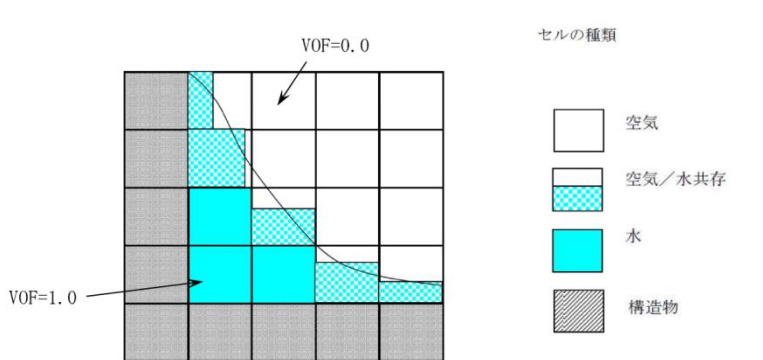
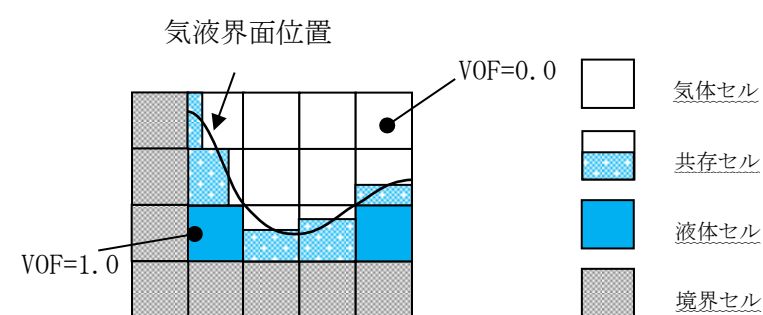


柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料8</p> <p style="text-align: center;">スロッシング解析コードの概要について</p> <p>8.1 概要</p> <p>STAR-CD 及びFluent は汎用熱流体解析コードで、VOF (Volume of Fluid) 法を用いて溢水を伴う大波高現象の解析を実施することが可能である。</p> <p>VOF 法はスロッシング解析における精度の高い手法であり、複雑な容器形状や流体の非線形現象を考慮する場合に有効である。</p> <p>8.2 数値解析</p> <p>(1) VOF (Volume of Fluid) 法について</p> <p>VOF は下式に示すように計算格子 (セル) における流体の割合を示すスカラー量である。スロッシング解析では水を100%含む計算セルをVOF=1.0、水が存在せず100%空気の計算セルをVOF=0.0としている。添付第8.1.2-1 図にVOF の計算セル例を示す。</p> <div style="display: flex; align-items: center;"> $\alpha_1 = \frac{V_1}{V} \quad \dots \textcircled{1}$ <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-left: 20px;"> <p>α_1 : VOF 値</p> <p>V_1 : 流体 (水) 体積</p> <p>V : 計算セル体積</p> </div> </div> <div style="margin-top: 20px;">  <p style="text-align: center;">添付第 8.1.2-1 図 計算格子 (セル) 例</p> </div>		<p style="text-align: right;">添付資料8 スロッシング解析コードの概要について</p> <p>1. 概要</p> <p>Fluent は汎用熱流体解析コードで、VOF (Volume of Fluid) 法を用いて溢水を伴う大波高現象の解析を実施することが可能である。</p> <p>VOF 法はスロッシング解析における精度の高い手法であり、複雑な容器形状や流体の非線形現象を考慮する場合に有効である。</p> <p>2. 数値解析</p> <p>(1) VOF (Volume of Fluid) 法について</p> <p>VOF は下式に示すように計算格子 (セル) における流体の割合を示すスカラー量である。スロッシング解析では水を100%含む計算セルをVOF=1.0、水が存在せず100%空気の計算セルをVOF=0.0としている。図2-1にVOF の計算セル例を示す。</p> <div style="display: flex; align-items: center;"> $\alpha_1 = \frac{V_1}{V} \quad \dots \textcircled{1}$ <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-left: 20px;"> <p>α_1 : VOF 値</p> <p>V_1 : 流体 (水) 体積</p> <p>V : 計算セル体積</p> </div> </div> <div style="margin-top: 20px;">  <p style="text-align: center;">図2-1 計算セルの例</p> </div>	<p>(東海第二は補足説明資料 16 に記載)</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析コードの相違

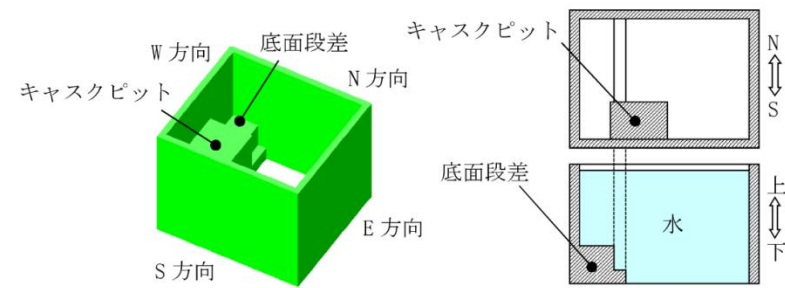
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 基礎方程式</p> <p>VOF に対して下記の輸送方程式を解く。</p> $\frac{\partial \alpha_i}{\partial t} + \frac{\partial \alpha_i u_i}{\partial x_i} = 0 \quad \dots \textcircled{2}$ <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; display: inline-block;"> u_i : i 方向の流速 i=1,2,3 </div> <p>②式の流速u_i は, ③質量保存式, ④運動量保存式より計算する。</p> $\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial \rho u_i}{\partial x_i} = 0 \quad \dots \textcircled{3}$ <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; display: inline-block;"> ρ : 密度 P : 圧力 τ_{ij} : 粘性応力テンソル K_i : 外力 </div> $\frac{\partial \rho u_i}{\partial t} + \frac{\partial \rho u_i u_j}{\partial x_j} = -\frac{\partial P}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_i} \tau_{ij} + \rho K_i \quad \dots \textcircled{4}$ <p>質量保存式, 運動量保存式で用いる密度 ρ は⑤式により計算する。</p> $\rho = \alpha_i \rho_l + (1 - \alpha_i) \rho_g \quad \dots \textcircled{5}$ <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; display: inline-block;"> ρ_l : 水密度 ρ_g : 空気密度 </div> <p>8.3 解析コードの検証</p> <p><u>解析コードの妥当性検証のため, スロッシング試験を実施し, 試験結果と解析結果の比較検証を実施している。</u></p> <p><u>検証の結果, 試験と解析で溢水量は良い一致が確認されたことから, 解析コードは妥当と判断している。</u></p>		<p>(2) 基礎方程式</p> <p>VOF に対して下記の輸送方程式を解く。</p> $\frac{\partial \alpha_i}{\partial t} + \frac{\partial \alpha_i u_i}{\partial x_i} = 0 \quad \dots \textcircled{2}$ <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; display: inline-block;"> u_i : i 方向の流速 i=1, 2, 3 </div> <p>②式の流速u_i は, ③質量保存式, ④運動量保存式より計算する。</p> $\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial \rho u_i}{\partial x_i} = 0 \quad \dots \textcircled{3}$ <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; display: inline-block;"> ρ : 密度 P : 圧力 τ_{ij} : 粘性応力 テンソル K_i : 外力 </div> $\frac{\partial \rho u_i}{\partial t} + \frac{\partial \rho u_i u_j}{\partial x_j} = -\frac{\partial P}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_i} \tau_{ij} + \rho K_i \quad \dots \textcircled{4}$ <p>質量保存式, 運動量保存式で用いる密度 ρ は⑤式により計算する。</p> $\rho = \alpha_1 \rho_l + (1 - \alpha_1) \rho_g \quad \dots \textcircled{5}$ <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; display: inline-block;"> ρ_l : 水密度 ρ_g : 空気密度 </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 style="text-align: right;">別紙</p> <p>汎用熱流体解析コード STAR-CD 及びFluent の検証の概要</p> <p>1. 概要</p> <p>STAR-CD 及びFluent を用いたスロッシング解析の妥当性検証を目的とし、2種のスロッシング検証試験で得られた溢水量と、解析によって得られた溢水量の比較を実施する。</p> <p>2. 検証1</p> <p>2.1 試験概要</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所 3号炉の使用済燃料プールを模擬した試験体を作製した。試験装置の概要を別紙第2.1-1図に示す。入力地震動は新潟県中越沖地震において観測された本震記録をもとに、実機モデルの縮尺に合わせたスケーリングを行った地震波を用いる。</p>  <p style="text-align: center;">別紙第 2.1-1 図 試験装置概要図</p>		<p>3. 汎用熱流体解析コードFluentの検証</p> <p>3.1 概要</p> <p>Fluentを用いたスロッシング解析の妥当性検証を目的とし、水槽によるスロッシング検証試験で得られた液面変動及び溢水量と、解析によって得られた液面変動及び溢水量の比較を実施する。</p>	<p>【柏崎 6/7】</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析コードの相違

2.2 検証解析

(1) 解析モデル

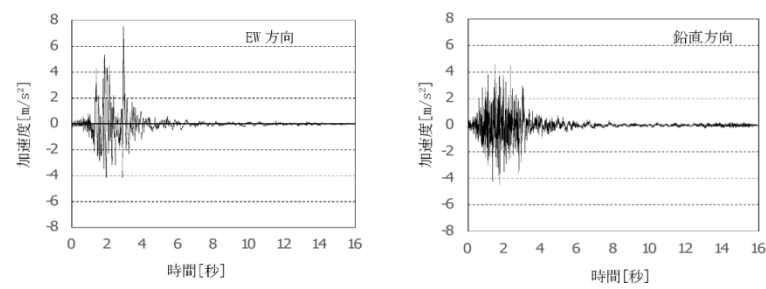
試験体の寸法や形状を模擬した解析モデルの概要を別紙第2.2-1 図に示す。



別紙第 2.2-1 図 解析モデル概要

(2) 入力地震動

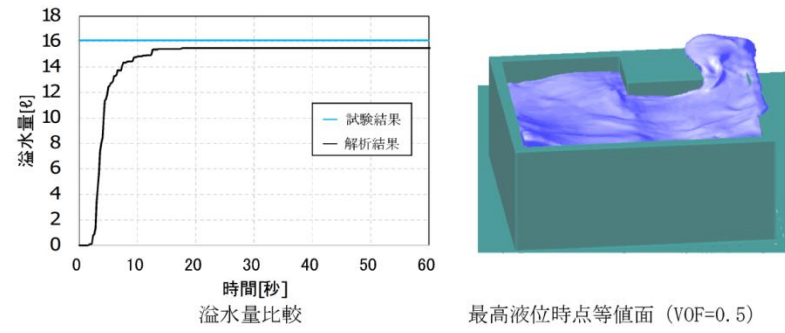
EW+鉛直方向同時加振にて解析を実施する。スロッシング試験において振動台で計測された加速度時刻歴を入力地震動とする。入力地震動を別紙第2.2-2 図に示す。



別紙第 2.2-2 図 入力地震動

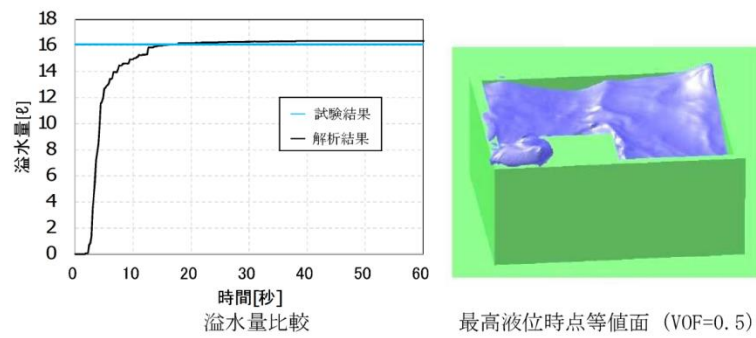
(3) 解析結果

STAR-CD の解析結果を別紙第2.2-3 図に、Fluent の解析結果を別紙第2.2-4 図に示す。



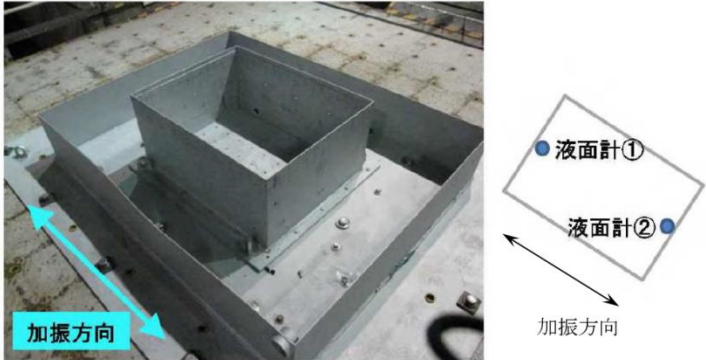
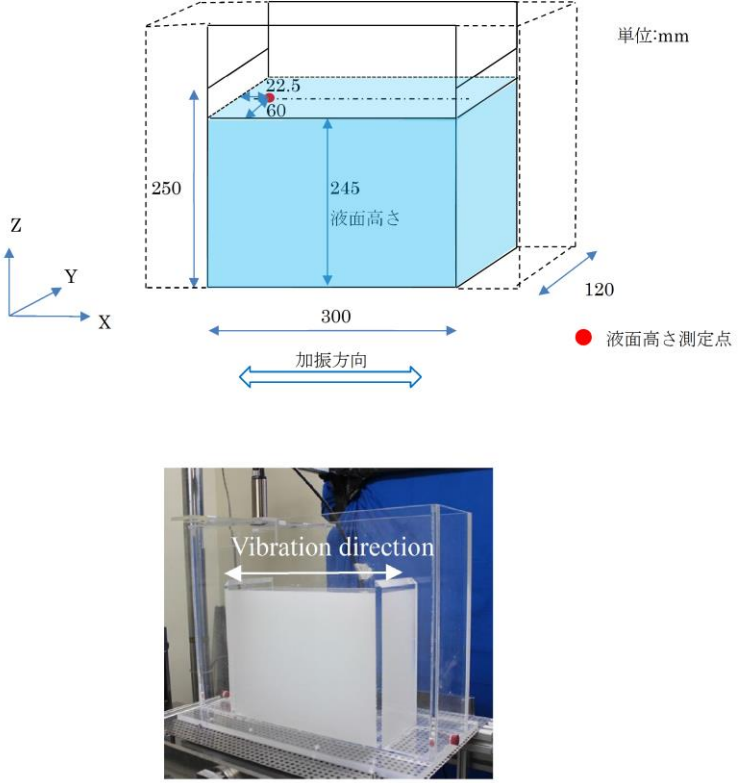
試験	16.10	⇒ 解析は試験の約 96%
解析	15.50	

別紙第2.2-3 図 STAR-CD の解析結果



試験	16.10	⇒ 解析は試験の約 102%
解析	16.40	

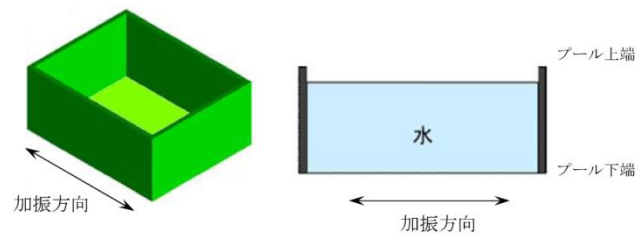
別紙第2.2-4 図 Fluent の解析結果

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 検証2</p> <p>3.1 試験概要</p> <p>(1) 試験装置</p> <p>矩形水槽を用いて、正弦波加振によるスロッシング試験[※]を行う。試験装置の概要を別紙第3.1-1 図に示す。</p>  <div data-bbox="249 999 759 1125" style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>【試験体について】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ プール寸法：900mm×700mm×413mm ・ 水位：350mm ・ 試験体短辺の中心付近に液面計を設置（2箇所） </div> <p style="text-align: center;">別紙第3.1-1 図 試験装置概要</p> <p>(2) 加振条件</p> <p>プール長辺方向の一次スロッシング固有振動数は0.85Hz（固有周期1.17 秒）である。この共振振動数の正弦5 波を長辺方向へ入力し、加振試験を実施する。</p> <p>(3) 計測項目</p> <p>液面変動及び、加振後の溢水量を計測する。</p> <p>※ 矩形プールのスロッシング抑制法(3) 水平抑制板の溢水量低減効果M34</p> <p>(株) 東芝 ○渡邊和, 丹羽博志, 露木陽, 藁科正彦 (日本原子力学会「2013 年春の年会」2013 年3 月26 日～28 日, 近畿大学 東大阪キャンパス)</p>		<p>3.2 試験概要</p> <p>3.2.1 試験装置</p> <p>矩形の水槽を用いて、正弦波加振によるスロッシング試験を実施した。試験装置の概要を図3-1に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図3-1 試験装置概要</p> <p>3.2.2 加振条件</p> <p>試験体の一次スロッシング固有振動数は1.6Hz（固有周期0.625 秒）である。この振動数で、最大加速度70mm/s²の正弦波を10秒間、水槽のX方向へ入力し、加振試験を実施した。</p> <p>3.2.3 計測項目</p> <p>液面変動及び加振後の溢水量を計測した。</p>	

3.2 検証解析

(1) 解析モデル

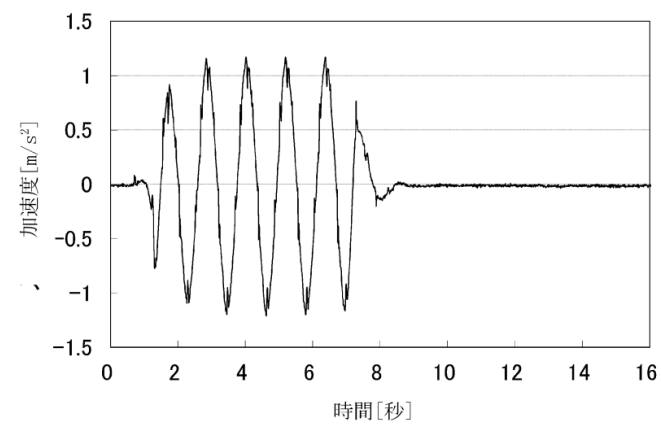
試験体の寸法や形状を模擬した解析モデルの概要を別紙第3.2-1 図に示す。



別紙第3.2-1 図 解析モデル概要

(2) 入力加振波

スロッシング試験において振動台で計測された加速度時刻歴を解析の入力加振波とする。入力加振波を別紙第3.2-2 図に示す。



別紙第3.2-2 図 入力加振波

3.3 検証解析

3.3.1 解析モデル

試験体の寸法や形状を模擬した解析モデルの概要を図3-2に示す。

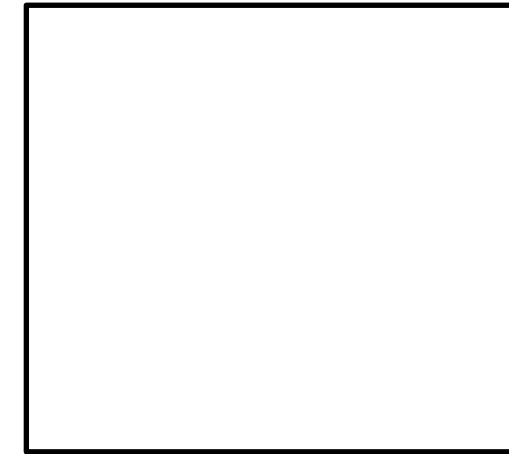


図3-2 解析モデル概要図

3.3.2 入力加振波

スロッシング試験に用いた入力波（正弦波）を解析の入力加振波に用いる。入力加振波を図3-3に示す。

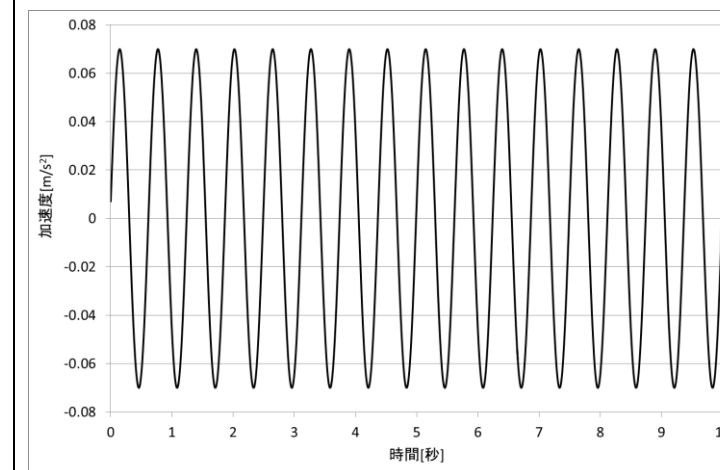
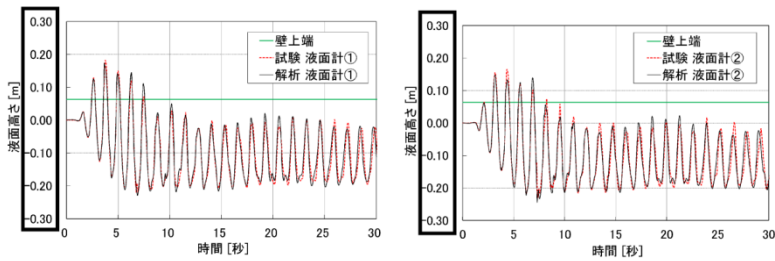


図3-3 入力加振波

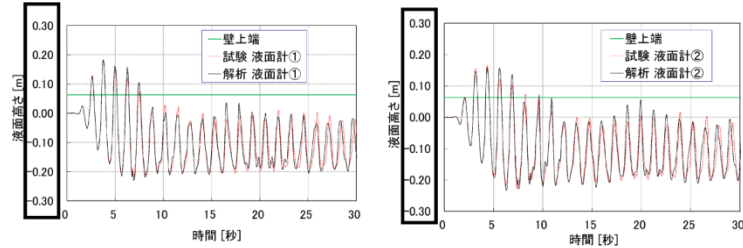
(3) 解析結果

a) 液面変動の比較

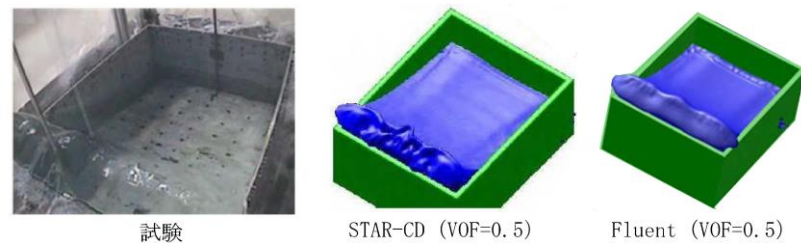
プール長辺方向の液面変動について、試験結果とSTAR-CDによる解析結果との比較を別紙第3.2-3 図に、Fluent による解析結果との比較を別紙第3.2-4 図に示す。また、最高液位付近の液面挙動の比較を別紙第3.2-5に示す。解析は試験とほぼ同等の液面変動を示している。



別紙第3.2-3 図 液面変動比較 (STAR-CD)



別紙第3.2-4 図 液面変動比較 (Fluent)



別紙第3.2-5 図 最高液位付近の液面挙動の比較

3.3.3 解析結果

(1) 液面変動の比較

水槽の液面変動について、試験値とFluentによる解析値との比較を図3-4に示す。解析値は、試験値とほぼ同等の液面変動を示している。

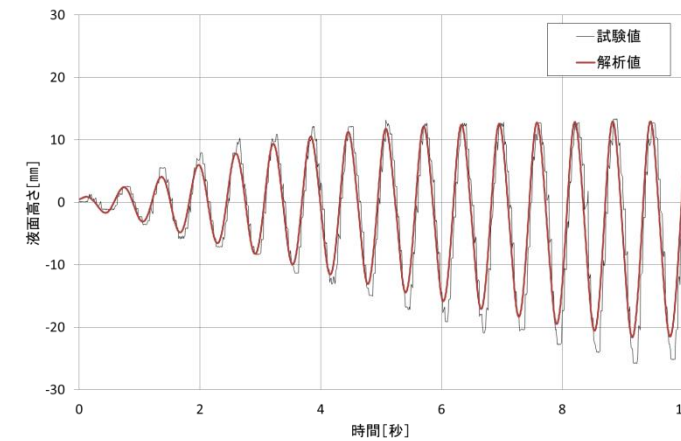
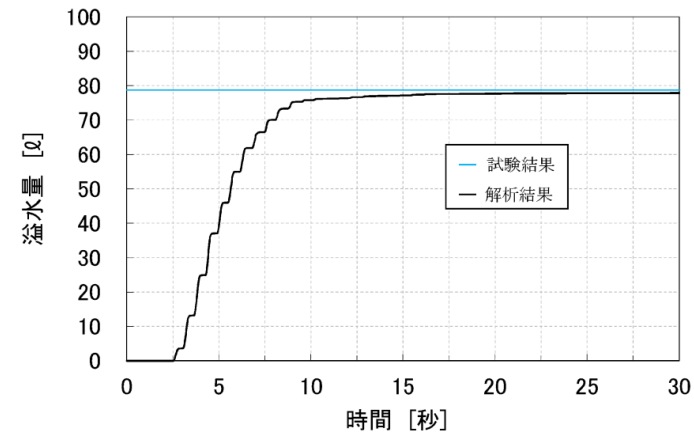


図3-4 液面変動の比較

【柏崎 6/7】
・解析コードの相違

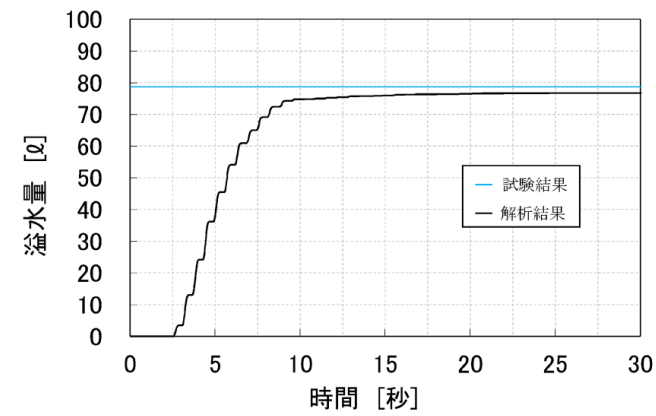
b) 溢水量比較

加振後の溢水量について、試験結果とSTAR-CDによる解析結果との比較を別紙第3.2-6図に、Fluentによる解析結果との比較を別紙第3.2-7図に示す。



試験	79 ℓ	⇒ 解析は試験の約 98%
解析	78 ℓ	

別紙第3.2-6 図 溢水量比較 (STAR-CD)



試験	79 ℓ	⇒ 解析は試験の約 97%
解析	77 ℓ	

別紙第3.2-7 図 溢水量比較 (Fluent)

(2) 溢水量比較

加振後の溢水量について、試験値とFluentによる解析値の比較を表3-1に、溢水量の解析結果を図3-5に示す。

表3-1 溢水量の比較

試験値	解析値	備考
213cm ³	231cm ³	解析は試験の108.5%

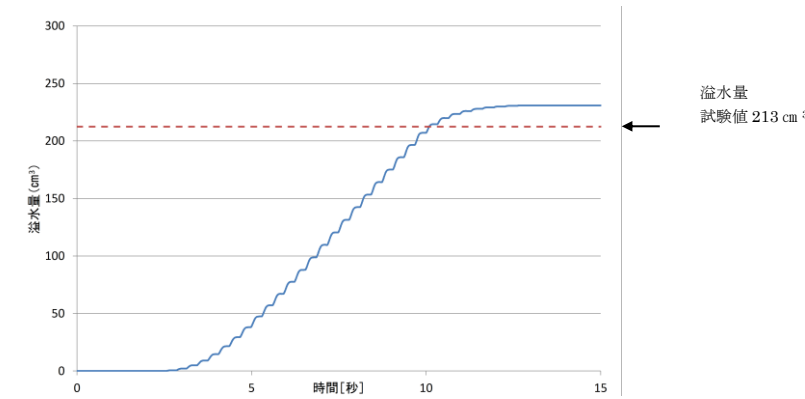


図3-5 溢水量の解析結果

【柏崎 6/7】
・解析コードの相違

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>4. 結論</p> <p>スロッシング試験結果と解析結果を比較したところ、ほぼ同等の結果が得られており、<u>STAR-CD 及びFluent</u> による溢水量評価の妥当性が確認できた。</p> <p>なお、内部溢水影響評価では、スロッシング解析によって得られた溢水量を1.1 倍した値を用いているが、検証で得られた試験値と解析値の溢水量差を踏まえると、<u>十分保守的な値である</u>と考える。</p>		<p>4. 結論</p> <p>スロッシング試験値と解析値を比較したところ、ほぼ同等の結果が得られており、Fluentによる溢水量評価の妥当性が確認できた。</p> <p>なお、内部溢水影響評価では、スロッシング解析によって得られた溢水量を1.1倍した値を用いているが、検証で得られた試験値と解析値の溢水量の<u>差異を考慮すると、妥当であると判断する</u>。</p> <p>・参考文献</p> <p>1. <u>藤田, 牛尾, 鬼塚ら(2017), 「使用済み燃料プールの地震時溢水量評価に用いる解析コードの検証」, 日本原子力学会 2017年 秋の大会 -3B11-</u></p>	<p>【柏崎 6/7】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析コードの相違

参考-1

添付資料9 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド等への適合状況

新規制基準への適合状況

設置許可基準規則 第九条 (溢水による損傷の防止等)

新規制基準の項目	適合状況	備考
1 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならぬ。	発電用原子炉施設内において、想定破損による溢水、消火水の放水による溢水及び地震起因による溢水 (使用済燃料プールのスロッシングを含む) が発生した場合においても、重要度の特に高い安全機能を有する設備並びに使用済燃料プールの冷却及び使用済燃料プールへの給水機能を有する設備といった安全施設が、その安全機能を損なわない設計とすることで、原子炉の高温停止、原子炉の低温停止、放射性物質の閉じ込め機能の維持、原子炉の停止状態の維持、使用済燃料プール冷却機能の維持及び使用済燃料プールへの給水機能の維持が可能な設計としている。	
2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならぬ。	設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計としている。	

1. 設置許可基準規則 第九条 (溢水による損傷の防止等)

新規制基準の項目	適合状況
1 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならぬ。	発電用原子炉施設内において、想定破損による溢水、消火水の放水による溢水及び地震起因による溢水 (燃料プール等のスロッシングを含む) が発生した場合においても、重要度の特に高い安全機能を有する設備並びに燃料プールの冷却及び燃料プールへの給水機能を有する設備といった安全施設が、その安全機能を損なわない設計とすることで、原子炉の高温停止、原子炉の低温停止、放射性物質の閉じ込め機能の維持、原子炉の停止状態の維持、燃料プール冷却機能の維持及び燃料プールへの給水機能の維持が可能な設計としている。
2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならぬ。	設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計としている。

・まとめ資料本文及び別添1を柏崎6/7及び東海第二と比較済みであり、本資料での相違の記載は省略する

設置許可基準規則 第九条 (溢水による損傷の防止等)

新規制基準の項目

【解釈】

- 1 第1項は、設計基準において想定する溢水に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等 (重大事故等対処設備を含む。) への措置を含む。
- 2 第1項に規定する「発電用原子炉施設内における溢水」とは、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損 (地震起因を含む。)、消火系統等の作動、使用済燃料貯蔵槽等のスロッシングその他の事象により発生する溢水をいう。
- 3 第1項に規定する「安全機能を損なわないもの」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できることをいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できることをいう。

適合状況

設計基準において想定する溢水に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等からの影響がないことを確認した。

「発電用原子炉施設内における溢水」は、以下のとおりとした。

- 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水
- 発電所内で生じる異常事態 (火災を含む) の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水
- 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水
- 使用済燃料プール等のスロッシングにより生じる溢水
- 地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等により生じる溢水

発電用原子炉施設内で溢水が発生した場合において、重要度の特に高い安全機能を有する設備並びに使用済燃料プールの冷却及び使用済燃料プールへの給水機能を適切に維持するために必要な設備がその機能を失わない設計としている。

○原子炉停止、高温停止及び低温停止 (停止状態の維持含む) に必要な系統設備。また、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象として、溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱も評価対象とする。

○使用済燃料プールの冷却及びプールへの給水に必要な系統設備

備考

新規制基準の項目

【解釈】

- 1 第1項は、設計基準において想定する溢水に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等 (重大事故等対処設備を含む。) への措置を含む。
- 2 第1項に規定する「発電用原子炉施設内における溢水」とは、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損 (地震起因を含む。)、消火系統等の作動、使用済燃料貯蔵槽等のスロッシングその他の事象により発生する溢水をいう。
- 3 第1項に規定する「安全機能を損なわないもの」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できることをいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できることをいう。

適合状況

設計基準において想定する溢水に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等からの影響がないことを確認した。

「発電用原子炉施設内における溢水」は、以下のとおりとした。

- 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水
- 発電所内で生じる異常事態 (火災を含む) の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水
- 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水
- 燃料プール等のスロッシングにより生じる溢水
- 地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等により生じる溢水

発電用原子炉施設内で溢水が発生した場合において、重要度の特に高い安全機能を有する設備並びに燃料プールの冷却及び燃料プールへの給水機能を適切に維持するために必要な設備がその機能を失わない設計としている。

○原子炉停止、高温停止及び低温停止 (停止状態の維持含む) に必要な系統設備。また、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象として、溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱も評価対象とする。

○燃料プールの冷却及びプールへの給水に必要な系統設備

新規制基準の項目	適合状況	備考
<p>【解釈】 4 第2項に規定する「容器、配管その他の設備」には、次に掲げる設備を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ボンプ、弁 ・ 使用済燃料貯蔵プール（BWR）、使用済燃料貯蔵ピット（PWR） ・ サイトバンカ貯蔵プール ・ 原子炉ウエル、機器貯蔵プール（BWR） ・ 原子炉キャビティ（キャナルを含む。）（PWR） 	<p>設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とされていることを確認した。</p> <p>「容器、配管その他の設備」の範囲は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ボンプ、弁 ・ 使用済燃料貯蔵プール ・ サイトバンカプール ・ 原子炉ウエル、ドライヤセパレータープール 	

新規制基準の項目	適合状況
<p>【解釈】 4 第2項に規定する「容器、配管その他の設備」には、次に掲げる設備を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ボンプ、弁 ・ 使用済燃料貯蔵プール（BWR）、使用済燃料貯蔵ピット（PWR） ・ サイトバンカ貯蔵プール ・ 原子炉ウエル、機器貯蔵プール（BWR） ・ 原子炉キャビティ（キャナルを含む。）（PWR） 	<p>設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とされていることを確認した。</p> <p>「容器、配管その他の設備」の範囲は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ボンプ、弁 ・ 燃料プール ・ サイトバンカプール ・ 原子炉ウエル、ドライヤセパレータープール

技術基準規則 第十二条 (発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止)

新規制基準の項目	適合状況	備考
1 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。	以下の手順により、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なうおそれがないことを確認した。 ○重要度の特に高い安全機能を有する系統並びに使用済燃料プールの冷却及びびプールの給水機能を有する系統を抽出し、それらの系統から防護すべき対象設備を抽出した。 ○発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統等の作動、使用済燃料プール等のスロッシングその他の事象により発生する溢水により防護すべき対象設備の機能が喪失しないことを確認した。	
2 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。	1 項により算出した溢水の溢水経路を選定し、発生した溢水が管理区域外へ漏えいするおそれがないことを確認した。	

2. 技術基準規則 第十二条 (発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止)

新規制基準の項目	適合状況
1 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。	以下の手順により、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なうおそれがないことを確認した。 ○重要度の特に高い安全機能を有する系統並びに燃料プールの冷却及びびプールの給水機能を有する系統を抽出し、それらの系統から防護すべき対象設備を抽出した。 ○発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統等の作動、燃料プール等のスロッシングその他の事象により発生する溢水を確認した。 ○発生する溢水により防護すべき対象設備の機能が喪失しないことを確認した。
2 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。	1 項により算出した溢水の溢水経路を選定し、発生した溢水が管理区域外へ漏えいするおそれがないことを確認した。

技術基準規則 第十二条 (発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止)

新規制基準の項目	適合状況	備考
1,		
2	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設内における溢水の発生」とは、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損(地震起因を含む)、消火系統等の作動、使用済燃料貯蔵プール(BWR)、使用済燃料ピット(PWR)等のスロッシングその他の事象により発生する溢水をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「防護措置その他の適切な措置」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、運転状態にある場合は原子炉を高温停止及び、引き続き低温停止することができ、並びに放射性物質の閉じ込め機能を維持できる措置をすること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる措置をいう。さらに、使用済燃料貯蔵プール(BWR)又は使用済燃料ピット(PWR)においては、プール冷却機能及びブールへの給水機能を維持できる措置をいう。</p>	<p>「発電用原子炉施設内における溢水」は以下のとおりとした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 ○発電所内で生じる異常事象(火災を含む)の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水 ○地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 ○使用済燃料プール等のスロッシングにより生じる溢水 ○地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等により生じる溢水 <p>発電用原子炉施設内で溢水が発生した場合において、重要度の特に高い安全機能を有する設備並びに使用済燃料プールの冷却及び使用済燃料プールへの給水機能を適切に維持するために必要な設備がその機能を失わない設計としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○原子炉停止、高温停止及び低温停止に(停止状態の維持含む)に必要な系統設備。また、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象として、溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱も評価対象とする。 ○使用済燃料プールの冷却及びブールの給水に必要な系統設備

新規制基準の項目

新規制基準の項目	適合状況
1,	
2	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設内における溢水の発生」とは、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損(地震起因を含む)、消火系統等の作動、使用済燃料貯蔵プール(BWR)、使用済燃料ピット(PWR)等のスロッシングその他の事象により発生する溢水をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「防護措置その他の適切な措置」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、運転状態にある場合は原子炉を高温停止及び、引き続き低温停止することができ、並びに放射性物質の閉じ込め機能を維持できる措置をすること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる措置をいう。さらに、使用済燃料貯蔵プール(BWR)又は使用済燃料ピット(PWR)においては、プール冷却機能及びブールへの給水機能を維持できる措置をいう。</p>

新規制基準の項目	適合状況	備考
<p>3 【解釈】 3 第2項に規定する「容器、配管その他の設備」には、次に掲げる設備を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ボンプ、弁 ・ 使用済燃料貯蔵プール (BWR)、使用済燃料貯蔵ピット (PWR) ・ サイトバンカ貯蔵プール ・ 原子炉ウエル、機器貯蔵プール (BWR) ・ 原子炉キャビティ (キャナルを含む。) (PWR) 	<p>「容器、配管その他の設備」の範囲は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ボンプ、弁 ・ 使用済燃料貯蔵プール ・ サイトバンカプール ・ 原子炉ウエル、ドライヤセパレータープール 	

新規制基準の項目	適合状況
<p>3 【解釈】 3 第2項に規定する「容器、配管その他の設備」には、次に掲げる設備を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ボンプ、弁 ・ 使用済燃料貯蔵プール (BWR)、使用済燃料貯蔵ピット (PWR) ・ サイトバンカ貯蔵プール ・ 原子炉ウエル、機器貯蔵プール (BWR) ・ 原子炉キャビティ (キャナルを含む。) (PWR) 	<p>「容器、配管その他の設備」の範囲は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ボンプ、弁 ・ 燃料プール ・ サイトバンカプール ・ 原子炉ウエル、ドライヤセパレータープール

添付資料1.0 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドへの適合状況

柏崎刈羽6号及び7号炉における評価	
原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	
<p>1. 総則</p> <p>原子力発電所における安全上重要な設備は、多重性、多様性を確保するとともに、適切な裕度をもって設計され、適切に維持管理されるなど損傷防止上の配慮がなされている。また、安全上重要な設備は、一般的に床から比較的高い位置に設置されていること、万一漏えいが発生した場合でも建屋最下層に設置されたサンプに集められ、ポンプにより排水するなど、溢水事象に対する配慮がなされた設計としている。</p> <p>本評価ガイドは、原子力発電所内で発生する溢水により、原子炉施設内の安全性を損なうことのないことを評価するものである。</p> <p>本評価ガイドは、原子炉格納容器内、及び原子炉格納容器外での溢水（施設内の配管、機器の破断、火災時の消火散水等）と建屋外での溢水（屋外タンク、貯水池）を対象とする。</p> <p>1.1 一般</p> <p>原子力規制委員会が定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第1.2条において、発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止として、設計基準対象施設が、発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならないとしている。本評価ガイドは、当該規定に定める内部溢水防護に関連して、原子力発電所（以下、「発電所」という。）に設置される原子炉施設が、内部溢水に關連して、重要度の特に高い安全機能を有する系統の安全機能、並びに使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の冷却、給水機能が喪失することのないよう、適切な防護措置が講じられているか評価するための手順の一例を示すものである。また、本評価ガイドは、内部溢水影響評価の妥当性を審査官が判断する際に、参考とするものである。</p> <p>本評価ガイドで対象とする溢水は、発電所内に設置される機器の破損及び給水系統等の作動により発生するものとする。</p> <p>ここでいう「発電所内に設置される機器」とは、発電所内に設置される発電設備及びその関連設備のことを行い、建屋外に収納される原子炉・タービン及びその附属設備、並びに建屋外に設置される屋外タンク・海水ポンプ及びその関連設備がある。</p> <p>また、妨害破壊行為等の想定できない意図的な活動による放水や漏水による溢水については評価の対象外とする。</p> <p>1.2 適用範囲</p> <p>本評価ガイドは、実用発電用原子炉及びその附属施設に適用する。</p> <p>1.3 関連法規</p> <p>（略）</p> <p>1.4 用語の定義</p> <p>（略）</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドへの適合状況

東海第二発電所での評価結果	
原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	
<p>1. 総則</p> <p>東海第二発電所においては、設計段階において溢水影響を考慮した機器配置、配管設計を実施しており、具体的には、孤立した区域への分置配管や集の設置、基礎高さへの考慮等を実施するとともに、各建屋最下層に設置されたサンプに集積し排水が可能に設計されている。溢水影響評価ガイドに使用済燃料貯蔵プールに設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む）、消火系統の作動、使用済燃料プールのスロッシングにより発生する溢水により、設計基準対象施設が安全性を損なうおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられていることを確認している。</p> <p>1.1 一般</p> <p>(1) 重要度の特に高い安全機能を有する系統 について、原子炉停止後の原子炉の除熱及び低温度化を達成するために必要な関連系統等も合わせて抽出した。</p> <p>(2) 使用済燃料プールの冷却、給水機能 について、原子炉停止後の原子炉の除熱及び低温度化を達成するために必要な関連系統等も合わせて抽出した。</p> <p>(3) 建屋外からの溢水 について、建屋外からの溢水（タービン建屋に設置されている燃焼本管（給排熱管）及び貯水池等）を評価対象として抽出した。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドへの適合状況

