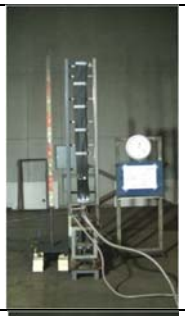
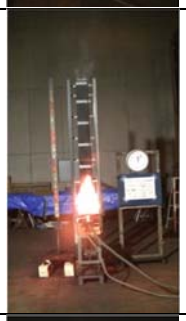
第 3-7-10 表　ケーブル組合せの確認試験結果の詳細(1/2)

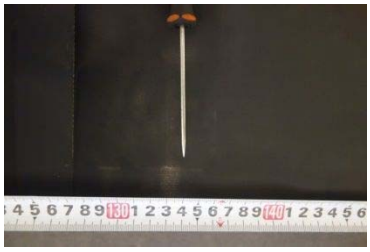
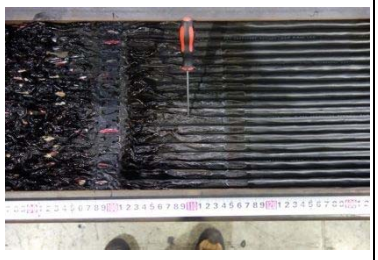
<table>
<tr><td rowspan="2">供試体</td><td>複合体
(太径)</td><td colspan="3">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：19(41※)mm　　敷設量：少量
※：トリプレックス型（3 本より合わせ）
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
ケーブル敷設方向：垂直
トレイタイプ：なし</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="3">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm</td></tr>
<tr><td>No</td><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td><td>消炎後</td></tr>
<tr><td>1</td><td> </td><td> </td><td> </td><td>  </td></tr>
<tr><td>2</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td>3</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td rowspan="2">損傷長</td><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="2">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2"> </td><td colspan="2"> </td></tr>
<tr><td colspan="2">最大損傷長平均(mm)</td><td colspan="3">595</td></tr>
</table>

第 3-7-10 表　ケーブル組合せの確認試験結果の詳細(2/2)

<table>
<tr><td rowspan="2">供試体</td><td>複合体
(細径)</td><td colspan="3">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：少量
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
ケーブル敷設方向：垂直
トレイタイプ：なし</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="3">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm</td></tr>
<tr><td>No</td><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td><td>消炎後</td></tr>
<tr><td>1</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td>2</td><td>  </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td>3</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td rowspan="2">損傷長</td><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="2">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2"> </td><td colspan="2"> </td></tr>
<tr><td colspan="2">最大損傷長平均(mm)</td><td colspan="3">800</td></tr>
</table>

第 3-7-11 表　水平トレイにおけるケーブル敷設形態の

確認試験結果詳細(1/2)

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体
(完全な状態)</td><td colspan="3">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：設計最大量/整線
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：水平</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="3">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="3">20kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="3"> </td></tr>
<tr><td colspan="2" rowspan="2">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td colspan="2"> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2"> 
シート炭化</td><td> 
シース炭化</td><td colspan="2">
シース溶融</td></tr>
<tr><td colspan="2">最大損傷長(mm)</td><td colspan="3">740</td></tr>
</table>

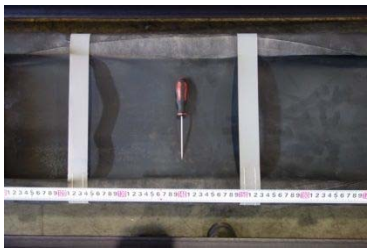
第 3-7-11 表　水平トレイにおけるケーブル敷設形態の

確認試験結果詳細(2/2)

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体
(バーナ部シート無)</td><td colspan="4">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：設計最大量/整線
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：水平</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="4">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="4">20kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="4"> </td></tr>
<tr><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="2">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2">
シート炭化</td><td>
シース炭化</td><td>
シース溶解</td></tr>
<tr><td colspan="2">最大損傷長(mm)</td><td colspan="2">740</td></tr>
</table>

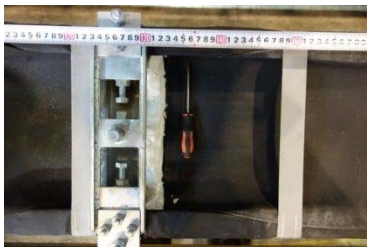
第 3-7-12 表　ファイアストッパとバーナ距離変化の

確認試験結果詳細(1/3)

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体</td><td colspan="4">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：設計最大量
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：垂直</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="4">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm
ファイアストッパ位置：325mm～400mm
1,225mm～1,300mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="4">20kW(ファイアストッパとバーナの距離：362.5mm)</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="4"> </td></tr>
<tr><td rowspan="2">No</td><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td>1</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2"> 
シート炭化</td><td>
シース炭化</td><td colspan="2">
シース溶融</td></tr>
<tr><td colspan="2">最大損傷長(mm)</td><td colspan="3">1,220</td></tr>
</table>

第 3-7-12 表　ファイアストッパとバーナ距離変化の

確認試験結果詳細(2/3)

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体</td><td colspan="3">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：設計最大量
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：垂直</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="3">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm
ファイアストッパ位置：625mm～700mm
1,525mm～1,600mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="3">20kW(ファイアストッパとバーナの距離：662.5mm)</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="3"> </td></tr>
<tr><td rowspan="2">No</td><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td>2</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2"> 
シート炭化</td><td>
シース炭化</td><td colspan="2">
シース溶解</td></tr>
<tr><td colspan="2">最大損傷長(mm)</td><td colspan="3">890</td></tr>
</table>

第 3-7-12 表　ファイアストッパとバーナ距離変化の

確認試験結果詳細(3/3)

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体</td><td colspan="4">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：設計最大量
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：垂直</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="4">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm
ファイアストッパ位置：1,225mm～1,300mm
2,125mm～2,200mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="4">20kW(ファイアストッパとバーナの距離：1,262.5mm)</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="4"> </td></tr>
<tr><td rowspan="2">No</td><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td>3</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2">
シート炭化</td><td>
シース炭化</td><td colspan="2">
シース溶融</td></tr>
<tr><td colspan="2">最大損傷長平均(mm)</td><td colspan="3">760</td></tr>
</table>

参考資料1

加熱熱量の違いによる性能比較評価の確認方法

1. 目的

燃焼条件として，実機状態を模擬した複合体に与える熱量を本文3.2.4(1)項の試験よりも強くした燃焼条件で試験を実施しても複合体が燃え止まるとともに，その損傷長が難燃ケーブルよりも短いことを確認する。

2. 供試体

耐延焼性能試験の評価より，保守的にケーブルを選定し，本文2.2項にて比較評価して複合体の損傷長から選定したケーブルを用いる。供試体を第1表に示す。

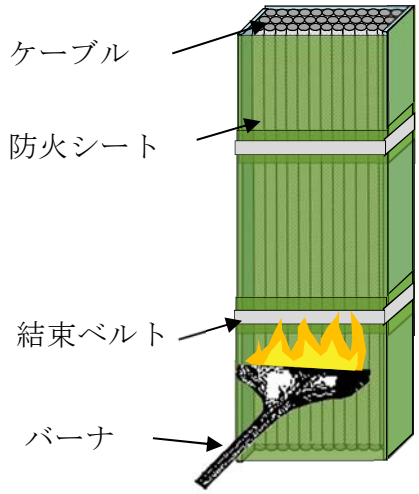
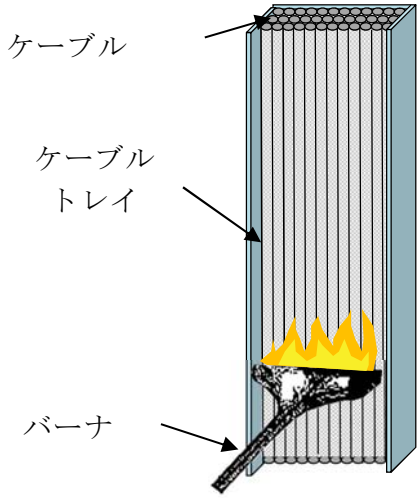
第1表　供試体の種類

対象	ケーブル					ケーブルトレイ形状
	ケーブル種類	絶縁材	シース材	外径(mm)	敷設量	
複合体	低圧電力ケーブル	架橋ポリエチレン	ビニル	14.5	設計最大量	ラダー
難燃ケーブル		難燃架橋ポリエチレン	難燃ビニル	14.0	設計最大量	ラダー

3. 試験方法及び判定基準

難燃ケーブルの耐延焼性試験の燃焼条件以上の加熱量を与える。試験方法については，第2表に示す。

第 2 表　加熱量を増加させた性能確認試験の概要

<table>
<tr><td rowspan="2">試験体の
据付例</td><td>複合体(非難燃ケーブル)</td><td>難燃ケーブル</td></tr>
<tr><td> 
</td><td> 
</td></tr>
<tr><td>火源</td><td colspan="2">リボンバーナ</td></tr>
<tr><td>使用燃料</td><td colspan="2">液化石油ガス</td></tr>
<tr><td>バーナ
熱量</td><td colspan="2">防火シートの遮炎性能が確保される範囲（20,30kW）で試験を行う。</td></tr>
<tr><td>加熱時間</td><td colspan="2">20 分
・バーナを点火し，20 分経過後，バーナの燃焼を停止し，ケーブルの燃焼が自然に停止したならば試験を終了する。</td></tr>
<tr><td>試験回数</td><td colspan="2">複合体：3 回(20kW),2 回(30kW),難燃ケーブル 1 回(20kW,30kW)</td></tr>
<tr><td>判定基準</td><td colspan="2">複合体：燃え止まること。</td></tr>
</table>

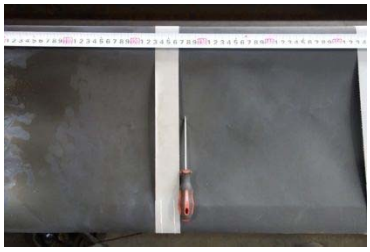
参考資料 2

バーナ加熱熱量を変化させた垂直トレイ燃焼試験

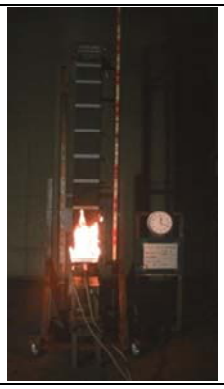
加熱熱量変化時の性能確認試験結果の詳細(1/7)

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体</td><td colspan="4">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：満載
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：垂直</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="4">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="4">20kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="4"> </td></tr>
<tr><td rowspan="2">No</td><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td>1</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="5">損傷距離：シート(炭化:680mm)，シース(溶融:600mm，炭化:390mm)</td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2">
シート炭化</td><td colspan="2">
シース炭化</td><td>
シース溶融</td></tr>
</table>

加熱熱量変化時の性能確認試験結果の詳細(2/7)

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体</td><td colspan="4">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：満載
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：垂直</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="4">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="4">20kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="4"> </td></tr>
<tr><td rowspan="2">No</td><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td rowspan="2">2</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="4">損傷距離：シート(炭化:680mm)，シース(溶融:690mm，炭化:380mm)</td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2"> 
シート炭化</td><td>
シース炭化</td><td colspan="2">
シース溶融</td></tr>
</table>

加熱熱量変化時の性能確認試験結果の詳細(3/7)

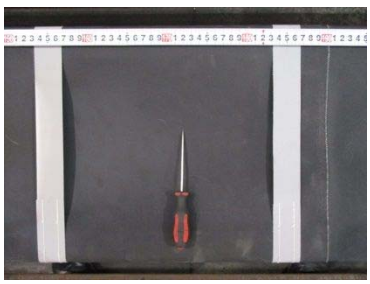
<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体</td><td colspan="4">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：満載
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：垂直</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="4">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="4">20kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="4"> </td></tr>
<tr><td rowspan="2">No</td><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td>3</td><td> </td><td> </td><td>  </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="5">損傷距離：シート(炭化:700mm)，シース(溶融:700mm，炭化:420mm)</td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2">
シート炭化</td><td>
シース炭化</td><td colspan="2">
シース溶融</td></tr>
</table>

加熱熱量変化時の耐延焼性確認試験結果の詳細(4/7)

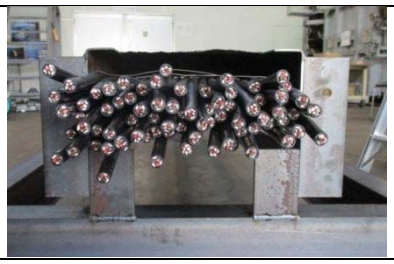
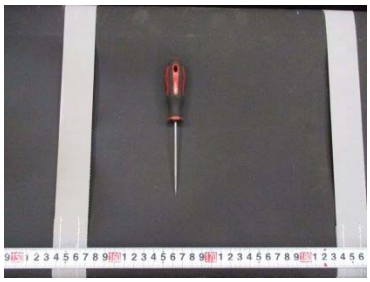
<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>難燃ケーブル</td><td colspan="4">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.0mm
絶縁材：難燃架橋ポリエチレン
シース：難燃ビニル
トレイ設置方向：垂直</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="4">なし</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="4">20kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="4"> </td></tr>
<tr><td rowspan="2">No</td><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td>1</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="5">損傷距離：シース(溶融:1,780mm, 炭化:1,690mm)</td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2"></td><td colspan="3">
シース炭化

シース溶融</td></tr>
</table>

加熱熱量変化時の耐延焼性確認試験結果の詳細(5/7)

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体</td><td colspan="4">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：満載
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：垂直</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="4">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="4">30kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="4"> </td></tr>
<tr><td rowspan="2">No</td><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td rowspan="2">1</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="4">損傷距離：シート(炭化:1,120mm)，シース(溶融:1,010 mm，炭化:710mm)</td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2"> 
シート炭化</td><td>
シース炭化</td><td colspan="2">
シース溶融</td></tr>
</table>

