第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンベ) ・第二弁操作室差圧計 ・可搬型窒素供給装置 ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁 ・第二弁バイパス弁 ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ・第二弁操作室空気ポンプユニット (配管・弁) ・窒素供給配管・弁 ・移送配管・弁 ・補給水配管・弁 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・第一弁 (S/C側) ・第一弁 (D/W側) ・不活性ガス系配管・弁 ・耐圧強化ベント系配管・弁 ・原子炉格納容 (サブプレッショ ン・チェンバを含む) ・真空破壊弁 ・淡水タンク	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・フィルタ装置 ・圧力開放板 ・移送ポンプ ・遠隔人力操作機構 ・第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンベ) ・第二弁操作室差圧計 ・可搬型窒素供給装置 ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・第二弁操作室遮蔽 ・第一弁 (S/C側) ・第一弁 (D/W側) ・第二弁 ・第二弁バイパス弁 ・不活性ガス系配管・弁 ・耐圧強化ベント系配管・弁 ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ・第二弁操作室空気ポンプユニット (配管・弁) ・窒素供給配管・弁 ・移送配管・弁 ・補給水配管・弁 ・原子炉格納容 (サブプレッショ ン・チェンバを含む) ・真空破壊弁 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備 ・淡水タンク
現場操作 ・遠隔人力操作機構 ・第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンベ) ・第二弁操作室差圧計 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室空気ポンプユニット (配管・弁)	-	現場操作 ・遠隔人力操作機構 ・第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンベ) ・第二弁操作室差圧計 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室空気ポンプユニット (配管・弁)

第3表 機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果

(1) 1.7 原子炉格納容器の過圧破損防止

原子炉格納容器の過圧破損を防止するためには、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備、及び原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設計基準事故対処設備が機能喪失する 1.6 における機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下することが可能な以下の設備を選定する。

原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備

新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備
格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱 ・第一ベントフィルタスクラバ容器 ・第二ベントフィルタ銀ゼオライト容器 ・遠隔手動弁操作機構 ・圧力開放板 ・可搬型窒素供給装置 ・ホース・接続口 ・格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・窒素ガス制御系 配管・弁 ・非常用ガス処理系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・ドレン移送ポンプ ・薬品注入タンク ・大量送水車 ・ホース・接続口	格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱 ・原子炉格納容器 (サブプレッショ ン・チェンバ、真空破壊装置を含む) ・窒素ガス制御系 配管・弁 ・非常用ガス処理系 配管・弁 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽 (西)	格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱 ・第一ベントフィルタスクラバ容器 ・第二ベントフィルタ銀ゼオライト容器 ・遠隔手動弁操作機構 ・圧力開放板 ・可搬型窒素供給装置 ・ホース・接続口 ・原子炉格納容器 (サブプレッショ ン・チェンバ、真空破壊装置を含む) ・格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・窒素ガス制御系 配管・弁 ・非常用ガス処理系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・ドレン移送ポンプ ・薬品注入タンク ・大量送水車 ・輪谷貯水槽 (西) ・ホース・接続口
現場操作 ・遠隔手動弁操作機構	-	現場操作 ・遠隔手動弁操作機構

新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・代替循環冷却系ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・代替淡水貯槽 ・代替循環冷却系配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・代替循環冷却系ポンプ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水系ストレーナ ・サブプレッション・チェンバ ・代替淡水貯槽 ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド ・代替循環冷却系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース

新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備
不活性ガス（窒素）による系統内の置換 ・可搬型窒素供給装置 ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ・フィルタ装置 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	不活性ガス（窒素）による系統内の置換 ・不活性ガス系配管・弁 ・耐圧強化ベント系配管・弁	不活性ガス（窒素）による系統内の置換 ・可搬型窒素供給装置 ・不活性ガス系配管・弁 ・耐圧強化ベント系配管・弁 ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ・フィルタ装置 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備
原子炉格納容器負圧破損の防止 ・可搬型窒素供給装置 ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	原子炉格納容器負圧破損の防止 ・不活性ガス系配管・弁 ・耐圧強化ベント系配管・弁 ・原子炉格納容器	原子炉格納容器負圧破損の防止 ・可搬型窒素供給装置 ・不活性ガス系配管・弁 ・耐圧強化ベント系配管・弁 ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備
サプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入 ・薬液タンク ・薬液タンク加圧用窒素ガスポンプ ・サブプレッション・プール水pH制御装置配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	サプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入 ・残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド ・サブプレッション・チェンバ	サプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入 ・薬液タンク ・薬液タンク加圧用窒素ガスポンプ ・サブプレッション・プール水pH制御装置配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド ・サブプレッション・チェンバ ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備

下線部は自主対策設備を示す。

新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備
不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換 ・可搬型窒素供給装置 ・ホース・接続口	—	不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換 ・可搬型窒素供給装置 ・ホース・接続口
原子炉格納容器負圧破損の防止 ・可搬型窒素供給装置 ・ホース・接続口 ・窒素ガス代替注入系 配管・弁	—	原子炉格納容器負圧破損の防止 ・可搬型窒素供給装置 ・ホース・接続口 ・窒素ガス代替注入系 配管・弁
残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・残留熱代替除去ポンプ ・原子炉補機代替冷却系 ・残留熱代替除去系 配管・弁 ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・格納容器代替スプレイ・ヘッド ・ホース・接続口 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・残留熱除去系熱交換器 ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・残留熱代替除去ポンプ ・残留熱除去系熱交換器 ・原子炉補機代替冷却系 ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱代替除去系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・格納容器代替スプレイ・ヘッド ・ホース・接続口 ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備
サプレッション・プール水pH制御 ・サブプレッション・プール水pH制御系	サプレッション・プール水pH制御 ・残留熱除去系 配管 ・サブプレッション・チェンバスプレイヘッド	サプレッション・プール水pH制御 ・残留熱除去系 配管 ・サブプレッション・チェンバスプレイヘッド ・サブプレッション・プール水pH制御系
ドライウェルpH制御 ・残留熱代替除去ポンプ ・原子炉補機代替冷却系 ・残留熱代替除去系配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	ドライウェルpH制御 ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備	ドライウェルpH制御 ・残留熱代替除去ポンプ ・原子炉補機代替冷却系 ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱代替除去系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備

下線部は自主対策設備を示す。

(2) 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却

ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心を冷却するためには、ペDESTAL (ドライウエル部) へ注水できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

また、溶融炉心のペDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下を遅延・防止するためには、原子炉圧力容器へ注水できる設備を選定する必要があるため、1.2及び1.4で機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉圧力容器へ注水できる以下の設備を選定する。

①ペDESTAL (ドライウエル部) へ注水できる設備

新たに整備した設備	既存設備	1.8で整備した設備
格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器	格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備
格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・内側淡水貯槽 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器	格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・内側淡水貯槽 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備

(2) 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却

ペDESTAL内の床面に落下した溶融炉心を冷却するためには、ペDESTAL内へ注水できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