島根2号炉における評価	
原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	
<p>1. 総則</p> <p>原子力発電所における安全上重要な設備は、多重性、多様性を確保するとともに、適切な裕度をもって設計され、適切に維持管理されるなど損傷防止上の配慮がなされている。また、安全上重要な設備は、一般的に床から比較的高い位置に設置されていること、万一漏えいが発生した場合でも建屋最下層に設置されたサンプに集められ、ポンプにより排水するなど、溢水事象に対する配慮がなされた設計としている。</p> <p>本評価ガイドは、原子力発電所内で発生する溢水により、原子炉施設内の安全性を損なうことのないことを評価するものである。</p> <p>本評価ガイドは、原子炉格納容器内、及び原子炉格納容器外での溢水（施設内の配管、機器の破断、火災時の消火散水等）と建屋外での溢水（屋外タンク、貯水池）を対象とする。</p> <p>1.1 一般</p> <p>原子力規制委員会が定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第1.2条において、発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならないとしている。本評価ガイドは、当該規定に定める内部溢水防護に関連して、原子力発電所（以下、「発電所」という。）に設置される原子炉施設が、内部溢水に關連して、重要度の特に高い安全機能を有する系統の安全機能、並びに使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の冷却、給水機能が喪失することのないよう、適切な防護措置が講じられているか評価するための手順の一例を示すものである。また、本評価ガイドは、内部溢水影響評価の妥当性を審査官が判断する際に、参考とするものである。</p> <p>本評価ガイドで対象とする溢水は、発電所内に設置される機器の破損及び給水系統等の作動により発生するものとする。</p> <p>ここでいう「発電所内に設置される機器」とは、発電所内に設置される発電設備及びその関連設備のことを行い、建屋外に収納される原子炉・タービン及びその附属設備、並びに建屋外に設置される屋外タンク・海水ポンプ及びその関連設備がある。</p> <p>また、妨害破壊行為等の想定できない意図的な活動による放水や漏水による溢水については評価の対象外とする。</p> <p>1.2 適用範囲</p> <p>本評価ガイドは、実用発電用軽水型原子炉施設に適用する。</p> <p>1.3 関連法規</p> <p>（略）</p> <p>1.4 用語の定義</p> <p>（略）</p>	

<p>柏崎刈羽6号及び7号炉における評価</p> <p>■原子炉施設の溢水評価</p> <p>□溢水原因の想定</p> <p>ガイドに従い、下記(1)～(3)の溢水を想定して評価している。</p> <p>(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(2) 発電所内で生じる異常状態(火災を含む。)の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水</p> <p>(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>上記(1)の溢水原因の想定にあたっては、一系統における単一の機器の破損を、(2)の想定にあたっては単一の放水を想定し、他の系統及び機器は健全なものとしている。ユニット間で共用する建屋及び一体構造の建屋に設置される機器にあつては、共用、非共用に係わらずその建屋内で単一の溢水原因を想定し、建屋全体の溢水経路を考慮している。</p> <p>上記(3)の地震に起因する溢水原因の想定において、溢水防護対策設備を内包する機器及び区画は、耐震設計において浸水防護地点化範囲と想定し、基幹設備の流入防止及び地下水等の浸水防止対策を講ずることから、これらの浸水量は考慮していない。</p>	<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>2. 原子炉施設の溢水評価</p> <p>2.1 溢水原因及び溢水量の想定</p> <p>(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(2) 発電所内で生じる異常状態(火災を含む。)の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水</p> <p>(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>ここで、上記(1)、(2)の溢水原因の想定にあたっては、一系統における単一の機器の破損とし、他の系統及び機器は健全なものとする。また、一系統にて多量性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定する。ユニット間で共用する建屋及び一体構造の建屋に設置される機器にあつては、共用、非共用に係わらずその建屋内で単一の溢水原因を想定し、建屋全体の溢水経路を考慮する。なお、上記(3)の地震に起因する溢水原因の想定において、基幹設備によって、取水路、排水路等の影響から安全機能を有する設備周辺への溢水が生じる場合、又は地震時の排水ポンプの停止によって原子炉施設内への地下水の浸入が生じる場合には、その浸水量を加味すること。</p> <p>2.1.1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>破損を想定する機器は、配管(容器の一部であつて、配管形状のものを含む。)とする。配管の破損は、内包する流体のエネルギーに応じて①高エネルギー配管及び②低エネルギー配管の2種類に分類し、破損を想定する。分類にあつては、付録2-1.1-1参照。</p> <p>破損を想定する位置は、安全機能への影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとする。ただし、配管の高さや引き出し等の関係から排水水量の流出範囲が明確に示せる場合は、その範囲の排水水量を放出するものとして溢水量を算出できる。(流体を参照のこと。)</p> <p>溢水量は、以下を考慮して破損を想定する系統が満たすものとして求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高エネルギー配管については、完全全周破断 ・低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さ(配管肉厚の1/2)の幅を有する貫通クラック(以下、「貫通クラック」という。)(解説-2.1.1-2) <p>なお、循環水管の破損は、過去の事例等を考慮して伸縮継手部に設定すること。(解説-2.1.1-3)</p> <p>ただし、漏えいを検出する機能が設置され、自動又は手動操作によって、漏えいを停止させることができる場合は、この機能を考慮することができる。</p> <p>また、漏えい停止機能を期待する場合は、停止までの適切な時間を考慮して溢水量を求める。(付録B参照)</p> <p>漏えい停止を運転員等の手動操作に期待する場合は、保安規定又はその下位規定にその手順が明確にされていること。</p>
---	---

<p>「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」</p> <p>2. 原子炉施設の溢水評価</p> <p>2.1 溢水原因及び溢水量の想定</p> <p>(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(2) 発電所内で生じる異常状態(火災を含む。)の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水</p> <p>(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>ここで、上記(1)、(2)の溢水原因の想定にあつては、一系統における単一の機器の破損とし、他の系統及び機器は健全なものとする。また、一系統にて多量性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定する。ユニット間で共用する建屋及び一体構造の建屋に設置される機器にあつては、共用、非共用に係わらずその建屋内で単一の溢水原因を想定し、建屋全体の溢水経路を考慮する。なお、上記(3)の地震に起因する溢水原因の想定において、基幹設備によって、取水路、排水路等の影響から安全機能を有する設備周辺への溢水が生じる場合、又は地震時の排水ポンプの停止によって原子炉施設内への地下水の浸入が生じる場合には、その浸水量を加味すること。</p> <p>2.1.1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>破損を想定する機器は、配管(容器の一部であつて、配管形状のものを含む。)とする。配管の破損は、内包する流体のエネルギーに応じて①高エネルギー配管及び②低エネルギー配管の2種類に分類し、破損を想定する。分類にあつては、付録2-1.1-1参照。</p> <p>破損を想定する位置は、安全機能への影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとする。ただし、配管の高さや引き出し等の関係から排水水量の流出範囲が明確に示せる場合は、その範囲の排水水量を放出するものとして溢水量を算出できる。(流体を参照のこと。)</p> <p>溢水量は、以下を考慮して破損を想定する系統が満たすものとして求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高エネルギー配管については、完全全周破断 ・低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さ(配管肉厚の1/2)の幅を有する貫通クラック(以下、「貫通クラック」という。)(解説-2.1.1-2) <p>なお、循環水管の破損は、過去の事例等を考慮して伸縮継手部に設定すること。(解説-2.1.1-3)</p> <p>ただし、漏えいを検出する機能が設置され、自動又は手動操作によって、漏えいを停止させることができる場合は、この機能を考慮することができる。</p> <p>また、漏えい停止機能を期待する場合は、停止までの適切な時間を考慮して溢水量を求める。(付録B参照)</p> <p>漏えい停止を運転員等の手動操作に期待する場合は、保安規定又はその下位規定にその手順が明確にされていること。</p>	<p>東海第二発電所での評価結果</p> <p>備考</p> <p>2. 原子炉施設の溢水評価</p> <p>2.1 溢水原因及び溢水量の想定</p> <p>溢水原因としては、溢水評価ガイドに従い(1)～(3)の発生要因別に分類した溢水を想定している。</p> <p>(1)、(2)の溢水原因の想定については、一系統における単一の機器の破損とし、他系統及び機器は健全なものとして仮定している。また、一系統にて多量性又は多様化された機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定している。</p> <p>(3)の地震に起因する溢水原因の想定においては、耐震B、Cクラスのうち基幹設備S、に上る機器は健全なものとして仮定している。また、一系統にて多量性又は多様化された機器がある場合、作動していることを確認する。ピン建屋に浸水させないことから、防護対象設備を設置している原子炉建屋に浸水しないことを確認している。</p> <p>地下水の浸入に対しても、排水ポンプによる排水が可能であることを確認している。</p> <p>2.1.1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>破損を想定する機器は、配管とし、配管の破損は、内包する流体のエネルギーに応じて、高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類して破損を想定している。</p> <p>高エネルギー配管のターミナルエンド部については、完全全周破断を想定した溢水影響評価を考慮することとしており、また、必要に応じて各対策を組み合わせて対策の最適化を図つたうえで、蒸気の影響評価を実施する。</p> <p>(1) 漏えい検知・隔離</p> <p>(2) 防護カバーの設置</p> <p>ターミナルエンド部以外については応力評価を実施し、評価結果に基づき貫通クラックを想定する等の影響評価を実施する。</p> <p>低エネルギー配管については、網羅的に発生応力評価を行い配管の健全性を確認する。漏えい蒸気による環境影響評価を実施し、防護対象設備が機能を喪失しないことを確認する。</p> <p>低エネルギー配管に分類される循環水管の破損は伸縮継手部の貫通クラックを考慮する。評価は全周同時破損を想定する位置による溢水評価側で実施する。(循環水管の赤は急停止しないように設計上考慮されており、低エネルギー配管に分類される。)</p>
--	---

<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>2. 原子炉施設の溢水評価</p> <p>2.1 溢水原因及び溢水量の想定</p> <p>(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(2) 発電所内で生じる異常状態(火災を含む。)の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水</p> <p>(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>ここで、上記(1)、(2)の溢水原因の想定にあつては、一系統における単一の機器の破損とし、他の系統及び機器は健全なものとする。また、一系統にて多量性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定する。ユニット間で共用する建屋及び一体構造の建屋に設置される機器にあつては、共用、非共用に係わらずその建屋内で単一の溢水原因を想定し、建屋全体の溢水経路を考慮する。なお、上記(3)の地震に起因する溢水原因の想定において、基幹設備によって、取水路、排水路等の影響から安全機能を有する設備周辺への溢水が生じる場合、又は地震時の排水ポンプの停止によって原子炉施設内への地下水の浸入が生じる場合には、その浸水量を加味すること。</p> <p>2.1.1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>破損を想定する機器は、配管(容器の一部であつて、配管形状のものを含む。)とする。配管の破損は、内包する流体のエネルギーに応じて①高エネルギー配管及び②低エネルギー配管の2種類に分類し、破損を想定する。分類にあつては、付録2-1.1-1参照。</p> <p>破損を想定する位置は、安全機能への影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとする。ただし、配管の高さや引き出し等の関係から排水水量の流出範囲が明確に示せる場合は、その範囲の排水水量を放出するものとして溢水量を算出できる。(流体を参照のこと。)</p> <p>溢水量は、以下を考慮して破損を想定する系統が満たすものとして求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高エネルギー配管については、完全全周破断 ・低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さ(配管肉厚の1/2)の幅を有する貫通クラック(以下、「貫通クラック」という。)(解説-2.1.1-2) <p>なお、循環水管の破損は、過去の事例等を考慮して伸縮継手部に設定すること。(解説-2.1.1-3)</p> <p>ただし、漏えいを検出する機能が設置され、自動又は手動操作によって、漏えいを停止させることができる場合は、この機能を考慮することができる。</p> <p>また、漏えい停止機能を期待する場合は、停止までの適切な時間を考慮して溢水量を求めることができる。(付録B参照)</p> <p>漏えい停止を運転員等の手動操作に期待する場合は、保安規定又はその下位規定にその手順が明確にされていること。</p>	<p>島根2号炉における評価</p> <p>「発電所」という。)に設置される原子炉施設が、内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統の安全機能、並びに使用済燃料貯蔵プール(使用済燃料ピット)の冷却、給水機能が喪失することのないよう、適切な防護措置が施されているか評価するための手順の一例を示すものである。また、本評価ガイドは、内部溢水影響評価の妥当性を審査官が判断する際に、参考とするものである。</p> <p>本評価ガイドで対象とする溢水原因は、発電所内に設置される機器の破損及び消火系統等の作動により発生するものとする。</p> <p>ここでいう「発電所内に設置される機器」とは、発電所内に設置される発電設備及びその関連設備のことをいい、この中には、建屋内に収納される原子炉・タービン及びその附属設備、並びに建屋外に設置される屋外タンク・海水ポンプ及びその周辺設備がある。</p> <p>また、妨害破壊行為等の想定できない意図的な活動による放水や漏水による溢水については評価の対象外とする。</p> <p>1. 2 適用範囲</p> <p>本評価ガイドは、実用発電用原子炉及びその附属施設に適用する。</p> <p>1. 3 関連法規</p> <p>(略)</p> <p>1. 4 用語の定義</p>
--	--

柏崎刈羽6号及び7号炉における評価	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
<p>解説-2. 1. 1-1. 液体を内包する容器の破損による漏れについては、接続される配管の破損による溢水の評価に代表する。</p> <p>解説-2. 1. 1-2. 低エネルギー配管については、接続される貫通クランクの破損による溢水の評価に代表する。</p> <p>本評価ガイドでは、低エネルギー配管については、配管に破損が生じたとしても、低圧配管で使用されるため配管応力は小さく、また、負荷変動の少ない運転形態のため応力の変動も少なく破損となるという考え方に基いている。この考え方は、米国NRCのBTP 3-4を参考としている。</p> <p>また、低エネルギー配管に想定する貫通クランクの計算に用いる配管径は、内径としている。これは、技術基準第4.0条(廃棄物貯蔵設備等)の解釈4において廃棄物貯蔵設備に設置する配管の径を定める計算において内径寸法を基準としていること、また、米国の配管破損の想定においても内径を使用していること、これらのことから、これらとの整合を図ったものである。</p> <p>解説-2. 1. 1-3. 「過去の事例等」</p> <p>米国においては、循環水系の弁閉鎖によるウォータハンマー現象により伸縮継手部から大漏れが発生した事例があるが、国内においては大漏れは発生していない。</p> <p>このため、循環水系の伸縮継手部の破損想定にあたっては、循環水系バタフライ弁急閉防止対策等の適切な対策が採られている場合は、破損形状は低エネルギー配管と同様貫通クランクを想定することができる。</p> <p>2. 1. 2. 発電所内で生じる異常状態(火災を含む)の拡大防止のために設置される設備からの放水による放水</p> <p>(1) 火災時に考慮する消火系統からの放水による放水</p> <p>a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水</p> <p>溢水防護区画に自動作動するスプリンクラーが設置される場合は、その作動(誤作動を含む)による放水を想定する。</p> <p>また、溢水防護区画にスプリンクラーが設置されていない場合であっても、溢水防護区画外のスプリンクラーの作動によって、溢水防護区画に消火水が流入する可能性がある場合は、その作動による溢水を考慮する。溢水量は、スプリンクラーの作動時間を考慮して算出する。なお、スプリンクラーの作動による溢水量は、複数区画での同時放水が想定される場合には、そのすべての区画での溢水量を想定する。</p> <p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>溢水防護区画での火災発生時に、消火栓による消火活動が想定される場合については、消火活動により放水を想定する。</p> <p>また、溢水防護区画で消火活動が想定されない場合であっても、溢水防護区画外の消火活動によって影響を受ける場合は、その放水による溢水を考慮する。</p> <p>溢水量は、消火栓による消火活動が連続して実施されることを見込み算出する。(解説-2. 1. 2-1)</p>	<p>解説-2. 1. 1-1. 液体を内包する容器の破損による漏れについては、接続される配管の破損による溢水の評価に代表する。</p> <p>解説-2. 1. 1-2. 低エネルギー配管については、接続される貫通クランクの破損による溢水の評価に代表する。</p> <p>本評価ガイドでは、低エネルギー配管については、配管に破損が生じたとしても、低圧配管で使用されるため配管応力は小さく、また、負荷変動の少ない運転形態のため応力の変動も少なく破損となるという考え方に基いている。この考え方は、米国NRCのBTP 3-4を参考としている。</p> <p>また、低エネルギー配管に想定する貫通クランクの計算に用いる配管径は、内径としている。これは、技術基準第4.0条(廃棄物貯蔵設備等)の解釈4において廃棄物貯蔵設備に設置する配管の径を定める計算において内径寸法を基準としていること、また、米国の配管破損の想定においても内径を使用していること、これらのことから、これらとの整合を図ったものである。</p> <p>解説-2. 1. 1-3. 「過去の事例等」</p> <p>米国においては、循環水系の弁閉鎖によるウォータハンマー現象により伸縮継手部から大漏れが発生した事例があるが、国内においては大漏れは発生していない。</p> <p>このため、循環水系の伸縮継手部の破損想定にあたっては、循環水系バタフライ弁急閉防止対策等の適切な対策が採られている場合は、破損形状は低エネルギー配管と同様貫通クランクを想定することができる。</p> <p>2. 1. 2. 発電所内で生じる異常状態(火災を含む)の拡大防止のために設置される設備からの放水による放水</p> <p>(1) 火災時に考慮する消火系統からの放水による放水</p> <p>a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水</p> <p>溢水防護区画に自動作動するスプリンクラーが設置される場合は、その作動(誤作動を含む)による放水を想定する。</p> <p>また、溢水防護区画にスプリンクラーが設置されていない場合であっても、溢水防護区画外のスプリンクラーの作動によって、溢水防護区画に消火水が流入する可能性がある場合は、その作動による溢水を考慮する。溢水量は、スプリンクラーの作動時間を考慮して算出する。なお、スプリンクラーの作動による溢水量は、複数区画での同時放水が想定される場合には、そのすべての区画での溢水量を想定する。</p> <p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>溢水防護区画での火災発生時に、消火栓による消火活動が想定される場合については、消火活動により放水を想定する。</p> <p>また、溢水防護区画で消火活動が想定されない場合であっても、溢水防護区画外の消火活動によって影響を受ける場合は、その放水による溢水を考慮する。</p> <p>溢水量は、消火栓による消火活動が連続して実施されることを見込み算出する。(解説-2. 1. 2-1)</p>

東海第二発電所での評価結果	備考
<p>「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」</p> <p>解説-2. 1. 1-1. 液体を内包する容器の破損による漏れについては、接続される配管の破損による溢水の評価に代表する。</p> <p>解説-2. 1. 1-2. 低エネルギー配管については、接続される貫通クランクの破損による溢水の評価に代表する。</p> <p>本評価ガイドでは、低エネルギー配管については、配管に破損が生じたとしても、低圧配管で使用されるため配管応力は小さく、また、負荷変動の少ない運転形態のため応力の変動も少なく破損となるという考え方に基いている。この考え方は、米国NRCのBTP 3-4を参考としている。</p> <p>また、低エネルギー配管に想定する貫通クランクの計算に用いる配管径は、内径としている。これは、技術基準第4.0条(廃棄物貯蔵設備等)の解釈4において廃棄物貯蔵設備に設置する配管の径を定める計算において内径寸法を基準としていること、また、米国の配管破損の想定においても内径を使用していること、これらのことから、これらとの整合を図ったものである。</p> <p>解説-2. 1. 1-3. 「過去の事例等」</p> <p>米国においては、循環水系の弁閉鎖によるウォータハンマー現象により伸縮継手部から大漏れが発生した事例があるが、国内においては大漏れは発生していない。</p> <p>このため、循環水系の伸縮継手部の破損想定にあたっては、循環水系バタフライ弁急閉防止対策等の適切な対策が採られている場合は、破損形状は低エネルギー配管と同様貫通クランクを想定することができる。</p> <p>2. 1. 2. 発電所内で生じる異常状態(火災を含む)の拡大防止のために設置される設備からの放水による放水</p> <p>(1) 火災時に考慮する消火系統からの放水による放水</p> <p>a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水</p> <p>溢水防護区画に自動作動するスプリンクラーが設置される場合は、その作動(誤作動を含む)による放水を想定する。</p> <p>また、溢水防護区画にスプリンクラーが設置されていない場合であっても、溢水防護区画外のスプリンクラーの作動によって、溢水防護区画に消火水が流入する可能性がある場合は、その作動による溢水を考慮する。溢水量は、スプリンクラーの作動時間を考慮して算出する。なお、スプリンクラーの作動による溢水量は、複数区画での同時放水が想定される場合には、そのすべての区画での溢水量を想定する。</p> <p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>溢水防護区画での火災発生時に、消火栓による消火活動が想定される場合については、消火活動により放水を想定する。</p> <p>また、溢水防護区画で消火活動が想定されない場合であっても、溢水防護区画外の消火活動によって影響を受ける場合は、その放水による溢水を考慮する。</p> <p>溢水量は、消火栓による消火活動が連続して実施されることを見込み算出する。(解説-2. 1. 2-1)</p>	<p>2. 1. 2. 発電所内で生じる異常状態(火災を含む)の拡大防止のために設置される設備からの放水による放水</p> <p>(1) 火災時に考慮する消火系統からの放水による放水</p> <p>a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水</p> <p>東海第二発電所においては、防護対象設備が設置されている建屋にスプリンクラーは設置されていないことから対象外である。</p> <p>2. 1. 2. 発電所内で生じる異常状態(火災を含む)の拡大防止のために設置される設備からの放水による放水</p> <p>(1) 火災時に考慮する消火系統からの放水による放水</p> <p>a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水</p> <p>東海第二発電所においては、防護対象設備が設置されている建屋にスプリンクラーは設置されていないことから対象外である。</p>

島根2号炉における評価	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
<p>■ 原子炉施設の溢水評価</p> <p>□ 溢水源の想定</p> <p>ガイドに従い、下記(1)～(3)の溢水を想定して評価している。</p> <p>(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(2) 発電所内で生じる異常状態(火災を含む)の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水</p> <p>(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>上記(1)の溢水源の想定にあたっては一系統における単一の機器の破損を、(2)の想定にあたっては単一箇所での放水を想定し、他の系統及び機器は健全なものとしている。</p> <p>ユニット間で共用する建物に設置される機器にあっては、共用、非共用に係らずその建物内で単一の溢水源を想定し、建物全体の溢水経路を考慮している。</p> <p>上記(3)の地震に起因する溢水量の想定においては、溢水防護対象設備を内包する建物及び区域は、耐津波設計において浸水防護重点化範囲と設定し、基準津波の流入防止及び地下水等の浸水防止対策を施すことから、これらの浸水量は考慮していない。</p>	<p>2. 原子炉施設の溢水評価</p> <p>2. 1. 溢水源及び溢水量の想定</p> <p>溢水源としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定する。</p> <p>(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(2) 発電所内で生じる異常状態(火災を含む)の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水</p> <p>(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>ここで、上記(1)、(2)の溢水源の想定にあたっては、一系統における単一の機器の破損とし、他の系統及び機器は健全なものとする。また、一系統にて多重性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定する。</p> <p>ユニット間で共用する建屋及び一体構造の建屋に設置される機器にあっては、共用、非共用機器に係らずその建屋内で単一の溢水源を想定し、建屋全体の溢水経路を考慮する。</p> <p>なお、上記(3)の地震に起因する溢水量の想定においては、基準津波によって、取水路、排水路等の経路から安全機能を有する設備周辺への浸水が生じる場合、又は地震時の排水ポンプの停止によって原子炉施設内への地下水の浸入が生じる場合には、その浸水量を加味すること。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽6号及び7号炉における評価
<p>(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水 使用済燃料貯蔵プールの基準地震動による地震力によって生じるスロッシングによってプール外へ漏水する可能性がある場合は、溢水原として想定する。</p> <p>2. 2 溢水影響評価 2. 2. 1 安全設備に対する溢水影響評価 溢水に対する原子炉施設の安全確保の考え方は、以下のとおりとする。</p> <p>溢水の影響評価にあたっては、発電所内で発生した溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと(多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)を確認する。 溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響(溢水)を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p> <p>また、中央制御室及び現場操作が必要な設備については、溢水の影響により接近の可能性が失われないことも評価対象とする。</p> <p>2. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備 2. 1 項の溢水原及び溢水量の想定にあたっては発生原因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p> <p>2. 2. 3 溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、2. 2. 2 項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定すること。 全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するために、2. 2. 2 項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図を照合し示なければならぬ。 また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。 なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した区画で区切られている場合には、</p>	<p>・使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水 使用済燃料貯蔵プールの基準地震動 Ss による地震力によって生じるスロッシング量を考慮している。</p> <p>○溢水影響評価 溢水影響評価にあたっては、以下の考え方による判定を行っている。</p> <p>発電所内原子炉施設内の溢水事象を想定し、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと(多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)。 また、内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響(溢水)を考慮して安全解析を行う。</p> <p>なお、中央制御室については溢水防護区画として溢水の影響がないことを確認することとしており、また現場操作に関しては、溢水の影響により接近の可能性が失われないことを確認している。</p> <p>○溢水から防護すべき対象設備 溢水防護に必要な機能を有する系統として、安全機能を有する構築物、系統及び機器の中から、原子炉の緊急停止でき、引き継ぎ伝送停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するため、また、停止状態にある場合は、引き継ぎその機能を維持するために必要となる、発電用軽水型原子炉の安全機能の重要度分類に属する構築物、系統及び機器を抽出する。 クラフス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する。 その上で、「重要度の特に高い安全機能を有する系統」として、「重要度分類審査指針」及び「設置許可基準規則」第十二条を参照の上、該当する系統を抽出し、その安全機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象として選定している。</p> <p>○溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、2. 2. 2 項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定している。</p>

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」	東海第二発電所での評価結果	備考
<p>(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水 使用済燃料貯蔵プールの基準地震動による地震力によって生じるスロッシングによってプール外へ漏水する可能性がある場合は、溢水原として想定する。</p> <p>2. 2 溢水影響評価 2. 2. 1 安全設備に対する溢水影響評価 溢水に対する原子炉施設の安全確保の考え方は、以下のとおりとする。</p> <p>溢水の影響評価にあたっては、発電所内で発生した溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと(多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)を確認する。 溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響(溢水)を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p> <p>また、中央制御室及び現場操作が必要な設備については、溢水の影響により接近の可能性が失われないことも評価対象とする。</p> <p>2. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備 2. 1 項の溢水原及び溢水量の想定にあたっては発生原因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p> <p>2. 2. 3 溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、2. 2. 2 項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定すること。 全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するために、2. 2. 2 項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図を照合し示なければならぬ。 また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。 なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した区画で区切られている場合には、</p>	<p>(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水 基準地震動 S_s による使用済燃料貯蔵プールのスロッシング評価を行い、プールからの溢水量を評価している。</p> <p>2. 2 溢水影響評価 2. 2. 1 安全設備に対する溢水影響評価 2. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備 2. 2. 2. 1 安全設備に対する溢水影響評価 2. 2. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備 2. 2. 2. 3 溢水防護区画の設定 2. 2. 2. 3. 1 安全設備に対する溢水影響評価 2. 2. 2. 3. 2 溢水から防護すべき対象設備 2. 2. 2. 3. 3 溢水防護区画の設定</p>	<p>○発電所内で生じる異常状態(火災を含む)の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水 ・火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水 - 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 島根原子力発電所 2号炉では、火災検知により自動作動するスプリンクラーは設置されていないため、これによる放水は想定していない。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2号炉における評価
<p>棄物貯蔵設備に設置する堰の高さを求める計算において内径寸法を基準として計算すること、また、米国の配管破損の想定においても内径を使用して貫通クラックの計算を行っていることから、これらとの整合を図ったものである。</p> <p>解説-2. 1. 1-3 「過去の事例等」 米国においては、循環水系の弁急閉によるウォーターハンマー現象により伸縮継手部から大漏えいが発生した事例があるが、国内においては大漏えいは発生していない。</p> <p>このため、循環水管の伸縮継手部の破損想定にあたっては、循環水系バタフライ弁急閉防止対策等の適切な対策が採られていなければ、破損形状は低エネルギー配管と同様貫通クラックを想定することができる。</p> <p>2. 1. 2 発電所内で生じる異常状態(火災を含む)の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水 (1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水 a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 溢水防護区画に自動作動するスプリンクラーが設置される場合は、その作動(誤作動を含む)による放水を想定する。 また、溢水防護区画にスプリンクラーが設置されていない場合であっても、溢水防護区画外のスプリンクラーの作動によって、溢水防護区画に消火水が流入する可能性がある場合は、その作動による溢水を考慮する。溢水量は、スプリンクラーの作動時間を考慮して算出する。</p>	<p>○発電所内で生じる異常状態(火災を含む)の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水 ・火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水 - 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 島根原子力発電所 2号炉では、火災検知により自動作動するスプリンクラーは設置されていないため、これによる放水は想定していない。</p>

<p>柏崎刈羽6号及び7号炉における評価</p> <p>○溢水影響評価 溢水影響評価は、溢水、被水及び蒸気の影響について評価している。評価対象区画は、溢水断を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象としている。</p> <p>・溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区画外漏えいを想定している。</p> <p>- 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の設定にあたっては、当該区画からの流出経路を以下の考え方で設定し、当該区画における水位を保守的に算定している。</p> <p>*床ドレン 評価対象区画に床ドレン配管が設置され他の区画とつながっている場合であっても、他の区画への流出は原則として考慮しない。 ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、一部、床ドレン一部所の閉塞を考慮した上で、他の床ドレン配管からの単位時間あたりの流出を考慮し、溢水水位を評価した。</p> <p>*床面開口部及び貫通部 評価対象区画に床面開口部または貫通部が存在する場合であっても、他の区画への流出は原則として考慮しない。 ただし、機器搬出入用のハッチ等、明らかに流出が想定される経路からの流出は考慮してもよいこととした。</p> <p>*駆貫通部 評価対象区画の境界線に貫通部が存在する場合であっても、当該駆貫通部からの流出は考慮しない。</p>	<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド 区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p> <p>2. 2. 4. 溢水影響評価 溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が被水、被水又は蒸気の影響を受けずその機能が確保されるかを評価する(図-1)。 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。</p> <p>(1) 溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区画外漏えいの2通り溢水経路を想定する。</p> <p>a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように当該溢水区画から他の区画への流出がないように溢水経路を設定する。</p> <p>(a) 床ドレン 評価対象区画に床ドレン配管が設置され他の区画とつながっている場合であっても、目皿が1つの場合は、他の区画への流出は想定しないものとする。 ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、流出量の最も大きい床ドレン配管1本からの流出は期待できないものとする。この場合には、床ドレン配管における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(b) 床面開口部及び貫通部 評価対象区画に床面開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部又は貫通部から他の区画への流出は、考慮しないものとする。 ただし、以下に掲げる場合は、評価対象区画から他の区画への流出を期待することができる。</p> <p>① 評価対象区画の床貫通部においては、貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間が有って、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>② 評価対象区画の床面開口部においては、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>(c) 駆貫通部 評価対象区画の境界線に貫通部が設置され、隣との区画の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合であっても、その貫通部からの流出は考慮しないものとする。 ただし、当該駆貫通部を貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部と</p>
--	---

<p>東海第二発電所での評価結果</p> <p>備考</p> <p>2.2.4 溢水影響評価 溢水影響評価においては、防護対象設備が被水、被水又は蒸気の影響に対してその機能が確保されていることを確認している。 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象としている。</p> <p>(1) 溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区画外漏えいでの2通りの溢水経路を想定している。 なお、廃棄物処理建屋から防護対象設備が設置されている建屋への流入経路については、廃棄物処理建屋の滞留可能な水量から伝播を想定する必要はないことを確認している。</p> <p>a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護区画内の水位が最も高くなるように当該溢水区画から他の区画への流出がないように溢水経路を設定している。</p> <p>(a) 床ドレン 評価対象区画に床ドレン配管が設置され他の区画とつながっている場合であっても、他の区画への流出は原則想定していない。</p> <p>(b) 床面開口部及び貫通部 評価対象区画に床面開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部又は床貫通部から他の区画への流出は、考慮しないものとしている。</p>	<p>「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」</p> <p>2.2.4 溢水影響評価 溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が被水、被水又は蒸気の影響を受けずその機能が確保されるかを評価する(図-1)。 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。</p> <p>(1) 溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区画外漏えいの2通りの溢水経路を想定する。</p> <p>a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように当該溢水区画から他の区画への流出がないように溢水経路を設定する。</p> <p>(a) 床ドレン 評価対象区画に床ドレン配管が設置され他の区画とつながっている場合であっても、目皿が1つの場合は、他の区画への流出は想定しないものとする。 ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、流出量の最も大きい床ドレン配管1本からの流出は期待できないものとする。この場合には、床ドレン配管における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(b) 床面開口部及び貫通部 評価対象区画に床面開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部又は床貫通部から他の区画への流出は、考慮しないものとする。 ただし、以下に掲げる場合は、評価対象区画から他の区画への流出を期待することができる。</p> <p>① 評価対象区画の床貫通部においては、貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間が有って、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>② 評価対象区画の床面開口部においては、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p>
--	--

<p>高根2号炉における評価</p> <p>- 建物内の消火活動のために設置される消火栓からの放水 火災発生時に消火栓による消火活動が想定される区画における放水を想定している。 なお、放水箇所を起点とした溢水の伝播についても考慮した評価を実施している。</p> <p>放水量は、消火活動を連続して行うことを前提とし、消火栓からの原則3時間の放水を想定している。</p> <p>ただし、火災源が小さい場合においては、その可燃性物質の量及び等価火災時間を考慮した消火活動に伴う放水により想定される溢水量を想定する。</p>	<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>なお、スプリングラーの作動による溢水は、複数区画での同時放水が想定される場合には、そのすべての区画での放水を想定する。</p> <p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水 溢水防護区画での火災発生時に、消火栓による消火活動が想定される場合には、消火活動にともなう放水を想定する。 また、溢水防護区画で消火活動が想定されていない場合であっても、溢水防護区画外の消火活動によって影響を受ける場合は、その放水による溢水を考慮する。</p> <p>放水量は、消火栓による消火活動が連続して実施されることを見込み算出する。(解説-2.1.2-1)</p> <p>ただし、火災源が小さい場合は、火災荷重に基づく等価時間により算出することができる。(解説-2.1.2-1)</p> <p>なお、当該区画にスプリングラーが設置され、スプリングラー装置の作動による溢水がある場合は、スプリングラーからの放水量を溢水量とする。それ以外の場所においては、消火栓からの放水量を溢水量とする。</p> <p>解説-2.1.2-1 「消火栓からの溢水量」算出の例 消火栓からの溢水量の算出にあたっては、原子力発電所の火災防護指針 (JEAG4607-2010) の解説-4-9 「耐火壁」には2時間の耐火性能と記載されているが、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護</p>
---	---

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽6号及び7号炉における評価
<p>の間に期間があつて、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合は、他の区画への流出を考慮することができる。</p> <p>流出を期待する場合は、縦貫通路における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(d) 扉</p> <p>評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から隣室への流出は考慮しないものとする。</p> <p>(e) 排水設備</p> <p>評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流出する水量は多く、排出する流量は少なくとも）評価を行う場合の各種要素の溢水に対する考え方を以下に示す。</p> <p>(a) 床ドレン</p> <p>評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合であっても、他の区画の溢水水位が評価対象区画より高い場合は、水位差によって発生する流入量を考慮する。ただし、評価対象区画内に設置されている床ドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合は、その効果を考慮することができる。</p> <p>(b) 天井面開口部及び貫通部</p> <p>評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が入入するものとする。</p> <p>ただし、天井面開口部が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合は、天井面貫通部又は天井面貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、他の区画への流出を考慮しないことができる。</p> <p>なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に残留すると評価できる場合は、その残留水の流出は考慮しなくてもよい。</p> <p>(c) 隔壁通過</p> <p>評価対象区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であっても、隣の区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隔壁との水位差によって発生する流入量を考慮する。ただし、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p> <p>(d) 扉</p>	<p>* 扉</p> <p>評価対象区画に扉が存在する場合であっても、当該扉からの流出は原則として考慮しない。ただし、常時開放されるように明らかに流出が想定される扉からの流出は考慮しても良いこととした。</p> <p>* 排水設備</p> <p>評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、排水設備による当該区画の排水は考慮しない。</p> <p>- 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の設定にあたっては、当該区画への流入及び流出経路を以下の考え方で設定し、当該区画における水位を保守的に算定している。</p> <p>* 床ドレン</p> <p>評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合、床ドレン配管の配管状態及び逆流防止措置の有無を勘案して、流入の可能性がある場合は水位差によって発生する流入を考慮する。</p> <p>* 天井面開口部及び貫通部</p> <p>評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部が存在する場合、当該開口部又は貫通部への流出防止対策（止水処理、埋め設置等）が施されている場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が入入するものとする。</p> <p>なお、評価対象区画の上部の区画における水の残留は考慮しない。</p> <p>* 隔壁通過</p> <p>評価対象区画の壁壁に貫通部が存在し、当該貫通部に対する止水処置が施されていない場合は、隣接する区画との水位差による流入を考慮する。</p> <p>* 扉</p>

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」	東海第二発電所での評価結果	備考
<p>(c) 縦貫通路</p> <p>評価対象区画の境界壁に貫通部が設置され、隣との区画の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合であっても、その貫通部からの流出は考慮しないものとする。</p> <p>ただし、当該縦貫通路を貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に期間があつて、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合は、他の区画への流出を考慮することができる。</p> <p>流出を期待する場合は、縦貫通路における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(d) 扉</p> <p>評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から隣室への流出は考慮しないものとする。</p> <p>(e) 排水設備</p> <p>評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流出する水量は多く、排出する流量は少なくとも）評価を行う場合の各種要素の溢水に対する考え方を以下に示す。</p> <p>(a) 床ドレン</p> <p>評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合であっても、他の区画の溢水水位が評価対象区画より高い場合は、水位差によって発生する流入量を考慮する。ただし、評価対象区画内に設置されている床ドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合は、その効果を考慮することができる。</p> <p>(b) 天井面開口部及び貫通部</p> <p>評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が入入するものとする。</p> <p>ただし、天井面開口部が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合は、天井面貫通部又は天井面貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、他の区画への流入は考慮しないことができる。</p> <p>なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に残留すると評価できる場合は、その残留水の流出は考慮しなくてもよい。</p> <p>(c) 隔壁通過</p> <p>評価対象区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であっても、隣の区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隔壁との水位差によって発生する流入量を考慮する。ただし、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p> <p>(d) 扉</p>	<p>(c) 縦貫通路</p> <p>評価対象区画の境界壁の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合でも、その貫通部からの流出は考慮しない。</p> <p>(d) 扉</p> <p>評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から隣室への流出は考慮しない。</p> <p>(e) 排水設備</p> <p>評価対象区画からの排水を考慮している排水設備はない。</p> <p>b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くように溢水経路を設定している。</p> <p>(a) 床ドレン</p> <p>評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合は水位差による流入を考慮している。ただし、評価対象区画内に設置されているドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合は逆流防止措置が施されている場合はその効果を考慮している。</p> <p>(b) 天井面開口部及び貫通部</p> <p>評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が入入するものとする。</p>	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	高根2号炉における評価
<p>に依る審査基準」に規定する3時間の耐火性能を基本とすることとし、消火装置が作動する時間を保守的に3時間と想定して溢水量を算出する。火災源が小さい場合は、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所の火災防護指針(JEAG4607-2010)」解説4-9(1)の規定による「火災荷重」及び「等価時間」で算出することができる。また、水を使用しない消火手段を組み合わせている場合には、それを考慮して消火栓からの溢水量を算定して良い。</p> <p>(2) 高エネルギー配管破損とスプリングラからの放水が同時に発生する溢水</p> <p>溢水防護区画に自動作動するスプリングラと高エネルギー配管が存在する場合には、火災を検知して作動するスプリングラからの放水と高エネルギー配管破損による溢水を合わせて想定する。なお、火災の検知システム及びスプリングラの作動方式から、高エネルギー配管の破損によってもスプリングラが作動しないこと、根拠と妥当性が示される場合は、高エネルギー配管破損とスプリングラからの放水による溢水を合わせて想定しないとしても良い。</p> <p>スプリングラの作動による溢水量は、項目(1)に従い算出する。また、高エネルギー配管からの溢水量は、項目2.1.1に従い算出する。</p> <p>(3) 原子炉格納容器スプレイ系統が機器の動作等(誤作動も含む)により</p>	<p>・高エネルギー配管破損とスプリングラからの放水が同時に発生する溢水</p> <p>島根原子力発電所2号炉には溢水防護対象設備が設置されている区画には、スプリングラは設置しない設計とし、溢水防護対象設備が設置されている区画外のスプリングラに対しては、その作動による溢水の流入により、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることから溢水水源として想定しない。</p>

<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>評価対象区画に漏れが設置されている場合は、隣室との水位差により発生する流入量を考慮する。 当該層が水密面である場合は、流入を考慮しないことができる。ただし、水密面は、溢水時に想定される水位により発生する水圧に対し水密性が確保でき、その水圧に耐えらるる強度を有している場合に限る。</p> <p>(e) 堰 溢水が発生している区画に堰が設置されている場合であって、他に流出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで蓄積されるものとする。</p> <p>(f) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p>	<p>柏崎刈羽6号及び7号炉における評価 評価対象区画に漏れが設置されている場合、当該層が想定される水圧に耐えられる強度を有する水密面である場合以外は、漏れないものとして隣接する区画からの流入量を考慮する。</p> <p>* 堰 評価対象区画に堰（床面のカーブを含む）が設置されている場合は、当該の堰高さまで溢水が蓄積されるものとする。 * 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、排水設備による当該区画の排水は考慮しない。</p> <p>・ 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算定</p> <p>－ 排水評価に用いる水位の算出方法 溢水評価に用いる水位の算出は、ガイドに示される評価式を用い、必要に応じて水面の揺らぎによる影響も考慮している。 なお、壁、コンクリート基礎等の範囲を除く面積（有効面積）を評価面積としている。</p> <p>－ 排水評価に用いる飛散距離の算出方法 防護対象機器から飛散できる範囲に溢水漏れとなる機器が存在する場合は、この機器からの飛散距離内にあるものとしている。</p>
<p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価で溢水、被水評価の対象区画の分類例を図-2に示す。また、溢水防護区画の評価で蒸気評価の対象区画の分類例を図-3に示す。 各項目の算出方法を以下に示す。</p> <p>a. 排水評価に用いる水位の算出方法 溢水評価に用いる水位の算出は、漏えい発生階とその経路上の評価対象区画の全てに対して行う。 水位：Hは、下式に基づいて算出する。 $H = Q / A$ ただし、各項目は以下とする。 Q：流入量(m³) 「2. 1 溢水漏れ及び溢水量の算定」で想定した溢水量に基づき、「2. 2. 4 (1) 溢水経路の設定」の溢水経路の評価に基づき評価対象区画への流入量を算出する。 A：評価面積(m²) 評価対象区画内と溢水経路に存在する区画の総面積を評価面積として評価する。 なお、評価面積は、壁及び床の盛り上がり（コンクリート基礎等）範囲を除く有効面積を評価面積とする。</p> <p>b. 排水評価に用いる飛散距離の算出方法 排水評価に用いる飛散距離の算出は、防護対象設備が存在する区画を対象に行う。 飛散距離：Xは次式に基づいて算出する。(図-4)</p>	<p>(c) 堰貫通部 評価対象区画の境界線に貫通部が設置されている場合であって、隣区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。 ただし、評価対象区画の境界線に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p> <p>(d) 堰 評価対象区画に漏れが設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。 当該層が水密面である場合は、流入を考慮しないことができる。ただし、水密面は、溢水時に想定される水位により発生する水圧に対し水密性が確保でき、その水圧に耐えられる強度を有している場合に限る。</p> <p>(e) 堰 溢水が発生している区画に堰が設置されている場合であって、他に流出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで蓄積されるものとする。</p> <p>(f) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価で溢水、被水評価の対象区画の分類例を図-2に示す。また、溢水防護区画の評価で蒸気評価の対象区画の分類例を図-3に示す。 各項目の算出方法を以下に示す。</p> <p>a. 排水評価に用いる水位の算出方法 溢水評価に用いる水位の算出は、漏えい発生階とその経路上の評価対象区画の全てに対して行う。 水位：Hは、下式に基づいて算出する。 $H = Q / A$ ただし、各項目は以下とする。 Q：流入量(m³) 「2. 1 溢水漏れ及び溢水量の算定」で想定した溢水量に基づき、「2. 2. 4 (1) 溢水経路の設定」の溢水経路の評価に基づき評価対象区画への流入量を算出する。</p>