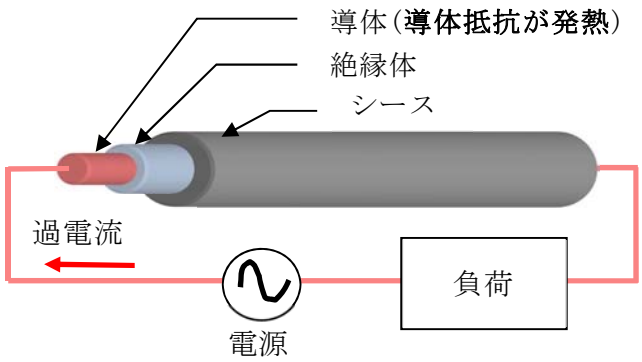
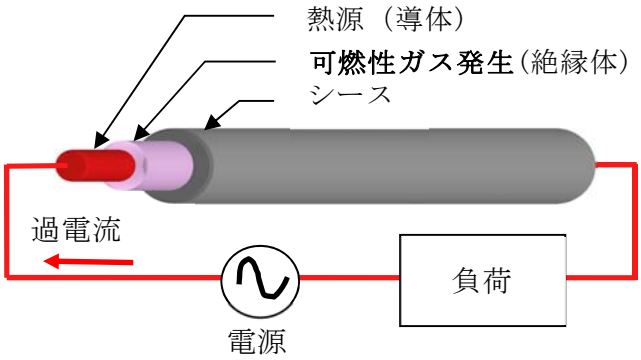
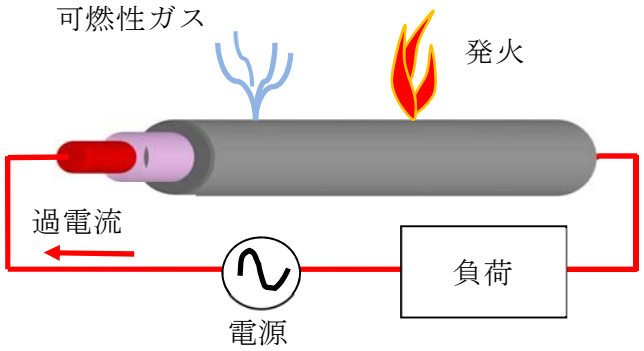
加熱熱量変化時の耐延焼性確認試験結果の詳細(6/7)

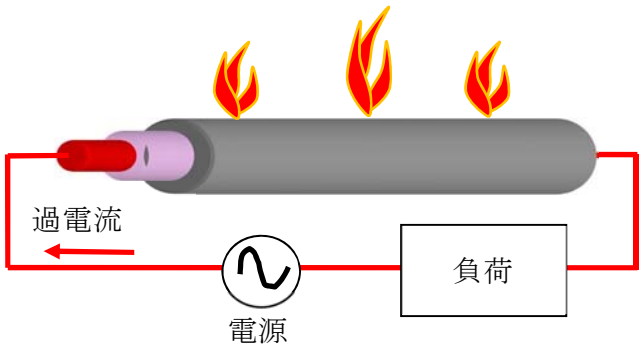
<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体</td><td colspan="4">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：満載
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：垂直</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="4">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="4">30kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="4">  </td></tr>
<tr><td rowspan="2">No</td><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td rowspan="2">2</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="4">損傷距離：シート(炭化:1,070mm)，シース(溶融:930mm，炭化:680mm)</td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2"> 
シート炭化</td><td>
シース炭化</td><td colspan="2">
シース溶融</td></tr>
</table>

加熱熱量変化時の耐延焼性確認試験結果の詳細(7/7)

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>難燃ケーブル</td><td colspan="4">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.0mm
絶縁材：難燃架橋ポリエチレン
シース：難燃ビニル
トレイ設置方向：垂直</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="4">なし</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="4">30kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="4"> </td></tr>
<tr><td rowspan="2">No</td><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td>1</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="4">損傷距離：シース(溶融:2,030mm, 炭化:1,990mm)</td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2"></td><td>
シース炭化</td><td colspan="2">
シース溶融</td></tr>
</table>

過電流によるケーブルの燃焼プロセス

経過	ケーブルの状態	プロセス
過電流 発生		・過電流（過大電流）が発生するとジュール熱により導体が発熱
可燃性 ガス発生		・導体が熱源となり加熱され，絶縁体が熱分解し，可燃性ガスがシース内側に充満
ケーブル 発火		・可燃性ガスによりシースが膨張し強度の限界を超えると外部に噴出 ・酸素と結合し発火温度となると引火に至る。
パターン 1 電流遮断		・断線等により電流が遮断されると加熱源はケーブルのみになる。

経過	ケーブルの状態	プロセス
パターン2 過電流継続による燃焼の促進		・導体及び発火によるケーブルが熱源となり，ケーブルの燃焼が継続する。

複合体内部ケーブルの自己消火性の実証試験

1. 目的

複合体内部の発火を想定した自己消火性の実証試験を実施し，非難燃ケーブルが自己消火することを確認する。

2. 供試体

複合体内部の非難燃ケーブルは不燃材の防火シートで覆われることなくケーブル単体で敷設されることから，試験対象ケーブルを本文 2.2(2)項で選定したケーブル単体とし，バーナ火炎を直接ケーブルに当てるものとする。供試体の種類を第 4-2-1 表に示す。

第 4-2-1 表　供試体の種類

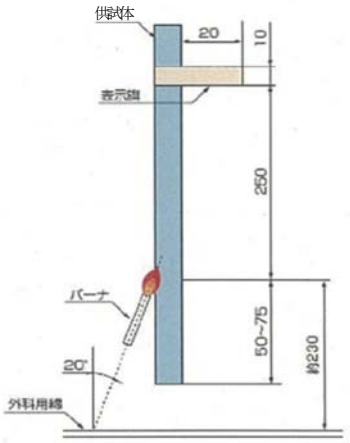
ケーブル種類	絶縁材	シース材	外径 (mm)
計装 ケーブル	架橋 ポリエチレン	ビニル	9.5
制御 ケーブル	架橋 ポリエチレン	ビニル	9.9
低圧電力 ケーブル	架橋 ポリエチレン	ビニル	14.5
	架橋 ポリエチレン	ビニル	19(41)※1

※1：トリプレックス形：( )外は単芯外形，( )内は 3 本より合わせ外径を示す。

3.　試験方法及び判定基準

UL 垂直燃焼試験(UL1581 1080VW-1 Flame Test)を準拠して試験を実施する。試験方法について，第 4-2-2 表に示す。

第 4-2-2 表　自己消火性の実証試験の概要(UL1581 1080VW-1 Flame Test)

供試体の据付例	 単位：mm
試験内容	・供試体を垂直に保持し，20 度の角度でバーナの炎をあてる。 ・15 秒着火，15 秒休止※2 を 5 回繰り返し，試料の燃焼の程度を確認する。
火源	チリルバーナ
使用燃料	メタンガス
試験回数	３回（回数の規定なし）
判断基準	① 残炎による燃焼が 60 秒を超えない。 ② 表示旗が 25%以上焼損しない。 ③ 落下物によって下に設置した外科用綿が燃焼しない。

※２：「前回のガス接炎が終了した後の接炎休止時間 15 秒を超えて試験品による自己燃焼が持続する場合には，当該自己燃焼が消滅した後に次回のガス炎の接炎を行う。」（UL1581 1080.13 より抜粋）

4.　試験結果

自己消火性の試験結果のまとめを第 4-2-3 表に，各供試体の実証試験結果の詳細を第 4-2-4 表に示す。

5.　評価

供試体ケーブルは自己消火性を有することを実証した。

第 4-2-3 表　自己消火性の実証試験結果のまとめ

ケーブル種類	絶縁材料	シース材料	外径 (mm)	最大残炎時間 (秒)	表示旗の損傷 (%)	綿の燃焼	判定結果
計装ケーブル	架橋ポリエチレン	ビニル	9.5	12	0	無	良
制御ケーブル	架橋ポリエチレン	ビニル	9.9	13	0	無	良
低圧電力ケーブル	架橋ポリエチレン	ビニル	14.5	16	0	無	良
	架橋ポリエチレン	ビニル	19(41)※3	0	0	無	良

※３：トリプレックス形：（)外は単芯外径，( )内は３本より合わせ外径を示す。

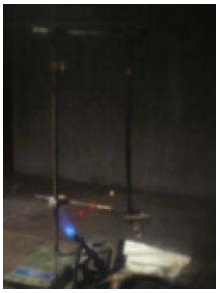
第 4-2-4 表　自己消火性の実証試験結果の詳細(1/8)

ケーブルの仕様
ケーブル種類：計装ケーブル
絶縁材：架橋ポリエチレン
シース材：ビニル
ケーブル外径：9.5mm　熱容量：104J/K・m

No	残炎時間（秒）						表示旗の損傷(%)	綿の損傷
	1	2	3	4	5	最大		
1	0	2	2	2	12	12	0	無
2	0	1	2	3	11	11	0	無
3	0	2	2	7	11	11	0	無

第 4-2-4 表　自己消火性の実証試験結果の詳細(2/8)

ケーブルの仕様
ケーブル種類：計装ケーブル
絶縁材：架橋ポリエチレン
シース材：ビニル
ケーブル外径：9.5mm　熱容量：104J/K・m

No	試験前	残炎後着火時	試験後	判定結果
1				良
	最大残炎時間：12 秒（5 回目）		表示旗の損傷：0% 綿の焼損：無	
2				良
	最大残炎時間：11 秒（5 回目）		表示旗の損傷：0% 綿の焼損：無	
3				良
	最大残炎時間：11 秒（5 回目）		表示旗の損傷：0% 綿の焼損：無	

第 4-2-4 表　自己消火性の実証試験結果の詳細(3/8)

ケーブルの仕様
ケーブル種類：制御ケーブル
絶縁材：架橋ポリエチレン
シース材：ビニル
ケーブル外径：9.9mm　熱容量：116J/K・m

No	残炎時間（秒）						表示旗の損傷(%)	綿の損傷
	1	2	3	4	5	最大		
1	1	1	3	3	2	3	0	無
2	1	2	2	4	3	4	0	無
3	0	13	3	2	9	13	0	無

第 4-2-4 表　自己消火性の実証試験結果の詳細(4/8)

ケーブルの仕様
ケーブル種類：制御ケーブル
絶縁材：架橋ポリエチレン
シース材：ビニル
ケーブル外径：9.9mm　熱容量：116J/K・m

No	試験前	残炎後着火時	試験後	判定結果
1				良
	最大残炎時間：3 秒（4 回目）		表示旗の損傷：0% 綿の焼損：無	
2				良
	最大残炎時間：4 秒（4 回目）		表示旗の損傷：0% 綿の焼損：無	
3				良
	最大残炎時間：13 秒（2 回目）		表示旗の損傷：0% 綿の焼損：無	

第 4-2-4 表　自己消火性の実証試験結果の詳細(5/8)

ケーブルの仕様
ケーブル種類：低圧電力ケーブル
絶縁材：架橋ポリエチレン
シース材：ビニル
ケーブル外径：14.5mm　熱容量：252J/K・m

No	残炎時間（秒）						表示旗の損傷(%)	綿の損傷
	1	2	3	4	5	最大		
1	1	3	16	1	2	16	0	無
2	1	2	1	1	0	2	0	無
3	1	1	2	1	1	2	0	無

第 4-2-4 表　自己消火性の実証試験結果の詳細(6/8)

ケーブルの仕様
ケーブル種類：低圧電力ケーブル
絶縁材：架橋ポリエチレン
シース材：ビニル
ケーブル外径：14.5mm　熱容量：252J/K・m

No	試験前	残炎後着火時	試験後	判定結果
1				良
	最大残炎時間：16 秒（3 回目）		表示旗の損傷：0% 綿の焼損：無	
2				良
	最大残炎時間：2 秒（2 回目）		表示旗の損傷：0% 綿の焼損：無	
3				良
	最大残炎時間：2 秒（3 回目）		表示旗の損傷：0% 綿の焼損：無	

第 4-2-4 表　自己消火性の実証試験結果の詳細(7/8)

ケーブルの仕様
ケーブル種類：低圧電力ケーブル
絶縁材：架橋ポリエチレン
シース材：ビニル
ケーブル外径：19mm　熱容量：681J/K・m

No	残炎時間（秒）						表示旗の損傷(%)	綿の損傷
	1	2	3	4	5	最大		
1	0	0	0	0	0	0	0	無
2	0	0	0	0	0	0	0	無
3	0	0	0	0	0	0	0	無

第 4-2-4 表　自己消火性の実証試験結果の詳細(8/8)

ケーブルの仕様
ケーブル種類：低圧電力ケーブル
絶縁材：架橋ポリエチレン
シース材：ビニル
ケーブル外径：19mm　熱容量：681J/K・m

No	試験前	残炎後着火時	試験後	判定結果
1				良
	最大残炎時間：0 秒		表示旗の損傷：0% 綿の焼損：無	
2				良
	最大残炎時間：0 秒		表示旗の損傷：0% 綿の焼損：無	
3				良
	最大残炎時間：0 秒		表示旗の損傷：0% 綿の焼損：無	

内部発火に対する延焼防止性能の評価における調達管理

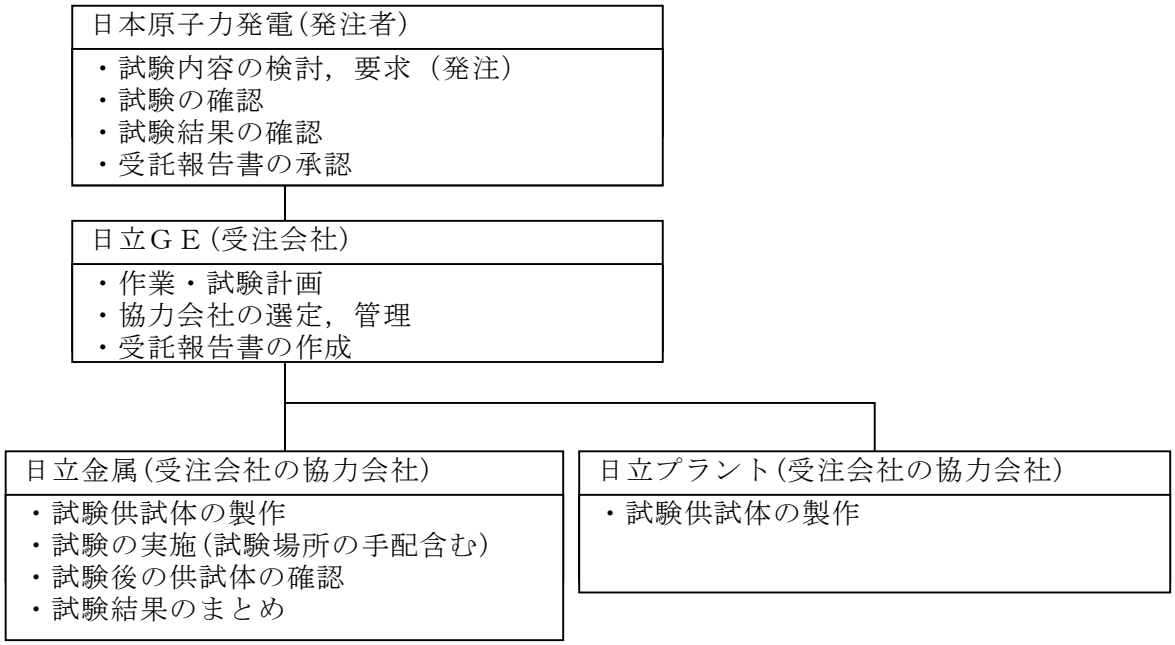
自己消火性及び延焼性確認試験は業務委託により実施しており，その際の調達管理については以下の通りである。