また、溶融炉心のペDESTAL内の床面への落下を遅延・防止するためには、原子炉圧力容器へ注水できる設備を選定する必要があるため、1.2及び1.4で機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉圧力容器へ注水できる以下の設備を選定する。

①ペDESTAL内へ注水できる設備

新たに整備した設備	既存設備	1.8で整備した設備
ペDESTAL代替注水系 (常設) によるペDESTAL内への注水 ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水槽 ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド	ペDESTAL代替注水系 (常設) によるペDESTAL内への注水 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッダ ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備	ペDESTAL代替注水系 (常設) によるペDESTAL内への注水 ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水槽 ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッダ ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド
復水輸送系によるペDESTAL内への注水 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド	復水輸送系によるペDESTAL内への注水 ・復水輸送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッダ ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備	復水輸送系によるペDESTAL内への注水 ・復水輸送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッダ ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド

柏崎刈羽原子力発電所 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																					
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="952 262 1222 294">新たに整備した設備</th> <th data-bbox="1222 262 1469 294">既存設備</th> <th data-bbox="1469 262 1745 294">1.8で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="952 294 1222 619"> 消火系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1222 294 1469 619"> 消火系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁 </td> <td data-bbox="1469 294 1745 619"> 消火系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 619 1222 955"> 補給水系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1222 619 1469 955"> 補給水系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁 </td> <td data-bbox="1469 619 1745 955"> 補給水系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁 </td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="952 955 1745 1018">※1：溶融炉心によるコンクリート侵食影響及びベデスタル（ドライウエル部）構造への熱影響を抑制するため、新たに設置した設備。</p>	新たに整備した設備	既存設備	1.8で整備した設備	消火系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	消火系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁	消火系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁	補給水系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	補給水系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁	補給水系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1745 262 2015 294">新たに整備した設備</th> <th data-bbox="2015 262 2261 294">既存設備</th> <th data-bbox="2261 262 2537 294">1.8で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1745 294 2015 598"> 消火系によるベデスタル内への注水 ・補助消火ポンプ ・補助消火水槽 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド </td> <td data-bbox="2015 294 2261 598"> 消火系によるベデスタル内への注水 ・消火ポンプ ・ろ過水タンク ・消火系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 </td> <td data-bbox="2261 294 2537 598"> 消火系によるベデスタル内への注水 ・補助消火ポンプ ・消火ポンプ ・補助消火水槽 ・ろ過水タンク ・消火系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1745 598 2015 892"> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・格納容器代替スプレイ系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 </td> <td data-bbox="2015 598 2261 892"> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西） </td> <td data-bbox="2261 598 2537 892"> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・格納容器代替スプレイ系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1745 892 2015 1197"> ベデスタル代替注水系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・ベデスタル代替注水系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド </td> <td data-bbox="2015 892 2261 1197"> ベデスタル代替注水系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・復水輸送系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西） </td> <td data-bbox="2261 892 2537 1197"> ベデスタル代替注水系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・ベデスタル代替注水系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド ・輪谷貯水槽（西） </td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1745 1197 2537 1228">下線部は自主対策設備を示す。</p>	新たに整備した設備	既存設備	1.8で整備した設備	消火系によるベデスタル内への注水 ・補助消火ポンプ ・補助消火水槽 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド	消火系によるベデスタル内への注水 ・消火ポンプ ・ろ過水タンク ・消火系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備	消火系によるベデスタル内への注水 ・補助消火ポンプ ・消火ポンプ ・補助消火水槽 ・ろ過水タンク ・消火系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド	格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・格納容器代替スプレイ系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西）	格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・格納容器代替スプレイ系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西）	ベデスタル代替注水系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・ベデスタル代替注水系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド	ベデスタル代替注水系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・復水輸送系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西）	ベデスタル代替注水系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・ベデスタル代替注水系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド ・輪谷貯水槽（西）	
新たに整備した設備	既存設備	1.8で整備した設備																						
消火系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	消火系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁	消火系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁																						
補給水系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	補給水系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁	補給水系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁																						
新たに整備した設備	既存設備	1.8で整備した設備																						
消火系によるベデスタル内への注水 ・補助消火ポンプ ・補助消火水槽 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド	消火系によるベデスタル内への注水 ・消火ポンプ ・ろ過水タンク ・消火系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備	消火系によるベデスタル内への注水 ・補助消火ポンプ ・消火ポンプ ・補助消火水槽 ・ろ過水タンク ・消火系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド																						
格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・格納容器代替スプレイ系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西）	格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・格納容器代替スプレイ系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西）																						
ベデスタル代替注水系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・ベデスタル代替注水系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド	ベデスタル代替注水系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・復水輸送系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西）	ベデスタル代替注水系（可搬型）によるベデスタル内への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・ベデスタル代替注水系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド ・輪谷貯水槽（西）																						