<p>「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」</p> <p>(c) 堰貫通部 評価対象区画の境界線に貫通部が設置されている場合であって、隣区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。 ただし、評価対象区画の境界線に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p> <p>(d) 堰 評価対象区画に漏れが設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。 当該層が水密面である場合は、流入を考慮しないことができる。ただし、水密面は、溢水時に想定される水位により発生する水圧に対し水密性が確保でき、その水圧に耐えられる強度を有している場合に限る。</p> <p>(e) 堰 溢水が発生している区画に堰が設置されている場合であって、他に流出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで蓄積されるものとする。</p> <p>(f) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価で溢水、被水評価の対象区画の分類例を図-2に示す。また、溢水防護区画の評価で蒸気評価の対象区画の分類例を図-3に示す。 各項目の算出方法を以下に示す。</p> <p>a. 排水評価に用いる水位の算出方法 溢水評価に用いる水位の算出は、漏えい発生階とその経路上の評価対象区画の全てに対して行う。 水位：Hは、下式に基づいて算出する。 $H = Q / A$ ただし、各項目は以下とする。 Q：流入量(m³) 「2. 1 溢水漏れ及び溢水量の算定」で想定した溢水量に基づき、「2. 2. 4 (1) 溢水経路の設定」の溢水経路の評価に基づき評価対象区画への流入量を算出する。</p>	<p>東海第二発電所での評価結果</p> <p>備考</p> <p>(c) 堰貫通部 評価対象区画の境界線に貫通部が設置されている場合であって、隣区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮することとしている。 なお、評価対象区画の境界線に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮していない。</p> <p>(d) 堰 評価対象区画に漏れが設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮している。水圧による水密性の確保ができ、その水圧に耐えられる強度を有しており、流入を考慮していない。</p> <p>(e) 堰 溢水が発生している区画に堰が設置されている場合、他に流出経路が存在しない場合でも保守的に堰は考慮せず、溢水が伝播するものとして評価している。 なお、溢水防止対策として設置している堰については、当該区画で発生した溢水が堰高さまで蓄積されるものとしている。</p> <p>(f) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている排水設備はない。</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出</p> <p>a. 排水評価に用いる水位の算出方法 溢水評価に用いる水位の算出は、漏えい発生階とその経路上の評価対象区画の全てに対して行っている。 水位：Hは、下式に基づいて算出する。 $H = Q / A$ Q：流入量(m³)</p>
---	--

<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>放出されるスプレイレ水を想定する。 溢水量は、全ての原子炉格納容器スプレイポンプが作動し定格スプレイ流量が放出され、運転員がポンプ停止操作を完了するまでの時間に放出される量とする。 ただし、誤作動に対しては、原子炉格納容器スプレイシステムにおいて誤作動が発生しないようにインターロック等の対策が講じられていれば、スプレイレ水による溢水を考慮しないことができる。</p> <p>2. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 (1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水 流体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動による地震力によって破損が生じるとされる機器について、破損を想定する。基準地震動によって破損し漏水が生じる機器とは、基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイドにおいて、耐震設計上の重要度分類B、Cクラスに分類される機器（以下、「B、Cクラス機器」という。）とする。</p> <p>ただし、B、Cクラス機器であっても、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるものについては、漏水を考慮しないことができる。(解説-2. 1. 3-1) 漏水が生じるとした機器のうち、防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとする。</p>	<p>高根2号炉における評価</p> <p>・ 残留熱除去系（格納容器冷却モード）からの放水による溢水 格納容器内に設置されている重要な安全機能を有する設備は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の作動が要求される事故時の環境を考慮した設計がなされている。また、残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、単一故障による誤作動が発生しないよう設計上の配慮がなされている。これらのことから、残留熱除去系（格納容器冷却モード）からの放水による溢水の影響はないものと評価できるため、これによる溢水は想定していない。</p> <p>○ 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 ・ 発電所内に設置された機器の破損による漏水 流体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動Ssに対する耐震性を確認していない耐震B、Cクラスの機器の破損を想定している（地震による損傷モードを考慮した評価を行い、溢水となる耐震B、Cクラスの機器を選定）。 破損を想定する位置は、溢水防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなるよう設定している。 具体的には、溢水漏れとなりうる系統の配管が敷設される全ての区画を溢水の起点とし、各区画において全ての溢水漏れを想定している。循環水系配管については伸縮継手部の破損を想定している。</p>
--	---

<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> $X = \frac{\tan \phi + \sqrt{\tan^2 \phi + (2gH) / (V^2 \cos^2 \phi)}}{g / (V^2 \cos^2 \phi)}$ <p>$V = \sqrt{2gP / \gamma}$ (トリチウムの定積) ただし、各項目は以下とする。 V = 噴出速度 (m/s) ϕ = 噴出角度 (破損位置や天井への衝突等も考慮し、飛散距離Xが最大となるφを採用する) H = 破損位置の床し高さ (m) g = 重力加速度 (m/s²) P = 管内圧力 (Pa) γ = 水の比重 (kg/m³)</p> <p>なお、上記の式は空気抵抗を考慮していない安全側の評価式であるため、必要に応じて空気抵抗を考慮することができる。この場合、考慮した空気抵抗の値については、使用した値の妥当性を示すこと。</p> <p>c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 蒸気評価に用いる拡散範囲は、適切な評価方法を用いて妥当な評価範囲を設定する。評価手法を用いて拡散範囲の算出を行わない場合には、保守側に連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとする。 ただし、評価方法として、汎用3次元流体ソフトウェア等を用いて拡散範囲を算出する場合には、使用した解析コードの蒸気拡散計算への適用性と評価条件を示すこと。</p> <p>(3) 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す溢水、被水及び蒸気の要求を満たしているか確認する。</p> <p>a. 被水による影響評価 想定される溢水源に基づいて評価した評価対象区画における最高水位が、2. 2. 2項で決定された防護対象設備の設置位置を越えないことを確認する。 また、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあつては、飛行に影響のない水位 (障壁高さ) であることを確認する。 上記、設置位置及びアクセス通路の水位が障壁を越える場合は、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>b. 被水による影響評価 評価対象区画に設置されている防護対象設備の被水による影響については、以下の項目</p>	<p>柏崎刈羽6号及び7号炉における評価</p> <p>- 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 蒸気の拡散範囲に関しては、保守的に、連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとした。</p> <p>・影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して被水、被水及び蒸気による影響の観点から評価を行っている。</p> <p>- 被水による影響評価 溢水防壁区画における溢水位と溢水防護対象設備の機能喪失高さを比較することにより、当該設備の機能維持の可否を評価している。 なお、溢水防護対象設備自身を溢水源として想定する場合は、当該設備は機能喪失するものとして評価する。また、アクセス経路の被水水位や設備条件等を考慮して検定の可能性が失われる場合は、その機能に期待できないものと評価している。</p> <p>- 被水による影響評価 評価対象区画に設置されている溢水防護対象設備への被水による影響は、以下の観点から評</p>
---	---

<p>「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」</p> <p>A. 滞留面積 (m²) 評価対象区画内と被水経路に存在する区画の総面積を滞留面積として評価する。 なお、滞留面積は、壁及び床の盛り上がり (コンクリート基礎等) 範囲を除く有効面積を滞留面積とする。</p> <p>b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 被水評価に用いる飛散距離の算出は、防護対象設備が存在する区画を対象に行う。 飛散距離：Xは次式に基づいて算出する。(図-4)</p> $X = \frac{\tan \phi + \sqrt{\tan^2 \phi + (2gH) / (V^2 \cos^2 \phi)}}{g / (V^2 \cos^2 \phi)}$ $V = \sqrt{2gP / \gamma}$ (トリチウムの定積) ただし、各項目は以下とする。 V = 噴出速度 (m/s) ϕ = 噴出角度 (破損位置や天井への衝突等も考慮し、飛散距離Xが最大となるφを採用する) H = 破損位置の床し高さ (m) g = 重力加速度 (m/s ²) P = 管内圧力 (Pa) γ = 水の比重 (kg/m ³) <p>なお、上記の式は空気抵抗を考慮していない安全側の評価式であるため、必要に応じて空気抵抗を考慮することができる。この場合、考慮した空気抵抗の値については、使用した値の妥当性を示すこと。</p> <p>c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 蒸気評価に用いる拡散範囲は、適切な評価方法を用いて妥当な評価範囲を設定する。評価手法を用いて拡散範囲の算出を行わない場合には、保守側に連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとする。 ただし、評価方法として、汎用3次元流体ソフトウェア等を用いて拡散範囲を算出する場合には、使用した解析コードの蒸気拡散計算への適用性と評価条件を示すこととする。</p>	<p>東海第二発電所での評価結果</p> <p>備考</p> <p>A. 滞留面積 (m²) 滞留面積は、コンクリート基礎等の範囲を除く有効面積を滞留面積として評価している。</p> <p>b. 被水による影響評価 防護対象設備から溢水となる配管が直視できる場合には、防護対象設備が分離配置されているか、被水に対する保護構造を有しているか等の観点から対象が必要な機器を選択し、必要により防水板等による被水防護措置を実施する。</p> <p>c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 配管の配管ミスマッチや配管の破断を想定した溢水影響評価を実施するものとしており、また、必要に応じて各対象を組み合わせることで、蒸気の拡散範囲を算出する。 (1) 漏えい検知・隔離 (2) 防護カバーの設置 ターミナルエレメント部以外については、溢水評価ガイドに則り応力評価を実施し、評価結果に基づき貫通クラックを想定する等の影響評価を実施する。</p>
---	--

<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>溢水量は、以下を考慮して求める。</p> <p>① 配管の場合は、完全全周破断とし、系統の全保有水量が漏えいするものとする。なお、配管の高さや引き回し等の関係から保有水量の流出範囲が明確に示せる場合は、その範囲の保有水量を放出するものとして溢水量を算出できる。 ただし、循環水管に破損を想定する場合は、循環水管の構造強度を考慮して、伸縮継手部が全円周状に破損するとして溢水量を求めることができる。</p> <p>② 容器的場合は、容器内保有水の全量流出を想定する。</p> <p>③ 漏えいを検出する機能が設置され、自動又は手動操作によって、漏えいを停止させることができる場合は、この機能を考慮することができる。</p> <p>漏えい停止機能に期待する場合は、停止までの適切な時間を考慮して溢水量を求めることができる (付録B参照)。ただし、地震時において漏えいを自動で停止させる場合には、自動で作動する機器、信号などが地震時においても機能喪失しないことが示されていない場合は、手動で停止させる場合には、停止までの操作時間が地震時においても妥当であることが示されていない場合は、ならない。 漏えい停止を運転員等の手動操作に期待する場合には、保安規定又はその下位規定にその手順が明確にされていない場合は、ならない。</p>	<p>高根2号炉における評価</p> <p>溢水量は、以下を考慮して算出している。 ・配管は完全全周破断とし、破断位置 (エレベーション) 以上の当該系統の機器 (配管、容器) の保有水量が全量漏えいするものとして想定 ・循環水系配管については、伸縮継手部が全円周状に破損するものと想定 ・漏えい検知による自動隔離機能を有する場合は、隔離による漏えいの停止は期待していない</p>
---	--

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽6号及び7号炉における評価
<p>について確認する。</p> <p>防護対象設備から溢水となる配管が直視できる場合には、図-5に示す被水の影響評価の考え方に従い確認する。</p> <p>また、溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。(解説2.2.4-2)</p> <p>① 評価対象区画に液体を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>② 評価対象区画に液体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。</p> <p>③ 評価対象区画に液体を内包する機器が設置されている場合、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p> <p>④ 評価対象区画に液体を内包する機器が設置されており、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合において、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p> <p>⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、防滴中継であることを確認する。</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても後述の可能性が失われないことを確認する。</p> <p>上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>① 項の「被水防護措置」とは、隔壁による分離、距離による分離及び防水板等による被水防護等をい、被水防護措置がなされている場合の例を図-6に示す。</p> <p>解説-2.2.4-2 「被水による影響評価」</p> <p>被水による影響評価の対象となる溢水部の考え方は、被水による影響評価における溢水源と同じである。「溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、溢水の飛散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p> <p>c. 蒸気による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている防護対象設備の蒸気による影響については、以下の項目について確認する。</p> <p>防護対象設備から溢水源となる同じ区画にある場合には、図-7に示す蒸気の影響評価の考え方に従い確認する。</p> <p>また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。(解説2.2.4-3)</p> <p>① 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。</p>	<p>①評価対象区画に液体を内包する機器が設置されている場合は、被水防護対象設備に対する被水防護措置の有無</p> <p>②評価対象区画に液体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部の有無</p> <p>③評価対象区画に液体を内包する機器が設置されており、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部の止水処置等の流出防止対策の有無</p> <p>④評価対象区画に液体を内包する機器が設置されており、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に止水処置等の流出防止対策がなされていない場合は、当該開口部及び貫通部に止水処置等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p> <p>⑤被水防護対象設備の防護仕様(防滴仕様等)</p> <p>⑥中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス性</p> <p>— 蒸気による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている被水防護対象設備の蒸気による影響については、以下の観点から評価している。</p> <p>また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価の対象としている。</p> <p>①評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、被水防護対象設備に対する蒸気防護措置(気流による分離、ケーブルの端子箱の止水処置等)の有無</p> <p>②評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部の有無</p> <p>③評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されており、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認している。</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	東海第二発電所での評価結果	備考
<p>「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」</p> <p>(3) 影響評価</p> <p>原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す被水、被水及び蒸気の発生を抑制しているか確認する。</p> <p>a. 被水による影響評価</p> <p>2項で選定された防護対象設備の取付位置を越えないことを確認する。</p> <p>また、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、歩行に影響のない水位(階段乗高)であること及び必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても後述の可能性が失われないことを確認する。</p> <p>上記、設置位置及びアクセス通路の水位が中央制御室を越える場合は、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>b. 被水による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている防護対象設備の被水による影響については、以下の項目について確認する。</p> <p>防護対象設備から溢水源となる配管が直視できる場合には、図-5に示す被水の影響評価の考え方に従い確認する。</p> <p>また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。(解説2.2.4-2)</p> <p>① 評価対象区画に液体を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>② 評価対象区画に液体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。</p> <p>③ 評価対象区画に液体を内包する機器が設置されており、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p> <p>④ 評価対象区画に液体を内包する機器が設置されており、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p> <p>⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、防滴仕様であることを確認する。</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても後述の可能性が失われないことを確認する。上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>①項の「被水防護措置」とは、隔壁による分離、距離による分離及び防水板等による被水防護等をい、被水防護措置がなされている場合の例を図-6に示す。</p>	<p>(3) 影響評価</p> <p>原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が被水、被水及び蒸気の発生を抑制しているか確認している。</p> <p>また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。(解説2.2.4-2)</p> <p>① 評価対象区画に液体を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備の機能に対し被水防護措置がなされていることを確認している。</p> <p>また、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、歩行に影響のない水位(階段乗高)であること及び必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても後述の可能性が失われないことを確認している。</p> <p>b. 被水による影響評価</p> <p>溢水源となる配管に対し、防護対象設備が分離配置されているか、被水に対する保護措置を有しているか等の観点から対策が必要な機器を選択し、必要により被水防護措置を実施する。</p>	<p>東海第二発電所での評価結果</p> <p>備考</p>

島根原子力発電所 2号炉

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価
<p>解説-2.1.3-1 「B, Cクラス機器であつても、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるもの」について基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるものとは、製作上の裕度等を考慮することにより、基準地震動による地震力に対して耐震性を有すると評価できるものをいう。</p> <p>(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水が基準地震動による地震力によって生じるスロッシングによってプール外へ漏水する可能性がある場合は、溢水源として想定する。</p> <p>2.2 溢水影響評価</p> <p>2.2.1 安全設備に対する溢水影響評価</p> <p>溢水に対する原子炉施設の安全確保の考え方は、以下のとおりとする。</p> <p>溢水の影響評価にあたっては、発電所内で発生した溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと(多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)を確認する。</p> <p>溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作用を要求される場合には、その影響(溢水)を考慮し、安全評価の作用を要求される場合には、その影響(溢水)を考慮し、安全評価</p>	<p>高根2号炉における評価</p> <p>・燃料プールのスロッシングによる溢水</p> <p>基準地震動 Ss による地震力によって生じる燃料プール水のスロッシングによる漏水量を考慮している。</p> <p>□溢水影響評価</p> <p>○安全設備に対する溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価にあたっては、以下の考え方による判定を行っている。</p> <p>原子炉施設内での溢水事象を想定し、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと(多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)。</p> <p>また、内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作用を要求される場合には、その影響(溢水)を考慮して安全解析を行う。</p> <p>なお、中央制御室については溢水防護区画として溢水の影響がないことを確認することとしており、また現場操作に関しても、溢水の影</p>

備考

<p>柏崎刈羽6号及び7号炉における評価</p> <p>通報が存在する場合は、当該開口部及び貫通部の止水処置等の流出防止対策の有無 ③評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されており、天井面に開口部又は貫通部が 存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に止水処置等の流出防止対策がなされていない場 合にあっては、溢水防護対象設備に対する蒸気防護措置の有無 ④溢水防護対象設備の形相維持装置（耐蒸気仕様等） ⑤中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス性</p>	<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>③ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されており、かつ、天井面に開口部又は貫 通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされて いることを確認する。 ④ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されており、天井面に開口部又は貫通部が 存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場 合にあっては、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。 ⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、耐蒸気仕様（想定される温度等を考慮し た仕様）であることを確認する。 ⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、必要に応じて蒸 上の温度、放射線量を考慮しても検出の可能性が失われなければならないものとする。 ⑦ ①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。 ⑧ ①の「蒸気防護措置」とは、気漏による分岐、ケーブル端子箱の密封処理による分岐等 による蒸気防護処置等をいう。</p> <p>解説-2.2.4-3 「蒸気による影響評価」 蒸気による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、溢水による影響評価における溢水 源と同じである。「溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気は による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、 それを超える口径の配管破断時より少ないが、蒸気の拡散による防護対象設備への影響を 考慮する必要があるからである。</p> <p>(4) 溢水による影響評価の判定 (3) の影響評価の結果から内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系 統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づく独立性が確保され、多重性は 多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）。 内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求さ れる場合には、その影響（溢水）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要が ある。</p> <p>3. 使用済燃料プール（使用済燃料ピット）の溢水評価 3.1 溢水源及び溢水量の想定 1 溢水源としては、2.1項の原子炉施設の溢水源及び溢水量の想定と同じ溢水源と溢水量 を想定する。</p> <p>3.1.1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 配管の破損は、2.1.1項の原子炉施設と同じように内包する流体のエネルギーに応じて</p>
--	--

<p>「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」</p> <p>解説-2.2.4-2 「溢水による影響評価」 溢水による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、溢水による影響評価における溢水 源と同じである。「溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気は による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、 それを超える口径の配管破断時より少ないが、蒸水の電位による防護対象設備への影響を 考慮する必要があるからである。</p> <p>c. 蒸気による影響評価 評価対象区画に設置されている防護対象設備の蒸気による影響については、以下の 項目について確認する。 防護対象設備から溢水源となる同じ区画にある場合には、図-7に示す蒸気の影響 評価の考え方に従い確認する。 また、溢水源となる高エネルギー配管については、(解説2.2.4-3) 影響評価を実施する。(解説2.2.4-3)</p> <p>① 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備 に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。 ② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開 口部又は貫通部が存在しないことを確認する。 ③ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されており、かつ、天井面に開 口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流 出防止対策がなされていることを確認する。 ④ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されており、かつ、天井面に開口部又 は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対 策がなされていない場合は、当該開口部及び貫通部に対し蒸気防護措置がな されていることを確認する。 ⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、耐蒸気仕様（想定される温度 等を考慮した仕様）であることを確認する。 ⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、必要に 応じて蒸上の温度、放射線量を考慮しても検出の可能性が失われなければならないことを 確認する。上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待 できないものとする。④の「蒸気防護措置」とは、気漏による分岐、ケーブ ル端子箱の密封処理による分岐等による蒸気防護処置等をいう。</p>	<p>東海第二発電所での評価結果</p> <p>備考</p> <p>c. 蒸気による影響評価 高エネルギー配管のターミナルエンド部については、完全全周破断を想定した溢水 影響評価を実施する。破断への影響が大きいと考えられる蒸気漏えいに関する以下の 対策を実施することとしており、また、必要に応じて各対策を組み合わせて対策の最 適化を図ったうえで、蒸気の影響評価を実施する。 (1) 漏えい検知・隔離 (2) 防護カバーの設置 ターミナルエンド部以外については、溢水評価ガイドに開り応力評価を実施し、評価 結果に基づき貫通クラックを想定する等の影響評価を実施する。</p>
---	---

<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>指針に基づき安全解析を行う必要がある。 また、中央制御室及び現場操作が必要な設備については、溢水の影 響により接近の可能性が失われなくても評価対象とする。</p> <p>2.2.2 溢水から防護すべき対象設備 2.1項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分 類したが、溢水から防護すべき対象設備は、重要度の特に高い安全 機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な 設備を防護対象設備とする。</p>	<p>島根2号炉における評価</p> <p>響により接近の可能性が失われなかったことを確認している。</p> <p>○溢水から防護すべき対象設備 溢水防護上必要な機能を有する系統として、安全機能を有する構 築物、系統及び機器の中から、原子炉の高温停止でき、引き続き低 温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するため、また、停 止状態にある場合は、引き続きその状態を維持するために必要とな る、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査 指針（以下、「重要度分類審査指針」という。）における分類でクラ ス1及び2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その 機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出す る。 その上で、『重要度の特に高い安全機能を有する系統』として、「重 要度分類審査指針」及び「設置許可基準規則」第十二条を参照の上、 該当する系統を抽出し、その安全機能を適切に維持するために必要 な設備を防護対象として選定している。</p>
---	---

<p>柏崎刈羽6号及び7号炉における評価</p>	<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>①高エネルギー配管及び②低エネルギー配管については、完全切断 ・低エネルギー配管については、配管内径の1/2の幅を有する貫通クラック（以下、「貫通クラック」という。）</p> <p>3. 1. 2 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水 (1) 火災時に考慮する雨水水系統からの放水による溢水は、2. 1. 2項の原子炉施設と同じよう以下に以下の2項目を想定する。 a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>3. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 (1) 発電所内に設置された機器の破損による漏洩 液体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動 Ss に対して耐震性を確認していない機器B・Cクラスの機器の破損を想定している。（詳細は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）</p> <p>(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水 使用済燃料貯蔵プール水が、地震に伴うスロッシングによってプール外へ漏洩する可能性のある場合は、2. 1. 3(2)項の原子炉施設と同じように溢水漏として想定する。</p> <p>3. 2 溢水影響評価 3. 2. 1 使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）に対する溢水影響評価 溢水に対する使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の安全確保の考え方は、以下のとおりとする。 溢水の影響評価にあたっては、発電所内で発生した溢水に対して、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）設備が、「プール冷却」及び「プールへの輸入」ができることを確認する。 プール冷却にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）冷却系に外漏が生じ、冷却を維持する必要が生じた場合、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を保安規定で定められた水温（65℃以下）以下に維持できること。 プールへの輸入にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）補給水系に外漏が生じ、給水を維持する必要が生じた場合、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を燃料の放射線を遮へいするために必要な量の水を維持できること。</p>
--------------------------	--

<p>東海第二発電所での評価結果</p>	<p>(4) 溢水による影響評価の判定 (3) の影響評価の結果から内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認している。 内部溢水により原子炉に外漏が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮し、安全評価項目に基づき安全評価を行う必要がある。</p> <p>3. 使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の溢水評価 3.1 溢水漏れ及び溢水量の想定 3.1.1 使用済燃料貯蔵プールの溢水評価 3.1.1.1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 配管の破損は、2. 1. 1項の原子炉施設と同じよう以下に以下の2項目を想定する。 a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>3.1.2 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水 (1) 火災時に考慮する雨水水系統からの放水は、2. 1. 2項の原子炉施設と同じよう以下に以下の2項目を想定する。 a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p>	<p>備考</p> <p>(4) 溢水による影響評価の判定 (3) の影響評価の結果から内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認している。</p> <p>3. 使用済燃料貯蔵プールの溢水評価 3.1 溢水漏れ及び溢水量の想定 3.1.1 使用済燃料貯蔵プールの溢水評価 3.1.1.1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 配管の破損は、2. 1. 1項の原子炉施設と同じよう以下に以下の2項目を想定する。 a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>3.1.2 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水 (1) 火災時に考慮する雨水水系統からの放水は、2. 1. 2項の原子炉施設と同じよう以下に以下の2項目を想定する。 a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p>
----------------------	--	--

<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p>	<p>2. 2. 3 溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、2. 2. 2項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が可能な設備へのアクセス通路について設定すること。 全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するために、2. 2. 2項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図を照合しなければならぬ。 また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。 なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p> <p>2. 2. 4 溢水影響評価 溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対して、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けずその機能が確保されるかを評価する（図-1）。 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。</p> <p>(1) 溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区</p>
---------------------------	--

<p>高根2号炉における評価</p>	<p>○溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、2. 2. 2項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が可能な設備へのアクセス通路について設定している。</p> <p>○溢水影響評価 溢水影響評価は、没水、被水及び蒸気の影響について評価している。 評価対象区画は、溢水経路を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象としている。</p> <p>・溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護</p>
--------------------	---

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽6号及び7号炉における評価
<p>3. 2. 2. 溢水から防護すべき対象設備 3. 1項の溢水原因及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、溢水の発生場所毎に「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p> <p>3. 2. 3. 溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、3. 2. 2項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定すること。 全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するために、3. 2. 2項に該当する防護対象設備の系統図及び配管図とを照合しなければならぬ。 また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。 なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した掘等で区切られている場合は、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p> <p>3. 2. 4. 溢水影響評価 溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が浸水、被水又は蒸気の影響を受けず、その機能が確保されるかを評価する。(図-8) 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。 溢水影響評価方法は、原子炉施設と同様の方法を用いる。</p> <p>(1) 溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、以下の経路を考慮して設定する。溢水経路の設定方法は、2. 2. 4 (1)の原子炉施設の溢水経路の設定と同じ方法を用いる。 a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路 b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる以下の各項目の算出は、2. 2. 4 (2)の原子炉施設の算出方法と同じ算出方法を用いる。 a. 浸水評価に用いる水位の算出方法 b. 浸水評価に用いる機器範囲の算出方法 c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法</p> <p>(3) 影響評価 原子炉発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す浸水、被水及び蒸気の影響を受けず、その機能が確保されているかを評価する。2. 2. 4 (3)の原子炉施設の影響評価と同じ。 a. 浸水による影響評価 b. 被水による影響評価</p>	<p>・溢水から防護すべき対象設備 使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な設備を防護対象設備として選定している。(原子炉施設の溢水評価における防護対象設備とあわせて選定)</p> <p>・溢水防護区画の設定 溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について溢水防護区画として設定している。(原子炉施設の溢水評価における溢水防護区画とあわせて設定)</p> <p>・溢水影響評価 浸水、被水及び蒸気の影響について評価している。 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象としている。(評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)</p> <p>- 溢水経路の設定 原子炉施設と同様に、溢水防護区画内漏えい及び溢水防護区画外漏えいについて、評価対象区画の評価において溢水経路を設定するよう、溢水経路を想定している。(原子炉施設の溢水評価における溢水経路とあわせて設定)</p> <p>- 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる各項目は、原子炉施設の溢水評価と同様に算出している。(評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)</p> <p>- 影響評価 原子炉施設の溢水評価と同様に、浸水、被水及び蒸気による影響について評価している。(評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)</p>

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」	東海第二発電所での評価結果	備考
<p>3.1.3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 (1) 発電所内に設置された機器の破損による漏れ 液体を内包する機器(配管、容器)のうち、基準地震動S₁による地震力によって、破損が生じるとされる機器について、2. 1. 3 (1)項の原子炉施設と同じように破損による溢水を想定する。 (2) 使用済燃料貯蔵プール(使用済燃料貯蔵プール)の破損等により生じる溢水 使用済燃料貯蔵プールが、地震に伴うスロッシングによってプール外へ漏水する可能性のある場合は、2. 1. 3 (2)項の原子炉施設と同じように溢水原因として想定する。</p> <p>3.2 溢水影響評価 3.2.1 使用済燃料貯蔵プール(使用済燃料貯蔵プール)に対する溢水影響評価 以下のとおりとする。 a. 使用済燃料貯蔵プール(使用済燃料貯蔵プール)の安全確保の考え方は、プール(使用済燃料貯蔵プール)設備が、「プール冷却」及び「プールへの給水」ができることを確認すること。 b. プール冷却にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール(使用済燃料貯蔵プール)冷却系に外乱が生じ、冷却を維持する必要がある場合、使用済燃料貯蔵プール(使用済燃料貯蔵プール)を保安規定で定められた水温(65℃以下)以下に維持すること。 c. プールへの給水にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール(使用済燃料貯蔵プール)給水系に外乱が生じ、給水を維持する必要がある場合、使用済燃料貯蔵プール(使用済燃料貯蔵プール)を保安規定で定められた水温(65℃以下)以下に維持すること。</p> <p>3.2.2 溢水から防護すべき対象設備 3. 1項の溢水原因及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、溢水の発生場所毎に「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p> <p>3.2.3 溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、3. 2. 2項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定すること。 全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するために、3. 2. 2項に該当する防護対象設備の系統図及び配管図とを照合しなければならぬ。 また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。 なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した掘等で区切られている場合には、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p>	<p>東海第二発電所での評価結果</p> <p>3.1.3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 (1) 発電所内に設置された機器の破損による漏れ 液体を内包する機器(配管、容器)のうち、基準地震動S₁による地震力によって、破損が生じるとされる機器について、2. 1. 3 (1)項の原子炉施設と同様に、基準地震動S₁に対する地震力に基づいて評価を実施し、破損が生じるとされる機器は除外する。 (2) 使用済燃料貯蔵プール(使用済燃料貯蔵プール)の破損等により生じる溢水 使用済燃料貯蔵プールによる使用済燃料貯蔵プールのスロッシング評価を行い、プールからの溢水量を評価している。</p> <p>3.2 溢水影響評価 3.2.1 使用済燃料貯蔵プールに対する溢水影響評価 基準地震動S₁におけるスロッシングによる使用済燃料貯蔵プールからの溢水量がプール外に使用済燃料貯蔵プールの使用済燃料貯蔵プールの水位を求め、プール冷却及び使用済燃料貯蔵プールの必要水位が確保されていることを確認している。</p> <p>3.2.2 溢水から防護すべき対象設備 「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備を抽出し、防護対象設備としている。</p> <p>3.2.3 溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画を設定し、防護対象設備の系統図及び配管図の照合により、全ての防護対象設備が対象となっていることを確認している。 また、中央制御室及び現場操作が必要な設備については、溢水の影響により最近の可能性が失われなかったことを確認している。</p>	<p>備考</p>

島根原子力発電所 2号炉

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価
<p>画外漏えいの2通りの溢水経路を想定する。</p> <p>a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように当該溢水区画から他区画への流出がないように溢水経路を設定する。 評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。 (a) 床ドレン 評価対象区画に床ドレン配管が設置され他の区画とつながっている場合であっても、目皿が1つの場合は、他の区画への流出は想定しないものとする。 ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、流出量の最も大きい床ドレン配管1本からの流出は期待できないものとする。この場合には、床ドレン配管における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(b) 床面開口部及び床貫通部 評価対象区画床面に床開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部又は床貫通部から他の区画への流出は、考慮しないものとする。 ただし、以下に掲げる場合は、評価対象区画から他の区画への流出</p>	<p>区画外漏えいを想定している。</p> <p>- 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の設定にあたっては、当該区画からの流出経路を以下の考え方で設定し、当該区画における水位を保守的に算定している。</p> <p>* 床ドレン 評価対象区画に床ドレン配管が設置され他の区画とつながっている場合であっても、他の区画への流出は原則として考慮しない。 ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、一部、床ドレン一箇所の閉塞を考慮した上で、他の床ドレン配管からの単位時間あたりの流出を考慮し、溢水水位を評価する。</p> <p>* 床面開口部及び床貫通部 評価対象区画に床開口部または貫通部が存在する場合であっても、他の区画への流出は原則として考慮しない。 ただし、機器搬出入用のハッチ等、明らかに流出が想定される経</p>

備考

<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>c. 蒸気による影響評価</p> <p>(4) 溢水による影響評価の判定 (3) の影響評価の結果から内部溢水に対して、使用済燃料貯蔵プールの冷却及び給水機能が失われないうことを確認している。</p> <p>4. 附則 (略)</p>	<p>柏崎刈羽6号及び7号炉における評価</p> <p>- 溢水による影響評価の判定 溢水影響評価の結果、内部溢水に対して、使用済燃料プールの冷却及び給水機能が失われないうことを確認している。</p>
--	--

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」	東海第二発電所での評価結果	備考
<p>3.2.4 溢水影響評価 溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が浸水、被水又は蒸気の影響を受け、その機能が確保されるかを評価する。 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。 溢水影響評価方法は、原子炉施設と同様の方法を用いる。</p> <p>(1) 溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、以下の経路を考慮して設定する。溢水経路の設定方法は、2.2.4(1)の原子炉施設の溢水経路の設定と同じ方法を用いる。 a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路 b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる以下の各項目の算出は、2.2.4(2)の原子炉施設の設定と同じ算出方法を用いる。 a. 浸水評価に用いる水位の算出方法 b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法</p> <p>(3) 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す浸水、被水及び蒸気の影響を満足しているかを確認する。確認方法は、2.2.4(3)の原子炉施設の影響評価と同じ。 a. 浸水による影響評価 b. 被水による影響評価 c. 蒸気による影響評価</p> <p>(4) 溢水による影響評価の判定 (3) の影響評価の結果から内部溢水に対して、使用済燃料貯蔵プールの冷却及び給水機能が失われないうこと。</p> <p>4. 附則 (略)</p>	<p>3.2.4 溢水影響評価 溢水影響評価においては、防護対象設備が浸水、被水又は蒸気の影響を受けずその機能が確保されていることを確認している。 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象としている。</p> <p>(1) 溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、2.2.4(1)の原子炉施設の溢水経路の設定と同じ方法を用いている。</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出は、2.2.4(2)の原子炉施設の算出方法と同じ算出方法を用いている。</p> <p>(3) 影響評価 防護すべき対象機器が浸水、被水及び蒸気の影響を満足しているかの確認は、2.2.4(3)の原子炉施設の影響評価と同じ方法を用いている。</p> <p>(4) 溢水による影響評価の判定 想定される内部溢水に対して、溢水水位と、防護対象設備の機能喪失高さを比較することで、防護対象設備が機能喪失に至らないことを確認した。</p>	<p>溢水による影響評価の判定 溢水影響評価の結果、内部溢水に対して、使用済燃料プールの冷却及び給水機能が失われないうことを確認している。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価
<p>を期待することができる。 流出を期待する場合は、床開口部及び床貫通部における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。 ①評価対象区画の床貫通部にあつては、貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間があつて、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合 ②評価対象区画の床面開口部にあつては、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>(c) 壁貫通部 評価対象区画の境界壁に貫通部が設置され、隣との区画の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合であっても、その貫通部からの流出は考慮しないものとする。 ただし、当該壁貫通部を貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間があつて、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合は、他の区画への流出を考慮することができる。 流出を期待する場合は、壁貫通部における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(d) 扉 評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から隣</p>	<p>路からの流出は考慮してもよいこととする。</p> <p>* 壁貫通部 評価対象区画の境界壁に貫通部が存在する場合であっても、当該壁貫通部からの流出は考慮しない。</p> <p>* 扉 評価対象区画に扉が存在する場合であっても、当該の扉からの流</p>

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)</p>	<p>東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p>				
		<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1733 256 1774 1444">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</th> <th data-bbox="1733 256 1774 1772">島根2号炉における評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1774 256 2356 1444"> <p>室への流出は考慮しないものとする。</p> <p>(e) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流出する水量は多く、排出する流量は少なくとも以下に設定）なるように溢水経路を設定する。 評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。</p> <p>(a) 床ドレン 評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合であって、他の区画の溢水水位が評価対象区画より高い場合は、水位差によって発生する流入量を考慮する。</p> </td> <td data-bbox="1774 256 2356 1772"> <p>出は原則として考慮しない。 ただし、常時開放扉のように明らかに流出が想定される扉からの流出は考慮しても良いこととする。</p> <p>*排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、排水設備による当該区画の排水は考慮しない。 ただし、排水設備を設置することが設計上考慮されており、明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮している。</p> <p>- 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の設定にあたっては、当該区画への流入及び流出経路を以下の考え方で設定し、溢水防護区画における水位を保守的に算定している。</p> <p>*床ドレン 評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合、床ドレン配管の敷設状態及び逆流防止措置の有無を勘案して、流入の可能性がある場合は水位差によって発生する流入を考慮する。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価	<p>室への流出は考慮しないものとする。</p> <p>(e) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流出する水量は多く、排出する流量は少なくとも以下に設定）なるように溢水経路を設定する。 評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。</p> <p>(a) 床ドレン 評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合であって、他の区画の溢水水位が評価対象区画より高い場合は、水位差によって発生する流入量を考慮する。</p>	<p>出は原則として考慮しない。 ただし、常時開放扉のように明らかに流出が想定される扉からの流出は考慮しても良いこととする。</p> <p>*排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、排水設備による当該区画の排水は考慮しない。 ただし、排水設備を設置することが設計上考慮されており、明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮している。</p> <p>- 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の設定にあたっては、当該区画への流入及び流出経路を以下の考え方で設定し、溢水防護区画における水位を保守的に算定している。</p> <p>*床ドレン 評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合、床ドレン配管の敷設状態及び逆流防止措置の有無を勘案して、流入の可能性がある場合は水位差によって発生する流入を考慮する。</p>	
原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価						
<p>室への流出は考慮しないものとする。</p> <p>(e) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流出する水量は多く、排出する流量は少なくとも以下に設定）なるように溢水経路を設定する。 評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。</p> <p>(a) 床ドレン 評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合であって、他の区画の溢水水位が評価対象区画より高い場合は、水位差によって発生する流入量を考慮する。</p>	<p>出は原則として考慮しない。 ただし、常時開放扉のように明らかに流出が想定される扉からの流出は考慮しても良いこととする。</p> <p>*排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、排水設備による当該区画の排水は考慮しない。 ただし、排水設備を設置することが設計上考慮されており、明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮している。</p> <p>- 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の設定にあたっては、当該区画への流入及び流出経路を以下の考え方で設定し、溢水防護区画における水位を保守的に算定している。</p> <p>*床ドレン 評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合、床ドレン配管の敷設状態及び逆流防止措置の有無を勘案して、流入の可能性がある場合は水位差によって発生する流入を考慮する。</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				
		<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1733 247 1777 837">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</th> <th data-bbox="1733 837 1777 1866">島根2号炉における評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1777 247 2234 837"> <p>ただし、評価対象区画内に設置されている床ドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合は、その効果を考慮することができる。</p> <p>(b) 天井面開口部及び貫通部 評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとする。 ただし、天井面開口部が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合又は天井面貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。 なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に残留すると評価できる場合は、その残留水の流出は考慮しなくてもよい。</p> <p>(c) 壁貫通部 評価対象区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。 ただし、評価対象区画の境界壁に貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p> </td> <td data-bbox="1777 837 2234 1866"> <p>* 天井面開口部及び貫通部 評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部が存在する場合、当該開口部又は貫通部への止水措置（貫通部止水処置、堰の設置等）が施されている場合を除き、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとする。</p> <p>なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に滞留すると評価できる場合は、その滞留水の流出は考慮しない。</p> <p>* 壁貫通部 評価対象区画の壁面に貫通部が存在し、当該貫通部に対する止水処置が施されていない場合は、隣接する区画との水位差による流入を考慮する。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価	<p>ただし、評価対象区画内に設置されている床ドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合は、その効果を考慮することができる。</p> <p>(b) 天井面開口部及び貫通部 評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとする。 ただし、天井面開口部が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合又は天井面貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。 なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に残留すると評価できる場合は、その残留水の流出は考慮しなくてもよい。</p> <p>(c) 壁貫通部 評価対象区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。 ただし、評価対象区画の境界壁に貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p>	<p>* 天井面開口部及び貫通部 評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部が存在する場合、当該開口部又は貫通部への止水措置（貫通部止水処置、堰の設置等）が施されている場合を除き、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとする。</p> <p>なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に滞留すると評価できる場合は、その滞留水の流出は考慮しない。</p> <p>* 壁貫通部 評価対象区画の壁面に貫通部が存在し、当該貫通部に対する止水処置が施されていない場合は、隣接する区画との水位差による流入を考慮する。</p>	
原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価						
<p>ただし、評価対象区画内に設置されている床ドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合は、その効果を考慮することができる。</p> <p>(b) 天井面開口部及び貫通部 評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとする。 ただし、天井面開口部が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合又は天井面貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。 なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に残留すると評価できる場合は、その残留水の流出は考慮しなくてもよい。</p> <p>(c) 壁貫通部 評価対象区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。 ただし、評価対象区画の境界壁に貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p>	<p>* 天井面開口部及び貫通部 評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部が存在する場合、当該開口部又は貫通部への止水措置（貫通部止水処置、堰の設置等）が施されている場合を除き、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとする。</p> <p>なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に滞留すると評価できる場合は、その滞留水の流出は考慮しない。</p> <p>* 壁貫通部 評価対象区画の壁面に貫通部が存在し、当該貫通部に対する止水処置が施されていない場合は、隣接する区画との水位差による流入を考慮する。</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				
		<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1733 247 2504 273">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</th> <th data-bbox="1733 273 2504 298">島根2号炉における評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1733 298 2504 1444"> <p>(d) 扉 評価対象区画に扉が設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。 当該扉が水密扉である場合は、流入を考慮しないことができる。ただし、水密扉は、溢水時に想定される水位により発生する水圧に対し水密性が確保でき、その水圧に耐えられる強度を有している場合に限る。</p> <p>(e) 堰 溢水が発生している区画に堰が設置されている場合であって、他に流出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで蓄積されるものとする。</p> <p>(f) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価で没水、被水評価の対象区画の分類例を図一2</p> </td> <td data-bbox="1733 298 2504 1444"> <p>*扉 評価対象区画に扉が設置されている場合、当該扉が想定される水圧に耐えられる強度を有する水密扉である場合以外は、扉がないものとして隣接する区画からの流入量を考慮する。</p> <p>*堰 溢水が発生している区画に堰（床面のカーブを含む）が設置されている場合は、当該の堰高さまで溢水が蓄積されるものとする。</p> <p>*排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、排水設備による当該区画の排水は考慮しない。ただし、排水設備を設置することが設計上考慮されており、明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮している。</p> <p>・溢水防護区画の評価に用いる各項目の算定</p> </td> </tr> </tbody> </table>	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価	<p>(d) 扉 評価対象区画に扉が設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。 当該扉が水密扉である場合は、流入を考慮しないことができる。ただし、水密扉は、溢水時に想定される水位により発生する水圧に対し水密性が確保でき、その水圧に耐えられる強度を有している場合に限る。</p> <p>(e) 堰 溢水が発生している区画に堰が設置されている場合であって、他に流出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで蓄積されるものとする。</p> <p>(f) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価で没水、被水評価の対象区画の分類例を図一2</p>	<p>*扉 評価対象区画に扉が設置されている場合、当該扉が想定される水圧に耐えられる強度を有する水密扉である場合以外は、扉がないものとして隣接する区画からの流入量を考慮する。</p> <p>*堰 溢水が発生している区画に堰（床面のカーブを含む）が設置されている場合は、当該の堰高さまで溢水が蓄積されるものとする。</p> <p>*排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、排水設備による当該区画の排水は考慮しない。ただし、排水設備を設置することが設計上考慮されており、明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮している。</p> <p>・溢水防護区画の評価に用いる各項目の算定</p>	
原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価						
<p>(d) 扉 評価対象区画に扉が設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。 当該扉が水密扉である場合は、流入を考慮しないことができる。ただし、水密扉は、溢水時に想定される水位により発生する水圧に対し水密性が確保でき、その水圧に耐えられる強度を有している場合に限る。</p> <p>(e) 堰 溢水が発生している区画に堰が設置されている場合であって、他に流出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで蓄積されるものとする。</p> <p>(f) 排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価で没水、被水評価の対象区画の分類例を図一2</p>	<p>*扉 評価対象区画に扉が設置されている場合、当該扉が想定される水圧に耐えられる強度を有する水密扉である場合以外は、扉がないものとして隣接する区画からの流入量を考慮する。</p> <p>*堰 溢水が発生している区画に堰（床面のカーブを含む）が設置されている場合は、当該の堰高さまで溢水が蓄積されるものとする。</p> <p>*排水設備 評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、排水設備による当該区画の排水は考慮しない。ただし、排水設備を設置することが設計上考慮されており、明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮している。</p> <p>・溢水防護区画の評価に用いる各項目の算定</p>						