1. 業務委託内容の要求

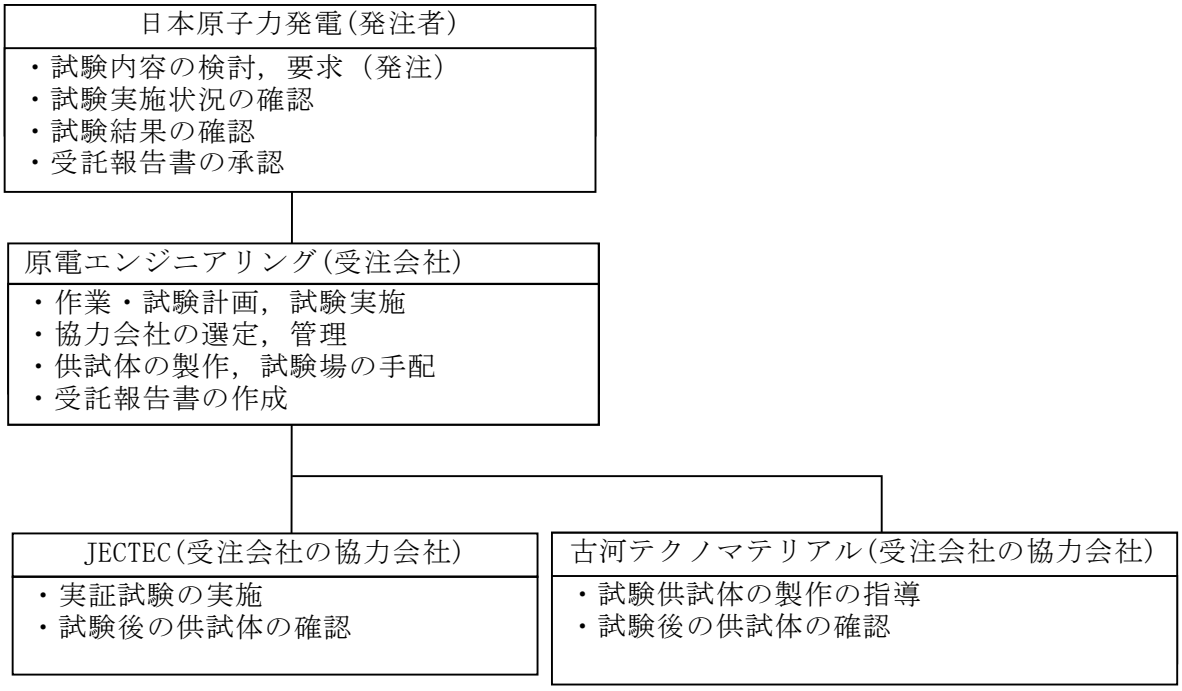
業務委託として，難燃性実証試験の実施体制や試験内容等を記載した調達文書を発注者及び受注会社とで同意し契約することにより，業務委託内容を受注会社へ要求する。受注者は調達文書の要求事項から実施計画書を発注者に提出し，発注者は実施計画書の適合性を確認する。

2. 実施体制と役割分担

(1) 自己消火性



(2)　延焼性確認



3.　難燃性確認試験の実施

受注会社は実施計画書に基づく実証試験を協力会社に実施させ，全数を立会い確認する。また，実証試験結果を受託報告書に纏め発注者へ報告する。なお，発注者は，実施計画書に基づく実証試験が的確に実施されていることを適宜立会いし確認する。

4.　試験結果の確認

発注者は受注会社から提出された受託報告書の内容を確認し承認する。

複合体内部の発火に対する延焼防止性能評価の確認方法

1. 目的

複合体内部の発火により燃焼したとしても，加熱源が除去された場合は複合体外郭，及び内部の燃焼が燃え止まることを確認する。

垂直又は水平等のトレイ設置方向による複合体内部の発火を模擬した燃焼試験を実施し，延焼の可能性のある設置方向を特定する。

また，上記により延焼の可能性のあると特定された設置方向について，ファイアストッパにて延焼を防止するとともに，複合体内部に閉鎖空間を設けることで，複合体内部での発火を想定しても複合体内部ケーブルが燃え止まることを確認する。

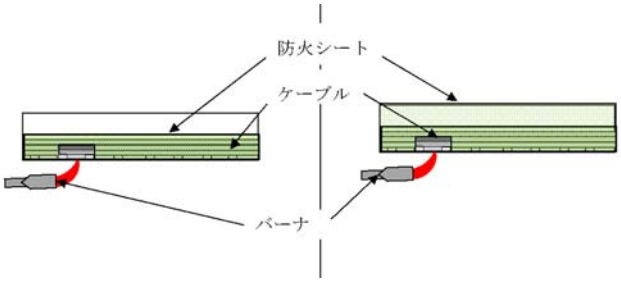
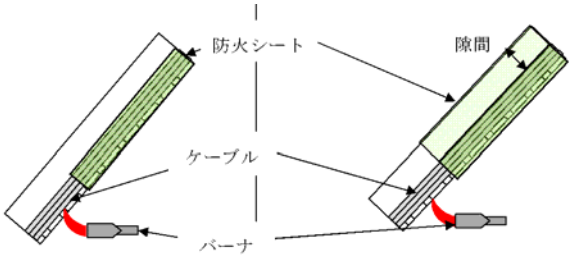
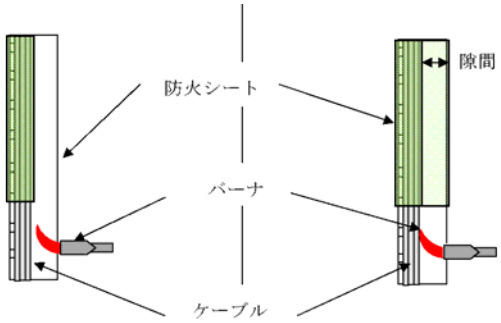
2. 延焼の可能性のあるトレイ設置方向の特定

2.1 供試体

本試験の供試体は，高浜１，２号炉の設置許可８条まとめ資料　別添１における，延焼の可能性のあるトレイの設置方向の特定に関する試験を参考に，試験結果を評価し選定する。引用した試験概要を第 4-4-1 表，試験結果を第 4-4-2 表に示す。

第 4-4-1 表　延焼の可能性のあるトレイ設置方向の

確認試験の概要（引用※1）

<table>
<tr><td rowspan="4">試験体の
据付例</td><td>設置方向</td><td>標準施行</td><td>空気量最大</td></tr>
<tr><td>水平</td><td colspan="2"> 
</td></tr>
<tr><td>勾配
（45°）</td><td colspan="2"> 
</td></tr>
<tr><td>垂直</td><td colspan="2"> 
</td></tr>
<tr><td>火源</td><td colspan="3">リボンバーナ</td></tr>
<tr><td>使用燃料</td><td colspan="3">液化石油ガス</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="3">20kW</td></tr>
<tr><td>加熱時間</td><td colspan="3">20分
20分経過後バーナの燃焼を停止し，そのまま放置してケーブルの燃焼が自然に停止したならば試験を終了する。</td></tr>
<tr><td>試験回数</td><td colspan="3">１回</td></tr>
<tr><td>判定基準</td><td colspan="3">供試体の間で燃え止まること。</td></tr>
</table>

※１：引用「高浜１，２号炉の設置許可８条まとめ資料　別添１」

第4-4-2表　延焼の可能性のある設置状態の確認試験結果（引用※2）

トレイ設置方向	防火シートとケーブル間の隙間有無	最大損傷長［mm］
水平	無	440
	有	290
勾配（45°）	無	655
	有	745
垂直	無	500
	有	>1,800

※２：引用「高浜１，２号炉の設置許可８条まとめ資料　別添１」

2.1.1　供試体の選定

実機における複合体の形態として，防火シートは可能な限りケーブルに密着させた施工とするが，ケーブルトレイの形状から複合体内部に空気層ができる不確実性がある。このため，第 4-4-2 表の垂直トレイ設置方向おいて防火シートとケーブル間に隙間がある場合にはケーブルは延焼するものと判断し，垂直以外の水平と勾配におけるトレイ設置方向について試験を行う。

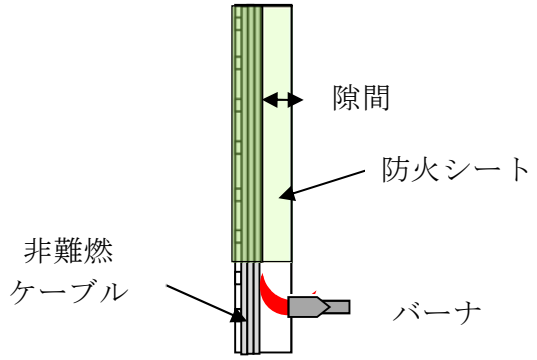
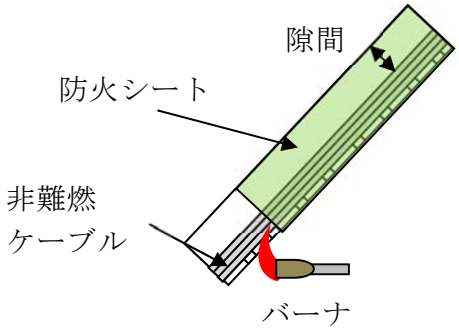
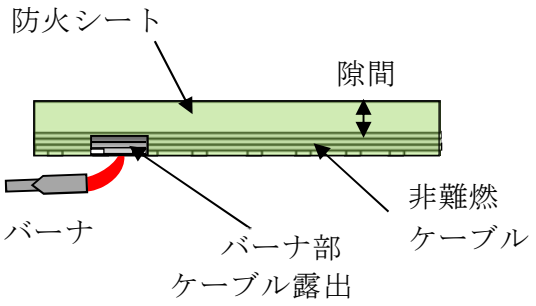
なお，供試体は本文 2.2 項で実機を代表するケーブルに選定した非難燃性ケーブルを用いる。

また，複合体は燃焼部のケーブルを露出させた状態のものについて燃焼試験を行う。

2.2　試験方法及び判定基準

試験では複合体内部の発火による延焼を考慮するため，複合体内部のケーブルを露出させた部分に外部の加熱源から加熱する。試験方法及び判定基準を第 4-4-3 表に示す。

第 4-4-3 表　トレイ設置方向の延焼性確認試験の概要

<table>
<tr><td rowspan="4">試験体の据付例</td><td>トレイ設置方向</td><td>複合体</td></tr>
<tr><td>垂直</td><td> 
</td></tr>
<tr><td>勾配
（45°）</td><td> 
</td></tr>
<tr><td>水平</td><td> 
</td></tr>
<tr><td>火源</td><td colspan="2">リボンバーナ</td></tr>
<tr><td>使用燃料</td><td colspan="2">液化石油ガス</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="2">20kW</td></tr>
<tr><td>加熱時間</td><td colspan="2">20分
・バーナを点火し，20分経過後，バーナの燃焼を停止し，ケーブルの燃焼が自然に停止したならば試験を終了する。</td></tr>
<tr><td>試験回数</td><td colspan="2">１回</td></tr>
<tr><td>判定基準</td><td colspan="2">供試体の間で燃え止まること。</td></tr>
</table>

3.　延焼の可能性のあるトレイ設置方向への対応

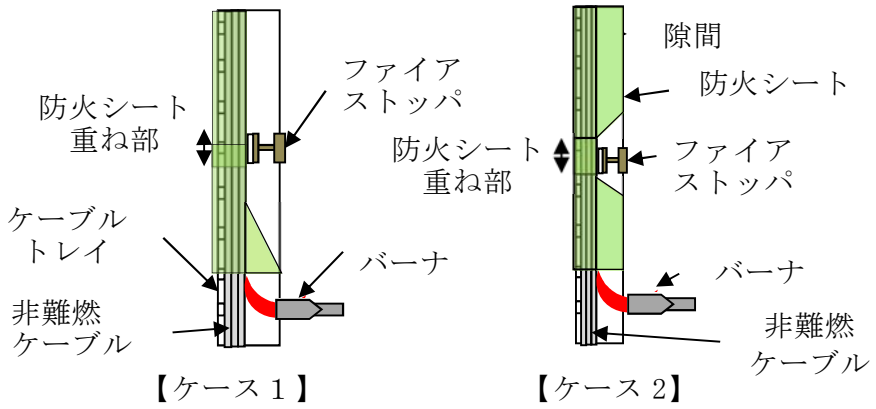
3.1　供試体

供試体は，2.項にて延焼の可能性のあると特定されたトレイ設置方向において，内部のケーブルの延焼を抑えるためファイアストッパを設置し，閉鎖空間を作る。また，防火シートとケーブルに隙間がない状態と隙間がある状態を模擬する。なお，複合体内部の発火を想定するため，燃焼部についてはケーブルを露出させた状態とする。

3.2　試験方法及び判定基準

本文3.項の結果を踏まえ，試験条件，試験方法を第4-4-4表に示す。

第4-4-4表　延焼性の高いトレイ設置方向の耐延焼性試験概要

試験体の据付例	
火源	リボンバーナ
使用燃料	液化石油ガス
バーナ熱量	20kW
加熱時間	20分 ・バーナを点火し，20分経過後，バーナの燃焼を停止し，ケーブルの燃焼が自然に停止したならば試験を終了する。
試験回数	各１回
判定基準	燃え止まること。