柏崎刈羽原子力発電所 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原子炉圧力容器へ注水できる設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="952 315 1222 346">1.2で整備した設備</th> <th data-bbox="1222 315 1475 346">1.4で整備した設備</th> <th data-bbox="1475 315 1742 346">1.8で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="952 346 1222 535">-</td> <td data-bbox="1222 346 1475 535"> 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系C系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1475 346 1742 535"> 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系C系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 535 1222 840">-</td> <td data-bbox="1222 535 1475 840"> 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・内側淡水貯槽 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ ・残留熱除去系C系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1475 535 1742 840"> 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・内側淡水貯槽 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系C系配管・弁 ・低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 840 1222 1186">-</td> <td data-bbox="1222 840 1475 1186"> 代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却 ・代替循環冷却系ポンプ ・サブプレッション・チョンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・代替循環冷却系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・ストレートナ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレートナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレートナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1475 840 1742 1186"> 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 ・代替循環冷却系ポンプ ・サブプレッション・チョンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・代替循環冷却系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・ストレートナ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレートナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレートナ ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース </td> </tr> </tbody> </table>	1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備	-	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系C系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系C系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	-	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・内側淡水貯槽 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ ・残留熱除去系C系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・内側淡水貯槽 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系C系配管・弁 ・低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	-	代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却 ・代替循環冷却系ポンプ ・サブプレッション・チョンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・代替循環冷却系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・ストレートナ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレートナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレートナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 ・代替循環冷却系ポンプ ・サブプレッション・チョンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・代替循環冷却系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・ストレートナ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレートナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレートナ ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース	<p>②原子炉圧力容器へ注水できる設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1742 315 2012 346">1.2で整備した設備</th> <th data-bbox="2012 315 2264 346">1.4で整備した設備</th> <th data-bbox="2264 315 2531 346">1.8で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1742 346 2012 556">-</td> <td data-bbox="2012 346 2264 556"> 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水貯槽 ・低圧原子炉代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・非常用交流電源設備 </td> <td data-bbox="2264 346 2531 556"> 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水貯槽 ・低圧原子炉代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1742 556 2012 787">-</td> <td data-bbox="2012 556 2264 787"> 復水輸送系による発電用原子炉の冷却 ・復水輸送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水輸送系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・非常用交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 </td> <td data-bbox="2264 556 2531 787"> 復水輸送系による発電用原子炉の冷却 ・復水輸送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水輸送系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1742 787 2012 1018">-</td> <td data-bbox="2012 787 2264 1018"> 消火系による発電用原子炉の冷却 ・消火ポンプ ・ろ過水タンク ・消火系配管・弁 ・復水輸送系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 </td> <td data-bbox="2264 787 2531 1018"> 消火系による発電用原子炉の冷却 ・消火ポンプ ・ろ過水タンク ・消火系配管・弁 ・復水輸送系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1742 1018 2012 1312">-</td> <td data-bbox="2012 1018 2264 1312"> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続 ・低圧原子炉代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・非常用交流電源設備 ・輪谷貯水槽（西） </td> <td data-bbox="2264 1018 2531 1312"> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続 ・低圧原子炉代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西） </td> </tr> </tbody> </table>	1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備	-	低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水貯槽 ・低圧原子炉代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・非常用交流電源設備	低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水貯槽 ・低圧原子炉代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	-	復水輸送系による発電用原子炉の冷却 ・復水輸送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水輸送系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・非常用交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	復水輸送系による発電用原子炉の冷却 ・復水輸送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水輸送系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	-	消火系による発電用原子炉の冷却 ・消火ポンプ ・ろ過水タンク ・消火系配管・弁 ・復水輸送系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	消火系による発電用原子炉の冷却 ・消火ポンプ ・ろ過水タンク ・消火系配管・弁 ・復水輸送系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	-	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続 ・低圧原子炉代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・非常用交流電源設備 ・輪谷貯水槽（西）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続 ・低圧原子炉代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西）	
1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備																												
-	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系C系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系C系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備																												
-	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・内側淡水貯槽 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ ・残留熱除去系C系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・内側淡水貯槽 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系C系配管・弁 ・低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備																												
-	代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却 ・代替循環冷却系ポンプ ・サブプレッション・チョンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・代替循環冷却系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・ストレートナ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレートナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレートナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 ・代替循環冷却系ポンプ ・サブプレッション・チョンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・代替循環冷却系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・ストレートナ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレートナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレートナ ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース																												
1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備																												
-	低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水貯槽 ・低圧原子炉代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・非常用交流電源設備	低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水貯槽 ・低圧原子炉代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備																												
-	復水輸送系による発電用原子炉の冷却 ・復水輸送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水輸送系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・非常用交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	復水輸送系による発電用原子炉の冷却 ・復水輸送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水輸送系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備																												
-	消火系による発電用原子炉の冷却 ・消火ポンプ ・ろ過水タンク ・消火系配管・弁 ・復水輸送系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	消火系による発電用原子炉の冷却 ・消火ポンプ ・ろ過水タンク ・消火系配管・弁 ・復水輸送系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備																												
-	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続 ・低圧原子炉代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・非常用交流電源設備 ・輪谷貯水槽（西）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続 ・低圧原子炉代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西）																												

1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備
-	消火系による発電用原子炉の冷却 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	消火系による原子炉圧力容器への注水 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備
-	補給水系による発電用原子炉の冷却 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	補給水系による原子炉圧力容器への注水 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備
高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 ・常設高圧代替注水系ポンプ ・逃がし安全弁(安全弁機能) ・サブプレッション・チェンバ ・高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 ・高圧代替注水系(注水系)配管・弁 ・高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ ・原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	-	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ・常設高圧代替注水系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 ・高圧代替注水系(注水系)配管・弁 ・高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ ・原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備

下線部は自主対策設備を示す。

1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備
高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ・高圧原子炉代替注水系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・高圧原子炉代替注水系(蒸気系)配管・弁 ・高圧原子炉代替注水系(注水系)配管・弁 ・原子炉浄化系 配管 ・原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・主蒸気系 配管 ・給水系 配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・可搬型交流電源設備	-	高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ・高圧原子炉代替注水系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・高圧原子炉代替注水系(蒸気系)配管・弁 ・高圧原子炉代替注水系(注水系)配管・弁 ・原子炉浄化系 配管 ・原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・主蒸気系 配管 ・給水系 配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・可搬型交流電源設備
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系 配管・弁 ・差圧検出・ほう酸水注入系 配管(原子炉圧力容器内部) ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備	-	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系 配管・弁 ・差圧検出・ほう酸水注入系 配管(原子炉圧力容器内部) ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備
制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 ・制御棒駆動水圧ポンプ ・復水貯蔵タンク ・制御棒駆動水圧系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系 ・常設代替交流電源設備	-	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 ・制御棒駆動水圧ポンプ ・復水貯蔵タンク ・制御棒駆動水圧系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系 ・常設代替交流電源設備