柏崎刈羽原子力発電所 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"> <tr> <td data-bbox="1739 247 2502 842"> <p>島根2号炉における評価</p> <p>- 没水評価に用いる水位の算出方法 溢水影響評価に用いる水位の算出は、ガイドに示される評価式を用い、必要に応じて水面の揺らぎによる影響も考慮している。 なお、壁、コンクリート基礎等の範囲を除く面積（有効面積）を滞留面積としている。</p> </td> <td data-bbox="1739 842 2502 1866"> <p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>に示す。また、溢水防護区画の評価で蒸気評価の対象区画の分類例を図-3に示す。 各項目の算出方法を以下に示す。</p> <p>a. 没水評価に用いる水位の算出方法 影響評価に用いる水位の算出は、漏えい発生階とその経路上の評価対象区画の全てに対して行う。 水位：Hは、下式に基づいて算出する。 $H = Q / A$ ただし、各項目は以下とする。 Q：流入量(m3) 「2.1 溢水源及び溢水量の想定」で想定した溢水量に基づき、「2.4 (1) 溢水経路の設定」の溢水経路の評価に基づき評価対象区画への流入量を算出する。 A：滞留面積(m2) 評価対象区画内と溢水経路に存在する区画の総面積を滞留面積として評価する。 なお、滞留面積は、壁及び床の盛り上がり（コンクリート基礎等）範囲を除く有効面積を滞留面積とする。</p> </td> </tr> </table>	<p>島根2号炉における評価</p> <p>- 没水評価に用いる水位の算出方法 溢水影響評価に用いる水位の算出は、ガイドに示される評価式を用い、必要に応じて水面の揺らぎによる影響も考慮している。 なお、壁、コンクリート基礎等の範囲を除く面積（有効面積）を滞留面積としている。</p>	<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>に示す。また、溢水防護区画の評価で蒸気評価の対象区画の分類例を図-3に示す。 各項目の算出方法を以下に示す。</p> <p>a. 没水評価に用いる水位の算出方法 影響評価に用いる水位の算出は、漏えい発生階とその経路上の評価対象区画の全てに対して行う。 水位：Hは、下式に基づいて算出する。 $H = Q / A$ ただし、各項目は以下とする。 Q：流入量(m3) 「2.1 溢水源及び溢水量の想定」で想定した溢水量に基づき、「2.4 (1) 溢水経路の設定」の溢水経路の評価に基づき評価対象区画への流入量を算出する。 A：滞留面積(m2) 評価対象区画内と溢水経路に存在する区画の総面積を滞留面積として評価する。 なお、滞留面積は、壁及び床の盛り上がり（コンクリート基礎等）範囲を除く有効面積を滞留面積とする。</p>	
<p>島根2号炉における評価</p> <p>- 没水評価に用いる水位の算出方法 溢水影響評価に用いる水位の算出は、ガイドに示される評価式を用い、必要に応じて水面の揺らぎによる影響も考慮している。 なお、壁、コンクリート基礎等の範囲を除く面積（有効面積）を滞留面積としている。</p>	<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>に示す。また、溢水防護区画の評価で蒸気評価の対象区画の分類例を図-3に示す。 各項目の算出方法を以下に示す。</p> <p>a. 没水評価に用いる水位の算出方法 影響評価に用いる水位の算出は、漏えい発生階とその経路上の評価対象区画の全てに対して行う。 水位：Hは、下式に基づいて算出する。 $H = Q / A$ ただし、各項目は以下とする。 Q：流入量(m3) 「2.1 溢水源及び溢水量の想定」で想定した溢水量に基づき、「2.4 (1) 溢水経路の設定」の溢水経路の評価に基づき評価対象区画への流入量を算出する。 A：滞留面積(m2) 評価対象区画内と溢水経路に存在する区画の総面積を滞留面積として評価する。 なお、滞留面積は、壁及び床の盛り上がり（コンクリート基礎等）範囲を除く有効面積を滞留面積とする。</p>				

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考		
		<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 50%; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 被水評価に用いる飛散距離の算出は、防護対象設備が存在する区画を対象に行う。 飛散距離：Xは次式に基づいて算出する。(図-4)</p> $X = \frac{\tan \phi + \sqrt{\tan^2 \phi + (2gH) / (V^2 \cos^2 \phi)}}{g / (V^2 \cos^2 \phi)}$ $V = \sqrt{2gP / \gamma} \quad (\text{トリチウムの定理})$ <p>ただし、各項目は以下とする。 V=噴出速度(m/s) ϕ =噴出角度(破損位置や天井への衝突等も考慮し、飛散距離Xが最大となるϕを採用する) H=破損位置の床上高さ(m) g=重力加速度(m/s²) P=管内圧力(Pa) γ=水の比重量(kg/m³)</p> <p>なお、上記の式は空気抵抗を考慮していない安全側の評価式であるため、必要に応じて空気抵抗を考慮することができる。この場合、考慮した空気抵抗の値については、使用した値の妥当性を示すこと。</p> </td> <td style="width: 50%; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">島根2号炉における評価</p> <p>- 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 溢水防護対象設備から放物線を考慮した範囲に溢水源となりうる機器が存在する場合は、この機器からの飛散距離内にあるものとしている。</p> </td> </tr> </table>	<p style="text-align: center;">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 被水評価に用いる飛散距離の算出は、防護対象設備が存在する区画を対象に行う。 飛散距離：Xは次式に基づいて算出する。(図-4)</p> $X = \frac{\tan \phi + \sqrt{\tan^2 \phi + (2gH) / (V^2 \cos^2 \phi)}}{g / (V^2 \cos^2 \phi)}$ $V = \sqrt{2gP / \gamma} \quad (\text{トリチウムの定理})$ <p>ただし、各項目は以下とする。 V=噴出速度(m/s) ϕ =噴出角度(破損位置や天井への衝突等も考慮し、飛散距離Xが最大となるϕを採用する) H=破損位置の床上高さ(m) g=重力加速度(m/s²) P=管内圧力(Pa) γ=水の比重量(kg/m³)</p> <p>なお、上記の式は空気抵抗を考慮していない安全側の評価式であるため、必要に応じて空気抵抗を考慮することができる。この場合、考慮した空気抵抗の値については、使用した値の妥当性を示すこと。</p>	<p style="text-align: center;">島根2号炉における評価</p> <p>- 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 溢水防護対象設備から放物線を考慮した範囲に溢水源となりうる機器が存在する場合は、この機器からの飛散距離内にあるものとしている。</p>	
<p style="text-align: center;">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 被水評価に用いる飛散距離の算出は、防護対象設備が存在する区画を対象に行う。 飛散距離：Xは次式に基づいて算出する。(図-4)</p> $X = \frac{\tan \phi + \sqrt{\tan^2 \phi + (2gH) / (V^2 \cos^2 \phi)}}{g / (V^2 \cos^2 \phi)}$ $V = \sqrt{2gP / \gamma} \quad (\text{トリチウムの定理})$ <p>ただし、各項目は以下とする。 V=噴出速度(m/s) ϕ =噴出角度(破損位置や天井への衝突等も考慮し、飛散距離Xが最大となるϕを採用する) H=破損位置の床上高さ(m) g=重力加速度(m/s²) P=管内圧力(Pa) γ=水の比重量(kg/m³)</p> <p>なお、上記の式は空気抵抗を考慮していない安全側の評価式であるため、必要に応じて空気抵抗を考慮することができる。この場合、考慮した空気抵抗の値については、使用した値の妥当性を示すこと。</p>	<p style="text-align: center;">島根2号炉における評価</p> <p>- 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 溢水防護対象設備から放物線を考慮した範囲に溢水源となりうる機器が存在する場合は、この機器からの飛散距離内にあるものとしている。</p>				

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考				
		<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1745 260 1774 835">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</th> <th data-bbox="1745 844 1774 1436">島根2号炉における評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1774 260 2030 835"> <p>c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 蒸気評価に用いる拡散範囲は、適切な評価方法を用いて妥当な評価範囲を設定する。 評価手法を用いて拡散範囲の算出を行わない場合には、保守側に連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとする。 ただし、評価方法として、汎用3次元流体ソフトウェア等を用いて拡散範囲を算出する場合には、使用した解析コードの蒸気拡散計算への適用性と評価条件を示すこと。</p> <p>(3) 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す没水、被水及び蒸気の要求を満足しているか確認する。</p> <p>a. 没水による影響評価 想定される溢水源に基づいて評価した評価対象区画における最高水位が、2. 2. 2項で選定された防護対象設備の設置位置を超えないことを確認する。 また、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、歩行に影響のない水位（階段堰高さ）であること及び必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われなことを確認する。 上記、設置位置及びアクセス通路の水位が判断基準を超える場合又</p> </td> <td data-bbox="1774 844 2030 1436"> <p>- 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 蒸気の拡散範囲に関しては、保守的に、連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとした。</p> <p>・ 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して没水、被水及び蒸気による影響の観点から評価を行っている。</p> <p>- 没水による影響評価 溢水防護区画における溢水水位と溢水防護対象設備の機能喪失高さを比較することにより、当該設備の機能維持の可否を評価している。 なお、溢水防護対象設備自身を溢水源として想定する場合は、当該設備は機能喪失するものとしている。 またアクセス性に関しては、アクセス通路の溢水水位や環境条件等を考慮して接近の可能性が失われる場合は、その機能に期待できないものとして評価している。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価	<p>c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 蒸気評価に用いる拡散範囲は、適切な評価方法を用いて妥当な評価範囲を設定する。 評価手法を用いて拡散範囲の算出を行わない場合には、保守側に連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとする。 ただし、評価方法として、汎用3次元流体ソフトウェア等を用いて拡散範囲を算出する場合には、使用した解析コードの蒸気拡散計算への適用性と評価条件を示すこと。</p> <p>(3) 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す没水、被水及び蒸気の要求を満足しているか確認する。</p> <p>a. 没水による影響評価 想定される溢水源に基づいて評価した評価対象区画における最高水位が、2. 2. 2項で選定された防護対象設備の設置位置を超えないことを確認する。 また、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、歩行に影響のない水位（階段堰高さ）であること及び必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われなことを確認する。 上記、設置位置及びアクセス通路の水位が判断基準を超える場合又</p>	<p>- 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 蒸気の拡散範囲に関しては、保守的に、連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとした。</p> <p>・ 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して没水、被水及び蒸気による影響の観点から評価を行っている。</p> <p>- 没水による影響評価 溢水防護区画における溢水水位と溢水防護対象設備の機能喪失高さを比較することにより、当該設備の機能維持の可否を評価している。 なお、溢水防護対象設備自身を溢水源として想定する場合は、当該設備は機能喪失するものとしている。 またアクセス性に関しては、アクセス通路の溢水水位や環境条件等を考慮して接近の可能性が失われる場合は、その機能に期待できないものとして評価している。</p>	
原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価						
<p>c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 蒸気評価に用いる拡散範囲は、適切な評価方法を用いて妥当な評価範囲を設定する。 評価手法を用いて拡散範囲の算出を行わない場合には、保守側に連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとする。 ただし、評価方法として、汎用3次元流体ソフトウェア等を用いて拡散範囲を算出する場合には、使用した解析コードの蒸気拡散計算への適用性と評価条件を示すこと。</p> <p>(3) 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す没水、被水及び蒸気の要求を満足しているか確認する。</p> <p>a. 没水による影響評価 想定される溢水源に基づいて評価した評価対象区画における最高水位が、2. 2. 2項で選定された防護対象設備の設置位置を超えないことを確認する。 また、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、歩行に影響のない水位（階段堰高さ）であること及び必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われなことを確認する。 上記、設置位置及びアクセス通路の水位が判断基準を超える場合又</p>	<p>- 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 蒸気の拡散範囲に関しては、保守的に、連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとした。</p> <p>・ 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して没水、被水及び蒸気による影響の観点から評価を行っている。</p> <p>- 没水による影響評価 溢水防護区画における溢水水位と溢水防護対象設備の機能喪失高さを比較することにより、当該設備の機能維持の可否を評価している。 なお、溢水防護対象設備自身を溢水源として想定する場合は、当該設備は機能喪失するものとしている。 またアクセス性に関しては、アクセス通路の溢水水位や環境条件等を考慮して接近の可能性が失われる場合は、その機能に期待できないものとして評価している。</p>						

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)</p>	<p>東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p>				
		<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1733 256 1774 835">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</th> <th data-bbox="1733 844 1774 1856">島根 2号炉における評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1774 256 2504 835"> <p>は環境の温度、放射線により現場操作が必要な設備へ接近できないと判断される場合は、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>b. 被水による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている防護対象設備の被水による影響については、以下の項目について確認する。</p> <p>防護対象設備から溢水源となる配管が直視できる場合には、図-5に示す被水の影響評価の考え方に従い確認する。</p> <p>また、溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。(解説2. 2. 4-2)</p> <p>① 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>② 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。</p> <p>③ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p> <p>④ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合は、防護</p> </td> <td data-bbox="1774 844 2504 1856"> <p>- 被水による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている溢水防護対象設備への被水による影響は、以下の観点から評価している。</p> <p>① 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、溢水防護対象設備に対する被水防護措置の有無</p> <p>② 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面の開口部又は貫通部の有無</p> <p>③ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部の止水処置等の流出防止対策の有無</p> <p>④ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に止水処置等の流出防止対策がなされていない場合にあり</p> </td> </tr> </tbody> </table>	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2号炉における評価	<p>は環境の温度、放射線により現場操作が必要な設備へ接近できないと判断される場合は、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>b. 被水による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている防護対象設備の被水による影響については、以下の項目について確認する。</p> <p>防護対象設備から溢水源となる配管が直視できる場合には、図-5に示す被水の影響評価の考え方に従い確認する。</p> <p>また、溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。(解説2. 2. 4-2)</p> <p>① 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>② 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。</p> <p>③ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p> <p>④ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合は、防護</p>	<p>- 被水による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている溢水防護対象設備への被水による影響は、以下の観点から評価している。</p> <p>① 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、溢水防護対象設備に対する被水防護措置の有無</p> <p>② 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面の開口部又は貫通部の有無</p> <p>③ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部の止水処置等の流出防止対策の有無</p> <p>④ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に止水処置等の流出防止対策がなされていない場合にあり</p>	
原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根 2号炉における評価						
<p>は環境の温度、放射線により現場操作が必要な設備へ接近できないと判断される場合は、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>b. 被水による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている防護対象設備の被水による影響については、以下の項目について確認する。</p> <p>防護対象設備から溢水源となる配管が直視できる場合には、図-5に示す被水の影響評価の考え方に従い確認する。</p> <p>また、溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。(解説2. 2. 4-2)</p> <p>① 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>② 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。</p> <p>③ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p> <p>④ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合は、防護</p>	<p>- 被水による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている溢水防護対象設備への被水による影響は、以下の観点から評価している。</p> <p>① 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、溢水防護対象設備に対する被水防護措置の有無</p> <p>② 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面の開口部又は貫通部の有無</p> <p>③ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部の止水処置等の流出防止対策の有無</p> <p>④ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に止水処置等の流出防止対策がなされていない場合にあり</p>						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考		
		<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1745 262 2493 850"> <p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、防滴仕様であることとを確認する。</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路については、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認する。</p> <p>上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>① 項の「被水防護措置」とは、障壁による分離、距離による分離及び防水板等による被水防護等をいい、被水防護措置がなされている場合の例を図-6に示す。</p> <p>解説-2. 2. 4-2 「被水による影響評価」 被水による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水源と同じである。「溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、溢水の飛散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p> </td> <td data-bbox="1745 850 2493 1864"> <p>島根2号炉における評価</p> <p>つては、溢水防護対象設備に対する被水防護措置の有無</p> <p>⑤ 溢水防護対象設備の耐環境仕様 (防滴仕様等)</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス性</p> </td> </tr> </table>	<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、防滴仕様であることとを確認する。</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路については、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認する。</p> <p>上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>① 項の「被水防護措置」とは、障壁による分離、距離による分離及び防水板等による被水防護等をいい、被水防護措置がなされている場合の例を図-6に示す。</p> <p>解説-2. 2. 4-2 「被水による影響評価」 被水による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水源と同じである。「溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、溢水の飛散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p>	<p>島根2号炉における評価</p> <p>つては、溢水防護対象設備に対する被水防護措置の有無</p> <p>⑤ 溢水防護対象設備の耐環境仕様 (防滴仕様等)</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス性</p>	
<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、防滴仕様であることとを確認する。</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路については、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認する。</p> <p>上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>① 項の「被水防護措置」とは、障壁による分離、距離による分離及び防水板等による被水防護等をいい、被水防護措置がなされている場合の例を図-6に示す。</p> <p>解説-2. 2. 4-2 「被水による影響評価」 被水による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水源と同じである。「溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、溢水の飛散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p>	<p>島根2号炉における評価</p> <p>つては、溢水防護対象設備に対する被水防護措置の有無</p> <p>⑤ 溢水防護対象設備の耐環境仕様 (防滴仕様等)</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス性</p>				

柏崎刈羽原子力発電所 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="1745 262 1774 835">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</th> <th data-bbox="1745 846 1774 1438">島根2号炉における評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1780 262 2033 835"> c. 蒸気による影響評価 評価対象区画に設置されている防護対象設備の蒸気による影響については、以下の項目について確認する。 防護対象設備から溢水源となる同じ区画にある場合には、図一七に示す蒸気の影響評価の考え方に従い確認する。 また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。(解説2.2.4-3) ① 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。 ② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。 ③ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。 ④ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。 ⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、耐蒸気仕様(想定される温度等を考慮した仕様)であることを確認する。 </td> <td data-bbox="1780 846 2033 1438"> 蒸気による影響評価 評価対象区画に設置されている溢水防護対象設備の蒸気による影響については、以下の観点から評価している。 また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価の対象としている。 ① 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、溢水防護対象設備に対する蒸気防護措置(気流による分離、ケーブルの端子箱の止水処置等)の有無 ② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部の有無 ③ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部の止水処置等の流出防止対策の有無 ④ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に止水処置等の流出防止対策がなされていない場合は、防護対象設備に対する蒸気防護措置の有無 ⑤ 溢水防護対象設備の耐環境仕様(耐蒸気仕様等) </td> </tr> </tbody> </table>	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価	c. 蒸気による影響評価 評価対象区画に設置されている防護対象設備の蒸気による影響については、以下の項目について確認する。 防護対象設備から溢水源となる同じ区画にある場合には、図一七に示す蒸気の影響評価の考え方に従い確認する。 また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。(解説2.2.4-3) ① 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。 ② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。 ③ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。 ④ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。 ⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、耐蒸気仕様(想定される温度等を考慮した仕様)であることを確認する。	蒸気による影響評価 評価対象区画に設置されている溢水防護対象設備の蒸気による影響については、以下の観点から評価している。 また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価の対象としている。 ① 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、溢水防護対象設備に対する蒸気防護措置(気流による分離、ケーブルの端子箱の止水処置等)の有無 ② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部の有無 ③ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部の止水処置等の流出防止対策の有無 ④ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に止水処置等の流出防止対策がなされていない場合は、防護対象設備に対する蒸気防護措置の有無 ⑤ 溢水防護対象設備の耐環境仕様(耐蒸気仕様等)	
原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価						
c. 蒸気による影響評価 評価対象区画に設置されている防護対象設備の蒸気による影響については、以下の項目について確認する。 防護対象設備から溢水源となる同じ区画にある場合には、図一七に示す蒸気の影響評価の考え方に従い確認する。 また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。(解説2.2.4-3) ① 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。 ② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。 ③ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。 ④ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。 ⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、耐蒸気仕様(想定される温度等を考慮した仕様)であることを確認する。	蒸気による影響評価 評価対象区画に設置されている溢水防護対象設備の蒸気による影響については、以下の観点から評価している。 また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価の対象としている。 ① 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、溢水防護対象設備に対する蒸気防護措置(気流による分離、ケーブルの端子箱の止水処置等)の有無 ② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部の有無 ③ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部の止水処置等の流出防止対策の有無 ④ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に止水処置等の流出防止対策がなされていない場合は、防護対象設備に対する蒸気防護措置の有無 ⑤ 溢水防護対象設備の耐環境仕様(耐蒸気仕様等)						

柏崎刈羽原子力発電所 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="1745 262 1774 835">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</th> <th data-bbox="1745 844 1774 1438">島根2号炉における評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1786 262 2300 835"> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあつては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われなことを確認する。</p> <p>上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>④ の「蒸気防護措置」とは、気流による分離、ケーブル端子箱の密封処理による分離等による蒸気防護処置等をいう。</p> <p>解説-2. 2. 4-3 「蒸気による影響評価」</p> <p>蒸気による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水源と同じである。「溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、蒸気の拡散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p> </td> <td data-bbox="1786 844 2300 1438"> <p>⑥中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス性</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="2312 262 2496 835"> <p>(4) 溢水による影響評価の判定</p> <p>(3) の影響評価の結果から内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと(信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)。</p> <p>内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停</p> </td> <td data-bbox="2312 844 2496 1438"> <p>・溢水による影響評価の判定</p> <p>溢水影響評価の結果から、内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと(多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)を確認している。</p> <p>なお、内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、</p> </td> </tr> </tbody> </table>	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価	<p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあつては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われなことを確認する。</p> <p>上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>④ の「蒸気防護措置」とは、気流による分離、ケーブル端子箱の密封処理による分離等による蒸気防護処置等をいう。</p> <p>解説-2. 2. 4-3 「蒸気による影響評価」</p> <p>蒸気による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水源と同じである。「溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、蒸気の拡散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p>	<p>⑥中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス性</p>	<p>(4) 溢水による影響評価の判定</p> <p>(3) の影響評価の結果から内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと(信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)。</p> <p>内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停</p>	<p>・溢水による影響評価の判定</p> <p>溢水影響評価の結果から、内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと(多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)を確認している。</p> <p>なお、内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、</p>	
原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価								
<p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあつては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われなことを確認する。</p> <p>上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>④ の「蒸気防護措置」とは、気流による分離、ケーブル端子箱の密封処理による分離等による蒸気防護処置等をいう。</p> <p>解説-2. 2. 4-3 「蒸気による影響評価」</p> <p>蒸気による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水源と同じである。「溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、蒸気の拡散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p>	<p>⑥中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス性</p>								
<p>(4) 溢水による影響評価の判定</p> <p>(3) の影響評価の結果から内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと(信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)。</p> <p>内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停</p>	<p>・溢水による影響評価の判定</p> <p>溢水影響評価の結果から、内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと(多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)を確認している。</p> <p>なお、内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、</p>								

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)</p>	<p>東海第二発電所 (2018.9.18版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p>										
		<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1745 260 1774 1440">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</th> <th data-bbox="1745 260 1774 1440">島根2号炉における評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1774 260 1899 1440"> <p>止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p> </td> <td data-bbox="1774 260 1899 1440"> <p>原子炉停止系の作動を要求される場合を想定し、溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき安全解析を実施し、問題の無いことを確認している。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1899 260 2071 1440"> <p>3. 使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の溢水評価 3.1 溢水源及び溢水量の想定 3.1.1 溢水源として、2.1項の原子炉施設の溢水源及び溢水量の想定と同じ溢水源と溢水量を想定する。</p> </td> <td data-bbox="1899 260 2071 1440"> <p>■燃料プールの溢水評価 □溢水源及び溢水量の想定 溢水源として、原子炉施設の溢水評価と同じ溢水源及び溢水量を想定している。（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="2071 260 2398 1440"> <p>3.1.1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 配管の破損は、2.1.1項の原子炉施設と同じように内包する流体のエネルギーに応じて ①高エネルギー配管及び②低エネルギー配管の2種類に分類し、破損を想定する。 ・高エネルギー配管については、完全全周破断 ・低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さで配管内厚の1/2の幅を有する貫通クラック（以下、「貫通クラック」という。）</p> </td> <td data-bbox="2071 260 2398 1440"> <p>○溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に、内包する流体のエネルギーに応じた破損形態を想定している（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="2398 260 2493 1440"> <p>3.1.2 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水 (1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水</p> </td> <td data-bbox="2398 260 2493 1440"> <p>○発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に、火災発生時に消火栓による消火活</p> </td> </tr> </tbody> </table>	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価	<p>止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p>	<p>原子炉停止系の作動を要求される場合を想定し、溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき安全解析を実施し、問題の無いことを確認している。</p>	<p>3. 使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の溢水評価 3.1 溢水源及び溢水量の想定 3.1.1 溢水源として、2.1項の原子炉施設の溢水源及び溢水量の想定と同じ溢水源と溢水量を想定する。</p>	<p>■燃料プールの溢水評価 □溢水源及び溢水量の想定 溢水源として、原子炉施設の溢水評価と同じ溢水源及び溢水量を想定している。（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）</p>	<p>3.1.1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 配管の破損は、2.1.1項の原子炉施設と同じように内包する流体のエネルギーに応じて ①高エネルギー配管及び②低エネルギー配管の2種類に分類し、破損を想定する。 ・高エネルギー配管については、完全全周破断 ・低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さで配管内厚の1/2の幅を有する貫通クラック（以下、「貫通クラック」という。）</p>	<p>○溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に、内包する流体のエネルギーに応じた破損形態を想定している（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）。</p>	<p>3.1.2 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水 (1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水</p>	<p>○発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に、火災発生時に消火栓による消火活</p>	
原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価												
<p>止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p>	<p>原子炉停止系の作動を要求される場合を想定し、溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき安全解析を実施し、問題の無いことを確認している。</p>												
<p>3. 使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の溢水評価 3.1 溢水源及び溢水量の想定 3.1.1 溢水源として、2.1項の原子炉施設の溢水源及び溢水量の想定と同じ溢水源と溢水量を想定する。</p>	<p>■燃料プールの溢水評価 □溢水源及び溢水量の想定 溢水源として、原子炉施設の溢水評価と同じ溢水源及び溢水量を想定している。（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）</p>												
<p>3.1.1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 配管の破損は、2.1.1項の原子炉施設と同じように内包する流体のエネルギーに応じて ①高エネルギー配管及び②低エネルギー配管の2種類に分類し、破損を想定する。 ・高エネルギー配管については、完全全周破断 ・低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さで配管内厚の1/2の幅を有する貫通クラック（以下、「貫通クラック」という。）</p>	<p>○溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に、内包する流体のエネルギーに応じた破損形態を想定している（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）。</p>												
<p>3.1.2 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水 (1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水</p>	<p>○発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に、火災発生時に消火栓による消火活</p>												

柏崎刈羽原子力発電所 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"> <tr> <td data-bbox="1745 260 1774 1440"> <p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水は、2.1.2項の原子炉施設と同じように以下の2項目を想定する。</p> <p>a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水</p> <p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>3. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水</p> <p>流体を内包する機器 (配管, 容器) のうち, 基準地震動による地震力によって, 破損が生じるとされる機器について, 2. 1. 3 (1) 項の原子炉施設と同じように破損による溢水を想定する。</p> <p>(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水が, 地震に伴うスロッシングによってプール外へ漏水する可能性のある場合は, 2. 1. 3 (2) 項の原子炉施設と同じように溢水源として想定する。</p> <p>3. 2 溢水影響評価</p> <p>3. 2. 1 使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) に対する溢水影響評価</p> <p>溢水に対する使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) の安全確保の考え方は, 以下のとおりとする。</p> </td> <td data-bbox="1745 260 1774 1440"> <p>島根2号炉における評価</p> <p>動が想定される区画における放水を想定している (評価は, 原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)。</p> <p>○地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所内に設置された機器の破損による溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に, 流体を内包する機器 (配管, 容器) のうち, 基準地震動 Ss に対する耐震性を確認していない耐震 B・C クラスの機器の破損を想定している (評価は, 原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)。 ・燃料プールのスロッシングによる溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に, 燃料プール水が基準地震動 Ss による地震力により生じるスロッシングによる漏水量を考慮している (評価は, 原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)。 <p>○溢水影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料プールに対する溢水影響評価 原子炉施設内での溢水事象を想定し, 燃料プールの冷却及び給水機能を有する系統が, その機能を失わないことを評価している。 <p>なお, 外乱が生じた場合であっても, これらの系統の機能が同時に</p> </td> </tr> </table>	<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水は、2.1.2項の原子炉施設と同じように以下の2項目を想定する。</p> <p>a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水</p> <p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>3. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水</p> <p>流体を内包する機器 (配管, 容器) のうち, 基準地震動による地震力によって, 破損が生じるとされる機器について, 2. 1. 3 (1) 項の原子炉施設と同じように破損による溢水を想定する。</p> <p>(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水が, 地震に伴うスロッシングによってプール外へ漏水する可能性のある場合は, 2. 1. 3 (2) 項の原子炉施設と同じように溢水源として想定する。</p> <p>3. 2 溢水影響評価</p> <p>3. 2. 1 使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) に対する溢水影響評価</p> <p>溢水に対する使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) の安全確保の考え方は, 以下のとおりとする。</p>	<p>島根2号炉における評価</p> <p>動が想定される区画における放水を想定している (評価は, 原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)。</p> <p>○地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所内に設置された機器の破損による溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に, 流体を内包する機器 (配管, 容器) のうち, 基準地震動 Ss に対する耐震性を確認していない耐震 B・C クラスの機器の破損を想定している (評価は, 原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)。 ・燃料プールのスロッシングによる溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に, 燃料プール水が基準地震動 Ss による地震力により生じるスロッシングによる漏水量を考慮している (評価は, 原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)。 <p>○溢水影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料プールに対する溢水影響評価 原子炉施設内での溢水事象を想定し, 燃料プールの冷却及び給水機能を有する系統が, その機能を失わないことを評価している。 <p>なお, 外乱が生じた場合であっても, これらの系統の機能が同時に</p>	
<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水は、2.1.2項の原子炉施設と同じように以下の2項目を想定する。</p> <p>a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水</p> <p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>3. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水</p> <p>流体を内包する機器 (配管, 容器) のうち, 基準地震動による地震力によって, 破損が生じるとされる機器について, 2. 1. 3 (1) 項の原子炉施設と同じように破損による溢水を想定する。</p> <p>(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水が, 地震に伴うスロッシングによってプール外へ漏水する可能性のある場合は, 2. 1. 3 (2) 項の原子炉施設と同じように溢水源として想定する。</p> <p>3. 2 溢水影響評価</p> <p>3. 2. 1 使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) に対する溢水影響評価</p> <p>溢水に対する使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) の安全確保の考え方は, 以下のとおりとする。</p>	<p>島根2号炉における評価</p> <p>動が想定される区画における放水を想定している (評価は, 原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)。</p> <p>○地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所内に設置された機器の破損による溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に, 流体を内包する機器 (配管, 容器) のうち, 基準地震動 Ss に対する耐震性を確認していない耐震 B・C クラスの機器の破損を想定している (評価は, 原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)。 ・燃料プールのスロッシングによる溢水 原子炉施設の溢水評価と同様に, 燃料プール水が基準地震動 Ss による地震力により生じるスロッシングによる漏水量を考慮している (評価は, 原子炉施設の溢水評価とあわせて実施)。 <p>○溢水影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料プールに対する溢水影響評価 原子炉施設内での溢水事象を想定し, 燃料プールの冷却及び給水機能を有する系統が, その機能を失わないことを評価している。 <p>なお, 外乱が生じた場合であっても, これらの系統の機能が同時に</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				
		<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1745 258 1777 1442"> <p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>溢水の影響評価にあたっては、発電所内で発生した溢水に対して、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）設備が、「プール冷却」及び「プールへの給水」ができることを確認する。</p> <p>プール冷却にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）冷却系に外乱が生じ、冷却を維持する必要がある場合、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を保安規定で定められた水温（65℃以下）以下に維持できること。</p> <p>プールへの給水にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）補給水系に外乱が生じ、給水を維持する必要がある場合、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を燃料の放射線を遮へいするために必要な量の水を維持できること。</p> <p>3. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>3. 1項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、溢水の発生場所毎に「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p> </td> <td data-bbox="1777 258 1810 1442"> <p>島根2号炉における評価</p> <p>に損なわれないことにより、燃料プールの水温の維持及び遮蔽に必要な水量の給水が可能であると評価している。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1745 846 2496 1442"> <p>3. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>3. 1項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、溢水の発生場所毎に「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p> </td> <td data-bbox="1777 258 2496 846"> <p>・ 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な設備を防護対象設備として選定している（原子炉施設の溢水評価における防護対象設備とあわせて選定）。</p> </td> </tr> </table>	<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>溢水の影響評価にあたっては、発電所内で発生した溢水に対して、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）設備が、「プール冷却」及び「プールへの給水」ができることを確認する。</p> <p>プール冷却にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）冷却系に外乱が生じ、冷却を維持する必要がある場合、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を保安規定で定められた水温（65℃以下）以下に維持できること。</p> <p>プールへの給水にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）補給水系に外乱が生じ、給水を維持する必要がある場合、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を燃料の放射線を遮へいするために必要な量の水を維持できること。</p> <p>3. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>3. 1項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、溢水の発生場所毎に「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p>	<p>島根2号炉における評価</p> <p>に損なわれないことにより、燃料プールの水温の維持及び遮蔽に必要な水量の給水が可能であると評価している。</p>	<p>3. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>3. 1項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、溢水の発生場所毎に「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p>	<p>・ 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な設備を防護対象設備として選定している（原子炉施設の溢水評価における防護対象設備とあわせて選定）。</p>	
<p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>溢水の影響評価にあたっては、発電所内で発生した溢水に対して、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）設備が、「プール冷却」及び「プールへの給水」ができることを確認する。</p> <p>プール冷却にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）冷却系に外乱が生じ、冷却を維持する必要がある場合、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を保安規定で定められた水温（65℃以下）以下に維持できること。</p> <p>プールへの給水にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）補給水系に外乱が生じ、給水を維持する必要がある場合、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を燃料の放射線を遮へいするために必要な量の水を維持できること。</p> <p>3. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>3. 1項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、溢水の発生場所毎に「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p>	<p>島根2号炉における評価</p> <p>に損なわれないことにより、燃料プールの水温の維持及び遮蔽に必要な水量の給水が可能であると評価している。</p>						
<p>3. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>3. 1項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、溢水の発生場所毎に「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p>	<p>・ 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な設備を防護対象設備として選定している（原子炉施設の溢水評価における防護対象設備とあわせて選定）。</p>						

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)</p>	<p>東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p>						
		<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1745 247 1774 835">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</th> <th data-bbox="1745 835 1774 1864">島根2号炉における評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1780 247 2196 835"> <p>3. 2. 3 溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、3. 2. 2項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定すること。 全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するために、3. 2. 2項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図とを照合しなければならない。 また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。 なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p> </td> <td data-bbox="1780 835 2196 1864"> <p>・溢水防護区画の設定 溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について溢水防護区画として設定している（原子炉施設の溢水評価における溢水防護区画とあわせて設定）。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="2196 247 2493 835"> <p>3. 2. 4 溢水影響評価 溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けず、その機能が確保されるか否かを評価する。(図-8) 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。 溢水影響評価方法は、原子炉施設と同様の方法を用いる。</p> </td> <td data-bbox="2196 835 2493 1864"> <p>・溢水影響評価 溢水影響評価は、没水、被水及び蒸気の影響について評価している。 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象としている（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価	<p>3. 2. 3 溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、3. 2. 2項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定すること。 全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するために、3. 2. 2項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図とを照合しなければならない。 また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。 なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p>	<p>・溢水防護区画の設定 溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について溢水防護区画として設定している（原子炉施設の溢水評価における溢水防護区画とあわせて設定）。</p>	<p>3. 2. 4 溢水影響評価 溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けず、その機能が確保されるか否かを評価する。(図-8) 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。 溢水影響評価方法は、原子炉施設と同様の方法を用いる。</p>	<p>・溢水影響評価 溢水影響評価は、没水、被水及び蒸気の影響について評価している。 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象としている（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）。</p>	
原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価								
<p>3. 2. 3 溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、3. 2. 2項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定すること。 全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するために、3. 2. 2項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図とを照合しなければならない。 また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。 なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p>	<p>・溢水防護区画の設定 溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について溢水防護区画として設定している（原子炉施設の溢水評価における溢水防護区画とあわせて設定）。</p>								
<p>3. 2. 4 溢水影響評価 溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けず、その機能が確保されるか否かを評価する。(図-8) 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。 溢水影響評価方法は、原子炉施設と同様の方法を用いる。</p>	<p>・溢水影響評価 溢水影響評価は、没水、被水及び蒸気の影響について評価している。 評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象としている（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）。</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				
		<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1745 256 1774 835">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</th> <th data-bbox="1745 844 1774 1432">島根2号炉における評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1786 256 2024 835"> <p>(1) 溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、以下の経路を考慮して設定する。溢水経路の設定方法は、2. 2. 4 (1)の原子炉施設の溢水経路の設定と同じ方法を用いる。</p> <p>a. 溢水防護区内漏えいでの溢水経路 b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる以下の各項目の算出は、2. 2. 4 (2)の原子炉施設の算出方法と同じ算出方法を用いる。</p> <p>a. 没水評価に用いる水位の算出方法 b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法</p> <p>(3) 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す没水、被水及び蒸気の要求を満足しているか確認する。確認方法は、2. 2. 4 (3)の原子炉施設の影響評価と同じ。</p> <p>a. 没水による影響評価 b. 被水による影響評価 c. 蒸気による影響評価</p> </td> <td data-bbox="1786 844 2024 1432"> <p>- 溢水経路の設定 原子炉施設の溢水評価と同様に、溢水防護区画内漏えい及び溢水防護区画外漏えいについて、評価対象区画の水位を保守的に算定するよう、溢水経路を設定している（原子炉施設の溢水評価における溢水経路とあわせて設定）。</p> <p>- 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる各項目は、原子炉施設の溢水評価と同様に算出している（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）。</p> <p>- 影響評価 原子炉施設の溢水評価と同様に、没水、被水及び蒸気による影響について評価している（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価	<p>(1) 溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、以下の経路を考慮して設定する。溢水経路の設定方法は、2. 2. 4 (1)の原子炉施設の溢水経路の設定と同じ方法を用いる。</p> <p>a. 溢水防護区内漏えいでの溢水経路 b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる以下の各項目の算出は、2. 2. 4 (2)の原子炉施設の算出方法と同じ算出方法を用いる。</p> <p>a. 没水評価に用いる水位の算出方法 b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法</p> <p>(3) 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す没水、被水及び蒸気の要求を満足しているか確認する。確認方法は、2. 2. 4 (3)の原子炉施設の影響評価と同じ。</p> <p>a. 没水による影響評価 b. 被水による影響評価 c. 蒸気による影響評価</p>	<p>- 溢水経路の設定 原子炉施設の溢水評価と同様に、溢水防護区画内漏えい及び溢水防護区画外漏えいについて、評価対象区画の水位を保守的に算定するよう、溢水経路を設定している（原子炉施設の溢水評価における溢水経路とあわせて設定）。</p> <p>- 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる各項目は、原子炉施設の溢水評価と同様に算出している（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）。</p> <p>- 影響評価 原子炉施設の溢水評価と同様に、没水、被水及び蒸気による影響について評価している（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）。</p>	
原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	島根2号炉における評価						
<p>(1) 溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、以下の経路を考慮して設定する。溢水経路の設定方法は、2. 2. 4 (1)の原子炉施設の溢水経路の設定と同じ方法を用いる。</p> <p>a. 溢水防護区内漏えいでの溢水経路 b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる以下の各項目の算出は、2. 2. 4 (2)の原子炉施設の算出方法と同じ算出方法を用いる。</p> <p>a. 没水評価に用いる水位の算出方法 b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法</p> <p>(3) 影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す没水、被水及び蒸気の要求を満足しているか確認する。確認方法は、2. 2. 4 (3)の原子炉施設の影響評価と同じ。</p> <p>a. 没水による影響評価 b. 被水による影響評価 c. 蒸気による影響評価</p>	<p>- 溢水経路の設定 原子炉施設の溢水評価と同様に、溢水防護区画内漏えい及び溢水防護区画外漏えいについて、評価対象区画の水位を保守的に算定するよう、溢水経路を設定している（原子炉施設の溢水評価における溢水経路とあわせて設定）。</p> <p>- 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる各項目は、原子炉施設の溢水評価と同様に算出している（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）。</p> <p>- 影響評価 原子炉施設の溢水評価と同様に、没水、被水及び蒸気による影響について評価している（評価は、原子炉施設の溢水評価とあわせて実施）。</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		
		<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1736 254 2504 842"> <p style="text-align: center;">島根2号炉における評価</p> <p>- 溢水による影響評価の判定 溢水影響評価の結果、内部溢水に対して、燃料プールの冷却及び給水機能が失われなことを確認している。</p> </td> <td data-bbox="1736 842 2504 1440"> <p style="text-align: center;">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>(4) 溢水による影響評価の判定 (3) の影響評価の結果から内部溢水に対して、使用済燃料貯蔵プールの冷却及び給水機能が失われなことを確認すること。</p> <p>4. 附則 (略)</p> </td> </tr> </table>	<p style="text-align: center;">島根2号炉における評価</p> <p>- 溢水による影響評価の判定 溢水影響評価の結果、内部溢水に対して、燃料プールの冷却及び給水機能が失われなことを確認している。</p>	<p style="text-align: center;">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>(4) 溢水による影響評価の判定 (3) の影響評価の結果から内部溢水に対して、使用済燃料貯蔵プールの冷却及び給水機能が失われなことを確認すること。</p> <p>4. 附則 (略)</p>	
<p style="text-align: center;">島根2号炉における評価</p> <p>- 溢水による影響評価の判定 溢水影響評価の結果、内部溢水に対して、燃料プールの冷却及び給水機能が失われなことを確認している。</p>	<p style="text-align: center;">原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド</p> <p>(4) 溢水による影響評価の判定 (3) の影響評価の結果から内部溢水に対して、使用済燃料貯蔵プールの冷却及び給水機能が失われなことを確認すること。</p> <p>4. 附則 (略)</p>				