トレイの設置方向による延焼性の確認結果

1. 目的

複合体内部の発火に対して，垂直又は水平等のトレイ設置方向による複合体内部ケーブルの耐延焼性の試験を実施し，延焼の可能性がある設置方向について確認する。

2. 供試体

「高浜１，２号炉 設置許可８条まとめ資料 別添１」における燃焼の可能性のあるトレイ設置方向の特定に関する試験を参考に，試験結果を評価し選定する。

実機施工においては，複合体内部の酸素の量が定量的に管理できないことから，防火シートとケーブルに隙間が発生する可能性がある。このことから，試験においては，垂直のトレイ設置方向は延焼するものと評価し，トレイ設置方向の確認は水平及び勾配（45°）の 2 種類について延焼性を確認する。水平トレイでは整線形態に加え，念のため参考として，保守的に波状形態にして延焼性を確認する。また，勾配トレイについて，実機では非難燃ケーブル全面に延焼防止材が塗布されており，非難燃ケーブル単体で波状となっている箇所はないことから，整線状態で延焼性を確認する。

なお，実機で使用する非難燃ケーブル及びケーブルトレイについて実機施工を考慮した複合体により試験する。供試体の種類を第 4-5-1 表に示す。

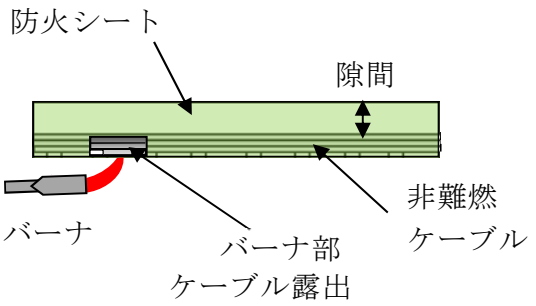
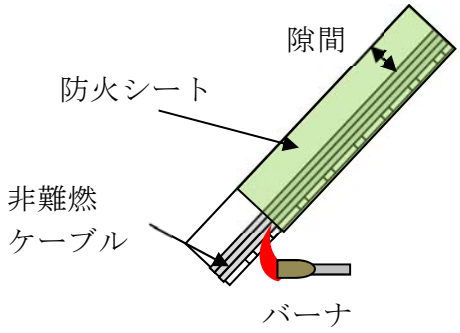
第 4-5-1 表　供試体の種類

<table>
<tr><th colspan="5">ケーブル</th><th colspan="2" rowspan="2">ケーブル
トレイ形状</th><th rowspan="2">防火シートと
ケーブルの
隙間の有無</th></tr>
<tr><th>ケーブル
種類</th><th>絶縁材</th><th>シース
材</th><th>外径
(mm)</th><th>敷設量</th></tr>
<tr><td rowspan="2">低圧電力
ケーブル</td><td rowspan="2">架橋ポリ
エチレン</td><td rowspan="2">ビニル</td><td rowspan="2">14.5</td><td rowspan="2">設計
最大量</td><td rowspan="2">ラダー</td><td>水平</td><td>有
(整線)
(参考:波状)</td></tr>
<tr><td>勾配
(45°)</td><td>有</td></tr>
</table>

3.　試験方法及び判定基準

試験条件，試験方法を第 4-5-2 表に示す。

第 4-5-2 表　トレイ設置方向による確認試験の概要

<table>
<tr><td rowspan="3">試験体の
据付例</td><td>トレイ設置方向</td><td>複合体</td></tr>
<tr><td>水平</td><td> 
</td></tr>
<tr><td>勾配
（45°）</td><td> 
</td></tr>
<tr><td>火源</td><td colspan="2">リボンバーナ</td></tr>
<tr><td>使用燃料</td><td colspan="2">液化石油ガス</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="2">20kW</td></tr>
<tr><td>加熱時間</td><td colspan="2">20 分
・バーナを点火し，20 分経過後，バーナの燃焼を停止し，ケーブルの燃焼が自然に停止したならば試験を終了する。</td></tr>
<tr><td>試験回数</td><td colspan="2">１回</td></tr>
<tr><td>判定基準</td><td colspan="2">供試体の間で燃え止まること。</td></tr>
</table>

4.　試験結果

試験結果のまとめを第 4-5-3 表，実証試験の詳細を第 4-5-4 表に示す。

5.　評価

複合体内部の発火に対して，延焼の可能性があるトレイ設置方向は垂直トレイである。

第 4-5-3 表　トレイの設置方向による延焼性の確認試験結果

トレイ設置方向	防火シートとケーブルの隙間有無	最大損傷長（mm）	判定結果
水平（整線）	有	740	良
水平（波状:参考）	有	1,690	良
勾配（45°）	有	850	良
垂直	有	—※1	否※1

※１：垂直は「高浜１，２号炉 設置許可８条まとめ資料 別添１」の燃焼の可能性の高いトレイ設置方向の試験結果を引用して評価し延焼すると判断した。

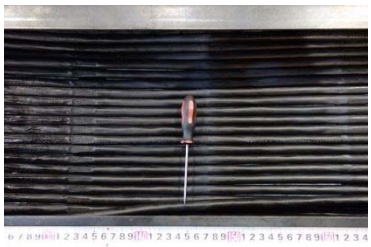
第 4-5-4 表　トレイの設置方向による延焼性の確認試験結果の詳細(1/2)

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体
(バーナ部シート無)</td><td colspan="4">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：設計最大量
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：水平</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="4">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="4">20kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="4"> </td></tr>
<tr><td colspan="3" rowspan="2">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td colspan="3"> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="5">損傷距離：シート(炭化:430mm)，シース(溶融:740mm，炭化:350mm)</td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2">
シート炭化</td><td colspan="2">
シース炭化</td><td>
シース溶融</td></tr>
</table>

第 4-5-4 表　トレイの設置方向による延焼性の確認試験結果の詳細(参考)

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体
(バーナ部シート無)</td><td colspan="3">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：設計最大量/波状
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：水平</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="3">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="3">20kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="3"> </td></tr>
<tr><td colspan="4">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="5">損傷距離：シート(炭化:550mm)，シース(溶融:1,690mm，炭化:490mm)</td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2">
シート炭化</td><td colspan="2">
シース炭化</td><td>
シース溶解</td></tr>
</table>

第 4-5-4 表　トレイの設置方向による延焼性の確認試験結果の詳細(2/2)

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体
(バーナ部シート無)</td><td colspan="4">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：設計最大量
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：勾配（45°）</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="4">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="4">20kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="4"> </td></tr>
<tr><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="4">損傷距離：シート(炭化:770mm)，シース(溶融:850mm，炭化 540mm)</td></tr>
<tr><td>シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td>
シート炭化</td><td>
シース炭化</td><td colspan="2"> 
シース溶融</td></tr>
</table>

延焼の可能性のあるトレイ設置方向への対応の実証試験

1. 目的

複合体内部の発火に対して，延焼の可能性があると特定されたトレイ設置方向について，ファイアストッパにてシートとケーブルの隙間を閉鎖することで，複合体内部のケーブルが燃え止まることを確認する。

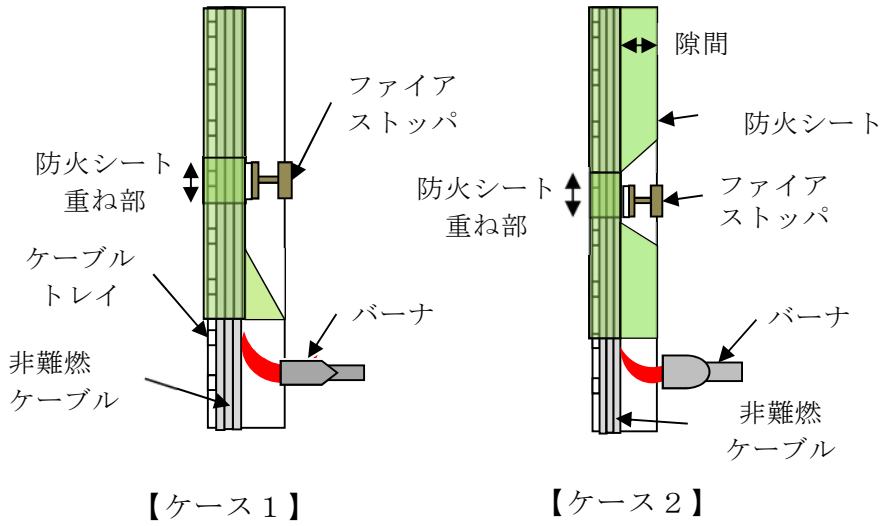
2. 供試体

本文 3.4.5 項にて示した，損傷長の比較による評価と延焼リスクを考慮した非難燃ケーブルを用いる。また，本文 4.3.5 項にて延焼の可能性のあるトレイ設置方向と特定した垂直トレイにおいて，ファイアストッパを取り付けたものとする。なお，ケーブルの量によりシートとケーブル間に隙間がない状態と隙間が発生する状態があるため，それぞれ確認する。

3. 試験方法及び判定基準

本文 3.項の結果を踏まえ，試験条件及び試験方法を延焼の可能性のあるトレイ設置方向への対応の実証試験の概要として第 4-6-1 表に示す。

第 4-6-1 表　延焼の可能性のあるトレイ設置方向への対応の実証試験概要

試験体の 据付例	
火源	リボンバーナ
使用燃料	液化石油ガス
バーナ熱量	20 kW
加熱時間	20 分 ・バーナを点火し，20 分経過後，バーナの燃焼を停止し，ケーブルの燃焼が自然に停止したならば試験を終了する。
試験回数	1 回
判定基準	・燃え止まること。

4.　試験結果

実証試験結果のまとめを第 4-6-2 表に，実証試験結果の詳細を第 4-6-3 表に示す。

5.　評価

複合体内部のケーブル発火に対しては，ファイアストッパにて防火シートとケーブルの密着性を高めることで，複合体内部ケーブルが燃え止まることを確認した。

第 4-6-2 表　延焼の可能性のあるトレイ設置方向への対応の実証試験結果

ケーブル				ケーブルトレイ形状	複合体のケース	最大損傷長（mm）	判定結果
ケーブル種類	絶縁材	シース材	外径（mm）				
低圧電力ケーブル	架橋ポリエチレン	ビニル	14.5	ラダー（垂直）	1	1,070	良
					2	1,280	良

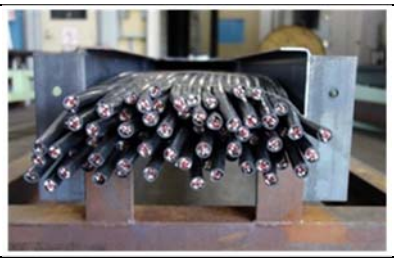
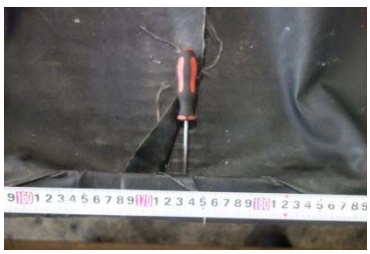
第 4-6-3 表　延焼の可能性のあるトレイ設置方向への対応の

実証試験結果の詳細(1/2)

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体
(バーナ部シート無)</td><td colspan="3">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：設計最大量
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：垂直</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="3">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm
ファイアストッパ位置：1,075mm～1,150mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="3">20kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="3"> </td></tr>
<tr><td rowspan="2">No</td><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td rowspan="2">ケース 1</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="4">損傷距離：シート(炭化:850mm)，シース(溶融:1,070mm，炭化:910mm)</td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="2">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2">
シート炭化</td><td>
シース炭化</td><td>
シース溶融</td></tr>
</table>

第 4-6-3 表　延焼の可能性のあるトレイ設置方向への対応の

実証試験結果の詳細(2/2)

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体
(バーナ部シート無)</td><td colspan="3">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：設計最大量
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：水平</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="3">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm
ファイアストッパ位置：1,075mm～1,150mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="3">20kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="3">  </td></tr>
<tr><td rowspan="2">No</td><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td>ケース２</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="5">損傷距離：シート(炭化:1,140mm)，シース(溶融:1,280mm，炭化:1,090mm)</td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2"> 
シート炭化</td><td>
シース炭化</td><td colspan="2">
シース溶融</td></tr>
</table>

添付資料 4-7

過電流模擬試験による防火シート健全性評価

1. 目的

過電流による過熱で複合体内部のケーブルから可燃性ガスが発生し，発火した場合においても防火シートの健全性（遮炎性能）が維持され，外部からの酸素供給パスになる損傷がないことを確認する。

2. 供試体

本文 2.2(2)項で選定したケーブル種類うち，燃焼の 3 要素を考慮し，発火時の影響が大きくなる最大径の高圧電力ケーブルを少量敷設し，メーカの標準施工方法に基づき施工したものを供試体とする。供試体を第 4-7-1 表に示す。

第 4-7-1 表　供試体

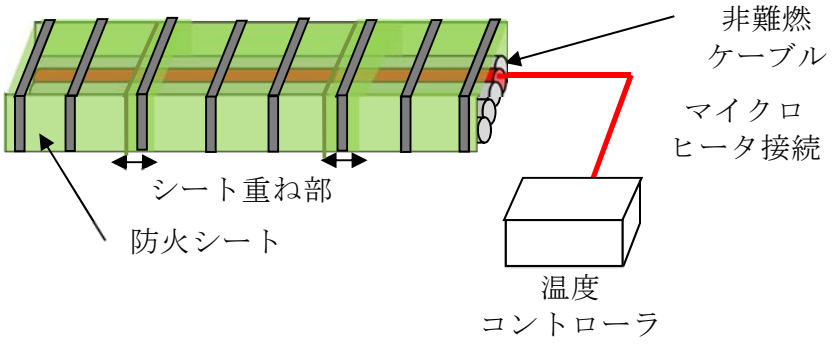
ケーブル種類	芯数-導体サイズ（mm^2）	絶縁材	絶縁材厚さ（mm）	シース材	シース厚さ（mm）	外径（mm）
高圧電力ケーブル	3C-325	架橋ポリエチレン	4.5	ビニル	1.5	71