下線部は自主対策設備を示す。

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>(3) 1.9 水素爆発による原子炉格納容器破損防止</p> <p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、水素濃度を低減できる設備及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備を選定する。</p> <table border="1" data-bbox="973 506 1724 1171"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.9で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>-</td> <td>不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 ・不活性ガス系^{※2} ・原子炉格納容器</td> <td>不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 ・不活性ガス系^{※2} ・原子炉格納容器</td> </tr> <tr> <td>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置</td> <td>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・不活性ガス系配管・弁 ・原子炉格納容器</td> <td>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置 ・不活性ガス系配管・弁 ・原子炉格納容器</td> </tr> <tr> <td>可搬式窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化 ・可搬式窒素供給装置^{※3} ・格納容器圧力逃がし装置 ・燃料給油設備^{※3}</td> <td>-</td> <td>可搬式窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化 ・可搬式窒素供給装置^{※3} ・格納容器圧力逃がし装置 ・燃料給油設備^{※3}</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置 ・フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ・フィルタ装置入口水素濃度 ・常設代替交流電源設備 ・可搬式代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬式代替直流電源設備 ・燃料給油設備</td> <td>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置</td> <td>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置 ・フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ・フィルタ装置入口水素濃度 ・常設代替交流電源設備 ・可搬式代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬式代替直流電源設備 ・燃料給油設備</td> </tr> <tr> <td>遠隔人力操作機構による現場操作 ・遠隔操作機構</td> <td>-</td> <td>遠隔人力操作機構による現場操作 ・遠隔人力操作機構</td> </tr> </tbody> </table>	新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備	-	不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 ・不活性ガス系 ^{※2} ・原子炉格納容器	不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 ・不活性ガス系 ^{※2} ・原子炉格納容器	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・不活性ガス系配管・弁 ・原子炉格納容器	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置 ・不活性ガス系配管・弁 ・原子炉格納容器	可搬式窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化 ・可搬式窒素供給装置 ^{※3} ・格納容器圧力逃がし装置 ・燃料給油設備 ^{※3}	-	可搬式窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化 ・可搬式窒素供給装置 ^{※3} ・格納容器圧力逃がし装置 ・燃料給油設備 ^{※3}	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置 ・フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ・フィルタ装置入口水素濃度 ・常設代替交流電源設備 ・可搬式代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬式代替直流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置 ・フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ・フィルタ装置入口水素濃度 ・常設代替交流電源設備 ・可搬式代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬式代替直流電源設備 ・燃料給油設備	遠隔人力操作機構による現場操作 ・遠隔操作機構	-	遠隔人力操作機構による現場操作 ・遠隔人力操作機構	<p>(3) 1.9 水素爆発による原子炉格納容器破損防止</p> <p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、水素濃度を低減できる設備及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備を選定する。</p> <table border="1" data-bbox="1765 499 2516 1094"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.9で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>-</td> <td>原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 ・窒素ガス制御系^{※1}</td> <td>原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 ・窒素ガス制御系^{※1}</td> </tr> <tr> <td>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置</td> <td>-</td> <td>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置</td> </tr> <tr> <td>格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出 ・格納容器フィルタベント系 ・第1ベントフィルタ出口水素濃度 ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</td> <td>-</td> <td>格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出 ・格納容器フィルタベント系 ・第1ベントフィルタ出口水素濃度 ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・残留熱代替除去系</td> <td>可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置 ・可搬式代替交流電源設備 ・可搬式代替直流電源設備 ・燃料給油設備</td> <td>可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置 ・可搬式代替交流電源設備 ・可搬式代替直流電源設備 ・燃料給油設備 ・残留熱代替除去系</td> </tr> </tbody> </table>	新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備	-	原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 ・窒素ガス制御系 ^{※1}	原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 ・窒素ガス制御系 ^{※1}	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置	-	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置	格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出 ・格納容器フィルタベント系 ・第1ベントフィルタ出口水素濃度 ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出 ・格納容器フィルタベント系 ・第1ベントフィルタ出口水素濃度 ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・残留熱代替除去系	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置 ・可搬式代替交流電源設備 ・可搬式代替直流電源設備 ・燃料給油設備	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置 ・可搬式代替交流電源設備 ・可搬式代替直流電源設備 ・燃料給油設備 ・残留熱代替除去系	
新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備																																		
-	不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 ・不活性ガス系 ^{※2} ・原子炉格納容器	不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 ・不活性ガス系 ^{※2} ・原子炉格納容器																																		
可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・不活性ガス系配管・弁 ・原子炉格納容器	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置 ・不活性ガス系配管・弁 ・原子炉格納容器																																		
可搬式窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化 ・可搬式窒素供給装置 ^{※3} ・格納容器圧力逃がし装置 ・燃料給油設備 ^{※3}	-	可搬式窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化 ・可搬式窒素供給装置 ^{※3} ・格納容器圧力逃がし装置 ・燃料給油設備 ^{※3}																																		
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置 ・フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ・フィルタ装置入口水素濃度 ・常設代替交流電源設備 ・可搬式代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬式代替直流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置 ・フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ・フィルタ装置入口水素濃度 ・常設代替交流電源設備 ・可搬式代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬式代替直流電源設備 ・燃料給油設備																																		
遠隔人力操作機構による現場操作 ・遠隔操作機構	-	遠隔人力操作機構による現場操作 ・遠隔人力操作機構																																		
新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備																																		
-	原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 ・窒素ガス制御系 ^{※1}	原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 ・窒素ガス制御系 ^{※1}																																		
可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置	-	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置																																		
格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出 ・格納容器フィルタベント系 ・第1ベントフィルタ出口水素濃度 ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出 ・格納容器フィルタベント系 ・第1ベントフィルタ出口水素濃度 ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)																																		
可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・残留熱代替除去系	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置 ・可搬式代替交流電源設備 ・可搬式代替直流電源設備 ・燃料給油設備	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置 ・可搬式代替交流電源設備 ・可搬式代替直流電源設備 ・燃料給油設備 ・残留熱代替除去系																																		

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																								
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="952 262 1222 294">新たに整備した設備</th> <th data-bbox="1222 262 1472 294">既存設備</th> <th data-bbox="1472 262 1742 294">1.9で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="952 294 1222 535"> 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1222 294 1472 535"> 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系ブロー ・可燃性ガス濃度制御系加熱器 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器 ・可燃性ガス濃度制御系冷却器 ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁 ・残留熱除去系 ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1472 294 1742 535"> 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系ブロー ・可燃性ガス濃度制御系加熱器 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器 ・可燃性ガス濃度制御系冷却器 ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁 ・残留熱除去系 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 535 1222 724"> 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 (S A) ・格納容器内酸素濃度 (S A) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1222 535 1472 724">-</td> <td data-bbox="1472 535 1742 724"> 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 (S A) ・格納容器内酸素濃度 (S A) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 724 1222 1008"> 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1222 724 1472 1008"> 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1472 724 1742 1008"> 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 1008 1222 1123"> 代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1222 1008 1472 1123">-</td> <td data-bbox="1472 1008 1742 1123"> 代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1507 1129 1715 1150">下線部は自主対策設備を示す。</p> <p data-bbox="973 1150 1715 1222"> ※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではない。 ※3：可搬型酸素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型酸素供給装置及び燃料給油設備は、原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対策設備とは位置付けない。 </p>	新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系ブロー ・可燃性ガス濃度制御系加熱器 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器 ・可燃性ガス濃度制御系冷却器 ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁 ・残留熱除去系 ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系ブロー ・可燃性ガス濃度制御系加熱器 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器 ・可燃性ガス濃度制御系冷却器 ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁 ・残留熱除去系 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 (S A) ・格納容器内酸素濃度 (S A) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	-	格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 (S A) ・格納容器内酸素濃度 (S A) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	-	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1742 262 2012 294">新たに整備した設備</th> <th data-bbox="2012 262 2258 294">既存設備</th> <th data-bbox="2258 262 2534 294">1.9で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1742 294 2012 451"> 格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (S A) ・格納容器酸素濃度 (S A) </td> <td data-bbox="2012 294 2258 451">-</td> <td data-bbox="2258 294 2534 451"> 格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (S A) ・格納容器酸素濃度 (S A) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1742 451 2012 619"> 代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備 </td> <td data-bbox="2012 451 2258 619">-</td> <td data-bbox="2258 451 2534 619"> 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・B-格納容器水素濃度 ・B-格納容器酸素濃度 ・A-格納容器水素濃度 ・A-格納容器酸素濃度 代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備 </td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2300 781 2493 802">下線部は自主対策設備を示す。</p> <p data-bbox="1765 802 2338 823">※1：不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではない。</p>	新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備	格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (S A) ・格納容器酸素濃度 (S A)	-	格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (S A) ・格納容器酸素濃度 (S A)	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備	-	格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・B-格納容器水素濃度 ・B-格納容器酸素濃度 ・A-格納容器水素濃度 ・A-格納容器酸素濃度 代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備	
新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備																									
可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系ブロー ・可燃性ガス濃度制御系加熱器 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器 ・可燃性ガス濃度制御系冷却器 ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁 ・残留熱除去系 ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系ブロー ・可燃性ガス濃度制御系加熱器 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器 ・可燃性ガス濃度制御系冷却器 ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁 ・残留熱除去系 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備																									
格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 (S A) ・格納容器内酸素濃度 (S A) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	-	格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 (S A) ・格納容器内酸素濃度 (S A) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備																									
格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備																									
代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	-	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備																									
新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備																									
格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (S A) ・格納容器酸素濃度 (S A)	-	格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (S A) ・格納容器酸素濃度 (S A)																									
代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備	-	格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・B-格納容器水素濃度 ・B-格納容器酸素濃度 ・A-格納容器水素濃度 ・A-格納容器酸素濃度 代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備																									