柏崎刈羽原子力発電所 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>添付資料11 建屋外への漏えい防止として止水を期待する設備の設置場所</u></p> <p>11.1 止水を期待する設備の設置場所について</p> <p>放射性物質を含んだ液体の溢水伝播に対して止水を期待する設備の、具体的な設置場所について以下に示す。</p>		<p><u>添付資料10 建物外への漏えい防止として止水を期待する設備の設置場所</u></p> <p>1. 止水を期待する設備の設置場所について</p> <p>放射性物質を含んだ液体の溢水伝播に対して止水を期待する設備の、具体的な設置場所について図1-1～図1-11に示す。</p>	<p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>(東海第二は本文13に記載)</p>

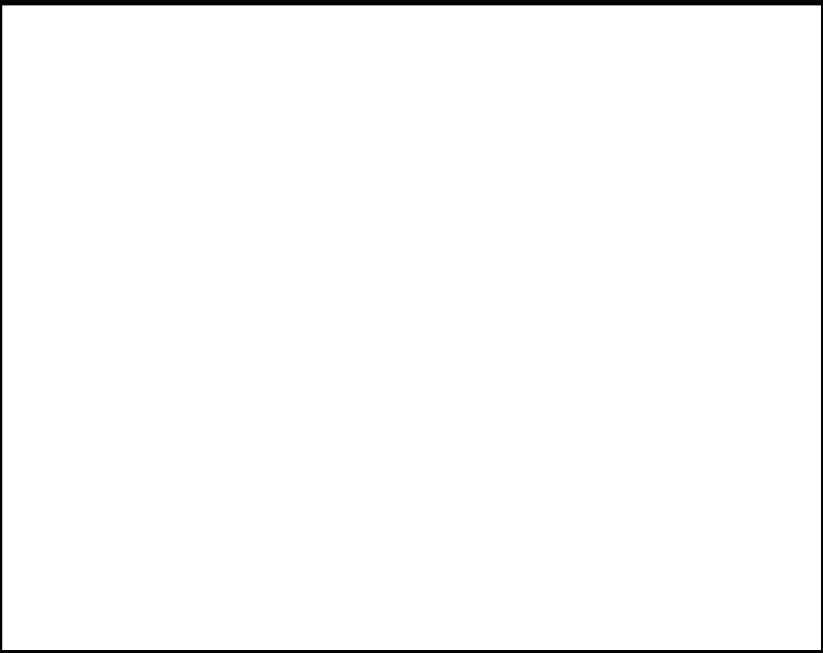
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="181 254 893 905" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="181 926 914 1003" data-label="Caption"> <p>添付第11.1-1 図 6号及び7号炉 止水を期待する設備の設置場所</p> </div> <div data-bbox="181 1062 893 1713" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="181 1734 914 1812" data-label="Caption"> <p>添付第11.1-1 図 6号及び7号炉 止水を期待する設備の設置場所</p> </div>		<div data-bbox="1733 254 2504 915" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1881 926 2356 957" data-label="Caption"> <p>図 1-1 止水を期待する設備の設置箇所</p> </div> <div data-bbox="1733 1024 2504 1717" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1881 1734 2356 1766" data-label="Caption"> <p>図 1-2 止水を期待する設備の設置箇所</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="181 258 893 905" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="181 926 914 1003" data-label="Caption"> <p>添付第11.1-1 図 6号及び7号炉 止水を期待する設備の設置場所</p> </div> <div data-bbox="181 1062 893 1709" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="181 1730 914 1808" data-label="Caption"> <p>添付第11.1-1 図 6号及び7号炉 止水を期待する設備の設置場所</p> </div>		<div data-bbox="1730 258 2502 919" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1881 926 2347 957" data-label="Caption"> <p>図 1-3 止水を期待する設備の設置箇所</p> </div> <div data-bbox="1730 1024 2502 1766" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1881 1780 2347 1812" data-label="Caption"> <p>図 1-4 止水を期待する設備の設置箇所</p> </div>	

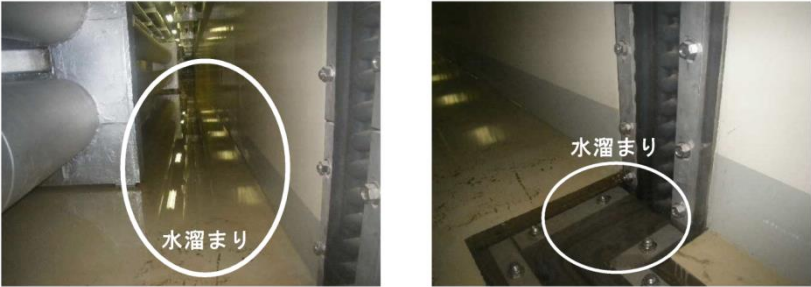

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="186 254 905 905" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="178 919 914 1005" data-label="Caption"> <p>添付第11.1-1 図 6号及び7号炉 止水を期待する設備の設置 場所</p> </div> <div data-bbox="178 1060 896 1711" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="178 1726 914 1812" data-label="Caption"> <p>添付第11.1-1 図 6号及び7号炉 止水を期待する設備の設置 場所</p> </div>		<div data-bbox="1730 254 2502 1010" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1869 1010 2359 1050" data-label="Caption"> <p>図 1-5 止水を期待する設備の設置箇所</p> </div> <div data-bbox="1730 1060 2502 1812" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1869 1818 2359 1858" data-label="Caption"> <p>図 1-6 止水を期待する設備の設置箇所</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="181 254 893 905" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="181 926 908 1003">添付第11.1-1 図 6号及び7号炉 止水を期待する設備の設置場所</p> <div data-bbox="181 1062 893 1713" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="181 1734 908 1812">添付第11.1-1 図 6号及び7号炉 止水を期待する設備の設置場所</p>	<div data-bbox="937 254 1715 1713" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1881 793 2353 825">図 1-7 止水を期待する設備の設置箇所</p> <p data-bbox="1881 1423 2353 1455">図 1-8 止水を期待する設備の設置箇所</p>	<p data-bbox="2635 205 2700 237">備考</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 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="189 254 905 905" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="195 919 914 1005" data-label="Caption"> <p>添付第11.1-1 図 6号及び7号炉 止水を期待する設備の設置場所</p> </div>	<div data-bbox="928 241 1721 1858" data-label="Image"> </div>	<div data-bbox="1733 254 2496 791" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1863 787 2362 829" data-label="Caption"> <p>図 1-9 止水を期待する設備の設置箇所</p> </div> <div data-bbox="1733 890 2496 1402" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1857 1415 2368 1455" data-label="Caption"> <p>図 1-10 止水を期待する設備の設置箇所</p> </div>	<div data-bbox="2513 241 2822 1858" data-label="Image"> </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="1881 884 2359 911">図 1-11 止水を期待する設備の設置箇所</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 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;">補足説明資料 1</p> <p><u>6号及び7号炉建屋間接合部における漏水事象の原因と対策</u></p> <p>平成25年6月、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉において、建屋間接合部から雨水が建屋内に流入する事象が発生した。その原因と対策を以下に示す。</p> <p>1.1 事象の原因について</p> <p>雨水が建屋間接合部に設置しているエキスパンションジョイント止水板（以下「止水板」という。）を経由して建屋内（以下「2m ギャップ」という。）へ流入した主たる原因は以下と考える。</p> <p>①止水板（ゴム製）が、コンクリート躯体と密着不良の状態であり取り付けられていた。</p> <p>②止水板の取り付けに際して、ゴムのクリープによる応力緩和が考慮されていない締め付けトルク値（150N・m）で締め付けられていたため、経年に伴う応力緩和の影響により取り付けナットに弛みが生じていた。</p> <p>③屋外排水設備工事に伴う仮設排水設備を夜間停止する運用としていたことにより、雨水が排水されず地上部のトランスヤード周辺に滞留し、建屋と人造岩盤（以下「MMR」という。）の隙間に浸入したものが、止水板の密着不良箇所や締め付け不足箇所から建屋内に流入した。</p>		<p style="text-align: right;">補足説明資料 1</p> <p><u>島根2号炉原子炉補機海水系熱交換器の海水系出口配管からの海水漏えい事象について</u></p> <p>1. はじめに</p> <p>島根2号炉原子炉補機海水系熱交換器の海水系出口配管からの海水漏えい事象が島根2号炉における溢水影響評価に包含されることを以下に示す。</p> <p>2. 島根2号炉原子炉補機海水系熱交換器の海水系出口配管からの海水漏えい事象について</p> <p>平成26年10月27日、第17回定期検査中の島根2号炉において、原子炉建物地下1階西側エレベータ付近（非管理区域）に敷設している原子炉補機海水系熱交換器の海水系出口配管（I系統）から海水が漏えいした。</p> <p>本事象は、外的な要因によりゴムライニングに傷が入って剥離が生じ、剥離した部分の配管内面の腐食、貫通孔が生じ漏えいに至ったものと考えられる。当該配管は新管に取り替え済みであり、本件同様にゴムライニングを採用している箇所について随時開放点検を実施中である。</p> <p>本事象による溢水量は、約0.45m³であり、想定破損による溢水影響評価に包含されることを確認した。原子炉補機海水系の海水漏えい事象と原子炉補機海水系想定破損の比較を表1に示す。</p> <p>表1 原子炉補機海水系海水漏えい事象と原子炉補機海水系想定破損の比較</p> <table border="1" data-bbox="1736 1501 2496 1738"> <thead> <tr> <th></th> <th>破損状況</th> <th>溢水量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機海水系の海水漏えい事象</td> <td>貫通孔 (ピンホール)</td> <td>約0.45m³</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水系の想定破損 ※</td> <td>貫通クラック</td> <td>457m³</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 原子炉補機海水系（呼び径：700A，運転温度：40℃，運転圧力：0.98MPa）は低エネルギー配管であるため、評価ガイドに基づき貫通クラックによる破損を想定する。</p>		破損状況	溢水量	原子炉補機海水系の海水漏えい事象	貫通孔 (ピンホール)	約0.45m ³	原子炉補機海水系の想定破損 ※	貫通クラック	457m ³	<p>【柏崎6/7】</p> <ul style="list-style-type: none"> 各プラントで過去に生じた溢水事象を記載していることによる相違 <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> 補足説明資料23にて自プラントの溢水事象を記載
	破損状況	溢水量										
原子炉補機海水系の海水漏えい事象	貫通孔 (ピンホール)	約0.45m ³										
原子炉補機海水系の想定破損 ※	貫通クラック	457m ³										

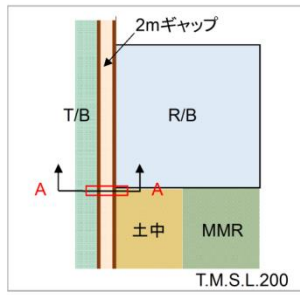
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="154 254 917 327">■6号炉タービン建屋 地下中2階 (管理区域) (約800Lの水溜り)</p> <div data-bbox="160 344 917 611">  </div> <p data-bbox="154 789 917 821">■7号炉タービン建屋 地下2階 (管理区域) (約350Lの水溜り)</p> <div data-bbox="160 837 917 1104">  </div>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

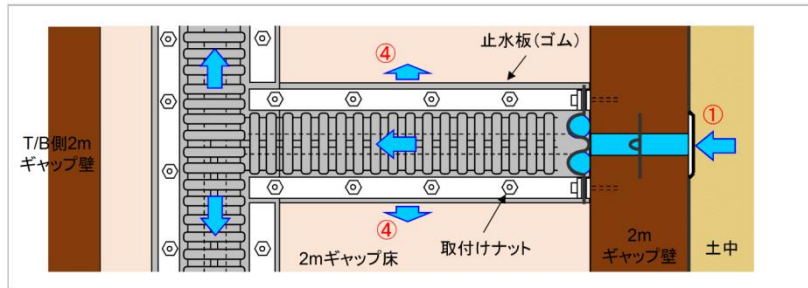
東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

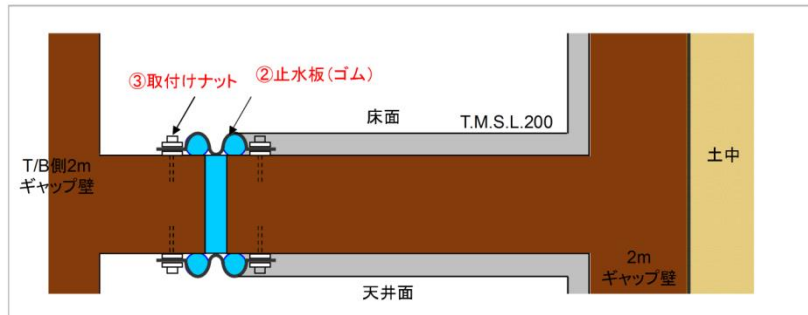
備考



- ◇図面の補足
- ①仮設排水設備を停止していたことにより、雨水が浸入した。
 - ②止水板(ゴム)の取り付け位置がずれていた。
 - ③止水板(ゴム)のクリープによる応力緩和により弛んでいた。
 - ④以上より、止水板の密着不良箇所から雨水が浸入した。



壁面断面図



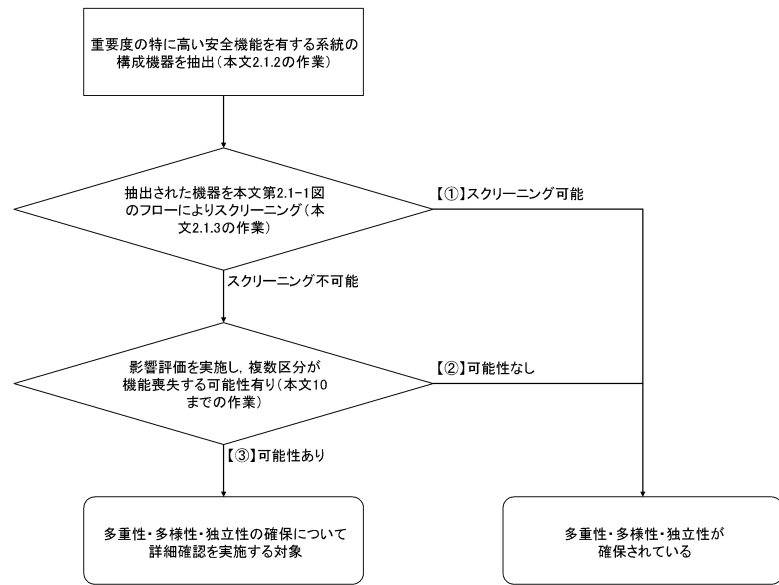
補足第 1. 1-1 図 当該事象の状況及びイメージ

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
<p>1.2 再発防止対策について</p> <p>当該事象への対策として、以下の是正処置を実施した。</p> <p>①止水板の変形・ゆがみ・ずれ等が無いか取り付け状態を確認し、コンクリート躯体と密着状態となるように是正した。</p> <p>②取り付けナットについて、応力緩和を考慮した締め付けトルク値 (200N・m) で全数増し締め (返し締め・マーキング含む) を実施した。</p> <p>③工事に使用していた仮設排水設備は、夜間も含めて常時運転する運用に変更した。</p> <p>④雨水の流入箇所と推定した建屋と MMR の隙間は、コーキング材にて充填補修を実施した。</p> <p>以上の対策を実施した以後、建屋間接合部からの漏水事象は発生しておらず、事象の推定原因及び対策内容は妥当と判断した。</p> <p>1.3 今後の対応について</p> <p>定期点検により継続的に抜き取り検査を行い、締め付けトルク値を確認するとともに応力緩和傾向を監視していく。その際、万一、不具合があればただちに是正処置を行う。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>			

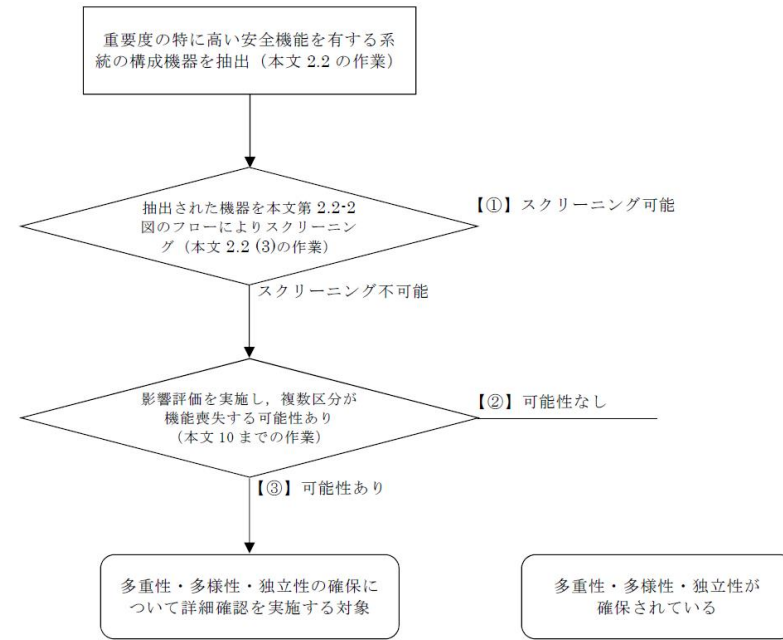
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																										
<p style="text-align: right;">補足説明資料 2</p> <p style="text-align: center;">設置許可基準第十二条の要求について</p> <p>設置許可基準第十二条では、安全施設が安全機能を果たすための要求が記載されており、この要求への対応について整理する。</p> <p>2.1 要求事項</p> <p>第十二条における要求事項を整理すると以下の通り。</p> <table border="1" data-bbox="163 693 920 1417"> <thead> <tr> <th>設置許可基準第十二条</th> <th>内部溢水影響評価での対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(安全施設) 第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。</td> <td>安全施設の内、重要度の特に高い安全機能を有する系統に関して、ガイドの要求に従い、防護対象設備として選定する。</td> </tr> <tr> <td>2 安全機能を有する系統の内、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機器又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。</td> <td>想定する内部溢水に対し、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認する。</td> </tr> <tr> <td>3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することが出来るものでなければならない。</td> <td>環境条件として、溢水事象となる事故（LOCA や 2 次系破断）、原子炉外乱、自然現象を考慮しても、溢水の影響により防護対象設備が安全機能を失わないことを確認する。</td> </tr> </tbody> </table>	設置許可基準第十二条	内部溢水影響評価での対応	(安全施設) 第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。	安全施設の内、重要度の特に高い安全機能を有する系統に関して、ガイドの要求に従い、防護対象設備として選定する。	2 安全機能を有する系統の内、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機器又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。	想定する内部溢水に対し、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認する。	3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することが出来るものでなければならない。	環境条件として、溢水事象となる事故（LOCA や 2 次系破断）、原子炉外乱、自然現象を考慮しても、溢水の影響により防護対象設備が安全機能を失わないことを確認する。	<p style="text-align: right;">補足説明資料-1</p> <p style="text-align: center;">設置許可基準規則第十二条の要求について</p> <p>設置許可基準規則第十二条では、安全施設が安全機能を果たすための要求が記載されており、この要求への対応について整理する。</p> <p>1. 要求事項</p> <p>第十二条における要求事項を整理すると以下の通り。</p> <table border="1" data-bbox="952 651 1706 1396"> <thead> <tr> <th>設置許可基準規則 第十二条</th> <th>内部溢水影響評価での対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(安全施設) 第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。</td> <td>安全施設のうち、溢水評価ガイドの要求に従って、重要度の特に高い安全機能を有する系統設備を防護対象設備として選定している。</td> </tr> <tr> <td>2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。</td> <td>発電所内で発生した内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認している。</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="952 1417 1706 1669"> <thead> <tr> <th>設置許可基準規則 第十二条</th> <th>内部溢水影響評価での対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。</td> <td>環境条件として、溢水事象となる事故（LOCA や主蒸気管破断）、原子炉外乱、自然現象等を考慮しても、没水や被水、蒸気の影響により防護対象設備が安全機能を失わないことを確認している。</td> </tr> </tbody> </table>	設置許可基準規則 第十二条	内部溢水影響評価での対応	(安全施設) 第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。	安全施設のうち、溢水評価ガイドの要求に従って、重要度の特に高い安全機能を有する系統設備を防護対象設備として選定している。	2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。	発電所内で発生した内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認している。	設置許可基準規則 第十二条	内部溢水影響評価での対応	3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。	環境条件として、溢水事象となる事故（LOCA や主蒸気管破断）、原子炉外乱、自然現象等を考慮しても、没水や被水、蒸気の影響により防護対象設備が安全機能を失わないことを確認している。	<p style="text-align: right;">補足説明資料 2</p> <p style="text-align: center;">設置許可基準第十二条の要求について</p> <p>1. はじめに</p> <p>設置許可基準規則第十二条では、安全施設が安全機能を果たすための要求が記載されており、この要求への対応について整理する。</p> <p>2. 要求事項</p> <p>第十二条における要求事項と内部溢水影響評価での対応を以下の通り整理する。</p> <table border="1" data-bbox="1742 693 2493 1470"> <thead> <tr> <th>設置許可基準規則 第十二条</th> <th>内部溢水影響評価での対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(安全施設) 第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。</td> <td>安全施設のうち、重要度の特に高い安全機能を有する系統に関して、評価ガイドの要求に従い、防護対象設備として選定する。</td> </tr> <tr> <td>2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。</td> <td>想定する溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認する。</td> </tr> <tr> <td>3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。</td> <td>環境条件として、溢水事象となる事故（LOCA や主蒸気管破断）、原子炉外乱、外部事象を考慮しても、溢水の影響により防護対象設備が安全機能を失わないことを確認する。</td> </tr> </tbody> </table>	設置許可基準規則 第十二条	内部溢水影響評価での対応	(安全施設) 第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。	安全施設のうち、重要度の特に高い安全機能を有する系統に関して、評価ガイドの要求に従い、防護対象設備として選定する。	2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。	想定する溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認する。	3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。	環境条件として、溢水事象となる事故（LOCA や主蒸気管破断）、原子炉外乱、外部事象を考慮しても、溢水の影響により防護対象設備が安全機能を失わないことを確認する。	
設置許可基準第十二条	内部溢水影響評価での対応																												
(安全施設) 第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。	安全施設の内、重要度の特に高い安全機能を有する系統に関して、ガイドの要求に従い、防護対象設備として選定する。																												
2 安全機能を有する系統の内、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機器又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。	想定する内部溢水に対し、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認する。																												
3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することが出来るものでなければならない。	環境条件として、溢水事象となる事故（LOCA や 2 次系破断）、原子炉外乱、自然現象を考慮しても、溢水の影響により防護対象設備が安全機能を失わないことを確認する。																												
設置許可基準規則 第十二条	内部溢水影響評価での対応																												
(安全施設) 第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。	安全施設のうち、溢水評価ガイドの要求に従って、重要度の特に高い安全機能を有する系統設備を防護対象設備として選定している。																												
2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。	発電所内で発生した内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認している。																												
設置許可基準規則 第十二条	内部溢水影響評価での対応																												
3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。	環境条件として、溢水事象となる事故（LOCA や主蒸気管破断）、原子炉外乱、自然現象等を考慮しても、没水や被水、蒸気の影響により防護対象設備が安全機能を失わないことを確認している。																												
設置許可基準規則 第十二条	内部溢水影響評価での対応																												
(安全施設) 第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。	安全施設のうち、重要度の特に高い安全機能を有する系統に関して、評価ガイドの要求に従い、防護対象設備として選定する。																												
2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。	想定する溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認する。																												
3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。	環境条件として、溢水事象となる事故（LOCA や主蒸気管破断）、原子炉外乱、外部事象を考慮しても、溢水の影響により防護対象設備が安全機能を失わないことを確認する。																												

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>2.2 第十二条 第2項への適合について</p> <p>2.2.1 定義</p> <p>「多重性」、「多様性」、「独立性」の定義については、「<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</u>」第二条第2項にて以下のように定められている。</p> <p>【<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</u>】</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第二条 第2項</p> <p>十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいう。</p> <p>十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことをいう。</p> <p>十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。</p> <p>※「共通要因」とは、二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって、例えば環境の温度、湿度、圧力又は放射線等による影響因子、系統若しくは機器に供給される電力、空気、油、冷却水等による影響因子及び地震、溢水又は火災等の影響をいう。（同解釈より）</p> </div>	<p>1.1 第十二条 第2項への適合について</p> <p>1.1.1 定義</p> <p>「多重性」、「多様性」、「独立性」の定義については、「<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</u>」第二条第2項にて以下のように定められている。</p> <p>【<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</u>】</p> <p>第二条 第2項</p> <p>十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいう。</p> <p>十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因※（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことをいう。</p> <p>十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。</p> <p>※「共通要因」とは、二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって、例えば環境の温度、湿度、圧力又は放射線等による影響因子、系統若しくは機器に供給される電力、空気、油、冷却水等による影響因子及び地震、溢水又は火災等の影響をいう。（同解釈より）</p>	<p>3. 第十二条 第2項への適合について</p> <p>(1) 定義</p> <p>「多重性」、「多様性」、「独立性」の定義については、<u>設置許可基準規則</u> 第二条第2項にて以下のように定められている。</p> <table border="1" data-bbox="1745 525 2493 1312"> <thead> <tr> <th data-bbox="1745 525 2122 556">設置許可基準規則 第二条</th> <th data-bbox="2122 525 2493 556">設置許可基準規則の解釈</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1745 556 2122 1312"> <p>第2項</p> <p>十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいう。</p> <p>十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことをいう。</p> <p>十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。</p> </td> <td data-bbox="2122 556 2493 1312"> <p>3 第2項第18号に規定する「共通要因」とは、二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって、例えば環境の温度、湿度、圧力又は放射線等による影響因子、系統若しくは機器に供給される電力、空気、油、冷却水等による影響因子及び地震、溢水又は火災等の影響をいう。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	設置許可基準規則 第二条	設置許可基準規則の解釈	<p>第2項</p> <p>十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいう。</p> <p>十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことをいう。</p> <p>十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。</p>	<p>3 第2項第18号に規定する「共通要因」とは、二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって、例えば環境の温度、湿度、圧力又は放射線等による影響因子、系統若しくは機器に供給される電力、空気、油、冷却水等による影響因子及び地震、溢水又は火災等の影響をいう。</p>	
設置許可基準規則 第二条	設置許可基準規則の解釈						
<p>第2項</p> <p>十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいう。</p> <p>十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことをいう。</p> <p>十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。</p>	<p>3 第2項第18号に規定する「共通要因」とは、二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって、例えば環境の温度、湿度、圧力又は放射線等による影響因子、系統若しくは機器に供給される電力、空気、油、冷却水等による影響因子及び地震、溢水又は火災等の影響をいう。</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><u>2.2.2 確認プロセス</u></p> <p>本文第2.1.1-1表にて抽出された重要度の特に高い安全機能の溢水事象に対する多重性・多様性・独立性の確保に関して、以下のフロー図(補足第2.2.2-1図)により確認し、その結果、詳細確認を実施する対象として抽出された系統を補足第2.2.2-1表にまとめる。なお、<u>その他の重要度の特に高い安全機能も含めた結果を補足第2.2.2-2表にまとめる。</u></p> <p>結果として、いずれの機能に対しても多重性・多様性・独立性に問題のないことを確認する。</p>	<p><u>1.1.2 確認プロセス</u></p> <p>本文第2.1-1表にて抽出された重要度の特に高い安全機能の溢水事象に対する多重性・多様性・独立性の確保に関して、以下第1図により確認し、その結果、詳細確認を実施する対象として抽出された系統を第1表にまとめる。</p> <p><u>また、内部火災防護対応による耐火壁・隔壁等で分離する措置も考慮し、溢水評価への影響を確認する。これらの対応を、1.1.4に示す。</u></p> <p>結果として、いずれの機能に対しても多重性・多様性・独立性に問題のないことを確認した。</p>	<p><u>(2) 確認プロセス</u></p> <p>本文表2-2にて抽出された重要度の特に高い安全機能の溢水事象に対する多重性・多様性・独立性確保に関して、以下のフロー図(図3-1)により確認し、その結果、詳細確認を実施する対象として抽出された系統を表3-1にまとめる。</p> <p>結果として、いずれの機能に対しても多重性・多様性・独立性に問題ないことを確認する。</p>	<p>【東海第二】</p> <p>・設備配置状況の相違(島根2号炉は、火災防護対策等について考慮し、内部溢水影響評価を実施)</p>



補足第 2.2.2-1 図 多重性・多様性・独立性の確保に関する確認フロー



第 1 図 多重性・多様性・独立性の確保に関する確認フロー

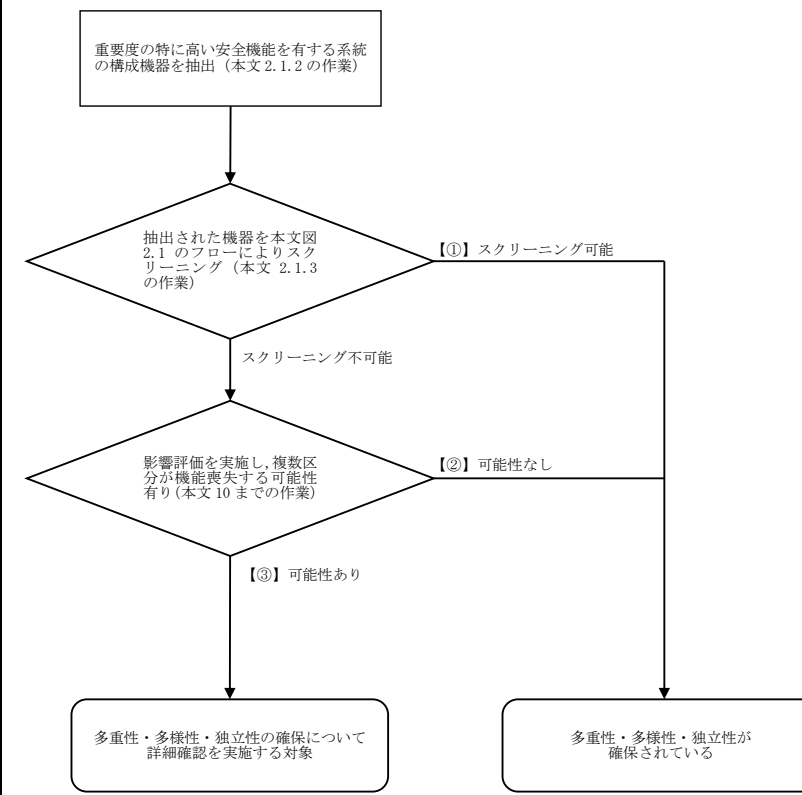


図 3-1 多重性・多様性・独立性の確保に関する確認フロー

柏崎刈羽原子力発電所 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>補足第2.2.2-1表 多重性・多様性・独立性の確保について詳細確認を実施する対象</p> <table border="1" data-bbox="154 388 914 787"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>対象系統・機器・(区画名)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能</td> <td>非常用ガス処理系 []</td> </tr> <tr> <td>格納容器内の可燃性ガス制御機能</td> <td>可燃性ガス濃度制御系 []</td> </tr> <tr> <td>原子炉制御室非常用換気空調機能</td> <td>中央制御室換気空調系 []</td> </tr> </tbody> </table> <p>2.2.3 詳細確認</p> <p>非常用ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系，中央制御室換気空調系は，何れも同一の区画内にA,B 両系統が設置されており，単一の溢水事象により両系統が機能喪失する可能性を有するが，以下に示す通り，区画内及び区画外からの溢水の影響が無い事から機能は維持される。</p> <p>2.2.3.1 想定破損による溢水の影響</p> <p>非常用ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系，中央制御室換気空調系の機器が設置されている上記区画においては，補足説明資料 19 に示すガイド附属書A「流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」に基づいた応力評価及び減肉等の評価を実施し，溢水の影響が無いよう適切な管理を実施</p>	機能	対象系統・機器・(区画名)	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系 []	格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系 []	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気空調系 []	<p>第1表 多重性・多様性・独立性の確保について詳細確認を実施する対象</p> <table border="1" data-bbox="949 388 1703 850"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>対象系統・機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>未臨界維持機能</td> <td>ほう酸水注入系</td> </tr> <tr> <td>格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能</td> <td>非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系</td> </tr> <tr> <td>格納容器内の可燃性ガス制御機能</td> <td>可燃性ガス濃度制御系</td> </tr> <tr> <td>原子炉制御室非常用換気空調機能</td> <td>中央制御室換気空調系</td> </tr> </tbody> </table> <p>1.1.3 詳細確認</p> <p>ほう酸水注入系，非常用ガス処理系，非常用ガス再循環系，可燃性ガス濃度制御系，中央制御室換気空調系は，何れも同一の区画内にA, 両系統が設置されており，単一の溢水事象により両系統が機能喪失する可能性を有するが，以下に示す通り，<u>火災防護による区域分離及び系統分離の実施に加え溢水防護区画内及び区画外からの溢水の影響が無い事を確認したこと</u>から機能は維持される。</p> <p>内部溢水影響評価における防護対象設備がその安全機能を喪失しないことを確認するために用いる判定方法については，補足説明資料-2 に整理する。</p> <p>1.1.3.1 想定破損による溢水の影響</p> <p>可燃性ガス濃度制御系，ほう酸水注入系，非常用ガス処理系，非常用ガス再循環系，中央制御室換気空調系の機器においては，<u>堰等による溢水経路の対策の実施により溢水の影響が無いよう適切な管理及び必要となる被水対策等を実施する。</u>また，<u>溢水防護区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することに</u></p>	機能	対象系統・機器	未臨界維持機能	ほう酸水注入系	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系	格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気空調系	<p>表3-1 多重性・多様性・独立性の確保について詳細確認を実施する対象</p> <table border="1" data-bbox="1739 388 2493 577"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>対象系統・機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能</td> <td>非常用ガス処理系</td> </tr> <tr> <td>格納容器内の可燃性ガス制御機能</td> <td>可燃性ガス濃度制御系</td> </tr> <tr> <td>原子炉制御室非常用換気空調機能</td> <td>中央制御室空調換気系</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 詳細確認</p> <p>非常用ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系及び中央制御室空調換気系は，何れも同一の区画内にA,B 両系統が設置されており，単一の溢水事象により両系統が機能喪失する可能性を有するが，以下に示す通り，区画内及び区画外からの溢水の影響が無い事から機能は維持される。</p> <p>内部溢水影響評価における防護対象設備がその安全機能を喪失しないことを確認するために用いる判定方法については，補足説明資料 25 に整理する。</p> <p>a. 想定破損による溢水の影響</p> <p>非常用ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系及び中央制御室空調換気系の機器が設置されている区画においては，補足説明資料 18 に示すガイド附属書A「流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」に基づいた応力評価及び減肉等の評価を実施し，溢水の影響が無いよう適切な管理を実施す</p>	機能	対象系統・機器	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系	格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室空調換気系	<p>備考</p> <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 (島根2号炉はほう酸水注入系においても同一区画内に両系統設置されているが，制御棒駆動系にて未臨界維持機能は維持される) 【東海第二】 ・設備配置状況の相違 (島根2号炉は，火災防護対策等について考慮し，内部溢水影響評価を実施) 【東海第二】 ・評価条件の相違 (島根2号炉は評価ガイド附属書Aに基づいた応力評価及び減肉等
機能	対象系統・機器・(区画名)																												
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系 []																												
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系 []																												
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気空調系 []																												
機能	対象系統・機器																												
未臨界維持機能	ほう酸水注入系																												
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系																												
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系																												
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気空調系																												
機能	対象系統・機器																												
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系																												
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系																												
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室空調換気系																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>することとする。また、区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより、区画外からの溢水による影響を防止する。</p> <p><u>2.2.3.2 消火水による溢水の影響</u></p> <p>非常用ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系、中央制御室換気空調系の機器が設置されている上記区画においては、固定式消火設備を設置し、消火栓からの放水を行わないことから、消火活動に伴う溢水の影響はない。また、区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより、区画外からの溢水による影響を防止する。</p> <p><u>2.2.3.3 地震時の溢水の影響</u></p> <p>非常用ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系、中央制御室換気空調系の機器が設置されている上記区画においては、区画内の流体を内包する配管に対し、基準地震動 Ss に対する耐震性を確保することから、区画内での溢水が発生しない。また、区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより、区画外からの溢水による影響を防止する。</p>	<p>より、区画外からの溢水による影響を防止する。</p> <p><u>なお、可燃性ガス濃度制御系については、火災防護の区域分離壁により区画分離を実施する。</u></p> <p><u>1.1.3.2 消火水による溢水の影響</u></p> <p>可燃性ガス濃度制御系、ほう酸水注入系、非常用ガス処理系、非常用ガス再循環系、中央制御室換気空調系の機器が設置されている上記区画においては、堰等による溢水経路の対策及び必要となる被水対策等を行うことから、消火活動に伴う溢水により機能喪失することはない。また、<u>溢水防護区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより、区画外からの溢水による影響を防止する。</u></p> <p><u>なお、可燃性ガス濃度制御系については、火災防護の区域分離壁により区画分離を実施する。</u></p> <p><u>1.1.3.3 地震時の溢水の影響</u></p> <p>可燃性ガス濃度制御系、ほう酸水注入系、非常用ガス処理系、非常用ガス再循環系、中央制御室換気空調系の機器が設置されている上記区画においては、堰等による溢水経路の対策及び必要となる被水対策等を実施する。また、<u>溢水防護区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより、区画外からの溢水による影響を防止する。</u></p> <p><u>なお、可燃性ガス濃度制御系については、火災防護の区域分離壁により区画分離を実施する。</u></p>	<p>ることとする。また、<u>区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより、区画外からの溢水による影響を防止する。</u></p> <p><u>b. 消火水による溢水の影響</u></p> <p>非常用ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系及び中央制御室空調換気系の機器が設置されている区画においては、<u>固定式消火設備を設置し、消火栓からの放水を行わないことから、消火活動に伴う溢水の影響はない。</u>また、<u>区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより、区画外からの溢水による影響を防止する。</u></p> <p><u>c. 地震時の溢水の影響</u></p> <p>非常用ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系の機器が設置されている区画においては、<u>当該機器に被水の影響を与える流体を内包する配管に対し、基準地震動 Ss に対する耐震性を確保することから、被水により機能喪失することはない。</u>中央制御室空調換気系の機器が設置されている区画においては、<u>区画内の流体を内包する配管に対し、基準地震動 Ss に対する耐震性を確保することから、区画内での溢水が発生しない。</u></p> <p>また、<u>区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより、区画外からの溢水による影響を防止する。</u></p>	<p>の評価を実施)</p> <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備配置状況の相違 (島根2号炉は、火災防護対策等について考慮し、内部溢水影響評価を実施) <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 (島根2号炉は、当該区画において固定式消火設備を設置し、消火栓からの放水を行わない) <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備配置状況の相違 (島根2号炉は、火災防護対策等について考慮し、内部溢水影響評価を実施) <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溢水防護対策の相違 (島根2号炉は、被水対策として被水の影響を与える流体を内包する配管に対し、基準地震動 Ss に対する耐震性を確保する) <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備配置状況の相違 (島根2号炉は、火災防護対策等について考慮し、内部溢水影響評価を実施)