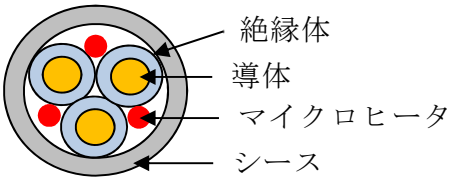
3. 試験方法及び判定基準

ケーブル内部に設置したマイクロヒータを導体の代わりに通電することで，過電流模擬試験を実施し，ケーブルから発生する可燃性ガスの発火による火炎が防火シートの健全性に影響を与えないことを確認する。試験の概要を第 4-7-2 表に示す。なお，マイクロヒータ温度は高圧電力ケーブルの絶縁

材（架橋ポリエチレン）及びシース材（ビニル）の発火温度以上であり，ケーブルが発火することが確認された温度とする。過電流模擬試験の事前確認を添付資料 4-7 別紙 1 に示す。

第 4-7-2 表　過電流模擬試験の概要

<table>
<tr><td>試験装置
概要</td><td>【試験装置全体】
 

【加熱ケーブル内部】
 
</td></tr>
<tr><td>マイクロ
ヒータ温度</td><td>650℃</td></tr>
<tr><td>試験内容</td><td>・少量敷設した高圧電力ケーブルの内の一条に対して，マイクロヒータを取り付け，絶縁材及びシース材の発火温度を超える温度で加熱する。
・一定時間後，複合体内部においてケーブルから発生する可燃性ガス及びケーブルが発火することを確認する。
・複合体内部の火炎について連続した外部への噴出の有無を確認する。</td></tr>
<tr><td>判定基準</td><td>複合体外部へ連続した火炎の噴出がないこと。</td></tr>
</table>

4.　試験結果

試験結果を第 4-7-3 表にまとめる。また，実証試験の詳細を第 4-7-4 表に示す。

5.　評価

過電流による複合体内部の発火を想定しても，防火シートの健全性は維持され，酸素供給パスとなる損傷は生じない。

第 4-7-3 表　過電流模擬試験結果

複合体外部へ 連続した火炎の噴出	判定結果
無	良

第 4-7-4 表　過電流模擬試験結果詳細

<table>
<tr><td colspan="4">ケーブル仕様
ケーブル敷設量：1 層敷設
ケーブル種類：高圧電力ケーブル
絶縁材：架橋ポリエチレン　　シース材：ビニル
ケーブル外径：71mm</td></tr>
<tr><td colspan="4">試験前</td></tr>
<tr><td>供試体上部</td><td colspan="3"> </td></tr>
<tr><td colspan="4">試験経過（側面）</td></tr>
<tr><td>0 秒</td><td colspan="3">通電開始</td></tr>
<tr><td>26 秒</td><td colspan="3">発煙(ケーブル)</td></tr>
<tr><td>10 分</td><td> </td><td>30 分</td><td> </td></tr>
<tr><td>43 分 40 秒</td><td>シート重ね部発煙
 </td><td>60 分</td><td> </td></tr>
<tr><td>68 分 07 秒</td><td colspan="3">ケーブル発火</td></tr>
<tr><td>70 分</td><td> </td><td>80 分</td><td> </td></tr>
<tr><td>90 分</td><td> </td><td>110 分</td><td> </td></tr>
<tr><td>供試体上部
（試験後）</td><td colspan="3"> </td></tr>
<tr><td>発火の有無</td><td colspan="3">有（68 分 07 秒）</td></tr>
<tr><td>火炎の連続噴出</td><td colspan="3">無</td></tr>
</table>

過電流模擬試験の事前確認

1. 目的

過電流による発火をマイクロヒータにて模擬できることを確認する。

2. 供試体

使用するケーブルの構成材料のうち，燃焼の 3 要素を考慮し，発火時の影響が大きくなる最大径の高圧電力ケーブルを供試体とする。供試体を第 1 表に示す。

第 1 表　供試体

ケーブル回路種別	芯数-導体サイズ（mm^2）	絶縁材	絶縁材厚さ（mm）	シース材	シース厚さ（mm）	外径（mm）
高圧電力ケーブル	3C-325	架橋ポリエチレン	4.5	ビニル	1.5	71

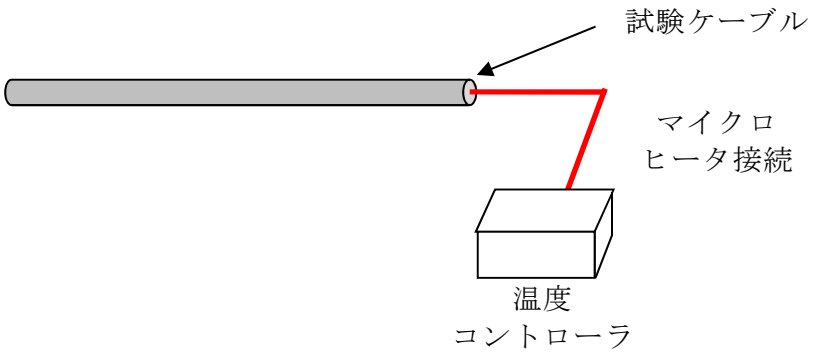
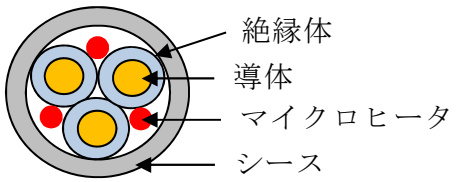
3.　試験方法及び判定基準

ケーブル内部に設置したマイクロヒータを高圧電力ケーブルの絶縁材及びシース材の発火温度以上で加熱することで，過電流発火を模擬できることを確認する。高圧電力ケーブルの絶縁材(架橋ポリエチレン)及びシース材(ビニル)の発火温度を第 2 表に示す。また，試験の概要を第 3 表に示す。

第 2 表　高圧電力ケーブル材料の発火温度

部位	材料	発火温度(℃)
絶縁体	架橋ポリエチレン	410
シース	ビニル	454

第 3 表　過電流模擬試験の事前確認概要

試験装置 概要	【試験装置全体】  【試験ケーブル内部】 
マイクロ ヒータ温度	650℃
試験内容	・高圧電力ケーブルに対して，マイクロヒータを取り付け，絶縁材及びシース材の発火温度を超える温度で加熱する。 ・一定時間後，複合体内部においてケーブルから発生する可燃性ガス及びケーブルが発火することを確認する。 ・ケーブル発火の有無を確認する。
判定基準	ケーブルが発火すること

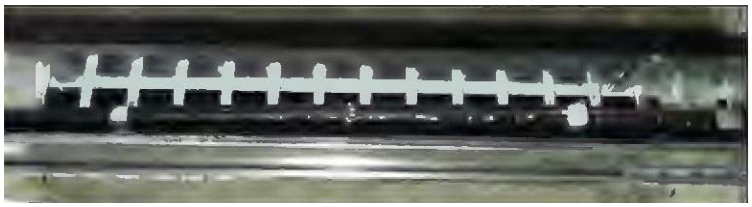
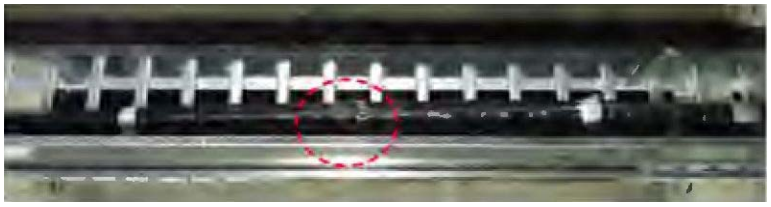
4.　試験結果

事前確認結果を第 4 表にまとめる。また，実証試験の詳細を第 5 表に示す。

第 4 表　過電流模擬試験の事前確認結果

ケーブル 回路種別	絶縁体	シース材	外径 (mm)	結果 (発火)
高圧電力 ケーブル	架橋 ポリエチレン	ビニル	71	有

第 5 表　過電流模擬試験結果詳細

<table>
<tr><td colspan="3">ケーブル単体
ケーブル敷設量：1 条敷設
ケーブル種類：高圧電力ケーブル
絶縁材：架橋ポリエチレン
シース材：ビニル
ケーブル外径：71mm</td></tr>
<tr><td colspan="3">試験前</td></tr>
<tr><td>供試体上部</td><td colspan="2">  </td></tr>
<tr><td colspan="3">試験中</td></tr>
<tr><td>試験開始</td><td>0 秒</td><td> </td></tr>
<tr><td>発煙</td><td>46 秒</td><td>  </td></tr>
<tr><td>発火</td><td>45 分 30 秒</td><td> </td></tr>
<tr><td>燃焼継続</td><td>47 分 00 秒</td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="2">発火の有無</td><td>有（45 分 30 秒）</td></tr>
</table>

複合体が不完全な状態における外部の火災に対する耐延焼性の確認結果

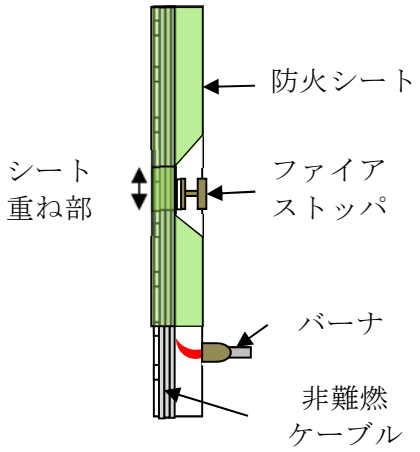
1. 目的

設計方針を満足する防火シートの施工ができることの管理及び維持管理を実施するものの，複合体の外郭である防火シートが不完全な状態でも，複合体外部の火災に対し，複合体が燃え止まることを確認する。

2. 試験方法と判定基準

試験方法と判定基準を第 5-1-1 表に示す。

第 5-1-1 表　防火シートのずれを模擬した耐延焼性能試験の概要

試験体の据付例	
不完全性の試験条件	ずれの大きさをケーブルが約 200mm 完全露出する約 300mm とし，耐延焼性が確保されることを確認する。
火源	リボンバーナ
使用燃料	液化石油ガス
バーナ熱量	20kW
加熱時間	20 分 ・バーナを点火し，20 分経過後，バーナの燃焼を停止し，ケーブルの燃焼が自然に停止したならば試験を終了する。
試験回数	1 回
判定基準	・燃え止まること。

3.　試験結果

複合体外部の火災に対して，防火シートのずれ及び傷があっても複合体が燃え止まることを確認した。参考として，難燃ケーブルの損傷長と比較し，複合体の損傷長が難燃ケーブルより短いことを確認した。試験結果を第 5-1-2 表に示す。また，試験結果の詳細を第 5-1-3 表に示す。

第 5-1-2 表　防火シートのずれを模擬した耐延焼性能確認結果

供試体	絶縁材/シース	ケーブル量	バーナ熱量(kW)	防火シートのずれ(mm)	最大損傷長(mm)	判定結果(燃え止まること)
複合体	架橋ポリエチレン/ビニル	設計最大量	20	約 300 露出:約 200	1,280	良
難燃ケーブル(参考)	難燃架橋ポリエチレン/難燃ビニル	設計最大量	20	—	1,780	—

第 5-1-3 表　防火シートのずれを模擬した耐延焼性能試験結果の詳細

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体
（バーナ部シート無）</td><td colspan="4">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：設計最大量
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：垂直</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="4">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm
シート保持器具位置：1,075mm～1,150mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="4">20kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="4"> </td></tr>
<tr><td rowspan="2">No</td><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td>―</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="5">損傷距離：シート（炭化：1,140mm），シース（溶融：1,280mm，炭化：1,090mm）</td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2">
シート炭化</td><td>
シース炭化</td><td colspan="2">
シース溶融</td></tr>
<tr><td colspan="2">判定結果</td><td colspan="3">良</td></tr>
</table>

複合体が不完全な状態における内部の火災に対する耐延焼性の確認結果

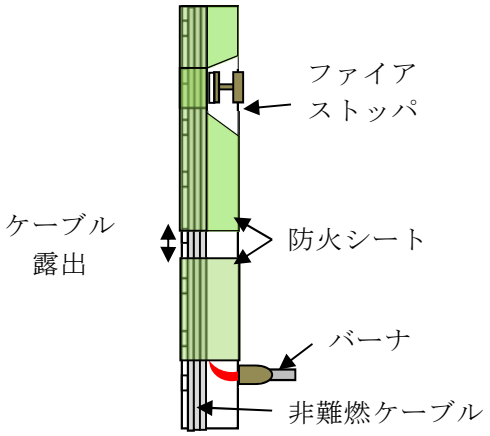
1. 目的

設計方針を満足する防火シートの施工ができることの管理及び維持管理を実施するものの，複合体の外郭である防火シートが不完全な状態でも，複合体内部の火災に対し，複合体が燃え止まることを確認する。

2. 試験方法と判定基準

試験方法と判定基準を第 5-2-1 表に示す。

第 5-2-1 表　防火シートのずれを模擬した耐延焼性能試験の概要

試験体の据付例	
不完全性の試験条件	ずれの大きさは，シート保持器具及び結束ベルトが同じ箇所でそれぞれ 1 つ脱落し，防火シートが剥がれたこととするため，約 330mm のシートずれ（ケーブル露出約 230mm）を設定し，耐延焼性を確認する
火源	リボンバーナ
使用燃料	液化石油ガス
バーナ熱量	20kW
加熱時間	20 分 ・バーナを点火し，20 分経過後，バーナの燃焼を停止し，ケーブルの燃焼が自然に停止したならば試験を終了する。
試験回数	1 回
判定基準	燃え止まること。

3.　試験結果

複合体内部の火災に対して，防火シートのずれ，隙間及び傷があっても複合体がファイアストッパまでの間で燃え止まることを確認した。試験結果を第 5-2-2 表に示す。また，試験結果の詳細を第 5-2-3 表に示す。

第 5-2-2 表　防火シートのずれを模擬した耐延焼性能試験結果

供試体	ケーブル量	バーナ熱量(kW)	防火シートのずれ(mm)	ファイアストッパの設置位置(バーナからの距離)(mm)	最大損傷長(mm)	判定結果
複合体	設計最大量	20	約 330 露出:約 230	1,675～1,750	1,770	良