(4) 1.10 水素爆発による原子炉建屋等損傷防止
 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するためには、水素を制御する設備又は水素を排出できる設備、及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.10で整備した設備
静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 ・静的触媒式水素再結合器 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 ・原子炉建屋原子炉棟	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 ・静的触媒式水素再結合器 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・原子炉建屋原子炉棟
原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 ・原子炉建屋水素濃度	—	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 ・原子炉建屋水素濃度
代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備	—	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備
格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器頂部注水系配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 ・原子炉ウエル	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器頂部注水系配管・弁 ・原子炉ウエル ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備
格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水） ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器頂部注水系配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水） ・原子炉ウエル	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水） ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器頂部注水系配管・弁 ・原子炉ウエル ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備

(4) 1.10 水素爆発による原子炉建屋等損傷防止
水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するためには、水素を制御する設備又は水素を排出できる設備、及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.10で整備した設備
静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制 ・静的触媒式水素処理装置 ・静的触媒式水素処理装置入口温度 ・静的触媒式水素処理装置出口温度	—	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制 ・静的触媒式水素処理装置 ・静的触媒式水素処理装置入口温度 ・静的触媒式水素処理装置出口温度 ・原子炉棟
原子炉建屋内の水素濃度監視 ・原子炉建物水素濃度	—	原子炉建屋内の水素濃度監視 ・原子炉建物水素濃度
代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備	—	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備
原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・原子炉ウエル代替注水系配管・弁 ・燃料補給設備	原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水 ・輪谷貯水槽（西） ・燃料プール冷却系配管・弁 ・原子炉ウエル	原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水 ・大量送水車 ・輪谷貯水槽（西） ・ホース・接続口 ・原子炉ウエル代替注水系配管・弁 ・燃料プール冷却系配管・弁 ・原子炉ウエル ・燃料補給設備
原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素ガスの排出 ・原子炉建物ブローアウトパネル ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備	—	原子炉建物ブローアウトパネル開放 ・原子炉建物ブローアウトパネル ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備

下線部は自主対策設備を示す。

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>新たに整備した設備</p> <p>原子炉建屋ガス処理系による水素排出</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 	<p>既存設備</p> <p>原子炉建屋ガス処理系による水素排出</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン ・非常用ガス処理系配管・弁 ・非常用ガス再循環系配管・弁 ・非常用ガス処理系排気筒 ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備 	<p>1.10で整備した設備</p> <p>原子炉建屋ガス処理系による水素排出</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン ・非常用ガス処理系配管・弁 ・非常用ガス再循環系配管・弁 ・非常用ガス処理系排気筒 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 		
	<p>原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋外側ブローアウトパネル ・ブローアウトパネル強制開放装置 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル開閉状態表示 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水専用） ・ホース ・放水筒 ・燃料給油設備 	-	<p>原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋外側ブローアウトパネル ・ブローアウトパネル強制開放装置 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル開閉状態表示 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水専用） ・ホース ・放水筒 ・燃料給油設備 		
下線部は自主対策設備を示す。					

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>(5) 1.12 発電所外への放射性物質の拡散抑制</p> <p>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するためには、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う必要があるため、新たに整備した設備を選定する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、消火を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。</p> <table border="1" data-bbox="982 636 1715 1381"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.12で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備</td> <td>-</td> <td>大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備</td> </tr> <tr> <td>大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ</td> <td>-</td> <td>大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ</td> </tr> <tr> <td>海洋への放射性物質の拡散抑制 ・汚濁防止膜 ・放射性物質吸着材</td> <td>-</td> <td>海洋への放射性物質の拡散抑制 ・汚濁防止膜 ・放射性物質吸着材</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・泡消火薬剤容器（消防車用） ・消火栓（原水タンク） ・防火水櫃 ・燃料給油設備</td> <td>初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・泡消火薬剤容器（消防車用） ・消火栓（原水タンク） ・防火水櫃 ・燃料給油設備</td> </tr> <tr> <td>航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・泡混合器 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備</td> <td>-</td> <td>航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・泡混合器 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">下線部は自主対策設備を示す。</p>	新たに整備した設備	既存設備	1.12で整備した設備	大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備	-	大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備	大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ	-	大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・汚濁防止膜 ・放射性物質吸着材	-	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・汚濁防止膜 ・放射性物質吸着材	-	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・泡消火薬剤容器（消防車用） ・消火栓（原水タンク） ・防火水櫃 ・燃料給油設備	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・泡消火薬剤容器（消防車用） ・消火栓（原水タンク） ・防火水櫃 ・燃料給油設備	航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・泡混合器 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備	-	航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・泡混合器 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備	<p>(5) 1.12 発電所外への放射性物質の拡散抑制</p> <p>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するためには、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う必要があるため、新たに整備した設備を選定する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、消火を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。</p> <table border="1" data-bbox="1774 636 2507 1161"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.12で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大気への放射性物質の拡散抑制 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ</td> <td>-</td> <td>大気への放射性物質の拡散抑制 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ</td> </tr> <tr> <td>海洋への放射性物質の拡散抑制 ・放射性物質吸着材 ・シルトフェンス ・小型船舶</td> <td>-</td> <td>海洋への放射性物質の拡散抑制 ・放射性物質吸着材 ・シルトフェンス ・小型船舶</td> </tr> <tr> <td>初期対応における延焼防止処置 ・小型放水砲 ・泡消火薬剤容器</td> <td>初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・小型動力ポンプ付水槽車</td> <td>初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・小型動力ポンプ付水槽車 ・小型放水砲 ・泡消火薬剤容器</td> </tr> <tr> <td>航空機燃料火災への泡消火 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤容器 ・燃料補給設備</td> <td>-</td> <td>航空機燃料火災への泡消火 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤容器 ・燃料補給設備</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">下線部は自主対策設備を示す。</p>	新たに整備した設備	既存設備	1.12で整備した設備	大気への放射性物質の拡散抑制 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ	-	大気への放射性物質の拡散抑制 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・放射性物質吸着材 ・シルトフェンス ・小型船舶	-	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・放射性物質吸着材 ・シルトフェンス ・小型船舶	初期対応における延焼防止処置 ・小型放水砲 ・泡消火薬剤容器	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・小型動力ポンプ付水槽車	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・小型動力ポンプ付水槽車 ・小型放水砲 ・泡消火薬剤容器	航空機燃料火災への泡消火 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤容器 ・燃料補給設備	-	航空機燃料火災への泡消火 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤容器 ・燃料補給設備	
新たに整備した設備	既存設備	1.12で整備した設備																																		
大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備	-	大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備																																		
大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ	-	大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ																																		
海洋への放射性物質の拡散抑制 ・汚濁防止膜 ・放射性物質吸着材	-	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・汚濁防止膜 ・放射性物質吸着材																																		
-	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・泡消火薬剤容器（消防車用） ・消火栓（原水タンク） ・防火水櫃 ・燃料給油設備	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・泡消火薬剤容器（消防車用） ・消火栓（原水タンク） ・防火水櫃 ・燃料給油設備																																		
航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・泡混合器 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備	-	航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・泡混合器 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備																																		
新たに整備した設備	既存設備	1.12で整備した設備																																		
大気への放射性物質の拡散抑制 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ	-	大気への放射性物質の拡散抑制 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ																																		
海洋への放射性物質の拡散抑制 ・放射性物質吸着材 ・シルトフェンス ・小型船舶	-	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・放射性物質吸着材 ・シルトフェンス ・小型船舶																																		
初期対応における延焼防止処置 ・小型放水砲 ・泡消火薬剤容器	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・小型動力ポンプ付水槽車	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・小型動力ポンプ付水槽車 ・小型放水砲 ・泡消火薬剤容器																																		
航空機燃料火災への泡消火 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤容器 ・燃料補給設備	-	航空機燃料火災への泡消火 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤容器 ・燃料補給設備																																		