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>補足第2.2.2-2表 多重性・多様性・独立性の確保の確認結果</p>																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="157 394 225 447">機能^{※1}</th> <th data-bbox="225 394 498 447">対象系統・機器</th> <th data-bbox="498 394 836 447">確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="157 447 225 541">a</td> <td data-bbox="225 447 498 541">原子炉の緊急停止機能</td> <td data-bbox="498 447 836 541">制御棒及び制御棒駆動系 (制御棒駆動機構/水圧制御ユニット (スクラム機能))</td> <td data-bbox="836 447 923 541">②</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 541 225 636">a</td> <td data-bbox="225 541 498 636">未臨界維持機能</td> <td data-bbox="498 541 836 636">制御棒 ほう酸水注入系</td> <td data-bbox="836 541 923 636">②</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 636 225 730">d</td> <td data-bbox="225 636 498 730">原子炉冷却材圧力バウンダリの加圧防止機能</td> <td data-bbox="498 636 836 730">逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)</td> <td data-bbox="836 636 923 730">①</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 730 225 825">c</td> <td data-bbox="225 730 498 825">原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能</td> <td data-bbox="498 730 836 825">残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)</td> <td data-bbox="836 730 923 825">②</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 825 225 919">b</td> <td data-bbox="225 825 498 919">原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能</td> <td data-bbox="498 825 836 919">原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系</td> <td data-bbox="836 825 923 919">②</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 919 225 1014">b, c</td> <td data-bbox="225 919 498 1014">原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能</td> <td data-bbox="498 919 836 1014">逃がし安全弁 (手動逃がし機能) 自動減圧系 (手動逃がし機能)</td> <td data-bbox="836 919 923 1014">②</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 1014 225 1108">b</td> <td data-bbox="225 1014 498 1108">事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能</td> <td data-bbox="498 1014 836 1108">原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系</td> <td data-bbox="836 1014 923 1108">②</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 1108 225 1203">b, c</td> <td data-bbox="225 1108 498 1203">事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能</td> <td data-bbox="498 1108 836 1203">高圧炉心注水系 残留熱除去系 (低圧注水モード)</td> <td data-bbox="836 1108 923 1203">②</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 1203 225 1297">b, c</td> <td data-bbox="225 1203 498 1297">事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能</td> <td data-bbox="498 1203 836 1297">自動減圧系</td> <td data-bbox="836 1203 923 1297">②</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 1297 225 1392">d</td> <td data-bbox="225 1297 498 1392">格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能</td> <td data-bbox="498 1297 836 1392">非常用ガス処理系</td> <td data-bbox="836 1297 923 1392">③</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 1392 225 1486">d</td> <td data-bbox="225 1392 498 1486">格納容器の冷却機能</td> <td data-bbox="498 1392 836 1486">格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード))</td> <td data-bbox="836 1392 923 1486">②</td> </tr> </tbody> </table>	機能 ^{※1}	対象系統・機器	確認結果	a	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 (制御棒駆動機構/水圧制御ユニット (スクラム機能))	②	a	未臨界維持機能	制御棒 ほう酸水注入系	②	d	原子炉冷却材圧力バウンダリの加圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	①	c	原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	②	b	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	②	b, c	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁 (手動逃がし機能) 自動減圧系 (手動逃がし機能)	②	b	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	②	b, c	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	高圧炉心注水系 残留熱除去系 (低圧注水モード)	②	b, c	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系	②	d	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系	③	d	格納容器の冷却機能	格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード))	②			
機能 ^{※1}	対象系統・機器	確認結果																																																
a	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 (制御棒駆動機構/水圧制御ユニット (スクラム機能))	②																																															
a	未臨界維持機能	制御棒 ほう酸水注入系	②																																															
d	原子炉冷却材圧力バウンダリの加圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	①																																															
c	原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	②																																															
b	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	②																																															
b, c	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁 (手動逃がし機能) 自動減圧系 (手動逃がし機能)	②																																															
b	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	②																																															
b, c	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	高圧炉心注水系 残留熱除去系 (低圧注水モード)	②																																															
b, c	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系	②																																															
d	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系	③																																															
d	格納容器の冷却機能	格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード))	②																																															

柏崎刈羽原子力発電所 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
補足第2.2.2-2 表 多重性・多様性・独立性の確保の確認結果					
	機能 ^{*1}	対象系統・機器	確認結果		
d	格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系	③		
g	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系	②		
g	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	直流電源系	②		
g	非常用の交流電源機能	非常用ディーゼル発電機	②		
g	非常用の直流電源機能	直流電源系 (非常用所内電源)	②		
g	非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御電源系	②		
g	補機冷却機能	原子炉補機冷却水系	②		
g	冷却用海水供給機能	原子炉補機冷却海水系	②		
g	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気空調系	③		
g	圧縮空気供給機能	駆動用室素源 (逃がし安全弁への供給, 主蒸気隔離弁への供給)	②		
d	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁	①		

柏崎刈羽原子力発電所 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>補足第2.2.2-2 表 多重性・多様性・独立性の確保の確認結果</p>																								
<table border="1" data-bbox="157 403 923 1031"> <thead> <tr> <th data-bbox="157 403 222 464">機能^{*1}</th> <th data-bbox="222 403 839 464">対象系統・機器</th> <th data-bbox="839 403 923 464">確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="157 464 222 552">d</td> <td data-bbox="222 464 839 552">原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能</td> <td data-bbox="839 464 923 552">①</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 552 222 640">a</td> <td data-bbox="222 552 839 640">原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く。）の発生機能</td> <td data-bbox="839 552 923 640">①</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 640 222 762">b, c, d</td> <td data-bbox="222 640 839 762">工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能</td> <td data-bbox="839 640 923 762">① ②</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 762 222 850">g</td> <td data-bbox="222 762 839 850">事故時の原子炉の停止状態の把握機能</td> <td data-bbox="839 762 923 850">① ②</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 850 222 938">g</td> <td data-bbox="222 850 839 938">事故時の炉心冷却状態の把握機能</td> <td data-bbox="839 850 923 938">① ②</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 938 222 1031">g</td> <td data-bbox="222 938 839 1031">事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能</td> <td data-bbox="839 938 923 1031">① ②</td> </tr> </tbody> </table>				機能 ^{*1}	対象系統・機器	確認結果	d	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	①	a	原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く。）の発生機能	①	b, c, d	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	① ②	g	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	① ②	g	事故時の炉心冷却状態の把握機能	① ②	g	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	① ②
機能 ^{*1}	対象系統・機器	確認結果																						
d	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	①																						
a	原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く。）の発生機能	①																						
b, c, d	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	① ②																						
g	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	① ②																						
g	事故時の炉心冷却状態の把握機能	① ②																						
g	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	① ②																						

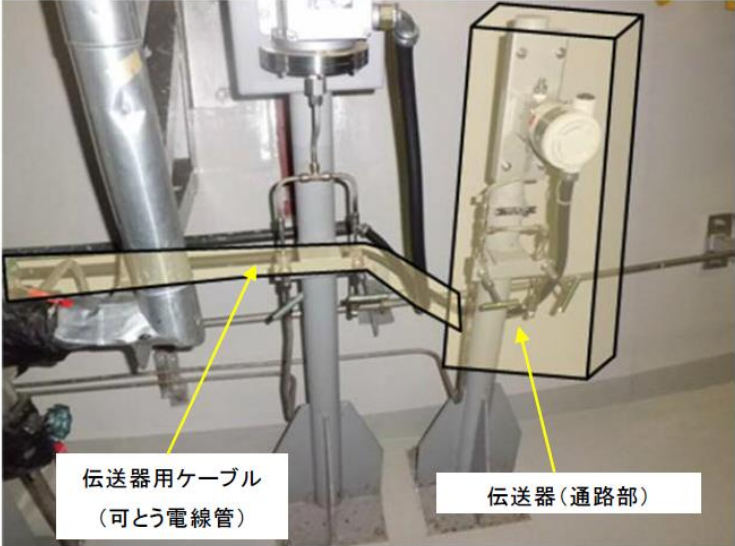
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考									
<p>補足第2.2.2-2 表 多重性・多様性・独立性の確保の確認結果</p>												
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="160 407 498 464">機能※1</th> <th data-bbox="498 407 836 464">対象系統・機器</th> <th data-bbox="836 407 920 464">確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="160 464 498 915">g 事故時のプラント操作のための情報の把握機能</td> <td data-bbox="498 464 836 915"> [低温停止への移行] 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) [格納容器スプレイ] 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 原子炉格納容器圧力 [サブプレッション・プール冷却] 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) サブプレッション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 [放射能監視設備] 気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ </td> <td data-bbox="836 464 920 915">① ②</td> </tr> <tr> <td data-bbox="160 915 498 997">g 直接関連系</td> <td data-bbox="498 915 836 997"> 非常用電気品区域換気空調系 換気空調補機非常用冷却水系 </td> <td data-bbox="836 915 920 997">②</td> </tr> </tbody> </table>				機能※1	対象系統・機器	確認結果	g 事故時のプラント操作のための情報の把握機能	[低温停止への移行] 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) [格納容器スプレイ] 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 原子炉格納容器圧力 [サブプレッション・プール冷却] 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) サブプレッション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 [放射能監視設備] 気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ	① ②	g 直接関連系	非常用電気品区域換気空調系 換気空調補機非常用冷却水系	②
機能※1	対象系統・機器	確認結果										
g 事故時のプラント操作のための情報の把握機能	[低温停止への移行] 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) [格納容器スプレイ] 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 原子炉格納容器圧力 [サブプレッション・プール冷却] 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) サブプレッション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 [放射能監視設備] 気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ	① ②										
g 直接関連系	非常用電気品区域換気空調系 換気空調補機非常用冷却水系	②										
<p>※1: 「a」: 『止める』に関連する機能 「b」: 『冷やす (高圧注水)』に関連する機能 「c」: 『冷やす (低圧注水/低温停止)』に関連する機能 「d」: 『閉じ込める』に関連する機能 「e」: 『プール冷却』に関連する機能 「f」: 『プールへの給水』に関連する機能 「g」: その他機能 (a～fの機能遂行に必要なもの)</p>												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>1.1.4 火災対応での措置の考慮について</u></p> <p><u>火災防護による異区分の機器への分離対策として耐火隔壁の設置及び区域分離の対策が実施される。耐火隔壁については、<u>溢水防護区画を分離することなく設置されるため、溢水影響評価に影響はない。また、区域分離壁は、溢水影響評価において考慮されていることから、いずれの火災防護の対策においても溢水影響評価に影響はない。</u>なお、個別機器の系統分離は防護対象設備単体への対応であり溢水防護区画を新たに設けるものではないため、溢水影響評価に影響はない。</u></p> <p><u>以下に火災防護における、異区分の機器への分離対応をまとめる。</u></p> <p>【ほう酸水注入系の火災対策】</p> <p><u>(1) ほう酸水注入ポンプ（SLCポンプ）Aを火災源とした場合の影響軽減</u></p> <p><u>火災影響評価から、高さ2.4m以上の耐火隔壁により分離することにより影響軽減を図る。</u></p> <p>【非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の火災対策】</p> <p><u>(2) 非常用ガス処理系B系を火災源とした場合の影響軽減</u></p> <p><u>火災影響評価から、耐火隔壁により分離することにより影響軽減を図る。</u></p>		<p>【東海第二】</p> <p>・島根2号炉についても火災対応として新たに実施した措置について止水性等を適切に考慮して溢水影響評価を実施しているが、詳細については記載していない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="964 315 1697 945" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1023 966 1676 1050" data-label="Caption"> <p>第2図 <u>ほう酸水注入系, 非常用ガス処理系及び</u> <u>非常用ガス再循環系の火災対策及び溢水対策</u></p> </div>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="943 300 1389 331"><u>【可燃性ガス濃度制御系の火災対策】</u></p> <p data-bbox="943 342 1715 426"><u>(3)可燃性ガス濃度制御系については、設置エリアを東西に区域分離する。</u></p> <div data-bbox="943 485 1685 1142" style="border: 1px solid black; height: 313px; width: 250px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="964 1150 1685 1182"><u>第3図 可燃性ガス濃度制御系機器の火災対策及び溢水対策</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="952 300 1389 331">【中央制御室換気空調系の火災対策】</p> <p data-bbox="952 342 1703 422">(4) 火災影響評価から、耐火隔壁により分離することにより影響軽減を図る。</p> <div data-bbox="961 445 1694 1087" style="border: 1px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="967 1104 1685 1136">第4図 中央制御室換気空調系機器の火災対策及び溢水対策</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 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>【その他個別機器の系統分離について】</p> <p>(5) 3時間耐火隔壁等</p> <p><u>同一火災区域内に分離されずに設置している冗長系トレンの監視計器伝送器 (設置区画 RB-3-2) は、片系統の伝送器を3時間耐火能力を有する耐火隔壁にて囲い系統分離する。</u></p>  <p>格納容器圧力伝送器 (PT-26-79.51A)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 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>2.3 第十二条 第3項への適合について</p> <p>2.3.1 自然現象による溢水影響の考慮</p> <p>各自然現象による溢水影響としては、降水のようなプラントへの直接的な影響と、飛来物による屋外タンク等の破壊のような間接的な影響が考えられる。間接的な影響に関しては、設置位置や保有水量等を鑑み、<u>純水タンク・ろ過水タンクを自然現象による影響を確認する対象とする。</u></p> <p>想定される自然現象による直接的、間接的影響をそれぞれ整理し、<u>補足第2.3.1-1表</u>に示す。結果として、いずれの影響に対しても現状の設計にて問題がないこと、又は現状の評価で包含されることを確認した。</p> <p>なお、<u>直接的な影響に関する詳細については、地震・津波に関しては本審査資料の該当箇所にて、その他の自然現象に関しては各自然現象に関する審査資料（第6条：外部からの衝撃による損傷の防止）にて説明する。</u></p>	<p>1.2 第十二条 第3項への適合について</p> <p>1.2.1 自然現象による溢水影響の考慮</p> <p>各自然現象による溢水影響としては、降水のようなプラントへの直接的な影響と、飛来物による屋外タンク等の破壊のような間接的な影響が考えられる。間接的な影響に関しては、設置位置や保有水量等を鑑み、<u>屋外タンク等を自然現象による破損の影響を確認する対象とする。</u></p> <p>想定される自然現象による直接的、間接的影響をそれぞれ整理し、<u>補足説明資料-4</u>に示す。結果として、いずれの影響に対しても現状の設計にて問題がないこと、又は現状の評価で包含されることを確認した。</p> <p>なお、<u>直接的な影響に関する詳細については、地震・津波に関しては本審査資料の該当箇所にて、その他の自然現象に関しては各自然現象に関する審査にて説明する。</u></p>	<p>4. 第十二条 第3項への適合について</p> <p>(1) 外部事象による溢水影響の考慮</p> <p>各外部事象による溢水影響としては、降水のようなプラントへの直接的な影響と、飛来物による屋外タンク等の破壊のような間接的な影響が考えられる。間接的な影響に関しては、設置位置や保有水量等を鑑み、<u>純水タンク・ろ過水タンク等の屋外タンクを外部事象による影響を確認する対象とする。</u></p> <p>想定される外部事象による直接的、間接的影響をそれぞれ整理し、<u>表4-1</u>に示す。結果として、いずれの影響に対しても現状の設計にて問題がないこと、又は現状の評価で包含されることを確認した。</p> <p>なお、<u>直接的な影響のうち、地震・津波に関しては本審査資料の該当箇所にて、その他の外部事象に関しては各外部事象に関する審査にて説明する。</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																																																												
<p style="text-align: center;">補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響</p> <table border="1" data-bbox="154 352 920 766"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>自然現象</th> <th>直接的溢水影響モード</th> <th>間接的溢水影響モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>地震</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td><地震動> 地震によるタンク損傷の可能性があるが、タンクの溢水によるプラントへ与える影響について問題ないことを確認している。詳細については、「10.1 屋外タンクの溢水による影響」を参照。</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>津波</td> <td>津波の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、問題ないことを確認している。詳細については本文 7~9 を参照。</td> <td><浸水> 設計基準津波は屋外タンクへは到達しないため、本事象からタンクの損傷はないと判断。</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>降水</td> <td>降水による直接的な溢水影響が考えられるが、建屋外周に施した止水処理等によりプラントへの影響はない(詳細は別添 1-10 参照)。</td> <td><荷重(堆積荷重)> タンク上部への滞留については、タンク上部の形状から滞留の可能性はない。よって、本事象からタンクの損傷はないと判断。</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>積雪</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td><荷重(堆積荷重)> 建築基準法における積雪荷重(積雪高さ 170cm)に基づき設計されており、基準積雪量(167cm)よりも溶度があるため、タンクの損傷はないと判断。</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>雪崩</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td><荷重(衝突)> タンク周辺に急峻な斜面がないことから、タンクに影響を与えるような雪崩は発生せず、本事象からタンクの損傷はないと判断。</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>ひょう、あられ</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td><荷重(衝突)> 竜巻の影響に包絡される。(No. 12 参照)</td> </tr> </tbody> </table>	No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード	1	地震	本事象による直接的な溢水影響はない。	<地震動> 地震によるタンク損傷の可能性があるが、タンクの溢水によるプラントへ与える影響について問題ないことを確認している。詳細については、「10.1 屋外タンクの溢水による影響」を参照。	2	津波	津波の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、問題ないことを確認している。詳細については本文 7~9 を参照。	<浸水> 設計基準津波は屋外タンクへは到達しないため、本事象からタンクの損傷はないと判断。	3	降水	降水による直接的な溢水影響が考えられるが、建屋外周に施した止水処理等によりプラントへの影響はない(詳細は別添 1-10 参照)。	<荷重(堆積荷重)> タンク上部への滞留については、タンク上部の形状から滞留の可能性はない。よって、本事象からタンクの損傷はないと判断。	4	積雪	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重(堆積荷重)> 建築基準法における積雪荷重(積雪高さ 170cm)に基づき設計されており、基準積雪量(167cm)よりも溶度があるため、タンクの損傷はないと判断。	5	雪崩	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重(衝突)> タンク周辺に急峻な斜面がないことから、タンクに影響を与えるような雪崩は発生せず、本事象からタンクの損傷はないと判断。	6	ひょう、あられ	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重(衝突)> 竜巻の影響に包絡される。(No. 12 参照)		<p style="text-align: center;">表 4-1 外部事象による溢水影響(1/3)</p> <table border="1" data-bbox="1733 352 2493 1113"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>外部事象</th> <th>直接的溢水影響モード</th> <th>間接的溢水影響モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>地震</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td><地震動> 地震によるタンク損傷の可能性があるが、屋外タンク等の溢水によるプラントへ与える影響について問題ないことを確認している。詳細については、「10.1 (1) 地震起因による屋外タンクからの溢水影響」を参照。</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>津波</td> <td>津波の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、設計基準津波は地震起因の溢水水位に包含される (No. 1 参照)。</td> <td><浸水> 設計基準津波は屋外タンクへは到達しないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>洪水</td> <td>発電所の近くには、発電所に影響を及ぼすような河川等はないため、溢水影響はない。</td> <td><浸水> 発電所の近くには、発電所に影響を及ぼすような河川等はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>風(台風)</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td><荷重(風荷重, 衝突荷重)> 敷地付近で観測された瞬間最大風速の観測記録 56.5m/s は設計竜巻の最大風速 92m/s 以下であり、竜巻評価に包含される (No. 5 参照)。</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>竜巻</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td><荷重(風荷重, 衝突荷重)> 設計竜巻による飛来物により、屋外タンクが破損した場合に発生する溢水水位は地震起因の溢水水位に包含される (No. 1 参照)。</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>凍結</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td><内圧上昇> 敷地付近で観測された最低気温の観測記録 -8.7℃ に対して、屋外機器で凍結のおそれのあるものについては凍結防止対策を施しているため、本事象による屋外タンクの損傷はない。</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>降水</td> <td>敷地付近で観測された最大 1 時間降水量の観測記録は 77.9mm であり、溢水防護対象設備が設置されている建物及び構築物のカーブ高さを超えないため、溢水影響はない。</td> <td><荷重(堆積荷重)> タンク上部への滞留については、タンク上部の形状から滞留の可能性はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。</td> </tr> </tbody> </table>	No.	外部事象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード	1	地震	本事象による直接的な溢水影響はない。	<地震動> 地震によるタンク損傷の可能性があるが、屋外タンク等の溢水によるプラントへ与える影響について問題ないことを確認している。詳細については、「10.1 (1) 地震起因による屋外タンクからの溢水影響」を参照。	2	津波	津波の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、設計基準津波は地震起因の溢水水位に包含される (No. 1 参照)。	<浸水> 設計基準津波は屋外タンクへは到達しないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。	3	洪水	発電所の近くには、発電所に影響を及ぼすような河川等はないため、溢水影響はない。	<浸水> 発電所の近くには、発電所に影響を及ぼすような河川等はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。	4	風(台風)	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重(風荷重, 衝突荷重)> 敷地付近で観測された瞬間最大風速の観測記録 56.5m/s は設計竜巻の最大風速 92m/s 以下であり、竜巻評価に包含される (No. 5 参照)。	5	竜巻	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重(風荷重, 衝突荷重)> 設計竜巻による飛来物により、屋外タンクが破損した場合に発生する溢水水位は地震起因の溢水水位に包含される (No. 1 参照)。	6	凍結	本事象による直接的な溢水影響はない。	<内圧上昇> 敷地付近で観測された最低気温の観測記録 -8.7℃ に対して、屋外機器で凍結のおそれのあるものについては凍結防止対策を施しているため、本事象による屋外タンクの損傷はない。	7	降水	敷地付近で観測された最大 1 時間降水量の観測記録は 77.9mm であり、溢水防護対象設備が設置されている建物及び構築物のカーブ高さを超えないため、溢水影響はない。	<荷重(堆積荷重)> タンク上部への滞留については、タンク上部の形状から滞留の可能性はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。	<p>【柏崎 6/7】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部事象については島根 2号炉設置許可基準規則第六条の説明内容を記載 <p>【東海第二】</p> <p>補足説明資料-4 で記載</p>
No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード																																																												
1	地震	本事象による直接的な溢水影響はない。	<地震動> 地震によるタンク損傷の可能性があるが、タンクの溢水によるプラントへ与える影響について問題ないことを確認している。詳細については、「10.1 屋外タンクの溢水による影響」を参照。																																																												
2	津波	津波の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、問題ないことを確認している。詳細については本文 7~9 を参照。	<浸水> 設計基準津波は屋外タンクへは到達しないため、本事象からタンクの損傷はないと判断。																																																												
3	降水	降水による直接的な溢水影響が考えられるが、建屋外周に施した止水処理等によりプラントへの影響はない(詳細は別添 1-10 参照)。	<荷重(堆積荷重)> タンク上部への滞留については、タンク上部の形状から滞留の可能性はない。よって、本事象からタンクの損傷はないと判断。																																																												
4	積雪	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重(堆積荷重)> 建築基準法における積雪荷重(積雪高さ 170cm)に基づき設計されており、基準積雪量(167cm)よりも溶度があるため、タンクの損傷はないと判断。																																																												
5	雪崩	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重(衝突)> タンク周辺に急峻な斜面がないことから、タンクに影響を与えるような雪崩は発生せず、本事象からタンクの損傷はないと判断。																																																												
6	ひょう、あられ	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重(衝突)> 竜巻の影響に包絡される。(No. 12 参照)																																																												
No.	外部事象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード																																																												
1	地震	本事象による直接的な溢水影響はない。	<地震動> 地震によるタンク損傷の可能性があるが、屋外タンク等の溢水によるプラントへ与える影響について問題ないことを確認している。詳細については、「10.1 (1) 地震起因による屋外タンクからの溢水影響」を参照。																																																												
2	津波	津波の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、設計基準津波は地震起因の溢水水位に包含される (No. 1 参照)。	<浸水> 設計基準津波は屋外タンクへは到達しないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。																																																												
3	洪水	発電所の近くには、発電所に影響を及ぼすような河川等はないため、溢水影響はない。	<浸水> 発電所の近くには、発電所に影響を及ぼすような河川等はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。																																																												
4	風(台風)	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重(風荷重, 衝突荷重)> 敷地付近で観測された瞬間最大風速の観測記録 56.5m/s は設計竜巻の最大風速 92m/s 以下であり、竜巻評価に包含される (No. 5 参照)。																																																												
5	竜巻	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重(風荷重, 衝突荷重)> 設計竜巻による飛来物により、屋外タンクが破損した場合に発生する溢水水位は地震起因の溢水水位に包含される (No. 1 参照)。																																																												
6	凍結	本事象による直接的な溢水影響はない。	<内圧上昇> 敷地付近で観測された最低気温の観測記録 -8.7℃ に対して、屋外機器で凍結のおそれのあるものについては凍結防止対策を施しているため、本事象による屋外タンクの損傷はない。																																																												
7	降水	敷地付近で観測された最大 1 時間降水量の観測記録は 77.9mm であり、溢水防護対象設備が設置されている建物及び構築物のカーブ高さを超えないため、溢水影響はない。	<荷重(堆積荷重)> タンク上部への滞留については、タンク上部の形状から滞留の可能性はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。																																																												

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
7	氷嵐、雨水、みぞれ	氷嵐、雨水、みぞれの浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、建屋外周に施した止水地盤等によりプラントへの影響はない(詳細は別添1-10参照)。	<荷重(堆積)> タンクへの雨水等着氷による影響はなく、本事業からタンクの損傷はないと判断。
8	氷晶	本事業による直接的な溢水影響はない。	<荷重(堆積)> タンクへの氷晶付着による影響はなく、本事業からタンクの損傷はないと判断。
9	霜、霜柱	本事業による直接的な溢水影響はない。	<タンクへの霜の付着、敷地での霜柱生成> タンクへの霜付着による影響はなく、霜柱についても発生範囲は土露山範囲であるため、本事業からタンクの損傷はないと判断。
10	結氷板、流氷、氷壁	本事業による直接的な溢水影響はない。	本事業によるタンクへの影響はない。
11	風(台風)	本事業による直接的な溢水影響はない。	<荷重(風圧、衝突)> 消防法における最大瞬間風速(63m/s)に基づいた設計がされており、基準風速(40.1m/s)よりも裕度があるため、風圧によるタンクの損傷はないと判断。飛来物衝突影響については電巻の影響に包摂される。(No.12参照)
12	竜巻	本事業による直接的な溢水影響はない。	<荷重(風圧、衝突)> 設計竜巻の最大風速(92m/s)に対して、側板座屈の可能性が否定できないため、タンク損傷の可能性があり、また、飛来物の衝突によっても、タンク損傷の可能性がある。しかし、本損傷モードでのタンクの損傷によるプラントへの影響については、「10.1 屋外タンクの溢水による影響」の評価に包摂されるため、問題ない。詳細については、「10.1 屋外タンクの溢水による影響」を参照。

表 4-1 外部事象による溢水影響(2/3)

No.	外部事象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
8	積雪	本事業による直接的な溢水影響はない。	<荷重(堆積荷重)> 敷地付近で観測された最大積雪深さは100cmであり、積雪により屋外タンク等が破損した場合に発生する溢水水位は地震起因の溢水水位に包含される (No.1参照)。
9	落雷	本事業による直接的な溢水影響はない。	<雷サージ及び誘導電流> 本事業による屋外タンクの損傷はない。
10	地滑り	本事業による直接的な溢水影響はない。	<荷重(衝突荷重)> 【地滑り】 地滑り地形の範囲に屋外タンクは存在しないため、本事業による屋外タンクの損傷はない。 【土石流】 土石流によるタンク損傷の可能性はあるが、屋外タンク等の溢水によるプラントへ与える影響について問題ないことを確認している。詳細については、「10.1 (2) 土石流による屋外タンク等からの溢水影響」を参照。
11	火山の影響	本事業による直接的な溢水影響はない。	<荷重(堆積荷重)> 降下火砕物の層厚は文献調査等の結果から56cm程度であり、降下火砕物により屋外タンク等が破損した場合に発生する溢水水位は地震起因の溢水水位に包含される (No.1参照)。 <腐食> 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響が考えられるが、腐食の進行は時間スケールの長い事象であり、短時間で事象が進展することなく、適切な運転管理や保守管理を行うことにより、本事業による屋外タンクの損傷はない。
12	生物学的事象	本事業による直接的な溢水影響はない。	<海生生物(くらげ等)の襲来による取水口閉塞> 本事業による屋外タンクの損傷はない。 <小動物によるケーブル類の損傷等> 本事業による屋外タンクの損傷はない。
13	飛来物(航空機落下)	航空機落下確率評価結果は、約 8.2×10^{-8} 回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えないため、航空機落下による溢水は考慮しない。	<荷重(衝突荷重)> 航空機落下確率評価結果は、約 8.2×10^{-8} 回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えないため、本事業による屋外タンクの破損は考慮しない。
14	ダムの崩壊	発電所の近くには、崩壊により発電所に影響を及ぼすようなダムはないため、ダムの崩壊による溢水は考慮しない。	<荷重> 発電所の近くには、崩壊により発電所に影響を及ぼすようなダムはないため、本事業による屋外タンクの損傷はない。

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 style="text-align: center;">補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響</p> <table border="1" data-bbox="154 346 920 772"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>自然現象</th> <th>直接的溢水影響モード</th> <th>間接的溢水影響モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>13</td> <td>砂嵐</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td><発電所敷地内での砂嵐の発生> 柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生せず、本事象からタンクの損傷はないと判断。</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>霧、 霧 (もや)</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td><発電所敷地内での霧、霧 (もや) の発生> 本事象からタンクの損傷はないと判断。</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>高温</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td><内圧上昇> 高温によるタンク保有水の膨張は考えられるが、本事象からタンクの損傷はないと判断。(設計温度 66℃)</td> </tr> <tr> <td>16</td> <td>低温 (凍結)</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td><内圧上昇> タンクの設計温度は-13℃であり、低温の設計基準の-15.2℃よりも高いため、タンク保有水の凍結による膨張でタンク損傷の可能性もあるが、保有水が凍結しているため大規模な流出とならない。</td> </tr> <tr> <td>17</td> <td>高温水 (海水温高)</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td>本事象によるタンクへの影響はない。</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>低温水 (海水温低)</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td>本事象によるタンクへの影響はない。</td> </tr> <tr> <td>19</td> <td>極限的な圧力 (気圧高/低)</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td>本事象によるタンクへの影響はない。</td> </tr> </tbody> </table>	No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード	13	砂嵐	本事象による直接的な溢水影響はない。	<発電所敷地内での砂嵐の発生> 柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生せず、本事象からタンクの損傷はないと判断。	14	霧、 霧 (もや)	本事象による直接的な溢水影響はない。	<発電所敷地内での霧、霧 (もや) の発生> 本事象からタンクの損傷はないと判断。	15	高温	本事象による直接的な溢水影響はない。	<内圧上昇> 高温によるタンク保有水の膨張は考えられるが、本事象からタンクの損傷はないと判断。(設計温度 66℃)	16	低温 (凍結)	本事象による直接的な溢水影響はない。	<内圧上昇> タンクの設計温度は-13℃であり、低温の設計基準の-15.2℃よりも高いため、タンク保有水の凍結による膨張でタンク損傷の可能性もあるが、保有水が凍結しているため大規模な流出とならない。	17	高温水 (海水温高)	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。	18	低温水 (海水温低)	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。	19	極限的な圧力 (気圧高/低)	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。		<p style="text-align: center;">表 4-1 外部事象による溢水影響 (3/3)</p> <table border="1" data-bbox="1745 352 2493 949"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>外部事象</th> <th>直接的溢水影響モード</th> <th>間接的溢水影響モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>15</td> <td>火災・爆発</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td><熱影響> 防火帯林縁からの離隔距離がとられているため、森林火災による熱影響はない。万一、熱影響があった場合はタンク保有水によって吸収されるため、本事象による屋外タンクの損傷はない。 また、発電所の近くには、火災により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート等の石油工業関連施設はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。 <ばい煙による影響> 本事象による屋外タンクの損傷はない。 <爆風及び飛来物> 発電所の近くには、爆発により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート等の石油工業関連施設はないため、近隣工場等の爆発による屋外タンクの損傷はない。</td> </tr> <tr> <td>16</td> <td>有毒ガス</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td>本事象による屋外タンクの損傷はない。</td> </tr> <tr> <td>17</td> <td>船舶の衝突</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td><荷重 (衝突荷重)> 発電所の周辺海域には、主要な船舶の航路はなく、船舶の衝突による発電所への影響はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>電磁的障害</td> <td>本事象による直接的な溢水影響はない。</td> <td>本事象による屋外タンクの損傷はない。</td> </tr> </tbody> </table>	No.	外部事象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード	15	火災・爆発	本事象による直接的な溢水影響はない。	<熱影響> 防火帯林縁からの離隔距離がとられているため、森林火災による熱影響はない。万一、熱影響があった場合はタンク保有水によって吸収されるため、本事象による屋外タンクの損傷はない。 また、発電所の近くには、火災により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート等の石油工業関連施設はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。 <ばい煙による影響> 本事象による屋外タンクの損傷はない。 <爆風及び飛来物> 発電所の近くには、爆発により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート等の石油工業関連施設はないため、近隣工場等の爆発による屋外タンクの損傷はない。	16	有毒ガス	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象による屋外タンクの損傷はない。	17	船舶の衝突	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重 (衝突荷重)> 発電所の周辺海域には、主要な船舶の航路はなく、船舶の衝突による発電所への影響はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。	18	電磁的障害	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象による屋外タンクの損傷はない。	
No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード																																																				
13	砂嵐	本事象による直接的な溢水影響はない。	<発電所敷地内での砂嵐の発生> 柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生せず、本事象からタンクの損傷はないと判断。																																																				
14	霧、 霧 (もや)	本事象による直接的な溢水影響はない。	<発電所敷地内での霧、霧 (もや) の発生> 本事象からタンクの損傷はないと判断。																																																				
15	高温	本事象による直接的な溢水影響はない。	<内圧上昇> 高温によるタンク保有水の膨張は考えられるが、本事象からタンクの損傷はないと判断。(設計温度 66℃)																																																				
16	低温 (凍結)	本事象による直接的な溢水影響はない。	<内圧上昇> タンクの設計温度は-13℃であり、低温の設計基準の-15.2℃よりも高いため、タンク保有水の凍結による膨張でタンク損傷の可能性もあるが、保有水が凍結しているため大規模な流出とならない。																																																				
17	高温水 (海水温高)	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。																																																				
18	低温水 (海水温低)	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。																																																				
19	極限的な圧力 (気圧高/低)	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。																																																				
No.	外部事象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード																																																				
15	火災・爆発	本事象による直接的な溢水影響はない。	<熱影響> 防火帯林縁からの離隔距離がとられているため、森林火災による熱影響はない。万一、熱影響があった場合はタンク保有水によって吸収されるため、本事象による屋外タンクの損傷はない。 また、発電所の近くには、火災により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート等の石油工業関連施設はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。 <ばい煙による影響> 本事象による屋外タンクの損傷はない。 <爆風及び飛来物> 発電所の近くには、爆発により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート等の石油工業関連施設はないため、近隣工場等の爆発による屋外タンクの損傷はない。																																																				
16	有毒ガス	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象による屋外タンクの損傷はない。																																																				
17	船舶の衝突	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重 (衝突荷重)> 発電所の周辺海域には、主要な船舶の航路はなく、船舶の衝突による発電所への影響はないため、本事象による屋外タンクの損傷はない。																																																				
18	電磁的障害	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象による屋外タンクの損傷はない。																																																				

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			
補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響															
No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード												
20	落雷	本現象による直接的な溢水影響はない。	<雷サージ及び誘導電流> 本現象からタンクの損傷はないと判断。												
21	高潮	高潮の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、津波に包絡される。(No.2参照)	<浸水> 本現象からタンクの損傷はないと判断。												
22	波浪	波浪の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、津波に包絡される。(No.2参照)	<浸水> 本現象からタンクの損傷はないと判断。												
23	風津波	風津波の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、津波に包絡される。(No.2参照)	<浸水> 本現象からタンクの損傷はないと判断。												
24	洪水	洪水の浸水による直接的な溢水影響は考えられるが、津波以外の洪水としては、ダムが決壊や河川の氾濫など考えられ、柏崎刈羽原子力発電所へ影響を及ぼす範囲にダムや河川はない。したがって、プラントへの影響はないと判断。	<浸水> 津波以外の洪水としては、ダムが決壊や河川の氾濫など考えられるが、柏崎刈羽原子力発電所へ影響を及ぼす範囲にダムや河川はない。したがって、タンクの損傷はないと判断。												
25	池・河川の水位低下	本現象による直接的な溢水影響はない。	本現象によるタンクへの影響はない。												
26	河川の迂回	河川の迂回の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、洪水と同様、本現象からプラントへの影響はないと判断。	<浸水> 本現象からタンクの損傷はないと判断。												
27	干ばつ	本現象による直接的な溢水影響はない。	本現象によるタンクへの影響はない。												

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			
補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響															
No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード												
28	火山	本現象による直接的な溢水影響はない。	<荷重（堆積）> 降下火砕物の堆積荷重によるタンク損傷の可能性はあるが、タンクの溢水によるプラントへ与える影響について問題ないことを確認している。詳細については、「10.1 屋外タンクの溢水による影響」を参照。 <腐食> 降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響が考えられるが、腐食の進行は時間スケールの長い事象であり、短時間で事象が進展することはない。適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。												
29	地滑り	本現象による直接的な溢水影響はない。	<荷重（衝突）> 地滑りが発生した場合の影響は、地震の影響に包絡される。(No. 1 参照)												
30	海中の地滑り	本現象による直接的な溢水影響はない。	本現象によるタンクへの影響はない。												
31	地面隆起（相対的な水位低下）	本現象による直接的な溢水影響はない。	<地盤安定性> 地盤の隆起は地震に伴う事象であり、地震の影響に包絡される。(No. 1 参照)												
32	土地の浸食、カルスト	本現象による直接的な溢水影響はない。	<地盤安定性> 土壌の流出による荒廃、地盤沈下に伴うタンク周辺地面の浸食によるタンクへの影響が考えられるが、土地の浸食は、時間スケールの長い事象であり、短時間で事象が進展することはない。適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。												

柏崎刈羽原子力発電所 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			
補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響															
No	自然現象	直接的溢水影響モード				間接的溢水影響モード									
33	土の伸縮	本事象による直接的な溢水影響はない。				<p><地盤安定性> タンク周辺地面の変状によるタンクへの影響が考えられるが、上の伸縮は、時間スケールの長い事象であり、短時間で事象が進展することはない。適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。</p>									
34	海岸浸食	本事象による直接的な溢水影響はない。				本事象によるタンクへの影響はない。									
35	地下水 (多量/枯渇)	地下水多量の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、建屋外周に施した止水処置等によりプラントへの影響はない(詳細は別添 1-10 参照)。				<p><浸水> 本事象からタンクの損傷はないと判断。</p>									
		地下水枯渇による直接的な溢水影響はない。				<p><地下水の枯渇による地盤沈下> タンク周辺地面の変状によるタンクへの影響が考えられるが、短時間で事象が進展することはない。適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。</p>									
36	地下水による 浸食	地盤の不安定さによる直接的な溢水影響はない。				<p><地盤安定性> タンク周辺地面の変状によるタンクへの影響が考えられるが、短時間で事象が進展することはない。適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。</p>									
		地下水による浸食で生じる浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、建屋外周に施した止水処置等によりプラントへの影響はない(詳細は別添 1-10 参照)。				<p><浸水> 短時間で事象が進展することはない。適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。</p>									

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
37	森林火災	本事故による直接的な溢水影響はない。	<熱影響> 周辺は非植生で防火帯林縁からの離隔距離(最短距離約 395m)がとられているため、熱影響はないと考える。万一、熱影響があった場合はタンク保有水によって吸収されるため、タンクの損傷はないと判断。 <ばい塵による影響> 本事故からタンクの損傷はないと判断。
38	生物学的事象	本事故による直接的な溢水影響はない。	<海生生物(くらげ等)の襲来による取水口閉塞> 本事故からタンクの損傷はないと判断。 <菌毒類(ネズミ等)によるケーブル類の損傷、電気機器接触による地絡等> 本事故からタンクの損傷はないと判断。
39	静振	静振の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、津波に包絡される。(No.2 参照)	<浸水> 本事故からタンクの損傷はないと判断。
40	塩害、塩雲	本事故による直接的な溢水影響はない。	<腐食> 塩害によるタンクの腐食が考えられるが、腐食の進行は時間スケールの長い事象であり、短時間で事象が進展することはなく、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
41	隕石、衛星の落下	隕石等の衝突による直接的な溢水影響はない。	<荷重(衝突)> 隕石等の衝突 タンクへ影響が及ぶ規模の隕石等の衝突については、有意な発生頻度とはならない。したがって、本現象によるタンクの損傷は考慮しない。
		隕石等の落下に伴う衝撃波による直接的な溢水影響はない。	<荷重(衝撃波)> 発電所敷地への隕石等の落下に伴う衝撃波 タンクへ影響が及ぶ規模の隕石等の衝突については、有意な発生頻度とはならない。したがって、本現象によるタンクの損傷は考慮しない。
		隕石等の発電所近海への落下に伴う津波の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、プラントへ影響が及ぶ規模の隕石等の落下は、有意な発生頻度とはならない。したがって、本現象によるプラントへの影響は考慮しない。	<浸水> 隕石等の発電所近海への落下に伴う津波 タンクへ影響が及ぶ規模の隕石等の衝突については、有意な発生頻度とはならない。したがって、本現象によるタンクの損傷は考慮しない。
42	太陽フレア、磁気嵐	本現象による直接的な溢水影響はない。	<太陽フレアの地磁気誘導電流> 本現象からタンクの損傷はないと判断。
43	土石流	本現象による直接的な溢水影響はない。	<発電所敷地内への土石流の到達> 敷地内に溪流がなく、土石流危険区域に指定されていないことから土石流が敷地内へ到達することはない。したがって、本現象からタンクの損傷はないと判断。
44	泥湧出	泥湧出の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、連船外周に施した止水処置等によりプラントへの影響はない(詳細は別添 1-10 参照)。	<浸水> 本現象からタンクの影響はないと判断。