第 5-2-3 表　防火シートのずれを模擬した耐延焼性能試験結果の詳細

<table>
<tr><td rowspan="4">供試体</td><td>複合体
（バーナ部シート無）</td><td colspan="4">ケーブル種類：低圧電力ケーブル
ケーブル外径：14.5mm　　敷設量：設計最大量
絶縁材：架橋ポリエチレン　シース：ビニル
トレイ設置方向：垂直</td></tr>
<tr><td>防火シートの施工</td><td colspan="4">シート重ね代：100mm，ベルト間隔：300mm
シート保持器具位置：1675mm～1750mm
シート間ケーブル露出：230mm</td></tr>
<tr><td>バーナ熱量</td><td colspan="4">20kW</td></tr>
<tr><td>供試体の断面</td><td colspan="4"> </td></tr>
<tr><td rowspan="3">No</td><td colspan="3">加熱時間</td><td rowspan="2">消炎後</td></tr>
<tr><td>5 分後</td><td>10 分後</td><td>20 分後</td></tr>
<tr><td>―</td><td> </td><td> </td><td> </td><td> </td></tr>
<tr><td colspan="4">損傷距離：シート（炭化：1,710mm），シース（溶融：1,770mm，炭化：1,630mm）</td></tr>
<tr><td colspan="2">シートの状況</td><td colspan="3">ケーブルの状況</td></tr>
<tr><td colspan="2">
シート炭化</td><td>
シース炭化</td><td colspan="2">
シース溶融</td></tr>
<tr><td colspan="2">判定結果</td><td colspan="3">良</td></tr>
</table>

防火シートによるケーブルへの影響

複合体はケーブル及びケーブルトレイを防火シートで覆ったものであるため，防火シートがケーブルの機能に与える影響が軽微でありケーブルの設計範囲内であることを確認する。

1. 通電機能

ケーブルの通電機能は絶縁体の許容温度の範囲内で機器等への電流が通電できることである。そのため，通電機能への影響は，防火シートの施工前後の電流値を測定する電流低減率試験に基づき確認する。

1.1 電流低減率試験

(1) 目的

防火シートで複合体を形成することによる放熱性の低下が，ケーブルの通電機能に対し影響がないことを確認する。

(2) 試験結果

試験結果のまとめを第 6-1-2 表に示す。また，試験結果の詳細を第 6-1-3 表に示す。

第 6-1-2 表　試験結果のまとめ

項　目	防火シートなし	防火シート有り
通電電流 (A)	26.97	23.34
基準周囲温度(補正温度) (℃)	40.00	40.00
導体温度(℃)	90.00	90.00
電流低減率(%)	基準	約 14

注：通電電流は基準周囲温度に補正後の値を示す。

第 6-1-3 表　試験結果の詳細

測定項目	防火シートなし		防火シート有り	
	測定値	温度補正	測定値	温度補正
通電電流平均値(A)	32.73	26.97	28.68	23.34
周囲温度平均値(℃)	18.13	40.00	16.42	40.00
導体(6～10)最大温度(℃)	92.31	90.00	92.51	90.00
導体(6～10)平均温度(℃)	89.77		89.99	
導体(1～5)平均温度(℃)	87.96		86.00	
導体(11～15)平均温度(℃)	87.30		85.84	
ケーブル表面平均温度 (℃)	71.34		71.86	
電流低減率(%)		基準		13.46

注：通電電流は基準周囲温度に補正後の値を示す。

(3)　評価

東海第二発電所では使用ケーブル選定時に以下の項目について設計裕度を持たせている。

① ケーブル敷設低減率:ケーブルトレイ又は電線管等のケーブル量による蓄熱を考慮した許容電流の低減率設定

② 負荷となる機器の出力設定（電圧及び力率含む）

③ ケーブル選定時の設計電流と実際の許容電流の設計裕度

火災防護対象機器の中で上記①，②を考慮して保守的に設定しているケーブル設計電流に対し，機器の定格電流が大きく設計裕度が最も小さくなる機器を選定し確認した。設計裕度の確認結果を第 6-1-4 表に示す。

第 6-1-4 表　ケーブルの設計裕度

ケーブル種類	ケーブル材料（絶縁材/シース材）	ケーブル設計電流（A）	定格電流（A）	設計裕度（%）
低圧電力ケーブル	架橋ポリエチレン/ビニル	97	72	約 34

その結果，ケーブルの設計裕度約 34%に対し，防火シートによる電流低減率は約 14%であり，設計裕度の方が大きく，ケーブルの設計範囲内であり防火シートによる通電機能に影響はない。

2.　絶縁機能

2.1　絶縁抵抗試験

(1)　目的

防火シートの施工によりケーブルの絶縁特性に影響がないことを確認する。

(2)　試験結果

試験結果を第 6-1-4 表にまとめる。

第 6-1-4 表　絶縁抵抗試験結果

No	相	判定基準	測定値（MΩ）	判定結果
1	R	2,500MΩ以上	8.98×10^{6}	良
	S		1.02×10^{7}	良
	T		8.86×10^{6}	良
2	R		9.61×10^{6}	良
	S		1.06×10^{7}	良
	T		7.68×10^{6}	良

(3)　評価

防火シートの施工によるケーブルの絶縁特性に影響はない。

2.2　耐電圧試験

(1)　目的

防火シートの施工によって耐電圧特性に影響がないことを確認する。

(2)　試験結果

試験結果を第 6-1-5 表にまとめる。

第 6-1-5 表　耐電圧試験結果

No	相	判定基準	判定結果
1	R	絶縁破壊がないこと	良
	S		良
	T		良
2	R		良
	S		良
	T		良

(3)　評価

防火シートの施工によるケーブルの耐電圧に影響はない。

3.　ケーブルシースへの影響

3.1　化学的影響

(1)　目的

防火シートが直接触れることによるケーブルシースへの化学的な影響を確認する。

(2)　試験結果

測定値（pH）:6.4　試験結果「良」

(3)　評価

防火シートの pH 測定値が，中性の範囲内であり,直接防火シートが触れることによるケーブルシースへの影響がないことを確認した。

防火シートによるケーブルトレイへの影響

東海第二発電所のケーブルに対する代替措置としてケーブルトレイに敷設されたケーブルに対し防火シートを施工することとしている。そのため，ケーブルトレイの保持機能への影響として，シートによる化学的影響及び重量増加の影響を確認する。

1. ケーブルトレイ材質への影響

1.1 化学的影響

(1) 目的

防火シートが直接触れることによるケーブルトレイ材質への化学的な影響を確認する。

(2) 試験結果

測定値（pH）:6.4 試験結果良好。

(3) 評価

防火シートの pH 測定値が，中性の範囲内であり,直接防火シートが触れることによるケーブルトレイ材質への影響がないことを確認した。

2.　防火シート施工による重量増加によるケーブルトレイ保持機能への影響

2.1　重量増加の影響

(1)　ケーブルトレイの種類

非難燃性ケーブルを敷設しているケーブルトレイの形状は，梯子状のラダートレイと鉄板上のソリッドトレイがありケーブルの回路種別により使い分けている。また，ケーブルの量によりケーブルトレイの幅を選定している。

(2)　ケーブルトレイの重量

ケーブルトレイの重量は，ケーブルトレイの形状及び幅により異なり，ケーブルの量を考慮した設計としている。

(3)　防火シートの質量

防火シート（プロテコ®シート-P2・eco）の質量は技術資料より，1 巻（1m×10m）で約 7 kg，結束ベルトは 1 束（10 本）で約 0.1kg である。

(4)　防火シート施工による重量増加

非難燃性ケーブルを敷設するケーブルトレイについて防火シートのメーカの標準施工により増加する重量を確認した結果，防火シート 1 巻で幅 600mm 高さ 120mm のケーブルトレイを約 4.5m 巻くことができる。また，結束ベルトは 300mm ごとに設置するためケーブルトレイ 3m で約 0.1kg の増加となる。

第 6-2-1 表に防火シートによるトレイ重量の増加割合を示す。

第 6-2-1 表　防火シート施工によるケーブルトレイの重量増加

ケーブルトレイ				防火シート	
トレイタイプ	幅（mm）	高さ（mm）	設計重量(kg/m)	重量(kg/m)	重量増加率(%)
ラダー	300	120	40	1.3	3.3
	450	120	60	1.5	2.5
	600	120	75	1.7	2.3
	750	120	93.75	2.0	2.1
ソリッド	150	120	25	1.0	4.0
	300	120	40	1.3	3.3
	450	120	60	1.5	2.5
	600	120	75	1.7	2.3
	750	120	93.75	2.0	2.1

注：防火シートはケーブルトレイの形状に沿った施工とし，裕度を持たせた保守的な質量で計算している。

(5)　評価

ケーブルトレイの設計重量はケーブルトレイにケーブルを設計最大量にした状態における重量に対して，ラダータイプで 5%以上，ソリッドタイプで 14%以上の余裕あり，防火シート施工による重量増加はこの範囲内に納まっており，防火シート施工によるケーブルトレイのケーブル保持機能に影響はない。なお，ケーブルトレイの重量に対する設計裕度は別に保有している。

また，既設のケーブルトレイサポートはケーブル量に応じて耐震補強している。

防火シートの施工性の確認

1. 目的

防火シートが各種形状のトレイに対して設計通りに施工ができるか確認する。また,垂直部に対してはファイアストッパが設置できることを確認する。

2. 施工の試験体

実機に設置されるケーブルトレイを試験体として,ケーブル等は移動せず,ケーブルトレイ等の独立性を維持した状態で防火シートを標準的な方法で施工する。施工確認するケーブルトレイは計装用及び制御用を選定し試験施工することとする。なお，試験施工する範囲は以下とする。

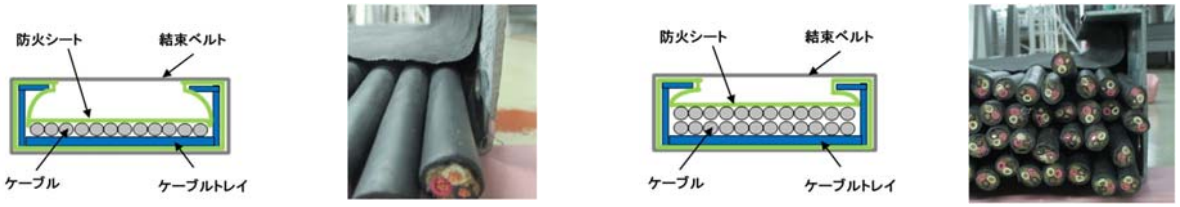
(1) 原子炉建屋付属棟

(2) 原子炉建屋原子炉棟

3. 施工の確認方法

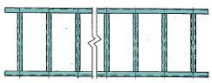
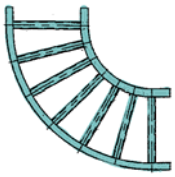
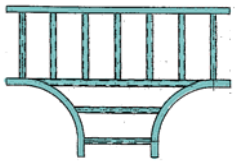
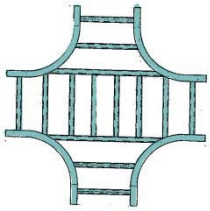
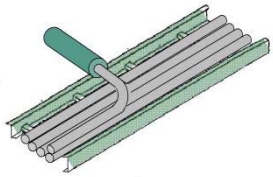
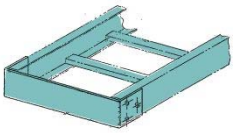
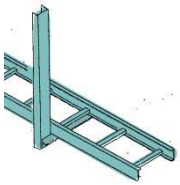
ケーブルトレイは様々な形状で実機に設置されていることから，標準的な防火シートの施工方法に基づいて施工し，設計通りの施工ができることを確認する。防火シートの標準的な施工については，複合体内部の空気を極力抑制する標準施工（第 7-1-1 図）を採用し，延焼の可能性が高いトレイ設置方向については防火シート内部の閉鎖空間を作るため，ファイアストッパを設置する施工とする。また，狭隘部や干渉物などが存在し防火シートの施工が難しい箇所については，標準施工ができることを試験施工で確認し，方法等を施工要領に反映する。なお，試験的な施工性確認として，実機ケーブルトレイを用いるため，独立性及び離隔距離の観点からケーブル及びケーブルト

レイを動かさない状態で，十分な安全性を確保したうえで実施する。施工確認する実機のケーブルトレイ形状について第 7-1-2 図に示す。



a. ケーブル少量時の施工断面　　b. ケーブル満載時の施工断面

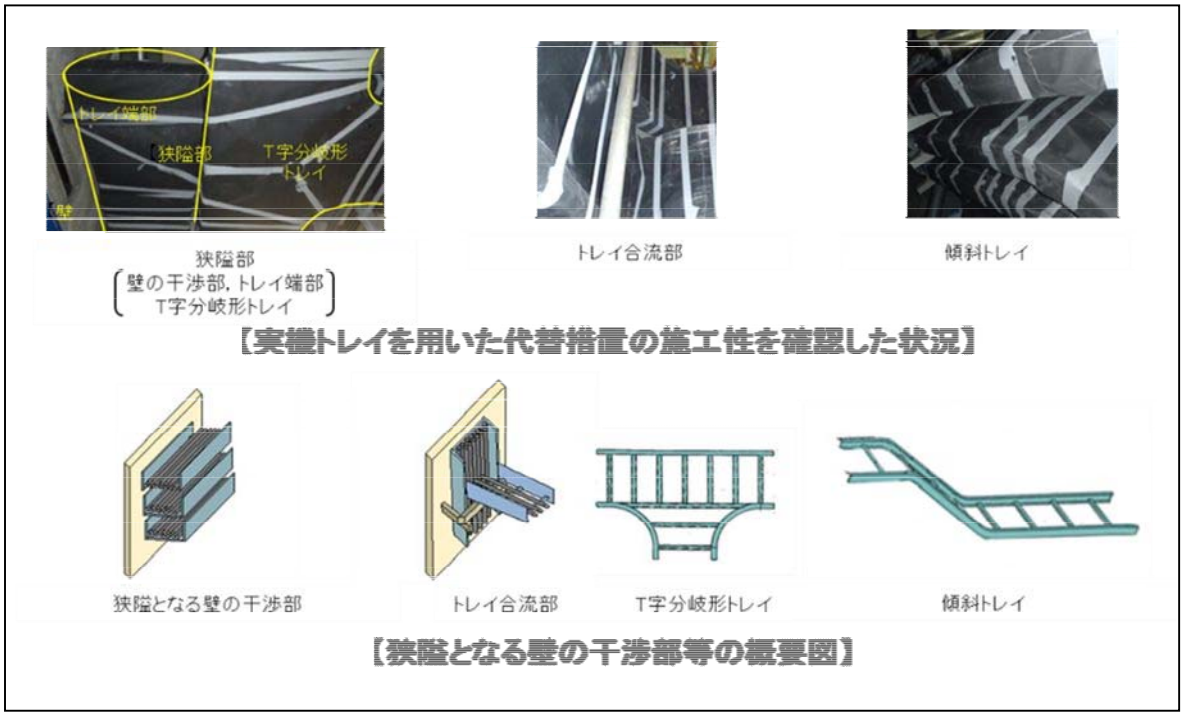
第 7-1-1 図　標準施工の概要

トレイ形状	構造（例）	トレイ形状	構造（例）
直線形		傾斜形	
Ｌ字形		Ｔ字分岐形	
十字分岐形		電線管 合流部	
トレイ端部		トレイ サポート部	

第 7-1-2 図　実機のケーブルトレイ形状

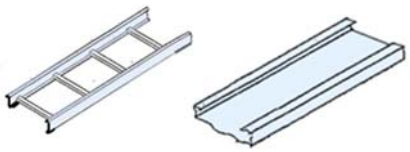
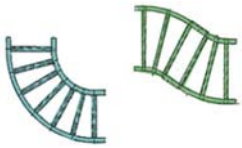
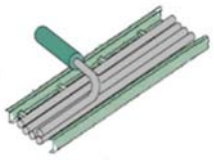
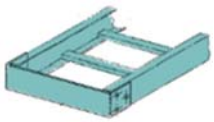
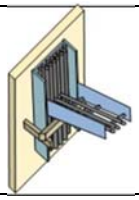
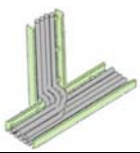
４．施工の確認結果