(6) 1.16 中央制御室の居住性
 重大事故が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるために必要な設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.16で整備した設備
居住性の確保 ・中央制御室待避室 ・中央制御室待避室遮蔽 ・データ表示装置(待避室) ・酸素濃度計 ^{※4} ・二酸化炭素濃度計 ^{※4} ・可搬型照明(SA) ・中央制御室待避室 空気ポンベユニット(空気ポンベ) ・衛星電話設備(可搬型)(待避室) ・差圧計 ・衛星電話装置(屋外アンテナ) ・衛星制御装置 ・衛星制御装置～衛星電話設備(屋外アンテナ)電路 ・中央制御室待避室 空気ポンベユニット(配管・弁) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備	居住性の確保 ・中央制御室 ・中央制御室遮蔽 ・中央制御室換気系空調和機ファン ・中央制御室換気系フィルタ系ファン ・中央制御室換気系フィルタユニット ・中央制御室換気系ダクト・ダンパ ・中央制御室換気系給気隔離弁 ・中央制御室換気系排気隔離弁 ・中央制御室換気系フィルタユニット ・中央制御室換気系ダクト・ダンパ ・中央制御室換気系給気隔離弁 ・中央制御室換気系排気隔離弁 ・中央制御室換気系排塵装置隔離弁 ・非常用照明 ・非常用交流電源設備	居住性の確保 ・中央制御室 ・中央制御室待避室 ・中央制御室遮蔽 ・中央制御室換気系空調和機ファン ・中央制御室換気系フィルタ系ファン ・中央制御室換気系フィルタユニット ・中央制御室換気系ダクト・ダンパ ・中央制御室換気系給気隔離弁 ・中央制御室換気系排気隔離弁 ・中央制御室換気系排塵装置隔離弁 ・非常用照明 ^{※4} ・酸素濃度計 ^{※4} ・二酸化炭素濃度計 ^{※4} ・可搬型照明(SA) ・データ表示装置(待避室) ・中央制御室待避室 空気ポンベユニット(空気ポンベ) ・衛星電話設備(可搬型)(待避室) ・差圧計 ・衛星電話装置(屋外アンテナ) ・衛星制御装置 ・衛星制御装置～衛星電話設備(屋外アンテナ)電路 ・中央制御室待避室 空気ポンベユニット(配管・弁) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・非常用交流電源設備
汚染の持ち込み防止 ・可搬型照明(SA) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・防護具(全面マスク等)及びチェンジングエリア用資機材 ^{※5}	-	汚染の持ち込み防止 ・可搬型照明(SA) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・防護具(全面マスク等)及びチェンジングエリア用資機材 ^{※5}

(6) 1.16 中央制御室の居住性
 重大事故が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるために必要な設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.16で整備した設備
中央制御室の居住性の確保 ・中央制御室待避室遮蔽 ・中央制御室待避室空気ポンベ ・中央制御室待避室空気ポンベ(配管・弁) ・LEDライト(三脚タイプ) ・差圧計 ・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計 ・無線通信設備(固定型) ・無線通信設備(固定型)(屋外アンテナ) ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(固定型)(屋外アンテナ) ・プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室) ・常設代替交流電源設備 ・LEDライト(ランタンタイプ) ^{※2}	中央制御室の居住性の確保 ・中央制御室遮蔽 ・再循環用ファン ・チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン ・非常用チャコール・フィルタ・ユニット ・中央制御室換気系ダンパ(外気取入量調整用ダンパ、制御室給気外側隔離ダンパ、制御室給気内側隔離ダンパ、制御室排気内側隔離ダンパ、制御室排気外側隔離ダンパ) ・中央制御室換気系ダクト ・非常灯	中央制御室の居住性の確保 ・中央制御室遮蔽 ・再循環用ファン ・チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン ・非常用チャコール・フィルタ・ユニット ・中央制御室換気系ダンパ(外気取入量調整用ダンパ、制御室給気外側隔離ダンパ、制御室給気内側隔離ダンパ、制御室排気内側隔離ダンパ、制御室排気外側隔離ダンパ) ・中央制御室換気系ダクト ・中央制御室待避室遮蔽 ・中央制御室待避室空気ポンベ(配管・弁) ・LEDライト(三脚タイプ) ・差圧計 ・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計 ・無線通信設備(固定型) ・無線通信設備(屋外アンテナ) ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・有線(建物内)(有線式通信設備、無線通信設備(固定型)、衛星電話設備(固定型)に係るもの) ・プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室) ・常設代替交流電源設備 ・非常灯 ・LEDライト(ランタンタイプ) ^{※2}
汚染の持ち込み防止 ・防護具(全面マスク等)及びチェンジングエリア用資機材 ^{※2}	-	汚染の持ち込み防止 ・防護具(全面マスク等)及びチェンジングエリア用資機材 ^{※2}