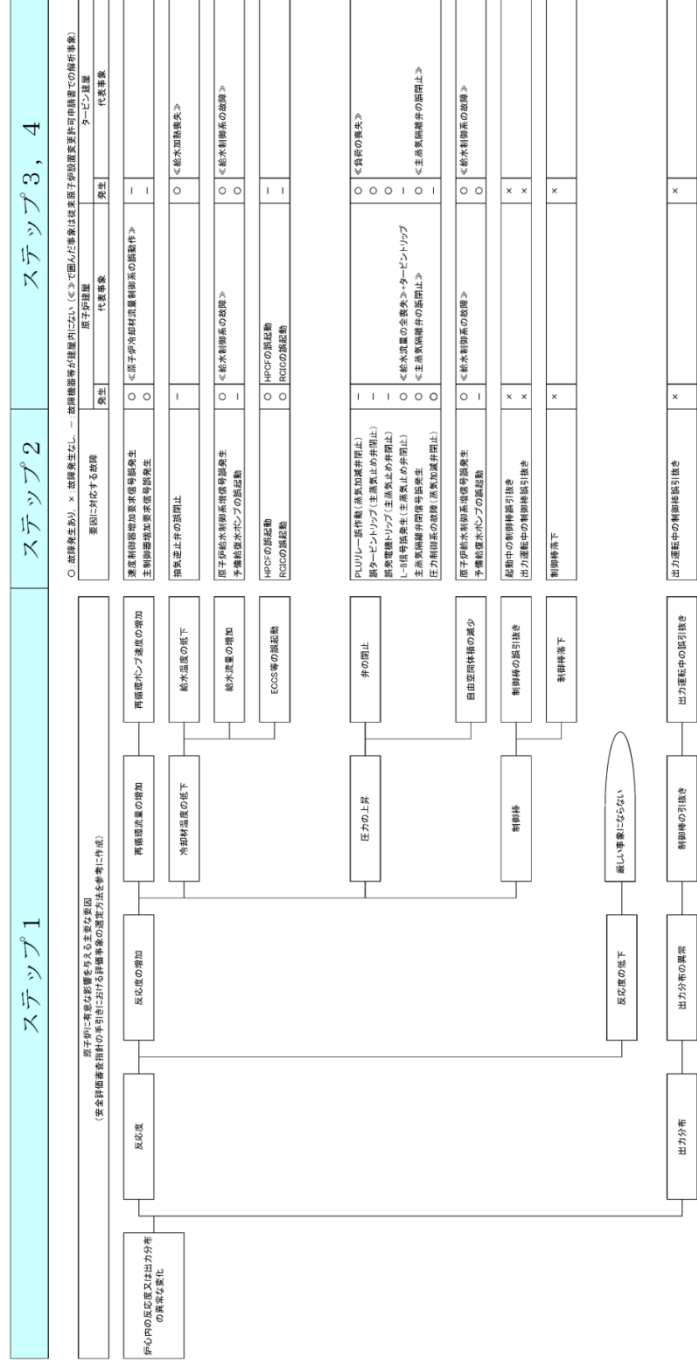
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">補足説明資料3</p> <p style="text-align: center;">内部溢水により想定される事象について</p> <p>内部溢水により原子炉に外乱が及ぶ場合にどのような事象が起こる可能性があるかについて、重畳事象も含めて分析し、発生する可能性のある事象に対して単一故障を想定した場合においても収束が可能であるか否か、また、安全停止が可能であるかについて解析的に確認を行う。</p> <p>以下に事象の抽出プロセス、解析前提条件及び解析結果を示す。</p> <p>3.1 想定される事象の評価プロセス</p> <p>3.1.1 前提条件</p> <p>次の事項を前提とし、評価を行うこととする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ▶ 内部溢水発生を想定する区画及びその影響範囲の防護対象設備は内部溢水発生により機能が喪失するが、それ以外の区画の防護対象設備は機能が維持される。 ▶ 原子炉建屋又はタービン建屋において内部溢水が発生することを仮定し、当該建屋内の防護対象設備以外のものは溢水影響を仮定する(溢水により機能を喪失する設備は機能喪失を仮定する)。 ▶ 原子炉建屋又はタービン建屋において発生した内部溢水は、当該建屋以外に影響は及ばない。 <p>3.1.2 抽出プロセスの考え方</p> <p>内部溢水に起因して様々な機器の故障や誤動作に伴う外乱の発生が想定され、また、幾つかの外乱が同時に発生することも考えられる。</p> <p>発生する事象の抽出にあたっては、ある溢水区画において溢水が発生した場合に溢水影響を受ける設備を抽出し、どのような外</p>	<p style="text-align: right;">補足説明資料-3</p> <p style="text-align: center;">内部溢水により想定される事象の確認結果</p> <p>内部溢水により原子炉に外乱が及ぶ場合にどのような事象が起こる可能性があるかについて、重畳事象も含めて分析し、発生する可能性のある事象に対して単一故障を想定した場合においても収束が可能であるか否か、また、安全停止が可能であるかについて解析的に確認を行った。</p> <p>以下に、事象の抽出プロセス、解析前提条件及び解析結果を示す。</p> <p>1. 想定される事象の評価プロセス</p> <p>1.1 評価前提</p> <p>次の事項を前提とし、評価を行うこととする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・内部溢水発生を想定する区画及びその影響範囲の防護対象設備は内部溢水発生により機能が喪失するが、それ以外の区画の防護対象設備は機能が維持される。 ・原子炉建屋又はタービン建屋において内部溢水が発生することを仮定し、当該建屋内の防護対象設備以外のものは溢水影響を仮定する(溢水により機能を喪失する設備は機能喪失を仮定する)。 ・原子炉建屋又はタービン建屋において発生した内部溢水は、当該建屋以外に影響は及ばない。 <p>1.2 抽出プロセスの考え方</p> <p>内部溢水に起因して様々な機器の故障や誤動作に伴う外乱の発生が想定され、また、いくつかの外乱が同時に発生することも考えられる。</p> <p>発生する事象の抽出にあたっては、ある溢水区画において溢水が発生した場合に溢水影響を受ける設備を抽出し、どのよう</p>	<p style="text-align: right;">補足説明資料3</p> <p style="text-align: center;">内部溢水により想定される事象について</p> <p>島根2号炉では、内部溢水の影響軽減対策として、原子炉の安全停止を達成し、維持するために必要な系統は、内部溢水によって同時に機能が喪失しないように系統分離等の対策を講じており、安全停止パスを確保することとしている。</p> <p>その上で、内部溢水により原子炉に外乱が及ぶ場合について、重畳事象も含めどのような事象が起こる可能性があるかを分析し、内部溢水による影響範囲を評価し、緩和設備に対する機能維持状態を確認し、低温停止が可能であることを確認する。</p> <p>以下に、事象の抽出プロセス、解析前提条件及び解析結果を示す。</p> <p>1. 想定される事象の評価プロセス</p> <p>1.1. 評価前提</p> <p>次の事項を前提とし、評価を行うこととする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・内部溢水発生を想定する区画及びその影響範囲の溢水防護対象設備は、溢水影響評価結果に基づき、機能を喪失する設備は機能喪失を仮定し、それ以外の溢水防護対象設備は機能が維持される。 ・原子炉建物(以下「R/B」という。)又はタービン建物(以下「T/B」という。)において内部溢水が発生することを仮定し、当該建物内の溢水防護対象設備以外のものは溢水影響を仮定する。 ・R/B又はT/Bにおいて発生した内部溢水は、当該の建物以外に影響は及ばない。 <p>1.2. 抽出プロセスの考え方</p> <p>内部溢水に起因して様々な機器の故障や誤動作に伴う外乱の発生が想定され、また、いくつかの外乱が同時に発生することも考えられる。</p> <p>発生する事象の抽出にあたっては、ある区画において溢水が発生した場合に溢水影響を受ける設備を抽出し、どのような外</p>	<p>・確認対象の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は低温停止までの確認を実施している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>乱が発生し<u>える</u>のか、外乱発生後に事象がどのように進展するの かについて、安全停止パスの確認と同様に全ての<u>溢水区画</u>につ いて評価することが考えられる。そのためには、常用系設備等の防 護対象設備に該当しない設備に対してそれらの配置を網羅的に整 理し、<u>溢水区画</u>毎に溢水影響を詳細に分析することが必要である。 しかしながら、このような詳細な分析を実施することは現実的で 無いことから、<u>防護対象設備</u>に該当しない常用系設備等は、設置 された<u>溢水区画</u>によらず溢水影響を受ける可能性があるという保 守的な仮定を用いた代替の評価手法により評価することとする。</p> <p>以上を踏まえ、<u>原子炉建屋及びタービン建屋</u>で内部溢水により 発生すると考えられる外乱の抽出を行い、内部溢水により誘発さ れる過渡事象等の起因事象（以下、「代表事象」という。）を特定 する。更に代表事象が重畳することも考慮する。</p> <p>また、代表事象の重畳の組み合わせの評価については、代表事 象の事象進展の特徴から重畳した場合の事象進展を定性的に推定 することにより、より厳しい評価結果となり<u>える</u>組み合わせを選 定し、選定した重畳事象の収束が可能であるかについて解析的に 確認を行う。</p> <p>以下に、内部溢水により想定される事象の抽出から解析評価ま でのプロセス及びプロセスの各ステップの概要を示す。(補足第 3.1.2-1 図)</p> <p>【ステップ1】 評価事象を網羅的に抽出するため、<u>安全評価審査指針</u>の評価 事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要 因を抽出する。(補足第3.2-1 図参照)</p> <p>【ステップ2】 原子炉に有意な影響を与える<u>主要な要因</u>を誘発する故障を抽 出する。(補足第3.2-1 図参照)</p>	<p>な外乱が発生し得るのか、外乱発生後に事象がどのように進展 するのにかについて、安全停止パスの確認と同様に全ての<u>溢水区</u> 画について評価することが考えられる。そのためには、常用系 設備等の防護対象設備に該当しない設備に対してそれらの配置 を網羅的に整理し、<u>溢水区画</u>毎に溢水影響を詳細に分析するこ とが必要である。しかしながら、このような詳細な分析を実施 することは現実的ではない。また、<u>BWRの過渡解析</u>においては、 <u>防護対象設備ではないクラス3の緩和設備</u>に期待した評価とし ていることを踏まえ、<u>内部溢水</u>により発生する可能性のある事 象をあらためて抽出した上で、<u>防護対象設備</u>に該当しない常用 系設備等は、設置された<u>溢水区画</u>によらず溢水影響を受ける可 能性があるという保守的な仮定を用いた代替の評価手法によ り、<u>内部溢水</u>により原子炉に外乱が及び、<u>安全保護系及び原子 炉停止系の作動を要求される場合に、単一故障を想定しても原 子炉を安全停止することができる</u>ことを評価することとする。</p> <p>以上を踏まえ、<u>原子炉建屋及びタービン建屋</u>で内部溢水によ り発生すると考えられる外乱の抽出を行い、内部溢水により誘 発される過渡事象等の起因事象（以下「代表事象」という。）を 特定する。さらに代表事象が重畳することも考慮する。</p> <p>また、代表事象の重畳の組み合わせの評価については、代表 事象の事象進展の特徴から重畳した場合の事象進展を定性的に 推定することにより、より厳しい評価結果となり得る組み合わ せを選定し、選定した重畳事象の収束が可能であるかについて 解析的に確認を行う。</p> <p>以下に、内部溢水により想定される事象の抽出から解析評価 までのプロセス及びプロセスの各ステップの概要を示す。(第1 図)</p> <p>【ステップ1】 評価事象を網羅的に抽出するため、「<u>発電用軽水型原子炉施設 の安全評価に関する審査指針</u>」（以下「安全評価審査指針」とい う。）の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与 える要因を抽出する。(第2 図参照)</p> <p>【ステップ2】 原子炉に有意な影響を与える<u>要因</u>を誘発する故障を抽出す る。(第2 図参照)</p>	<p>乱が発生し<u>得る</u>のか、外乱発生後に事象がどのように進展する のにかについて、安全停止パスの確認と同様に全ての区画につ いて評価することが考えられる。そのためには、常用系設備等の <u>溢水防護対象設備</u>に該当しない設備に対してそれらの配置を 網羅的に整理し、<u>区画</u>毎に溢水影響を詳細に分析することが必 要である。しかしながら、このような詳細な分析を実施するこ とは現実的でないことから、<u>溢水防護対象設備</u>に該当しない常 用系設備等は、設置された区画によらず溢水影響を受ける可能 性があるという保守的な仮定を用いた代替の評価手法により 評価することとする。</p> <p>以上を踏まえ、<u>R/B及びT/B</u>で内部溢水により発生すると考 えられる外乱の抽出を行い、内部溢水により誘発される過渡事 象等の起因事象（以下「代表事象」という。）を特定する。さ らに代表事象が重畳することも考慮する。</p> <p>また、代表事象の重畳の組み合わせの評価については、代表 事象の事象進展の特徴から重畳した場合の事象進展を定性的 に推定することにより、より厳しい評価結果となり<u>得る</u>組み合 わせを選定し、選定した重畳事象の収束が可能であるかにつ いて解析的に確認を行う。</p> <p>以下に、内部溢水により想定される事象の抽出から解析評価 までのプロセス及びプロセスの各ステップの概要を示す (図 1-1 参照)。</p> <p>【ステップ1】 評価事象を網羅的に抽出するため、「<u>発電用軽水型原子炉施 設の安全評価に関する審査指針</u>」（以下「安全評価審査指針」 という。）の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響 を与える<u>主要な要因</u>を抽出する (図 2-1 参照)。</p> <p>【ステップ2】 原子炉に有意な影響を与える<u>主要な要因</u>を誘発する故障を 抽出する (図 2-1 参照)。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 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>【ステップ3】</p> <p>ステップ2で抽出した故障が発生し得る溢水区画を分析する。ここでは、常用系設備等の防護対象設備に該当しない設備は、設置された溢水区画によらず、溢水影響を受ける可能性があるとして仮定する。その際、原子炉建屋及びタービン建屋の一方の建屋における溢水の影響は他方の建屋に及ばないとする。(補足第3.2-1 図参照)</p> <p>【ステップ4】</p> <p>ステップ2及びステップ3での分析を踏まえ、各建屋で発生する代表事象として扱う事象を特定する。代表事象の特定にあたっては、溢水影響により発生する可能性のある事象の中から最も厳しい事象を想定する。(例えば、原子炉再循環ポンプ(以下、「再循環ポンプ」という。)のトリップについては、溢水の規模により1台トリップから全台トリップまで考えられるが、最も厳しくなる全台トリップを想定する。)(補足第3.2-1 図参照)</p> <p>【ステップ5】</p> <p>各建屋で発生する代表事象の解析結果等を踏まえ、代表事象の組み合わせ毎に、重畳を考慮した場合にプラントに与える影響が厳しくなるか否かの分析を行い、解析の要否を整理する。</p> <p>【ステップ6】</p> <p>各建屋での内部溢水の発生を想定した場合においても動作を期待出来る緩和系を確認する。</p> <p>【ステップ7】</p> <p>原子炉停止機能及び炉心冷却機能に単一故障を想定する。</p> <p>なお、ここでは、内部溢水により溢水影響を受ける設備*が機能喪失していることを前提に、溢水影響を受けない溢水区画にある設備に単一故障を更に重ねる。</p> <p>※：本資料「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 内部溢水の影響評価について」にて評価されている設備の機能喪失が発生することを前提としている。</p> <p>【ステップ8】</p> <p>ステップ7までの分析結果等を踏まえ、抽出した事象の解析を実施し、事象の収束ができることを確認する。</p>	<p>【ステップ3】</p> <p>ステップ2で抽出した故障が発生し得る溢水区画を分析する。ここでは、常用系設備等の防護対象設備に該当しない設備は、設置された溢水区画によらず、溢水影響を受ける可能性があるとして仮定する。その際、原子炉建屋及びタービン建屋の一方の建屋における溢水の影響は他方の建屋に及ばないとする。(第2 図参照)</p> <p>【ステップ4】</p> <p>ステップ2及びステップ3での分析を踏まえ、各建屋で発生する代表事象として扱う事象を特定する。代表事象の特定にあたっては、溢水影響により発生する可能性のある事象の中から最も厳しい事象を想定する。(例えば、再循環ポンプのトリップについては、溢水の規模により1台トリップ又は2台トリップが考えられるが、最も厳しくなる2台トリップを想定する。)(第2 図参照)</p> <p>【ステップ5】</p> <p>各建屋で発生する代表事象の解析結果等を踏まえ、代表事象の組み合わせ毎に、重畳を考慮した場合にプラントに与える影響が厳しくなるか否かの分析を行い、解析の要否を整理する。</p> <p>【ステップ6】</p> <p>各建屋での内部溢水の発生を想定した場合においても動作を期待できる緩和系を確認する。</p> <p>【ステップ7】</p> <p>原子炉停止機能及び炉心冷却機能に単一故障を想定する。</p> <p>なお、ここでは、内部溢水により溢水影響を受ける設備*が機能喪失していることを前提に、溢水影響を受けない溢水区画にある設備に単一故障を更に重ねる。</p> <p>※：本資料「東海第二発電所 内部溢水の影響評価について」にて評価されている設備の機能喪失が発生することを前提としている。</p> <p>【ステップ8】</p> <p>ステップ7までの分析結果等を踏まえ、抽出した事象の解析を実施し、事象収束ができることを確認する。</p>	<p>【ステップ3】</p> <p>ステップ2で抽出した故障が発生し得る区画を分析する。ここでは、常用系設備等の溢水防護対象設備に該当しない設備は、設置された区画によらず、溢水影響を受ける可能性があるとして仮定する。その際、R/B及びI/Bの一方の建物における溢水の影響は他方の建物に及ばないとする(図2-1参照)。</p> <p>【ステップ4】</p> <p>ステップ2及びステップ3での分析を踏まえ、各建物で発生する代表事象として扱う事象を特定する。代表事象の特定にあたっては、溢水影響により発生する可能性のある事象の中から最も厳しい事象を想定する(例えば、原子炉再循環ポンプ(以下「再循環ポンプ」という。)のトリップについては、溢水の規模により1台トリップから全台トリップまで考えられるが、最も厳しくなる全台トリップを想定する。)(図2-1参照)。</p> <p>【ステップ5】</p> <p>各建物で発生する代表事象の解析結果等を踏まえ、代表事象の組み合わせ毎に、重畳を考慮した場合にプラントに与える影響が厳しくなるか否かの分析を行い、解析の要否を整理する。</p> <p>【ステップ6】</p> <p>各建物での内部溢水の発生を想定した場合においても動作を期待できる緩和系を確認する。</p> <p>【ステップ7】</p> <p>安全評価審査指針に従い、原子炉停止機能及び炉心冷却機能及び放射能閉じ込め機能に単一故障を想定する。</p> <p>なお、ここでは溢水影響評価結果に基づき、機能を喪失する設備は機能喪失していることを前提に、機能維持する溢水防護対象設備に単一故障をさらに重ねる。</p> <p>【ステップ8】</p> <p>ステップ7までの分析結果等を踏まえ、抽出した事象の解析を実施し、事象の収束ができることを確認する。</p>	<p>備考</p> <p>・ 想定との相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>島根2号炉では放射能閉じ込め機能についても単一故障を想定している。</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>ステップ 1 「安全評価審査指針」の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因を抽出(補足第 3. 2-1 図参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 2 主要な要因に対する故障を抽出(補足第 3. 2-1 図参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 3 抽出された故障が各建屋において発生し得るかを分析(補足第 3. 2-1 図参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 4 各建屋について、分析結果を踏まえ代表事象を選定(補足第 3. 2-1 図参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 5 代表事象の重畳を抽出(結果を厳しくする事象の組み合わせ)(3. 3. 2 参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 6 内部溢水においても動作を期待できる緩和系の確認(補足第 3. 4-1 表参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 7 事象毎に単一故障想定を割り当てる(補足第 3. 5. 2-1 表)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 8 解析実施</p>	<p>ステップ 1 「安全評価審査指針」の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因を抽出(第 2 図参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 2 主要な要因に対する故障モードを抽出(第 2 図参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 3 抽出された故障モードが各建屋において発生し得るかを分析(第 2 図参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 4 各建屋について、分析結果を踏まえ代表事象を選定(第 2 図参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 5 代表事象の重畳を抽出(結果を厳しくする事象の組み合わせ)(3. 1. 3. 2 参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 6 内部溢水においても動作を期待できる緩和系の確認(第 9 表参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 7 事象毎に単一故障の想定を割り当てる(第 11 表)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 8 解析実施</p>	<p>ステップ 1 「安全評価審査指針」の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因を抽出(図 2-1 参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 2 主要な要因に対応する故障モードを抽出(図 2-1 参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 3 抽出された故障が各建物において発生し得るかを分析(図 2-1 参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 4 各建物について、分析結果を踏まえ代表事象を選定(図 2-1 参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 5 代表事象の重畳を抽出(結果を厳しくする事象の組み合わせ(本文 3 項参照))</p> <p>↓</p> <p>ステップ 6 内部溢水においても動作を期待できる緩和系の確認(表 4-4 参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 7 事象毎に単一故障想定を割り当てる(表 5-2 参照)</p> <p>↓</p> <p>ステップ 8 解析実施(本文 6 項参照)</p>	
<p>補足第 3. 1. 2-1 図 評価プロセス</p>	<p>第 1 図 評価プロセス</p>	<p>図 1-1 評価プロセス</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 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>3.2 代表事象の抽出【ステップ4】</p> <p>安全評価審査指針の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因及びその要因に対する故障の抽出結果を補足第3.2-1 図に示す。また、同図において、抽出した故障が、原子炉建屋及びタービン建屋において発生し得るかを分析し、各建屋において抽出した代表事象を示す。</p> <p>補足第3.2-1 図において抽出された、原子炉建屋及びタービン建屋における内部溢水により発生する可能性のある代表事象を補足第3.2-1 表に示す。</p> <p style="text-align: center;">補足第3.2-1 表 抽出された代表事象</p> <table border="1" data-bbox="142 741 902 1178"> <thead> <tr> <th>抽出された代表事象</th> <th>原子炉建屋</th> <th>タービン建屋</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉冷却材流量の喪失</td><td>○</td><td>○^{*1}</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材流量制御系の誤動作</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水流量の全喪失+タービントリップ</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>主蒸気隔離弁の誤閉止</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>逃がし弁開放</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水制御系の故障 (流量減少)</td><td>○</td><td>—^{*2}</td></tr> <tr><td>給水制御系の故障^{*3}</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心注水系の誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>原子炉隔離時冷却系の誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水加熱喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>負荷の喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>原子炉圧力制御系の故障</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水流量の全喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉建屋では再循環ポンプ全台トリップ、タービン建屋では部分台数トリップを想定</p> <p>※2：タービン建屋ではより厳しい給水流量の全喪失を想定</p> <p>※3：原子炉給水制御系の誤信号等により、給水流量が増加する事象は、原子炉設置変更許可申請書に倣い、単に「給水制御系の故障」という。</p>	抽出された代表事象	原子炉建屋	タービン建屋	原子炉冷却材流量の喪失	○	○ ^{*1}	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—	給水流量の全喪失+タービントリップ	○	—	主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○	逃がし弁開放	○	—	給水制御系の故障 (流量減少)	○	— ^{*2}	給水制御系の故障 ^{*3}	○	○	高圧炉心注水系の誤起動	○	—	原子炉隔離時冷却系の誤起動	○	—	給水加熱喪失	—	○	負荷の喪失	—	○	原子炉圧力制御系の故障	○	—	給水流量の全喪失	—	○	<p>2. 代表事象の抽出【ステップ1~4】</p> <p>安全評価審査指針の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因及びその要因に対する故障の抽出結果を第2 図に示す。また、同図において、抽出した故障が、原子炉建屋及びタービン建屋において発生し得るかを分析し、各建屋において抽出した代表事象を示す。</p> <p>第2 図において抽出された、原子炉建屋及びタービン建屋における内部溢水により発生する可能性のある代表事象を第1 表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 抽出された代表事象</p> <table border="1" data-bbox="940 758 1673 1346"> <thead> <tr> <th>抽出された代表事象</th> <th>原子炉建屋</th> <th>タービン建屋</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉冷却材の停止ループの誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材流量の喪失</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材流量制御系の誤動作</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水流量の全喪失+タービントリップ^{*1}</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>主蒸気隔離弁の誤閉止</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>逃がし弁開放</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水制御系の故障 (流量減少)</td><td>○</td><td>—^{*2}</td></tr> <tr><td>給水制御系の故障^{*3}</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>HPCS の誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>RCIC の誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水加熱喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>負荷の喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>原子炉圧力制御系の故障</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>給水流量の全喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉の出力運転中に、原子炉水位高 (レベル 8) 信号の誤発信により、タービンがトリップするとともに、原子炉給水ポンプがトリップする事象</p> <p>※2：タービン建屋ではより厳しい給水流量の全喪失を想定</p> <p>※3：原子炉給水制御系の誤信号等により、給水流量が増加する事象は、原子炉設置変更許可申請書に倣い、単に「給水制御系の故障」という。</p>	抽出された代表事象	原子炉建屋	タービン建屋	原子炉冷却材の停止ループの誤起動	○	—	原子炉冷却材流量の喪失	○	○	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—	給水流量の全喪失+タービントリップ ^{*1}	○	—	主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○	逃がし弁開放	○	—	給水制御系の故障 (流量減少)	○	— ^{*2}	給水制御系の故障 ^{*3}	○	○	HPCS の誤起動	○	—	RCIC の誤起動	○	—	給水加熱喪失	—	○	負荷の喪失	—	○	原子炉圧力制御系の故障	—	○	給水流量の全喪失	—	○	<p>2. 代表事象の抽出【ステップ1, 2, 3, 4】</p> <p>安全評価審査指針の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える主要な要因及びその要因に対する故障の抽出結果を図 2-1 に示す。また、同図において、抽出した故障が、R/B 及び T/B において発生し得るかを分析し、各建屋において抽出した代表事象を示す。</p> <p>図 2-1 において抽出された、R/B 及び T/B における内部溢水により発生する可能性のある代表事象を表 2-1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 2-1 抽出された代表事象</p> <table border="1" data-bbox="1730 758 2472 1310"> <thead> <tr> <th>抽出された代表事象</th> <th>R/B</th> <th>T/B</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉冷却材の停止ループの誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材流量の喪失</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材流量制御系の誤動作</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水流量の全喪失+タービントリップ</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>主蒸気隔離弁の誤閉止</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>逃がし弁開放</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水制御系の故障 (流量減少)</td><td>○</td><td>—^{*1}</td></tr> <tr><td>給水制御系の故障^{*2}</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>HPCS の誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>RCIC の誤起動</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>給水加熱喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>負荷の喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>原子炉圧力制御系の故障</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>給水流量の全喪失</td><td>—</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>※1 T/B ではより厳しい給水流量の全喪失を想定</p> <p>※2 原子炉給水制御系の誤信号等により、給水流量が増加する事象は、原子炉設置変更許可申請書に倣い、単に「給水制御系の故障」という。</p>	抽出された代表事象	R/B	T/B	原子炉冷却材の停止ループの誤起動	○	—	原子炉冷却材流量の喪失	○	○	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—	給水流量の全喪失+タービントリップ	○	—	主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○	逃がし弁開放	○	—	給水制御系の故障 (流量減少)	○	— ^{*1}	給水制御系の故障 ^{*2}	○	○	HPCS の誤起動	○	—	RCIC の誤起動	○	—	給水加熱喪失	—	○	負荷の喪失	—	○	原子炉圧力制御系の故障	—	○	給水流量の全喪失	—	○	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>BWR と ABWR の相違により、抽出される事象が異なる。</p>
抽出された代表事象	原子炉建屋	タービン建屋																																																																																																																																					
原子炉冷却材流量の喪失	○	○ ^{*1}																																																																																																																																					
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—																																																																																																																																					
給水流量の全喪失+タービントリップ	○	—																																																																																																																																					
主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○																																																																																																																																					
逃がし弁開放	○	—																																																																																																																																					
給水制御系の故障 (流量減少)	○	— ^{*2}																																																																																																																																					
給水制御系の故障 ^{*3}	○	○																																																																																																																																					
高圧炉心注水系の誤起動	○	—																																																																																																																																					
原子炉隔離時冷却系の誤起動	○	—																																																																																																																																					
給水加熱喪失	—	○																																																																																																																																					
負荷の喪失	—	○																																																																																																																																					
原子炉圧力制御系の故障	○	—																																																																																																																																					
給水流量の全喪失	—	○																																																																																																																																					
抽出された代表事象	原子炉建屋	タービン建屋																																																																																																																																					
原子炉冷却材の停止ループの誤起動	○	—																																																																																																																																					
原子炉冷却材流量の喪失	○	○																																																																																																																																					
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—																																																																																																																																					
給水流量の全喪失+タービントリップ ^{*1}	○	—																																																																																																																																					
主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○																																																																																																																																					
逃がし弁開放	○	—																																																																																																																																					
給水制御系の故障 (流量減少)	○	— ^{*2}																																																																																																																																					
給水制御系の故障 ^{*3}	○	○																																																																																																																																					
HPCS の誤起動	○	—																																																																																																																																					
RCIC の誤起動	○	—																																																																																																																																					
給水加熱喪失	—	○																																																																																																																																					
負荷の喪失	—	○																																																																																																																																					
原子炉圧力制御系の故障	—	○																																																																																																																																					
給水流量の全喪失	—	○																																																																																																																																					
抽出された代表事象	R/B	T/B																																																																																																																																					
原子炉冷却材の停止ループの誤起動	○	—																																																																																																																																					
原子炉冷却材流量の喪失	○	○																																																																																																																																					
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	—																																																																																																																																					
給水流量の全喪失+タービントリップ	○	—																																																																																																																																					
主蒸気隔離弁の誤閉止	○	○																																																																																																																																					
逃がし弁開放	○	—																																																																																																																																					
給水制御系の故障 (流量減少)	○	— ^{*1}																																																																																																																																					
給水制御系の故障 ^{*2}	○	○																																																																																																																																					
HPCS の誤起動	○	—																																																																																																																																					
RCIC の誤起動	○	—																																																																																																																																					
給水加熱喪失	—	○																																																																																																																																					
負荷の喪失	—	○																																																																																																																																					
原子炉圧力制御系の故障	—	○																																																																																																																																					
給水流量の全喪失	—	○																																																																																																																																					



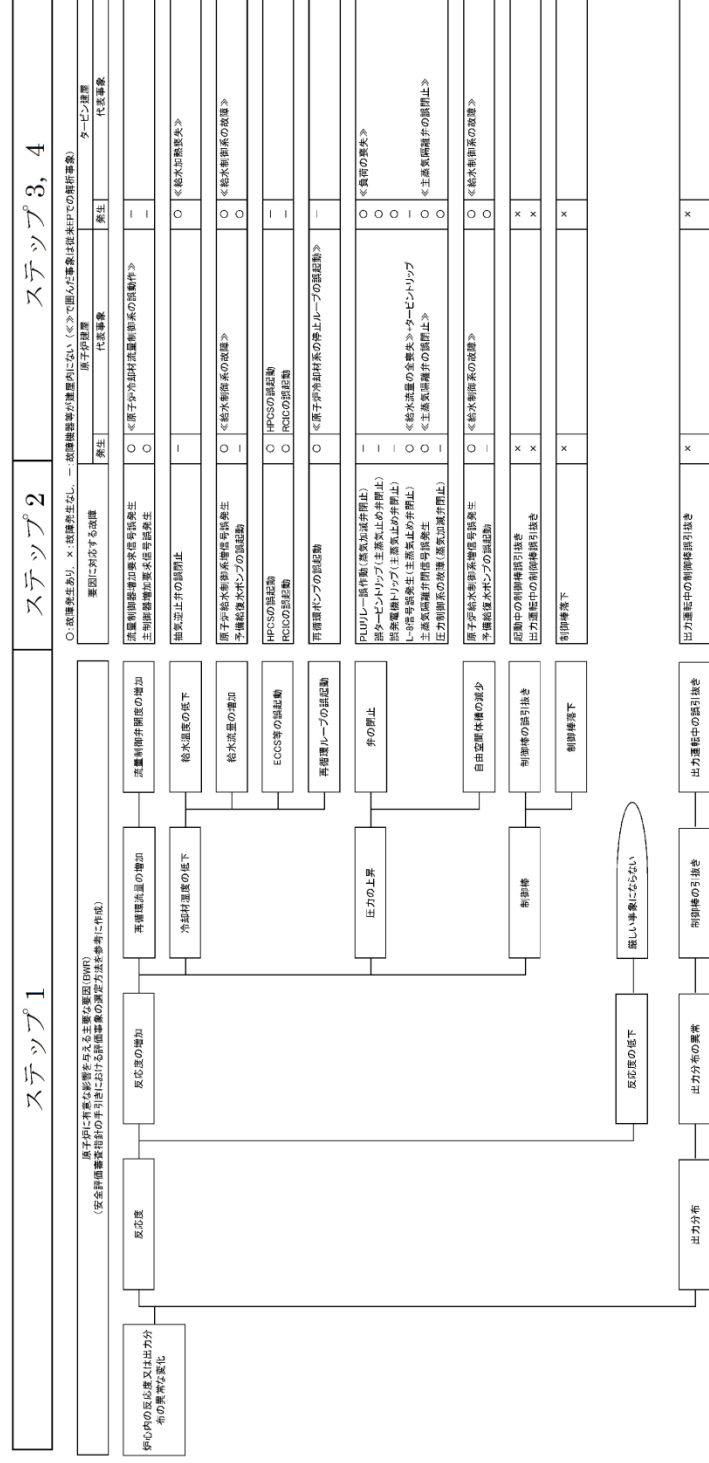
ステップ1

ステップ2

ステップ3, 4

原因に該当する事象	発生	代表事象	発生	代表事象
炉心内の反応度又は出力分率の異常な変化	○	炉心内の反応度	○	炉心内の反応度
再循環流量の増加	○	再循環流量の増加	○	再循環流量の増加
冷却材温度の低下	○	冷却材温度の低下	○	冷却材温度の低下
炉水流量の増加	○	炉水流量の増加	○	炉水流量の増加
ECCS等の駆動機	○	ECCS等の駆動機	○	ECCS等の駆動機
圧力の上昇	○	圧力の上昇	○	圧力の上昇
再循環流量の減少	○	再循環流量の減少	○	再循環流量の減少
制御棒の駆引引き	○	制御棒の駆引引き	○	制御棒の駆引引き
制御棒落下	○	制御棒落下	○	制御棒落下
新しい事象にたらない	○	新しい事象にたらない	○	新しい事象にたらない

補足第3.2-1 図 外乱分析図 (1/3)



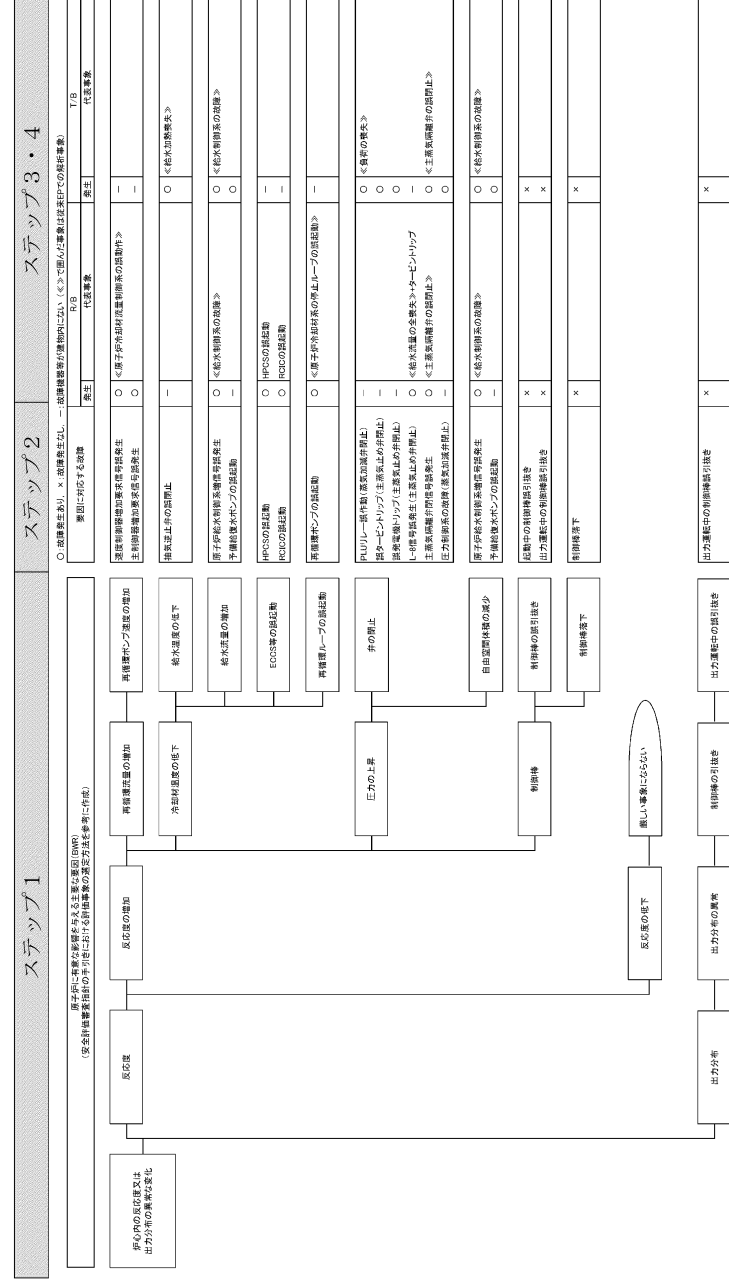
ステップ1

ステップ2

ステップ3, 4

原因に該当する事象	発生	代表事象	発生	代表事象
炉心内の反応度又は出力分率の異常な変化	○	炉心内の反応度	○	炉心内の反応度
再循環流量の増加	○	再循環流量の増加	○	再循環流量の増加
冷却材温度の低下	○	冷却材温度の低下	○	冷却材温度の低下
炉水流量の増加	○	炉水流量の増加	○	炉水流量の増加
ECCS等の駆動機	○	ECCS等の駆動機	○	ECCS等の駆動機
圧力の上昇	○	圧力の上昇	○	圧力の上昇
再循環流量の減少	○	再循環流量の減少	○	再循環流量の減少
制御棒の駆引引き	○	制御棒の駆引引き	○	制御棒の駆引引き
制御棒落下	○	制御棒落下	○	制御棒落下
新しい事象にたらない	○	新しい事象にたらない	○	新しい事象にたらない

第2図 外乱分析図 (1/3)



ステップ1

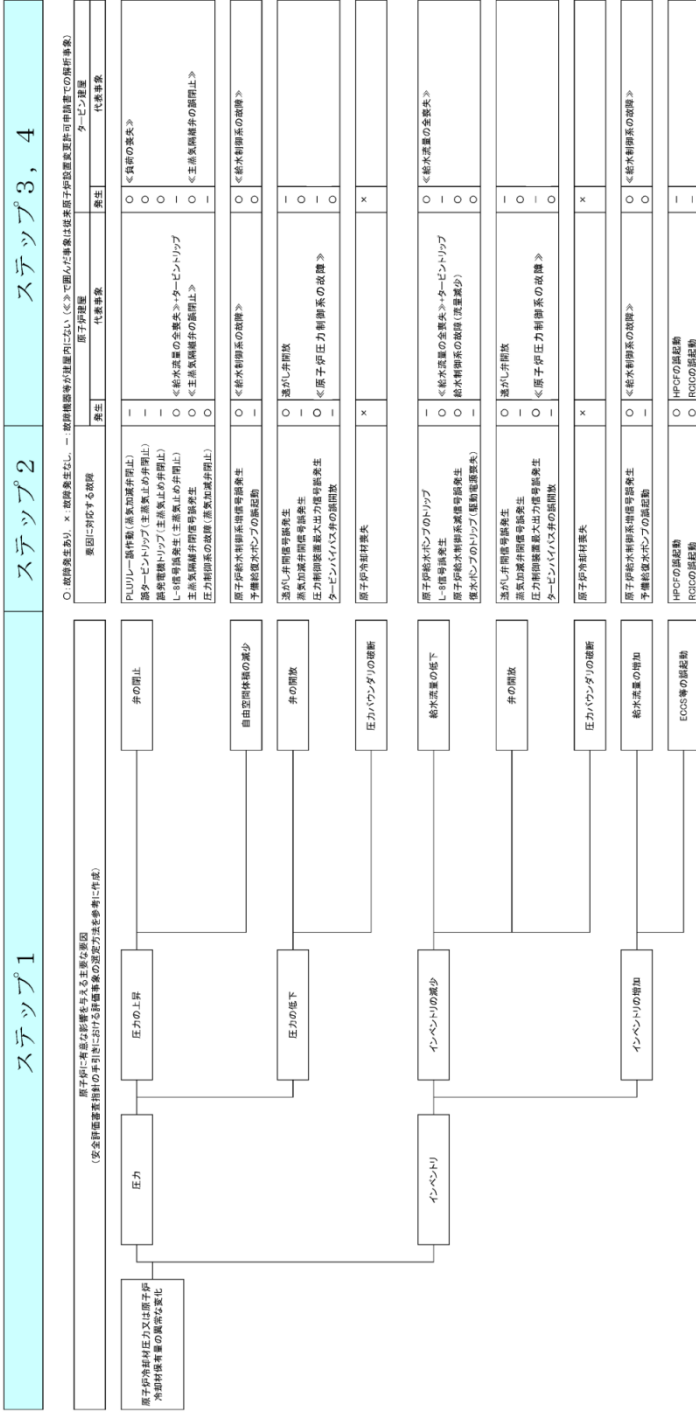
ステップ2

ステップ3, 4

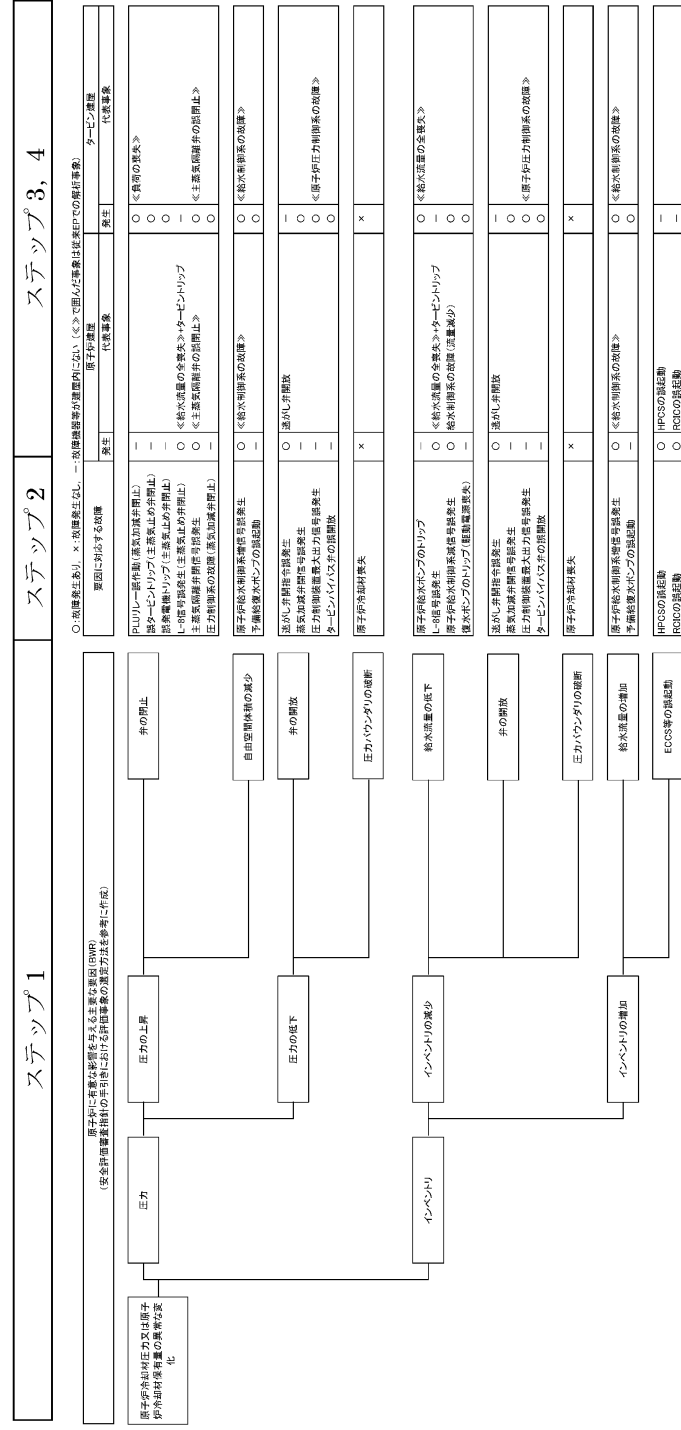
原因に該当する事象	発生	代表事象	発生	代表事象
炉心内の反応度又は出力分率の異常な変化	○	炉心内の反応度	○	炉心内の反応度
再循環流量の増加	○	再循環流量の増加	○	再循環流量の増加
冷却材温度の低下	○	冷却材温度の低下	○	冷却材温度の低下
炉水流量の増加	○	炉水流量の増加	○	炉水流量の増加
ECCS等の駆動機	○	ECCS等の駆動機	○	ECCS等の駆動機
圧力の上昇	○	圧力の上昇	○	圧力の上昇
再循環流量の減少	○	再循環流量の減少	○	再循環流量の減少
制御棒の駆引引き	○	制御棒の駆引引き	○	制御棒の駆引引き
制御棒落下	○	制御棒落下	○	制御棒落下
新しい事象にたらない	○	新しい事象にたらない	○	新しい事象にたらない