試験施工の結果，実機で使用しているケーブルトレイの形状に対し，防火シートの標準施工により，設計どおりの複合体が形成できることを確認した。狭隘となる壁の干渉部及びトレイの端部，トレイの合流部，T 字分岐形トレイ，傾斜トレイ等について施工例を第 7-1-3 図に示すとともに，各種ケーブルトレイ形状に対する試験施工確認結果を第 7-1-4 図に示す。また，垂直方向設置トレイに対するファイアストッパの取付けについて，施工方法どおりに設置できることを確認した。実機トレイへの施工例を第 7-1-5 図に示す。

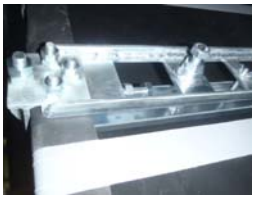


第 7-1-3 図　狭隘部等への施工例

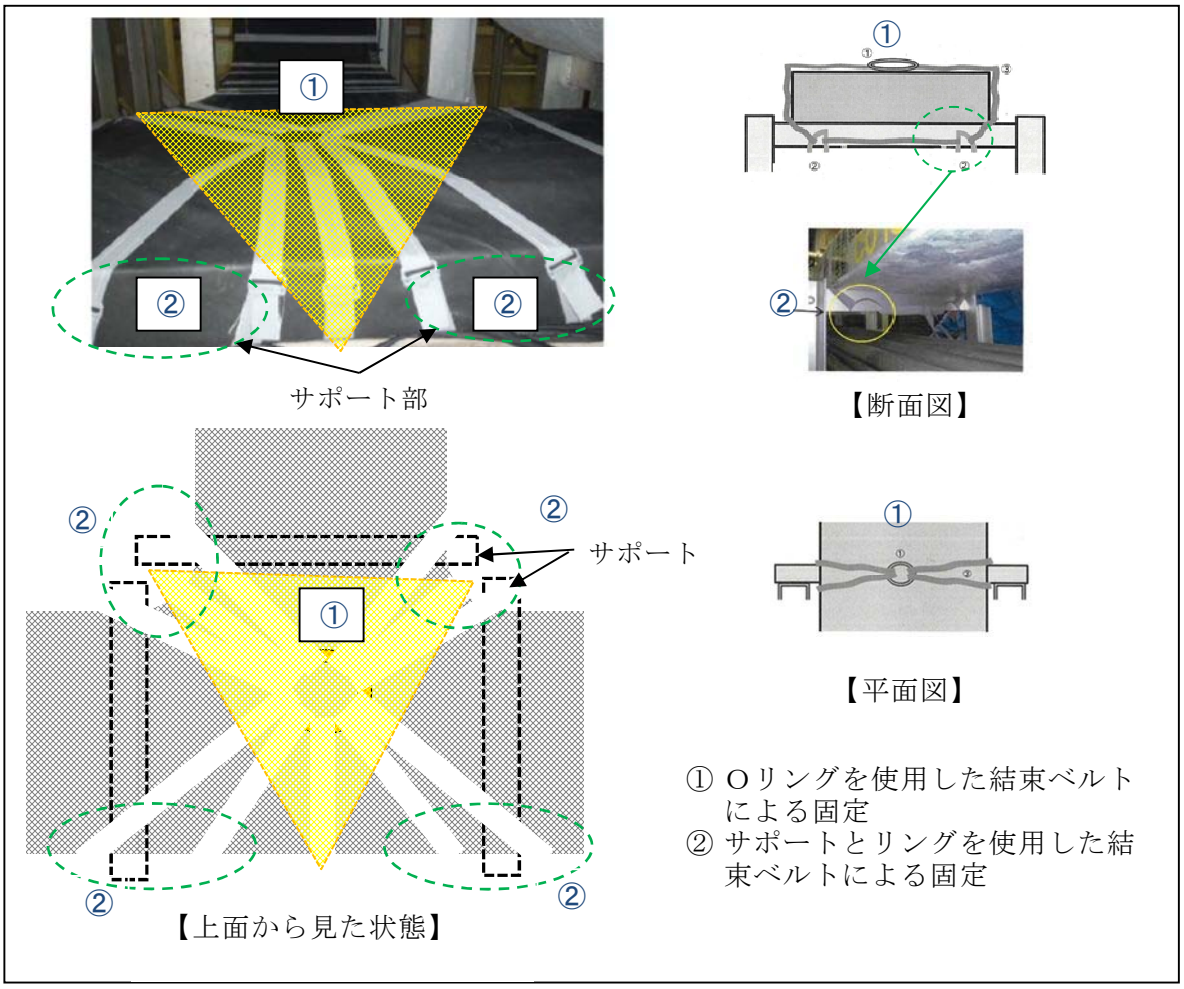
なお，防火シートを固定する結束ベルトの取付けについて，固定が難しいケーブルトレイ形状に対しても，金属製のリングを使うことにより，確実に防火シートを固定することができることを確認した。施工例を第 7-1-6 図に示す。

No.	トレイ形状	構造図	複合体施工例
1	直線形状の水平型		
2	直線形状の垂直型		
3	L 字形，S 字形		
4	T 字分岐形，十字分岐形		
5	電線管分岐(躯体貫通部)		
6	傾斜型		
7	トレイ端部		
8	トレイ合流垂直 (同じ向き)		
9	トレイ合流垂直 (異なる向き)		

第 7-1-4 図　実機のケーブルトレイへの防火シートの施工試験結果



第 7-1-5 図　垂直設置方向トレイに対するファイアストッパ施工例



第 7-1-6 図　T 字分岐ケーブルトレイの結束ベルト施工例

東海第二発電所

溢水による損傷の防止等

第9条：溢水による損傷の防止等

＜目　次＞

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

1.2　追加要求事項に対する適合性

(1)　位置，構造及び設備

(2)　安全設計方針

(3)　適合性の説明

2.　溢水による損傷の防止等

別添資料

別添資料1　東海第二発電所　内部溢水の影響評価について

別添資料2　東海第二発電所　運用，手順説明資料 溢水による損傷の防止

別添資料3　東海第二発電所　内部溢水影響評価における確認プロセスについて

＜概　要＞

1．において，設計基準対処設備の設置許可基準規則，技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに，それら要求事項に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2．において，設計基準対処設備について，追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

1.　基本方針

1.1 要求事項の整理

溢水による損傷の防止等について，設置許可基準規則第 9 条及び技術基準規則第 12 条を表１に示す。また，表１において，新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

表１　設置許可基準規則第九条及び技術基準規則第十二条　要求事項

設置許可基準規則 第9条（溢水による損傷の防止等）	技術基準規則 第12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）	備考
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ない。	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。	追加要求事項
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ない。	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。	追加要求事項

1.2　追加要求事項に対する適合性

(1)　位置，構造及び設備

(3)　その他の主要な構造

（ｉ）　本発電用原子炉施設は，（１）耐震構造，（２）耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a．設計基準対処施設

（ｄ）　溢水による損傷の防止

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設計とする。

そのために，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，発電用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設計とする。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設計とする。さらに，使用済燃料プールにおいては，使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。

ここで，これらの機能を維持するために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という。）について，これら設備が，没水，被水及び蒸気の影響を受けて，その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。また，溢水の影響により発電用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，その溢水の影響を考慮した上で，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき必要な機器の単一故障を考慮し，発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準

事故について安全解析を行い，炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。

溢水評価では，溢水源として発生要因別に分類した以下の溢水を主として想定する。また，溢水評価に当たっては，溢水防護区画を設定し，溢水評価が保守的になるように溢水経路を設定する。

・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

・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発生する溢水を含む。）

溢水評価に当たっては，溢水防護対象設備の機能喪失高さ（溢水の影響を受けて，溢水防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ）及び溢水防護区画を構成する壁，扉，堰，設備等の設置状況を踏まえ，評価条件を設定する。

溢水評価において，溢水影響を軽減するための壁，扉，堰等の浸水防護設備，床ドレンライン，防護カバー，ブローアウトパネル等の設備については，必要により保守点検や水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また，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する。

(2)　安全設計方針

1.6　溢水防護に関する基本方針

設置許可基準規則の要求事項を踏まえ，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設計とする。

そのために，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，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設計とする。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設計とする。さらに，使用済燃料プールにおいては，使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。

これらの機能を維持するために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という。）について，設置許可基準規則第九条及び第十二条の要求事項を踏まえ「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（平成26年8月6日原規技発 第1408064 号原子力規制委員会決定）」（以下「溢水評価ガイド」という。）も参照し，以下のとおり選定する。

・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

・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

発電用原子炉施設内における溢水として，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。），消火系統等の作動並びに使用済燃料プールのスロッシングにより発生した溢水を考慮し，溢水防護対象設備が没水，被水及び蒸気の影響を受けて，その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。さらに，溢水の影響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，その溢水の影響を考慮した上で，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）に基づき必要な機器の単一故障を考慮し，発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い，炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。

地震，津波，竜巻，降水等の自然現象による波及的影響により発生する溢水に関しては，溢水防護対象設備，溢水源となる屋外タンク等の配置も踏まえて，最も厳しい条件となる自然現象による溢水の影響を考慮し，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また，放射性物質を含む液体を内包する容器，配管その他の設備が破損することにより，当該容器，配管その他の設備から放射性物質を含む液体の漏えいを想定する場合には，溢水が管理区域外へ漏えいしないよう，建屋内の壁，扉，堰等により伝播経路を制限する設計とする。

1.6.1 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

溢水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を，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。）における分類のクラス１，クラス２及びクラス３に属する構築物，系統及び機器とする。

この中から，溢水防護上必要な機能を有する構築物，系統及び機器を選定する。具体的には，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するために必要な設備，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，並びに，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となる，重要度分類審査指針における分類のクラス１，２ 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。

以上を踏まえ，溢水防護対象設備として，重要度の特に高い安全機能を有する構築物，系統及び機器，並びに，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構築物，系統及び機器を抽出する。

なお，上記に含まれない構築物，系統及び機器は，溢水により損傷した場合であっても，代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

以上の考えに基づき選定された溢水から防護すべき系統設備を第1.6.1-1表に示す。

なお，抽出された溢水防護対象設備のうち，以下の設備は溢水影響を受けても，必要とされる安全機能を損なわないことから，溢水による影響評価の対象として抽出しない。

(1) 溢水の影響を受けない静的機器

構造が単純で外部から動力の供給を必要としないことから，溢水の影響を受けて安全機能を損なわない容器，熱交換器，フィルタ，安全弁，逆止弁，手動弁，配管及び没水に対する耐性を有するケーブル。

(2) 原子炉格納容器内に設置されている機器

原子炉格納容器内で想定される溢水である原子炉冷却材喪失（以下「ＬＯＣＡ」という。）時の原子炉格納容器内の状態を考慮しても，没水，被水及び蒸気の影響を受けないことを試験も含めて確認している機器。

(3) 動作機能の喪失により安全機能に影響しない機器

機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁。

フェイルセイフ設計となっている機器であり，溢水の影響により動作機能を損なった場合においても，安全機能に影響がない機器。（フェイルセイフ設計となっている機器であっても，電磁弁，空気作動弁については，溢水による誤動作等防止の観点から安全側に防護対象設備に分類）

(4) 他の機器で代替できる機器

他の機器により要求機能が代替できる機器。ただし，代替する他の機器が同時に機能喪失しない場合に限る。

第 1.6.1-1 表　溢水から防護すべき系統設備（1／3）

機能	系統・機器	重要度分類
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系	MS-1
未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	MS-1
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)	MS-1
注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	MS-1
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)	MS-1
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 高圧炉心スプレイ系 自動減圧系	MS-1
原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水モード） 高圧炉心スプレイ系	MS-1
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	MS-1
格納容器の冷却機能	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系)	MS-1
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	MS-1
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	非常用所内電源系（交流）	MS-1
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	非常用所内電源系（直流）	MS-1
非常用の交流電源機能	非常用所内電源系（非常用ディーゼル発電機含む)	MS-1
非常用の直流電源機能	直流電源系	MS-1
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備	MS-1
補機冷却機能	残留熱除去系海水系，非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	MS-1
冷却用海水供給機能		MS-1
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系	MS-1

第 1.6.1-1 表　溢水から防護すべき系統設備（2／3）

機能	系統・機器	重要度分類
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁 自動減圧機能及び主蒸気隔離弁のアキュムレータ	MS-1
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	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	MS-1
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	原子炉保護系（スクラム機能）	MS-1
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	工学的安全施設作動系 ・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路	MS-1
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	計測制御装置 ・中性子束（起動領域計装）	MS-2
事故時の炉心冷却状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉圧力及び原子炉水位 原子炉格納容器圧力	MS-2
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率及び サプレッション・プール水温度	MS-2
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	計測制御装置 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉格納容器圧力 サプレッション・プール水温 原子炉格納容器水素濃度及び原子炉格納容器酸素濃度	MS-2
	主排気筒放射線モニタ 気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ	MS-3