新たに整備した設備	既存設備	1.16で整備した設備
被ばく線量の低減 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル開閉状態表示 ・ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ・常設代替交流電源設備 ・ブローアウトパネル強制閉鎖装置	被ばく線量の低減 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系配管・弁・フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系配管・弁・フィルタトレイン ・原子炉建屋原子炉棟 ・非常用ガス処理系排気筒 ・非常用交流電源設備	被ばく線量の低減 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系配管・弁・フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系配管・弁・フィルタトレイン ・原子炉建屋原子炉棟 ・非常用ガス処理系排気筒 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル開閉状態表示 ・ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ・常設代替交流電源設備 ・非常用交流電源設備 ・ブローアウトパネル強制閉鎖装置

下線部は自主対策設備を示す。

※4：計測器本体を示すため計器名を記載
 ※5：防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア設備用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備としない。

新たに整備した設備	既存設備	1.16で整備した設備
格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度低減 ・常設代替交流電源設備 ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 ・主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル閉止装置 ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ・主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示	格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度低減 ・非常用ガス処理系排気ファン ・前置ガス処理装置 ・後置ガス処理装置 ・非常用ガス処理系 配管・弁・排気管 ・原子炉建物外気差圧 ・非常用ガス処理系統流量 ・原子炉棟	格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度低減 ・非常用ガス処理系排気ファン ・前置ガス処理装置 ・後置ガス処理装置 ・非常用ガス処理系 配管・弁・排気管 ・原子炉建物外気差圧 ・非常用ガス処理系統流量 ・原子炉棟 ・常設代替交流電源設備 ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 ・主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル閉止装置 ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ・主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示

下線部は自主対策設備を示す。

※2：LEDライト（ランタンタイプ）、防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備とはしない。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																	
	<p>(7) 1.17 監視測定</p> <p>重大事故等が発生した場合でも、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。</p> <p>また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。</p> <table border="1" data-bbox="973 682 1724 1270"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.17で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射線量の測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末 ・電離箱サーベイ・メータ</td> <td>放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト</td> <td>放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末 ・電離箱サーベイ・メータ</td> </tr> <tr> <td>放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末</td> <td>-</td> <td>放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車 (ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置及びダストモニタ)</td> <td>空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車 (ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置及びダストモニタ)</td> </tr> <tr> <td>空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)</td> <td>-</td> <td>空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>気象観測項目の測定 ・気象観測設備</td> <td>気象観測項目の測定 ・気象観測設備</td> </tr> </tbody> </table>	新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備	放射線量の測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末 ・電離箱サーベイ・メータ	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末 ・電離箱サーベイ・メータ	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末	-	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末	-	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車 (ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置及びダストモニタ)	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車 (ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置及びダストモニタ)	空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)	-	空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)	-	気象観測項目の測定 ・気象観測設備	気象観測項目の測定 ・気象観測設備	<p>(7) 1.17 監視測定</p> <p>重大事故等が発生した場合でも、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。</p> <p>また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。</p> <table border="1" data-bbox="1765 682 2516 1165"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.17で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射線量の測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置 ・電離箱サーベイ・メータ</td> <td>放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト</td> <td>放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置 ・電離箱サーベイ・メータ</td> </tr> <tr> <td>放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置</td> <td>-</td> <td>放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車</td> <td>空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車</td> </tr> <tr> <td>空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ</td> <td>-</td> <td>放射能観測車の代替測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ</td> </tr> </tbody> </table>	新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備	放射線量の測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置 ・電離箱サーベイ・メータ	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置 ・電離箱サーベイ・メータ	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置	-	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置	-	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車	空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ	-	放射能観測車の代替測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ	
新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備																																		
放射線量の測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末 ・電離箱サーベイ・メータ	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末 ・電離箱サーベイ・メータ																																		
放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末	-	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末																																		
-	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車 (ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置及びダストモニタ)	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車 (ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置及びダストモニタ)																																		
空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)	-	空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)																																		
-	気象観測項目の測定 ・気象観測設備	気象観測項目の測定 ・気象観測設備																																		
新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備																																		
放射線量の測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置 ・電離箱サーベイ・メータ	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置 ・電離箱サーベイ・メータ																																		
放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置	-	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置																																		
-	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車																																		
空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ	-	放射能観測車の代替測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ																																		

柏崎刈羽原子力発電所 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>新たに整備した設備</p> <p>気象観測項目の代替測定 ・可搬型気象観測設備 ・可搬型気象観測設備端末</p> <p>放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定 ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ） ・GeV線多重高分析装置 ・ガスフロー式カウンタ</p> <p>海上モニタリング ・小型船舶 ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、β線サーベイ・メータ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ） ・電離箱サーベイ・メータ</p> <p>バックグラウンド低減対策 ・検出器保護カバー^{※6} ・養生シート^{※6} ・遮蔽材^{※6}</p> <p>モニタリング・ポストの代替電源 ・無停電電源装置</p> <p>モニタリング・ポストへの代替交流電源設備からの給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備</p>	<p>既存設備</p> <p>—</p> <p>—</p> <p>バックグラウンド低減対策 ・検出器保護カバー^{※6} ・養生シート^{※6} ・遮蔽材^{※6}</p> <p>モニタリング・ポストの代替電源 ・無停電電源装置</p> <p>モニタリング・ポストへの代替交流電源設備からの給電 ・非常用交流電源設備</p>	<p>1.17で整備した設備</p> <p>気象観測項目の代替測定 ・可搬型気象観測設備 ・可搬型気象観測設備端末</p> <p>放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定 ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、β線サーベイ・メータ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ） ・GeV線多重高分析装置 ・ガスフロー式カウンタ</p> <p>海上モニタリング ・小型船舶 ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、β線サーベイ・メータ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ） ・電離箱サーベイ・メータ</p> <p>バックグラウンド低減対策 ・検出器保護カバー^{※6} ・養生シート^{※6} ・遮蔽材^{※6}</p> <p>モニタリング・ポストの代替電源 ・無停電電源装置</p> <p>モニタリング・ポストへの代替交流電源設備からの給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・非常用交流電源設備</p>	<p>新たに整備した設備</p> <p>—</p> <p>気象観測項目の代替測定 ・可搬型気象観測装置 ・データ表示装置</p> <p>放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ ・小型船舶 ・GM計数装置 ・ZnSシンチレーション計数装置</p> <p>海上モニタリング ・小型船舶 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ ・電離箱サーベイ・メータ</p> <p>バックグラウンド低減対策 ・検出器保護カバー^{※3} ・養生シート^{※3} ・遮蔽材^{※3}</p> <p>モニタリング・ポストの代替電源 ・非常用ディーゼル発電機 ・無停電電源装置 ・非常用発電機</p> <p>モニタリング・ポストの代替交流電源からの給電 ・ガスタービン発電機</p>	<p>既存設備</p> <p>気象観測項目の測定 ・気象観測設備</p> <p>—</p> <p>放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定 ・Ge核種分析装置</p> <p>—</p> <p>バックグラウンド低減対策 ・検出器保護カバー^{※3} ・養生シート^{※3} ・遮蔽材^{※3}</p> <p>モニタリング・ポストの非常用電源 ・非常用ディーゼル発電機 ・無停電電源装置 ・非常用発電機</p> <p>—</p>	<p>1.17で整備した設備</p> <p>気象観測項目の測定 ・気象観測設備</p> <p>気象観測項目の代替測定 ・可搬型気象観測装置 ・データ表示装置</p> <p>放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ ・小型船舶 ・Ge核種分析装置 ・GM計数装置 ・ZnSシンチレーション計数装置</p> <p>海上モニタリング ・小型船舶 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ ・電離箱サーベイ・メータ</p> <p>バックグラウンド低減対策 ・検出器保護カバー^{※3} ・養生シート^{※3} ・遮蔽材^{※3}</p> <p>モニタリング・ポストの非常用電源 ・非常用ディーゼル発電機 ・無停電電源装置 ・非常用発電機</p> <p>モニタリング・ポストの代替交流電源からの給電 ・ガスタービン発電機</p>	<p>備考</p> <p>下線部は自主対策設備を示す。 ※6：設備の運搬、試料の採取及びバックグラウンド低減対策に用いる資機材と位置付ける。</p> <p>下線部は自主対策設備を示す。 ※3：バックグラウンド低減対策に用いる資機材と位置付ける。</p>