図 2-1 外乱分析図 (1/3)

・設備の相違
 【柏崎6/7】
 BWR と ABWR の相違により、抽出される事象が異なる。



補足第3.2-1 図 外乱分析図 (3/3)



第2図 外乱分析図 (3/3)

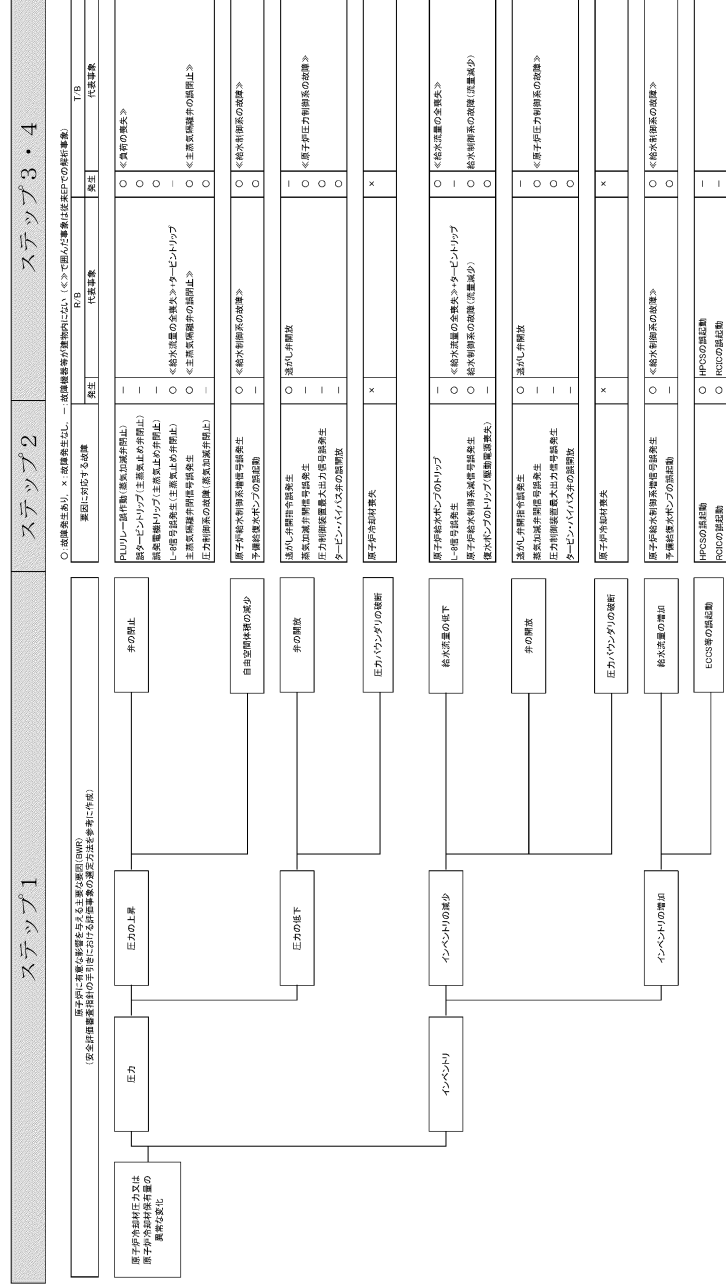


図2-1 外乱分析図 (3/3)

・設備の相違
 【柏崎6/7】
 BWRとABWRの相違により、抽出される事象が異なる。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																			
<p>3.3 重畳を考慮した内部溢水影響評価事象の抽出【ステップ5】</p> <p>3.3.1 重畳を考慮すべき事象の分析</p> <p>3.2 にて抽出した原子炉建屋及びタービン建屋における内部溢水により発生する可能性のある代表事象について、重畳を考慮した場合に、事象を厳しくする可能性について検討した。結果を補足第3.3.1-1表及び補足第3.3.1-2表に示す。</p> <p>重畳を考慮すべき事象として抽出された代表事象の概要を補足第3.3.1-3表に示す。</p>	<p>3. 重畳を考慮した内部溢水影響評価事象の抽出【ステップ5】</p> <p>3.1 重畳を考慮すべき事象の分析</p> <p>2. にて抽出した原子炉建屋及びタービン建屋における内部溢水により発生する可能性のある代表事象について、重畳を考慮した場合に、事象を厳しくする可能性について検討した。結果を第2表及び第3表に示す。</p> <p>重畳を考慮すべき事象として抽出された代表事象の概要を第4表に示す。</p>	<p>3. 重畳を考慮した内部溢水影響評価事象の抽出【ステップ5】</p> <p>3.1. 重畳を考慮すべき事象の分析</p> <p>2項にて抽出したR/B及びT/Bにおける内部溢水により発生する可能性のある代表事象について、重畳を考慮した場合に、事象を厳しくする可能性について検討した。結果について表3-1及び表3-2に示す。</p> <p>重畳を考慮すべき事象として抽出された代表事象の概要を表3-3に示す。</p>	備考																																																																																																			
<p>補足第3.3.1-1表 原子炉建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否</p>	<p>第2表 原子炉建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否</p>	<p>表3-1 R/Bにおける抽出事象及び重畳考慮の要否</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p>																																																																																																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th>抽出された事象</th> <th>重畳</th> <th>重畳を考慮しない理由*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I 原子炉冷却材流量の喪失</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>II 原子炉冷却材流量制御系の誤動作</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>III 給水流量の全喪失+タービントリップ</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>IV 主蒸気隔離弁の誤閉止</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V 逃がし弁開放</td> <td>—</td> <td>①</td> </tr> <tr> <td>VI 給水制御系の故障(流量減少)</td> <td>—</td> <td>②</td> </tr> <tr> <td>VII 給水制御系の故障</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>VIII 高圧炉心注水系の誤起動</td> <td>—</td> <td>理由①(上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する。)</td> </tr> <tr> <td>IX 原子炉隔離時冷却系の誤起動</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>X 原子炉圧力制御系の故障</td> <td>—</td> <td>①</td> </tr> </tbody> </table>	抽出された事象	重畳	重畳を考慮しない理由*	I 原子炉冷却材流量の喪失	考慮	—	II 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—	III 給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—	IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—	V 逃がし弁開放	—	①	VI 給水制御系の故障(流量減少)	—	②	VII 給水制御系の故障	考慮	—	VIII 高圧炉心注水系の誤起動	—	理由①(上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する。)	IX 原子炉隔離時冷却系の誤起動	考慮	—	X 原子炉圧力制御系の故障	—	①	<table border="1"> <thead> <tr> <th>抽出された事象</th> <th>重畳</th> <th>重畳を考慮しない理由*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I 原子炉冷却材の停止ループの誤起動</td> <td>—</td> <td>部分出力状態での発生事象であり重畳による影響が小さい</td> </tr> <tr> <td>II 原子炉冷却材流量の喪失</td> <td>—</td> <td>①</td> </tr> <tr> <td>III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>IV 給水流量の全喪失+タービントリップ</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V 主蒸気隔離弁の誤閉止</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>VI 逃がし弁開放</td> <td>—</td> <td>②</td> </tr> <tr> <td>VII 給水制御系の故障(流量減少)</td> <td>—</td> <td>③</td> </tr> <tr> <td>VIII 給水制御系の故障</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>IX HPCSの誤起動</td> <td>—</td> <td>②(上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)</td> </tr> <tr> <td>X RCICの誤起動</td> <td>—</td> <td>②(ドーム部への注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)</td> </tr> </tbody> </table>	抽出された事象	重畳	重畳を考慮しない理由*	I 原子炉冷却材の停止ループの誤起動	—	部分出力状態での発生事象であり重畳による影響が小さい	II 原子炉冷却材流量の喪失	—	①	III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—	IV 給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—	V 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—	VI 逃がし弁開放	—	②	VII 給水制御系の故障(流量減少)	—	③	VIII 給水制御系の故障	考慮	—	IX HPCSの誤起動	—	②(上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)	X RCICの誤起動	—	②(ドーム部への注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>抽出された代表事象</th> <th>重畳</th> <th>重畳を考慮しない理由*¹</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I 原子炉冷却材の停止ループの誤起動</td> <td>—</td> <td>部分出力状態での発生事象であり重畳による影響が小さい</td> </tr> <tr> <td>II 原子炉冷却材流量の喪失</td> <td>—</td> <td>①</td> </tr> <tr> <td>III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>IV 給水流量の全喪失+タービントリップ</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V 主蒸気隔離弁の誤閉止</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>VI 逃がし弁開放</td> <td>—</td> <td>②</td> </tr> <tr> <td>VII 給水制御系の故障(流量減少)</td> <td>—</td> <td>③</td> </tr> <tr> <td>VIII 給水制御系の故障</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>IX HPCSの誤起動</td> <td>—</td> <td>②(上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下)</td> </tr> <tr> <td>X RCICの誤起動</td> <td>考慮</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	抽出された代表事象	重畳	重畳を考慮しない理由* ¹	I 原子炉冷却材の停止ループの誤起動	—	部分出力状態での発生事象であり重畳による影響が小さい	II 原子炉冷却材流量の喪失	—	①	III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—	IV 給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—	V 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—	VI 逃がし弁開放	—	②	VII 給水制御系の故障(流量減少)	—	③	VIII 給水制御系の故障	考慮	—	IX HPCSの誤起動	—	②(上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下)	X RCICの誤起動	考慮	—	<p>BWR と ABWR の相違により、抽出される事象が異なる。</p> <p>・考慮対象の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は「RCIC の誤起動」を重畳事象の考慮対象としていない。</p>
抽出された事象	重畳	重畳を考慮しない理由*																																																																																																				
I 原子炉冷却材流量の喪失	考慮	—																																																																																																				
II 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—																																																																																																				
III 給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—																																																																																																				
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—																																																																																																				
V 逃がし弁開放	—	①																																																																																																				
VI 給水制御系の故障(流量減少)	—	②																																																																																																				
VII 給水制御系の故障	考慮	—																																																																																																				
VIII 高圧炉心注水系の誤起動	—	理由①(上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する。)																																																																																																				
IX 原子炉隔離時冷却系の誤起動	考慮	—																																																																																																				
X 原子炉圧力制御系の故障	—	①																																																																																																				
抽出された事象	重畳	重畳を考慮しない理由*																																																																																																				
I 原子炉冷却材の停止ループの誤起動	—	部分出力状態での発生事象であり重畳による影響が小さい																																																																																																				
II 原子炉冷却材流量の喪失	—	①																																																																																																				
III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—																																																																																																				
IV 給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—																																																																																																				
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—																																																																																																				
VI 逃がし弁開放	—	②																																																																																																				
VII 給水制御系の故障(流量減少)	—	③																																																																																																				
VIII 給水制御系の故障	考慮	—																																																																																																				
IX HPCSの誤起動	—	②(上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)																																																																																																				
X RCICの誤起動	—	②(ドーム部への注水で蒸気が凝縮し圧力が低下する)																																																																																																				
抽出された代表事象	重畳	重畳を考慮しない理由* ¹																																																																																																				
I 原子炉冷却材の停止ループの誤起動	—	部分出力状態での発生事象であり重畳による影響が小さい																																																																																																				
II 原子炉冷却材流量の喪失	—	①																																																																																																				
III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	考慮	—																																																																																																				
IV 給水流量の全喪失+タービントリップ	考慮	—																																																																																																				
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—																																																																																																				
VI 逃がし弁開放	—	②																																																																																																				
VII 給水制御系の故障(流量減少)	—	③																																																																																																				
VIII 給水制御系の故障	考慮	—																																																																																																				
IX HPCSの誤起動	—	②(上部プレナムへの注水で蒸気が凝縮し圧力が低下)																																																																																																				
X RCICの誤起動	考慮	—																																																																																																				

補足第 3.3.1-2 表 タービン建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否

代表事象	重畳	重畳を考慮しない理由*
I 給水加熱喪失	考慮	—
II 原子炉冷却材流量の喪失	—	③
III 負荷の喪失	考慮	—
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—
V 給水流量の全喪失	—	②
VI 給水制御系の故障	考慮	—

※ 重畳を考慮しない理由

- ① 圧力が低下する事象は重畳しても結果を厳しくしない。
- ② 原子炉冷却材流量(炉心流量)の減少を伴わず、出力が低下する事象は重畳しても結果を厳しくしない。
- ③ 原子炉冷却材流量が減少する事象について、改良型沸騰水型軽水炉の再循環ポンプはタービン建屋側信号により部分台数トリップとなり、原子炉冷却材流量の減少による過度な炉心冷却能力の低下はないため、重畳しても結果を厳しくしない。

補足第 3.3.1-3 表 抽出された代表事象の概要

抽出事象	概要
原子炉冷却材流量の喪失	原子炉の出力運転中に、再循環ポンプが同時に全台トリップし、炉心流量が定格出力時の流量から自然循環流量まで大幅に低下して、炉心の冷却能力が低下する事象。
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の誤動作により再循環流量(炉心流量)が増加し、原子炉出力が上昇する事象。
給水流量の全喪失+タービントリップ	原子炉の出力運転中に、原子炉水位高(レベル8)信号の誤発生によりタービンがトリップすると共に、原子炉給水ポンプがトリップする事象。
主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉の出力運転中に、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。
給水制御系の故障	原子炉の出力運転中に、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。
原子炉隔離時冷却系の誤起動	原子炉の出力運転中に、原子炉隔離時冷却系が誤起動し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。
給水加熱喪失	原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。
負荷の喪失	原子炉の出力運転中に、発電機負荷遮断により蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。

第 3 表 タービン建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否

代表事象	重畳	重畳を考慮しない理由*
I 給水加熱喪失	考慮	—
II 原子炉冷却材流量の喪失	—	①
III 負荷の喪失	考慮	—
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—
V 原子炉圧力制御系の故障	—	②
VI 給水流量の全喪失	—	③
VII 給水制御系の故障	考慮	—

※ 重畳を考慮しない理由

- ①再循環流量が減少する事象は、BWR-5の再循環ポンプは慣性が大きく、炉心流量の減による炉心の冷却能力低下に対し、原子炉出力の減少が早めに作用するため、重畳を考慮しても結果を厳しくしない。
- ②圧力が低下する事象は重畳を考慮しても結果を厳しくしない。
- ③再循環流量の減少を伴わず、出力が低下する事象は重畳を考慮しても結果を厳しくしない。

第 4 表 抽出された代表事象の概要

抽出事象	概要
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の誤動作により再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する事象。
給水流量の全喪失+タービントリップ	原子炉の出力運転中に、原子炉水位高信号の誤発生により、タービンがトリップするとともに、原子炉給水ポンプがトリップする事象。
主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉の出力運転中に、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。
給水制御系の故障	原子炉の出力運転中に、給水制御器の誤動作等により、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。
給水加熱喪失	原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。
負荷の喪失	原子炉の出力運転中に、電力系統事故等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。

表 3-2 T/B における抽出事象及び重畳考慮の要否

抽出された代表事象	重畳	重畳を考慮しない理由**1
I 給水加熱喪失	考慮	—
II 原子炉冷却材流量の喪失	—	①
III 負荷の喪失	考慮	—
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	考慮	—
V 原子炉圧力制御系の故障	—	②
VI 給水流量の全喪失	—	③
VII 給水制御系の故障	考慮	—

※1 重畳を考慮しない理由

- ① 再循環流量が減少する事象は、BWR-5では再循環ポンプの慣性が大きく、炉心流量の減少による炉心の冷却能力低下に対し、原子炉出力の減少が早めに作用するため、重畳しても結果は厳しくならない。
- ② 圧力が低下する事象は重畳しても結果は厳しくならない。
- ③ 出力が低下する事象は重畳しても結果は厳しくならない。

表 3-3 抽出された代表事象の概要

抽出事象	概要
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の誤動作により、再循環流量(炉心流量)が増加し、原子炉出力が上昇する事象。
給水流量の全喪失+タービントリップ	原子炉の出力運転中に、原子炉水位高(レベル8)信号の誤発生により、タービンがトリップするとともに、原子炉給水ポンプがトリップする事象。
主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉の出力運転中に、主蒸気隔離弁が誤閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。
給水制御系の故障	原子炉の出力運転中に、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。
RCICの誤起動	原子炉の出力運転中に、RCICが誤起動し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。
給水加熱喪失	原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象。
負荷の喪失	原子炉の出力運転中に、発電機負荷遮断により蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象。

備考

- ・設備の相違【柏崎 6/7】
BWR と ABWR の相違により、抽出される事象が異なる。
- ・設備の相違【柏崎 6/7】
BWR と ABWR の相違により、重畳を考慮しない理由が異なる。
- ・設備の相違【柏崎 6/7】
BWR と ABWR の相違により抽出された事象が異なる。
- ・【東海第二】
東海第二は「RCIC の誤起動」を代表事象として抽出していない。

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>3.3.2 抽出事象に対する重畳の分析結果</p> <p>3.3.1 で抽出された重畳を考慮した場合に事象を厳しくする可能性のある事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理し、これらの観点から、重畳の組み合わせを考慮した場合に事象を厳しくする可能性があるかについて、更なる検討を行う。</p> <p>この検討においては、2つの事象の組み合わせについて、重畳を考慮したとしてもどちらか1つの事象に包絡される、重畳を考慮した場合には厳しい評価となる可能性がある、又は、重畳を考慮しない(単独の事象)方が厳しい評価となるかについて、定性的に評価を行う。</p> <p>なお、重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組み合わせが複数同定される場合には、更なる重畳を検討することが必要となるが、次に示すとおり、厳しくなる組み合わせが2つ以上はなかったことから、3つ以上の事象の重畳についても2つの事象の重畳に包含されることを確認した。</p> <p>3.3.2.1 原子炉建屋における代表事象の重畳</p> <p>補足第3.3.1-1表にて抽出された事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を、補足第3.3.2-1表に示す。これを踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を補足第3.3.2-3表に示す。</p> <p>補足第3.3.1-1表に示すとおり、原子炉建屋における内部溢水を想定した場合、10の事象が想定されるが、検討の結果、「給水制御系の故障」及び「原子炉冷却材流量の喪失+給水制御系の故障」の解析を行うこととする。</p>	<p>3.2 抽出事象に対する重畳の分析結果</p> <p>3.1 で抽出された重畳を考慮した場合に事象を厳しくする可能性のある事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理し、これらの観点から、重畳の組み合わせを考慮した場合に事象を厳しくする可能性があるかについて、更なる検討を行う。</p> <p>この検討においては、2つの事象の組み合わせについて、重畳を考慮したとしてもどちらか1つの事象に包絡される、重畳を考慮した場合には厳しい評価となる可能性がある、又は重畳を考慮しない(単独の事象)方が厳しい評価となるかについて、定性的に評価を行う。</p> <p>なお、重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組み合わせが複数同定される場合には、更なる重畳を検討することが必要となるが、次に示すとおり、厳しくなる組み合わせが2つ以上はなかったことから、3つ以上の事象の重畳についても2つの事象の重畳に包含されることを確認した。</p> <p>3.2.1 原子炉建屋における代表事象の重畳</p> <p>第2表にて抽出された事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を、第5表に示す。</p> <p>「給水流量の全喪失+タービントリップ」、「主蒸気隔離弁の誤閉止」、「給水制御系の故障」は、いずれも弁の閉止に伴い発生する原子炉圧力上昇事象である。これらの事象の中では、主蒸気隔離弁に比べて弁の閉止速度が速いタービントリップ(主蒸気止め弁閉)を伴う事象であり、「給水流量の全喪失+タービントリップ」に比べてタービントリップ時の出力が高い「給水制御系の故障」が最も厳しい結果を与える。また、「給水制御系の故障」と「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」を比較すると、弁閉止に伴う原子炉圧力の上昇に起因して大きな反応度の加わる「給水制御系の故障」の方が厳しい結果を与える。なお、「主蒸気隔離弁の誤閉止」については、原子炉圧力が最も高い事象となっているが、MCPRの判断基準に対する余裕が大きく「給水制御系の故障」に比べてΔMCPRが有意に小さいこと、原子炉圧力は最高使用圧力に至らず判断基準に対する裕度が大きいこと及びスクラムのタイミングが早く他の事象との重畳を考</p>	<p>3.2. 抽出事象に対する重畳の分析結果</p> <p>3.1項で抽出した重畳を考慮した場合に事象を厳しくする可能性のある事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理し、これらの観点から、重畳の組み合わせを考慮した場合に事象を厳しくする可能性があるかについて、更なる検討を行う。</p> <p>この検討においては、2つの事象の組み合わせについて、重畳を考慮したとしてもどちらか1つの事象に包絡される、重畳を考慮した場合には厳しい評価となる可能性がある、又は、重畳を考慮しない(単独の事象)方が厳しい評価となるかについて、定性的に評価を行う。</p> <p>なお、重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組み合わせが複数同定される場合には、更なる重畳を検討することが必要となるが、次に示すとおり、厳しくなる組み合わせが2つ以上はなかったことから、3つ以上の事象の重畳についても2つの事象の重畳に包含されることを確認した。</p> <p>(1) R/Bにおける代表事象の重畳</p> <p>表3-1に抽出された事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を表3-4に示す。</p> <p>「給水流量の全喪失+タービントリップ」、「主蒸気隔離弁の誤閉止」及び「給水制御系の故障」は、いずれも主要弁の閉止を伴う圧力上昇事象である。</p> <p>これらの事象のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」は、タービン・バイパス弁に期待することができないため、圧力上昇の観点では最も厳しい事象となる。また、出力上昇の観点では、スクラムタイミングの遅い「給水制御系の故障」が最も厳しい事象となる。</p> <p>「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」は、出力ピークが最も高くなるものの、解析の初期状態が部分出力状態であること及び燃料の熱伝達遅れのため、炉心平均表面熱流束の観点からは厳しい事象とならない。</p> <p>なお、「RCICの誤起動」による注水流量の増加分は、「給水制御系の故障」による流量増加分と比べると少ないため、結果に大きな影響はない。</p>	<p>備考</p> <p>・事象進展の分析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は代表事象の選定の考え方を記載している。また、BWRとABWRの相違により、選定した代表事象が異なる。</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉はフルバイパスプラントのため、解析結果が異なることから選定した代表事象が異なる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.3.2.2 タービン建屋における代表事象の重畳</p> <p>補足第3.3.1-2表にて抽出された事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を、補足第3.3.2-2表に示す。これを踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を補足第3.3.2-4表に示す。</p> <p>補足第3.3.1-2表に示すとおり、タービン建屋における内部溢水を想定した場合、6つの事象が想定されるが、検討の結果、「給水制御系の故障」の解析を行うこととする。</p>	<p>慮した場合であっても事象を厳しくしないことから、「給水制御系の故障」の方が厳しい結果を与えると判断した。</p> <p>また、上記を踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を第7表に示す。本表のとおり、事象の重畳が厳しい結果を与えることはない。</p> <p>以上のことから、原子炉建屋における内部溢水を想定した場合の評価事象は、「給水制御系の故障」とする。</p> <p>3.2.2 タービン建屋における代表事象の重畳</p> <p>第3表にて抽出された事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を、第6表に示す。これを踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を第8表に示す。</p> <p>弁の閉止が最も速い事象は、タービン加減弁急速閉を伴う「負荷の喪失」であり、タービントリップ（主蒸気止め弁閉）を伴う「給水制御系の故障」より弁の閉止速度は若干速い。ただし、「給水制御系の故障」は、弁の閉止時までの出力上昇があり、「負荷の喪失」に比べて厳しい結果を与える。また、第8表のとおり、「給水制御系の故障」については、「給水加熱喪失」との重畳が厳しい結果を与えるものと考えられ、その他の事象に比べて厳しい結果を与えるものとする。</p> <p>なお、後述のとおり、タービン建屋における内部溢水ではMS-3機能を有するタービンバイパス弁に期待できないことを考慮すると、「負荷の喪失」は他の単一事象に比べて厳しい事象となるが、「給水制御系の故障」と「給水加熱喪失」の重畳事象はスクラム時点での原子炉出力が「負荷の喪失」よりも高くなることから、「負荷の喪失」よりも厳しい結果となると考えられる。</p> <p>以上のことから、タービン建屋における内部溢水を想定した場合の評価事象は、「給水制御系の故障+給水加熱喪失」とする。</p>	<p>上記を踏まえ、重畳を考慮した場合について検討した結果を表3-6に示す。本表のとおり、事象の重畳が厳しい結果を与えることはない。</p> <p>以上のことから、R/Bにおける内部溢水を想定した場合の代表事象は、「主蒸気隔離弁の誤閉止」及び「給水制御系の故障」とする。</p> <p>(2) T/Bにおける代表事象の重畳</p> <p>表3-2に抽出した事象について、スクラムのタイミング等のプラント挙動について整理した結果を表3-5に示す。</p> <p>出力上昇の観点から、スクラムタイミングの遅い「給水加熱喪失」が最も厳しい結果を与える。また、表3-7に示すとおり、「給水加熱喪失」と「給水制御系の故障」は事象開始時に同時に発生すると、タービントリップ時の出力が高めになるため、その他の事象に比べて厳しい結果になると考えられる。</p> <p>なお、後述のとおり、タービン建物における内部溢水ではタービン・バイパス弁に期待できないことを考慮すると、「負荷の喪失」は他の単一事象に比べて厳しい事象となるが、「給水制御系の故障」と「給水加熱喪失」の重畳事象はスクラム時点での原子炉出力が「負荷の喪失」よりも高くなることから、「負荷の喪失」よりも厳しい結果となると考えられる。</p> <p>以上のことから、T/Bにおける内部溢水を想定した場合の代表事象は、「給水制御系の故障+給水加熱喪失」の重畳事象とする。</p>	<p>・事象進展の分析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は代表事象抽出の考え方を記載している。また、BWRとABWRの相違により、選定した代表事象が異なる。</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉はフルバイパスプラントのため、代表事象選定の考え方は異なるが、選定した代表事象は同じ。</p>

補足第3.3.2-1表 解析結果 (原子炉建屋)

スクラム	事象発生時の影響		事象発生後の出力/ 圧力のピーク値	備考
	出力	炉心流量		
I 原子炉冷却材流量の喪失 (約2秒後)	炉心流量低下に伴うボイド率増加により出力減少	低下	出力: 初期値を超えない 圧力: 約8.23MPa [gauge]	約1秒後に沸騰遷移発生 逃がし弁機能を期待しない評価での圧力
II 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	炉心流量増加に伴うボイド率減少により出力増加	増加	出力: 約130% 圧力: 約7.10MPa [gauge]	初期条件: 定格出力の65%, 定格炉心流量の42%での解析
III 給水流量の全喪失 + タービントリップ (原子炉水位高 (レベル8) 誤信号) *	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	再循環ポンプ4台トリップにより低下	出力: 約123% 圧力: 約8.05MPa [gauge]	タービンバイパス弁不動作時は出力約138%, 圧力約8.32MPa
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	—	出力: 初期値を超えない 圧力: 約8.08MPa [gauge]	
VII 給水制御系の故障	炉心入口サブクール増大により出力増加	—	出力: 約124% 圧力: 約8.06MPa [gauge]	
IX 原子炉隔離時冷却系の誤起動	原子炉隔離時冷却系の注水流量は定格給水流量の約3%であり、給水制御系の故障時の流量増加分(36%)と比べる	(スクラムと同時に再循環ポンプ4台トリップにより低下)		

※: 給水流量の全喪失は、事象発生後約7秒で原子炉水位低下スクラムに至る事象進展がタービントリップに比べ緩やかな事象であることから、タービントリップの評価で代表できる (出力/圧力ピーク値の記載はタービントリップとほぼ同等の負荷の喪失での解析結果)。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

第5表 解析結果 (原子炉建屋)

スクラム	事象発生時の影響		事象発生後の出力/ 圧力のピーク値	備考
	出力	炉心流量		
III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	炉心流量増加に伴うボイド率減少により出力増加	増加	出力: 約172% 圧力: 約6.66MPa [gauge] ΔM CPR: 0.16 (最小値1.45)	初期条件: 定格出力の59%, 定格炉心流量の41%での解析
IV 給水流量の全喪失 + タービントリップ (原子炉水位高 (レベル8) 誤信号) *	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	再循環ポンプトリップにより低下	出力: 約157% 圧力: 約7.87MPa [gauge] ΔM CPR: 0.16	タービンバイパス弁不動作時は出力約232%, 圧力約8.04MPa [gauge], ΔM CPR: 0.28
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	—	出力: 約220% 圧力: 約7.99MPa [gauge] ΔM CPR: 0.11	
VIII 給水制御系の故障	炉心入口サブクール増大により出力増加	(タービントリップに伴う再循環ポンプトリップにより低下)	出力: 約207% 圧力: 約7.91MPa [gauge] ΔM CPR: 0.26	

※: 給水流量の全喪失は、事象発生後約6.3秒で原子炉水位低下スクラムに至る事象進展がタービントリップに比べ緩やかな事象であることから、タービントリップの評価で代表できる (出力/圧力ピーク値の記載はタービントリップとほぼ同等の負荷の喪失での解析結果)。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

表3-4 想定される代表事象 (単一事象) の解析結果 (R/B 溢水発生時を想定)

スクラム	事象発生時の影響		事象発生後の出力/ 圧力のピーク値	備考
	出力	炉心流量		
III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	炉心流量増加に伴うボイド率減少により出力増加	増加	出力: 約207% 表面熱流束: 約74% 圧力: 約6.68MPa [gauge]	初期条件: 定格出力の57%, 定格炉心流量の39%での解析
IV 給水流量の全喪失 + タービントリップ (原子炉水位高 (レベル8) 誤信号) *	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	2台ポンプトリップにより低下	出力: 約118% 表面熱流束: 初期値を越えない 圧力: 約7.09MPa [gauge]	タービン・バイパス弁不動作時は出力約369%, 表面熱流束約122%, 圧力約8.29MPa [gauge]
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	—	出力: 初期値を超えない 表面熱流束: 初期値を越えない 圧力: 約7.99MPa [gauge]	
VII 給水制御系の故障	炉心入口サブクール増大により出力増加	(タービントリップと同時に2台ポンプトリップにより低下)	出力: 約115% 表面熱流束: 約111% 圧力: 約7.19MPa [gauge]	
X RCTC の誤起動	RCTC 誤作動に伴う給水流量の増加は2%程度であり、給水制御系の故障時の流量増加分(36%)と比べると影響は小さいため、重量を考慮しない			

※: 給水流量の全喪失は、事象発生後約7秒で原子炉水位低下スクラムに至る。事象進展がタービントリップに比べて緩やかな事象であることから、タービントリップの評価で代表できる (出力/圧力ピーク値の記載はタービントリップとほぼ同等の負荷の喪失での解析結果)。

島根原子力発電所 2号炉

- ・設備の相違
- 【柏崎6/7】
BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象及び単一事象の解析結果が異なる。
- 【東海第二】
島根2号炉はフルバイパスプラントのため、単一事象の解析結果が異なる。

備考

補足第3.3.2-2表 解析結果 (タービン建屋)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生後の出力/圧力のピーク値	備考
		出力	炉心流量		
I 給水加熱喪失*	中性子束高 (熱流束相当) (約 91 秒後)	炉心入口サブクール増大により出力増加	—	出力: 約 119% 圧力: 約 7.21MPa [gauge]	
III 負荷の喪失	蒸気加減弁急閉 (約 0.075 秒後)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	再循環ポンプ 4 台トリップにより低下	出力: 約 123% 圧力: 約 8.05MPa [gauge]	タービンバイパス弁不動作時は出力約 138%, 圧力約 8.32MPa
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁閉 (約 0.3 秒後)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	—	出力: 初期値を超えない 圧力: 約 8.08MPa [gauge]	
VI 給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉 (約 11 秒後) (原子炉水位高→タービントリップ)	炉心入口サブクール増大により出力増加	(スクラムと同時に再循環ポンプ 4 台トリップにより低下)	出力: 約 124% 圧力: 約 8.06MPa [gauge]	

※: 給水加熱器 1 段の機能喪失時の解析結果。複数段の機能喪失時には、炉心入口サブクールの増加量が大きくなり、スクラム時刻は早くなるが、スクラムする出力点は変わらず、スクラム後の事象進展は同様となると考えられる。

第 6 表 解析結果 (タービン建屋)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生後の出力/圧力のピーク値	備考
		出力	炉心流量		
I 給水加熱喪失*	中性子束高 (熱流束相当) (約 96 秒)	炉心入口サブクール増大により出力増加	—	出力: 約 122% 圧力: 約 7.11MPa [gauge] ΔM CPR: 0.17	
III 負荷の喪失	蒸気加減弁急閉 (約 0.075 秒)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	再循環ポンプトリップにより低下	出力: 約 157% 圧力: 約 7.87MPa [gauge] ΔM CPR: 0.16	タービンバイパス弁不動作時は出力約 232%, 圧力約 8.04MPa [gauge], ΔM CPR: 0.28
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁閉 (約 0.3 秒)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	—	出力: 約 220% 圧力: 約 7.99MPa [gauge] ΔM CPR: 0.11	
VII 給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉 (約 9 秒後) (原子炉水位高→タービントリップ)	炉心入口サブクール増大により出力増加	(タービントリップに伴う再循環ポンプトリップにより低下)	出力: 約 207% 圧力: 約 7.91MPa [gauge] ΔM CPR: 0.26	

※: 給水加熱器 1 段の機能喪失時の解析結果。複数段の機能喪失時には、炉心入口サブクールの増加量が大きくなり、スクラム時刻は早くなるが、スクラムする出力点は変わらず、スクラム後の事象進展は同様となると考えられる。

表 3-5 想定される代表事象 (単独事象) の解析結果 (T/B 溢水発生時を想定)

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生後の出力/圧力のピーク値	備考
		出力	炉心流量		
I 給水加熱喪失*	中性子束高 (熱流束相当) (約 89 秒後)	炉心入口サブクール増大により出力増加	—	出力: 約 123% 表面熱流束: 約 121% 圧力: 約 7.12MPa [gauge]	
III 負荷の喪失	— (フルバイパスプラントのため)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	2 台ポンプトリップにより低下	出力: 約 118% 表面熱流束: 初期値を越えない 圧力: 約 7.09MPa [gauge]	タービン・バイパス弁不動作時は出力約 369%, 表面熱流束約 122%, 圧力約 8.29MPa [gauge]
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁閉 (約 0.3 秒後)	原子炉圧力上昇に伴うボイド率減少により出力増加	—	出力: 初期値を超えない 表面熱流束: 初期値を越えない 圧力: 約 7.99MPa [gauge]	
VII 給水制御系の故障	主蒸気止め弁閉 (原子炉水位高→タービントリップ) (約 9.1 秒後)	炉心入口サブクール増大により出力増加	(タービントリップと同時に 2 台ポンプトリップにより低下)	出力: 約 115% 表面熱流束: 約 111% 圧力: 約 7.19MPa [gauge]	

※: 給水加熱器 1 段の喪失を想定。複数段の機能喪失時には、炉心入口サブクールの増加量が大きくなり、スクラム時刻は早くなるが、スクラムする出力点は変わらず、スクラム後の評価は同様となると考えられる。

備考

- ・設備の相違
- 【柏崎 6/7】
BWR と ABWR の相違により、選定した代表事象及び単独事象の解析結果が異なる。
- 【東海第二】
島根 2 号炉はフルバイパスプラントのため、単独事象の解析結果が異なる。

補足第3.3.2-3表 重畳を考慮した場合の事象進展の分析 (原子炉建屋)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

	III 給水流量の全喪失 +タービントリップ	IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	VII 給水制御系の故障
I 原子炉冷却材流量の喪失	x	x	○
II 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	x	x	x
III 給水流量の全喪失+タービントリップ	-	x	-
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	-	-	x

○：重畳事象が厳しい ×：単独事象に包絡されるまたは単独事象が厳しい -：重畳の考慮不要
注：I, IIの組み合わせは、原子炉冷却材流量の増加/減少と相反する事象のため、表から除外した。

第7表 重畳を考慮した場合の事象進展の分析 (原子炉建屋)

東海第二発電所 (2018. 9. 18版)

	IV 給水流量の全喪失 +タービントリップ	V 主蒸気隔離弁の誤閉止	VIII 給水制御系の故障
III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	x	x	x
IV 給水流量の全喪失+タービントリップ	-	-	x
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	-	-	x

○：重畳事象が厳しい ×：単独事象に包絡されるまたは単独事象が厳しい -：重畳の考慮不要

島根原子力発電所 2号炉

表3-6 重畳事象の分析 (R/B溢水発生時)

	IV 給水流量の全喪失 +タービントリップ	V 主蒸気隔離弁の誤閉止	VII 給水制御系の故障
III 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	x	x	x
IV 給水流量の全喪失+タービントリップ	-	-	x
V 主蒸気隔離弁の誤閉止	-	-	x
VII 給水制御系の故障	-	-	-

(○：重畳事象が厳しい ×：単独事象が厳しい)

・事象進展の分析結果の相違
【柏崎6/7】
BWRとABWRの相違により、選定の考え方及び選定した代表事象が異なる。
【東海第二】
島根2号炉はフルバイパスプラントのため、単独事象での解析結果が異なることから選定した代表事象も異なる。

備考

補足第3.3.2-4表 重畳を考慮した場合の事象進展の分析 (タービン建屋)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

	III 負荷の喪失	IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	VI 給水制御系の故障
I 給水加熱喪失	x	x	x
	事象発生直後にスクラムに至るIIIに包絡される。	事象発生直後にスクラムに至るIVに包絡される。	給水加熱喪失及び給水流量増加に伴う炉心入口サブクールの増加により、原子炉出力が増加する。VIにより原子炉水位高(レベル8)到達時刻を考慮すると、Iによる出力増加の影響は限定的であり、VIに包絡されると考えられる。
III 負荷の喪失	-	x	x
	-	どちらでも弁閉止による圧力上昇事象である。より急速な圧力上昇をもたらすIIIに包絡される。	事象発生直後にスクラムに至るIIIに包絡される。
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	-	-	x
	-	-	事象発生直後にスクラムに至るIVに包絡される。

○：重畳事象が厳しい ×：単独事象に包絡されるまたは単独事象が厳しい -：重畳の考慮不要

第8表 重畳を考慮した場合の事象進展の分析 (タービン建屋)

東海第二発電所 (2018. 9. 18版)

	III 負荷の喪失	IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	VII 給水制御系の故障
I 給水加熱喪失	x	x	○
	タービン加速急速閉による反応度の追加速度が速いIIIが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。MCPRの観点ではスクラムタイムタイミングが遅いIが厳しく、この観点が判断基準に對して最も裕度が少ない。重畳事象はIIIにより直ちにスクラムする。単独事象であるIにより代表できる。【抽出事象：I】	隔離弁閉止による反応度の追加速度が速いIVが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。MCPRの観点ではスクラムタイムタイミングが遅いIが厳しく、この観点が判断基準に對して最も裕度が少ない。重畳事象はIVにより直ちにスクラムする。単独事象であるIにより代表できる。【抽出事象：I】	主蒸気止め弁閉止による反応度の追加速度が速いVIIが出力上昇、原子炉圧力上昇及びMCPRの観点で厳しい。重畳事象は主蒸気止め弁閉止時の出力が高くなるため、VIIが単独で発生した場合よりも厳しい事象となる。【抽出事象：I + VII】
III 負荷の喪失	-	x	x
	-	タービンバイパス弁に期待できないIVが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。MCPRの観点では弁閉止速度の速いIIIが厳しく、この観点が判断基準に對して最も裕度が少ない。重畳事象は弁の閉止速度が速いIIIにより代表できる。【抽出事象：III】	VIIは、給水流量増加による出力上昇の後にタービントリップ(主蒸気止め弁閉)するため、出力上昇、原子炉圧力上昇及びMCPRの観点で厳しい。重畳事象はIIIにより直ちにスクラムするため、単独事象であるVIIにより代表できる。【抽出事象：VII】
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	-	-	x
	-	-	タービンバイパス弁に期待できないIVが出力上昇及び原子炉圧力上昇の観点で厳しい。MCPRの観点では弁閉止時の出力が高くなるため、Iが単独で発生した場合よりも厳しい事象となる。【抽出事象：I + VII】

○：重畳事象が厳しい ×：単独事象に包絡されるまたは単独事象が厳しい -：重畳の考慮不要

表3-7 重畳事象の分析 (T/B溢水発生時)

島根原子力発電所 2号炉

	I 給水加熱喪失	III 負荷の喪失	IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	VII 給水制御系の故障
I 給水加熱喪失	-	x	x	○
	-	T/BでのIIIではタービン・バイパス弁不動作を仮定するため、プラント全体に及ぼす影響はIIIの方が大きくなる。重畳事象は負荷の喪失タービン・バイパス弁不動作により直ちにスクラムするため、単独事象であるIIIにより代表できる。【抽出事象：III】	スクラムタイムタイミングが遅いIが出力上昇の観点で厳しい。重畳事象はタービン・バイパス弁の出力が高くなるため、Iが単独で発生した場合よりも厳しい事象となる。【抽出事象：I + VII】	スクラムタイムタイミングが遅いIが出力上昇の観点で厳しい。重畳事象はタービン・バイパス弁の出力が高くなるため、Iが単独で発生した場合よりも厳しい事象となる。【抽出事象：I + VII】
III 負荷の喪失	-	-	x	x
	-	-	T/BでのIIIではタービン・バイパス弁不動作を仮定するため、プラント全体に及ぼす影響はIIIの方が大きくなる。重畳事象は負荷の喪失タービン・バイパス弁不動作により直ちにスクラムするため、単独事象であるIIIにより代表できる。【抽出事象：III】	T/BでのIIIではタービン・バイパス弁不動作を仮定するため、プラント全体に及ぼす影響はIIIの方が大きくなる。重畳事象は負荷の喪失タービン・バイパス弁不動作により直ちにスクラムするため、単独事象であるIIIにより代表できる。【抽出事象：III】
IV 主蒸気隔離弁の誤閉止	-	-	-	x
	-	-	-	スクラムタイムタイミングが遅いVIIの方が出力上昇の観点から厳しい。重畳事象は、IVにより直ちにスクラムするため、単独事象であるVIIにより代表できる。【抽出事象：VII】
VII 給水制御系の故障	-	-	-	-

(○：重畳事象が厳しい ×：単独事象が厳しい)

・事象進展の分析結果の相違
 【柏崎6/7】
 BWRとABWRの相違により、選定の考え方及び選定した代表事象が異なる。
 【東海第二】
 島根2号炉はフルバイパスプラントのため、代表事象選定の考え方は異なるが、選定した代表事象は同じ。

備考