(8) 1.19 通信連絡
 重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.19で整備した設備
発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・無線連絡設備(携帯型) ・携帯型有線通信装置 ・安全パラメータ表示システム(S P D S) ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・衛星制御装置 ・衛星電話設備(固定型)～衛星電話設備(屋上アンテナ)電路 ・専用接続箱・専用接続箱電路 ・無線通信装置 ・無線通信装置用アンテナ ・安全パラメータ表示システム(S P D S)～無線通信装置用アンテナ ・無線連絡設備(固定型)	発電所内の通信連絡 ・送受話器(バージング) ・電力保安通信用電話設備(固定電話機、P H S 端末及びF A X)	発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・無線連絡設備(携帯型) ・携帯型有線通信装置 ・安全パラメータ表示システム(S P D S) ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・衛星制御装置 ・衛星電話設備(固定型)～衛星電話設備(屋上アンテナ)電路 ・専用接続箱・専用接続箱電路 ・無線通信装置 ・無線通信装置用アンテナ ・安全パラメータ表示システム(S P D S)～無線通信装置用アンテナ ・送受話器(バージング) ・電力保安通信用電話設備(固定電話機、P H S 端末及びF A X) ・無線連絡設備(固定型)
代替電源設備からの給電の確保 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・緊急時対策用代替電源設備	代替電源設備からの給電の確保 ・非常用交流電源設備	代替電源設備からの給電の確保 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・緊急時対策用代替電源設備

新たに整備した設備	既存設備	1.19で整備した設備
発電所外(社内外)の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、I P 電話及びI P - F A X) ・データ伝送設備 ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・衛星制御装置 ・衛星電話設備(固定型)～衛星電話設備(屋上アンテナ)電路 ・衛星無線通信装置 ・通信機器 ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、I P 電話及びI P - F A X)～衛星無線通信装置電話	発電所外(社内外)の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡 ・電力保安通信用電話設備(固定電話機、P I I S 端末及びF A X) ・加入電話設備(加入電話及び加入F A X) ・テレビ会議システム(社内) ・専用電話設備(専用電話(ホットライン)(地方公共団体向))	発電所外(社内外)の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、I P 電話及びI P - F A X) ・データ伝送設備 ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・衛星制御装置 ・衛星電話設備(固定型)～衛星電話設備(屋上アンテナ)電路 ・衛星無線通信装置 ・通信機器 ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、I P 電話及びI P - F A X)～衛星無線通信装置電話 ・電力保安通信用電話設備(固定電話機、P I I S 端末及びF A X) ・加入電話設備(加入電話及び加入F A X) ・テレビ会議システム(社内) ・専用電話設備(専用電話(ホットライン)(地方公共団体向))

下線部は自主対策設備を示す。

(8) 1.19 通信連絡
 重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.19で整備した設備
発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・無線通信設備(固定型) ・無線通信設備(携帯型) ・無線通信設備 ・安全パラメータ表示システム(S P D S) ・無線通信設備(屋外アンテナ) ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・無線通信装置 ・有線(建物内)(有線式通信設備、無線通信設備(固定型)、衛星電話設備(固定型)に係るもの) ・有線(建物内)(安全パラメータ表示システム(S P D S)に係るもの)	発電所内の通信連絡 ・有線(建物内) ・ <u>所内通信連絡設備(警報装置を含む)</u> ・電力保安通信用電話設備	発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・無線通信設備(固定型) ・無線通信設備(携帯型) ・無線通信設備 ・安全パラメータ表示システム(S P D S) ・無線通信設備(屋外アンテナ) ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・無線通信装置 ・有線(建物内)(有線式通信設備、無線通信設備(固定型)、衛星電話設備(固定型)に係るもの) ・有線(建物内)(安全パラメータ表示システム(S P D S)に係るもの) ・ <u>所内通信連絡設備(警報装置を含む)</u> ・電力保安通信用電話設備
発電所外(社内外)との通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ・データ伝送設備 ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・衛星通信装置 ・有線(建物内)(有線式通信設備、無線通信設備(固定型)、衛星電話設備(固定型)に係るもの) ・有線(建物内)(安全パラメータ表示システム(S P D S)に係るもの)	発電所外(社内外)との通信連絡 ・有線(建物内) ・ <u>テレビ会議システム</u> ・専用電話設備 ・衛星電話設備(社内向) ・電力保安通信用電話設備 ・局線加入電話設備	発電所外(社内外)との通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ・データ伝送設備 ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・衛星通信装置 ・有線(建物内)(有線式通信設備、無線通信設備(固定型)、衛星電話設備(固定型)に係るもの) ・有線(建物内)(安全パラメータ表示システム(S P D S)に係るもの) ・ <u>テレビ会議システム</u> ・専用電話設備 ・衛星電話設備(社内向) ・電力保安通信用電話設備 ・局線加入電話設備

新たに整備した設備	既存設備	1.19で整備した設備
代替交流電源からの給電の確保 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・緊急時対策用燃料地下タンク ・タンクローリ ・緊急時対策用発電機 ・緊急時対策所 低圧母線盤 ・可搬ケーブル ・緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	代替交流電源からの給電の確保 ・非常用交流電源設備	代替交流電源からの給電の確保 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・緊急時対策用燃料地下タンク ・タンクローリ ・緊急時対策用発電機 ・緊急時対策所 低圧母線盤 ・可搬ケーブル ・緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 ・ホース ・非常用交流電源設備

下線部は自主対策設備を示す。