第 1.6.1-1 表　溢水から防護すべき系統設備（3／3）

機能	系統・機器	重要度分類
燃料プール冷却機能	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	PS-3
燃料プールへの給水機能	残留熱除去系	MS-2

1.6.2 考慮すべき溢水事象

溢水源及び溢水量としては，発生要因別に分類した以下の溢水を想定して評価することとし，評価条件については溢水評価ガイドを参照する。

a．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（以下「想定破損による溢水」という。）

b．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（以下「消火水の放水による溢水」という。）

c．地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料プールのスロッシングにより発生する溢水を含む。）（以下「地震起因による溢水」という。）

d．その他の要因（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（以下「その他の溢水」という。）

溢水源となり得る機器は，流体を内包する容器及び配管とし，a.又はc.の評価において破損を想定するものは，それぞれの評価での溢水源として設定する。

a.又はb.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，又は単一箇所での異常状態の発生とし，他の系統及び機器は健全なものと仮定する。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。

1.6.3 溢水源及び溢水量の想定

1.6.3.1 想定破損による溢水

(1) 想定破損における溢水源の想定

想定破損による溢水については，単一の配管の破損による溢水を想定して，配管の破損箇所を溢水源として設定する。

また，破損を想定する配管は，内包する流体のエネルギーに応じて，以下で定義する高エネルギー配管又は低エネルギー配管に分類する。

・「高エネルギー配管」とは，呼び径25A（1B）を超える配管であって，プラントの通常運転時に運転温度が95℃を超えるか又は運転圧力が1.9ＭＰa[gage]を超える配管。ただし，被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。

・「低エネルギー配管」とは，呼び径25A（1B）を超える配管であって，プラントの通常運転時に運転温度が95℃以下で，かつ運転圧力が1.9ＭＰa[gage]以下の配管。ただし，被水の影響については配管径に関係なく評価する。なお，運転圧力が静水頭圧の配管は除く。

・高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さければ，低エネルギー配管として扱う。

配管の破損形状の想定に当たっては，高エネルギー配管は，原則「完全全周破断」，低エネルギー配管は，原則「配管内径の1／2の長さと配管肉厚の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。）」を想定する。ただし，応力評価を実施する配管については，発生応力Ｓｎと許容応力Ｓａの比により，以下で示した応力評価の結果に基づく破損形状を想定する。また，応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は，評価結果に影響するよう

な減肉がないことを確認するために継続的な肉厚管理を実施する。

【高エネルギー配管（ターミナルエンド部を除く。）】

・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

Ｓｎ≦0.8×許容応力 ※1 ⇒ 破損想定不要

※1 クラス１ 配管は2.4Ｓｍ 以下，クラス２ 配管は0.8Ｓａ 以下

・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

Ｓｎ≦0.4×許容応力 ※2 ⇒ 破損想定不要

0.4×許容応力 ※2＜Ｓｎ≦0.8×許容応力 ※3 ⇒ 貫通クラック

※2 クラス１配管は1.2Ｓｍ 以下，クラス２，３又は非安全系配管は0.4Ｓａ以下

※3 クラス１配管は2.4Ｓｍ 以下，クラス２，３又は被安全系配管は0.8Ｓａ以下

【低エネルギー配管】

・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

Ｓｎ≦0.4Ｓａ ⇒ 破損想定不要

・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

Ｓｎ≦0.4×許容応力 ※4 ⇒ 破損想定不要

※4 クラス１配管は1.2Ｓｍ 以下，クラス２，３又は非安全系配管は0.4Ｓａ以下

ここでＳｎ，Ｓｍ，及びＳａ は日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(ＪＳＭＥ Ｓ NC1-2005)」による。

(2) 想定破損における溢水量の設定

想定する破損箇所は溢水防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とし，溢水量は，異常の検知，事象の判断及び漏えい箇所の特定並

びに現場又は中央制御室からの隔離により漏えい停止するまでの時間（運転員の状況確認及び隔離操作含む。）を適切に考慮し，想定する破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。なお，手動による漏えい停止の手順は，保安規定又はその下位規定に定める。

ここで，漏水量は，配管の破損形状を考慮した流出流量に漏水箇所の隔離までに必要な時間（以下「隔離時間」という。）を乗じて設定する。

1.6.3.2 消火水の放水による溢水

(1) 消火水の放水による溢水源の想定

消火水の放水による溢水については，発電用原子炉施設内に設置される消火設備等からの放水を溢水源として設定する。

消火栓以外の設備としては，スプリンクラや格納容器スプレイ冷却系があるが，溢水防護対象設備が設置されている建屋には，スプリンクラは設置しない設計とし，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源として想定しない。

また，原子炉格納容器内の溢水防護対象設備については，格納容器スプレイ冷却系の作動により発生する溢水により安全機能を損なわない設計とする。なお，格納容器スプレイ冷却系は，単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮されていることから誤作動による溢水は想定しない。

(2) 消火水の放水による溢水量の設定

消火設備等からの単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する。

消火設備等のうち，消火栓からの放水量については，3時間の放水により想定される溢水量を設定する。

1.6.3.3 地震起因による溢水

(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水

① 地震起因による溢水源の想定

地震起因による溢水については，溢水源となり得る機器（流体を内包する機器）のうち，基準地震動S_sによる地震力により破損が生じる機器を溢水源として設定する。

耐震Ｓクラス機器については，基準地震動S_sによる地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。また，耐震Ｂ及びＣクラス機器のうち耐震対策工事の実施又は設計上の裕度の考慮により，基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性が確保されているものについては溢水源として想定しない。

② 地震起因による溢水量の設定

溢水量の算出に当たっては，漏水が生じるとした機器のうち溢水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して評価する。溢水源となる配管については破断形状を完全全周破断とし，溢水源となる容器については全保有水量を考慮した上で，溢水量を算出する。また，漏えい検知による漏えい停止を期待する場合は，漏えい停止までの隔離時間を考慮し，配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。ここで，漏水量は，配管の破損箇所からの流出流量に隔離時間を乗じて設定する。なお，地震による機器の破損が複数箇所で同時に発生する可能性を考慮し，漏えい検知による自動隔離機能を有する場合を除き，隔離

による漏えい停止は期待しない。

基準地震動Ｓ$_S$による地震力に対して，耐震性が確保されない循環水配管については，伸縮継手の全円周状の破損を想定し，循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水量を設定する。

(2) 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水

① 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水源の想定

使用済燃料プールのスロッシングによる溢水については，基準地震動Ｓ$_S$による地震力により生じる使用済燃料プールのスロッシングによる漏えい水を溢水源として設定する。

② 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量の設定

使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量の算出に当たっては，基準地震動Ｓ$_S$による地震力により生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価し，使用済燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。

また，施設定期検査中の使用済燃料プール，原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングについても評価を実施する。

耐震評価の具体的な考え方を以下に示す。

・構造強度評価に係る応答解析は，基準地震動Ｓ$_S$を用いた動的解析によることとし，機器の応答性状を適切に表現できるモデルを設定する。

その上で，当該機器の据付床の水平方向及び鉛直方向それぞれの床応答を用いて応答解析を行い，それぞれの応答解析結果を適切に組み合わせる。

・応答解析に用いる減衰定数は，安全上適切と認められる規格及び基準，既往の振動実験，地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。

・応力評価に当たり，簡易的な手法を用いる場合は，詳細な評価手法に対して保守性を有するよう留意し，簡易的な手法での評価結果が厳しい箇所については詳細評価を実施することで健全性を確保する。
・基準地震動S_sによる地震力に対する発生応力の評価基準値は，安全上適切と認められる規格及び基準で規定されている値又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。
・バウンダリ機能確保の観点から，設備の実力を反映する場合には，規格基準以外の評価基準値の適用も検討する。

1.6.3.4 その他の溢水

その他要因（地下水の流入，地震以外の自然現象，機器の誤作動等）により生じる溢水については，地下水の流入，降水，屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水，機器の誤作動，弁グランド部，配管フランジ部からの漏えい事象等を想定する。

1.6.4 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

(1) 溢水防護区画の設定

溢水防護に対する評価対象区画を溢水防護区画とし，溢水防護対象設備が設置されている全ての区画並びに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。溢水防護区画は壁，扉，堰，床段差等，又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離される区画として設定し，溢水防護区画を構成する壁，扉，堰，床段差等については，現場の設備等の設置状況を踏まえ，溢水の伝播に対する評価条件を設定する。

(2) 溢水経路の設定

溢水影響評価において考慮する溢水経路は，溢水防護区画とその他の区画との間における伝播経路となる扉，壁貫通部，天井貫通部，床面貫通部，床ドレン等の連接状況及びこれらに対する溢水防護措置を踏まえ，溢水防護区画内の水位が最も高くなるよう保守的に設定する。

具体的には，溢水防護区画内で発生する溢水に対しては，床ドレン，貫通部，扉から他区画への流出は想定しない（床ファンネル，機器ハッチ，開口扉等，定量的に他区画への流出を確認できる場合は除く。）保守的な条件で溢水経路を設定し，溢水防護区画内の溢水水位を算出する。

溢水防護区画外で発生する溢水に対しては，床ドレン，開口部，貫通部，扉を通じた溢水防護区画内への流入が最も多くなるよう（流入防止対策が施されている場合は除く。）保守的な条件で溢水経路を設定し，溢水防護区画内の溢水水位を算出する。

なお，上層階から下層階への伝播に関しては，全量が伝播するものとする。溢水経路を構成する壁，扉，堰，床段差等は，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し，必要な健全性を維持できるとともに，保守管理及び水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。

また，貫通部に実施した流出及び流入防止対策も同様に，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し，必要な健全性を維持できるとともに，保守管理を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。

なお，火災により貫通部の止水機能が損なわれる場合には，当該貫通部からの消火水の流入を考慮する。消火活動により区画の扉を開放する場合は，開放した扉からの消火水の伝播を考慮する。

また，以下の火災防護対応による措置も区画分離として考慮する。

安全区分Ⅰと安全区分Ⅱ，Ⅲの境界を３時間以上の耐火能力を有する耐火壁・隔壁等で分離する。

また，施設定期検査作業に伴う防護対象設備の待機除外や扉の開放等，プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により，影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合も想定する。

具体的には，プラント停止中のスロッシングの発生やハッチ開放時における溢水影響について評価を行い，ハッチ開放時の堰の設置や床ドレンファンネルの閉止により，溢水影響が他に及ばない運用を行う。

1.6.5 溢水防護対象設備を防護するための設計方針

想定破損による溢水，消火水の放水による溢水，地震起因による溢水及びその他の溢水に対して，溢水防護対象設備が以下に示す没水，被水及び蒸気の影響を受けても，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設計とする。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設計とするとともに，使用済燃料プールのスロッシングにおける水位低下を考慮しても，使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能が維持できる設計とする。

また，溢水評価において，現場操作が必要な設備に対しては，必要に応じて区画の溢水水位，環境の温度及び放射線量を考慮しても，運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。ただし，滞留水位が200㎜より高くなる区画で，アクセスが必要な場所については，想定される水位に応じて必要な高さの歩廊を設置し，アクセスに影響のないよう措置を講じることとする。なお，必要となる操作を中央制御室で行う場合は，操作を行う運転員は中央制御室に常駐していることからアクセス性を失わずに対応できる。

1.6.5.1 没水の影響に対する設計方針

(1) 没水の影響に対する評価方針

「1.6.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源から発生する溢水量と「1.6.4 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針」にて設定した溢水防護区画及び溢水経路から算出した溢水水位に対し，溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には，以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

a. 発生した溢水による水位が，溢水の影響を受けて溢水防護対象設備

の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を上回らないこと。このとき，溢水による水位の算出にあたっては，区画の床勾配，区画面積，系統保有水量，流入状態，溢水源からの距離，人員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し，保有水量や伝播経路の設定において十分な保守性を確保するとともに，人員のアクセスルートにおいて発生した溢水による水位に対して200㎜以上の裕度が確保されていることとする。具体的には，床勾配の考慮を一律100㎜，人のアクセス等により一時的な水位変動や流況も考慮し，一律100㎜の裕度を確保する設計とする。区画の滞留面積の算出においては，除外面積を考慮した算出面積に対して，30％の裕度を確保する。さらに，溢水防護区画への資機材の持ち込み等による床面積への影響を考慮することとする。系統保有水量の算定にあたっては，算出量に10％の裕度を確保する。

機能喪失高さについては，溢水防護対象設備の各付属品の設置状況も踏まえ，没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを設定する。機能喪失高さは実力高さ（各防護対象機器等の機能喪失部位の高さ）に余裕を考慮した評価高さを基本とするが，評価高さで没水する場合には，実力高さを用いて評価する。

溢水防護対象設備の実力高さと評価高さの例を第1.6.5.1-1表に示す。

b. 溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており，各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され，同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際，溢水の影響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，その溢水の影響を

考慮した上で，安全評価指針に基づき必要な機器の単一故障を考慮し，発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行うこと。

第1.6.5.1-1表　溢水防護対象設備の機能喪失高さの考え方

機器	機能喪失高さ	
	実力高さ	評価高さ
弁	①電動弁：弁駆動装置下部 ②空気作動弁，各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・電動弁，空気作動弁とも弁配管の中心高さ
ダンパ及びダクト	・各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・ダンパ，ダクトとも中心高さ（配管ダクトの場合） ・ダンパ，ダクトの下端高さ
ポンプ	①ポンプ又はモータのいずれか低い方の下端 ②モータは下端部	・ポンプ，モータの基礎＋架台高さのいずれか低い箇所
ファン	・モータ下端部又は吸込み口高さの低い方	・ファン又はモータの基礎＋架台高さのいずれか低い箇所の高さ
計器	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方 ・計器ラックは床面高さ
電源・盤	・端子台等最下部	・床面高さ

(2) 没水の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が没水により安全機能を損なうおそれがある場合には，以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

a. 漏えい検知システム等により溢水の発生を早期に検知し，中央制御室からの遠隔操作（自動又は手動）又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。

b. 溢水防護区画外の溢水に対して，壁，扉，堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁，扉，堰等は，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

c. 想定破損による溢水に対しては，破損を想定する配管について，補強工事等の実施により発生応力を低減し，溢水源から除外することにより溢水量を低減する。

d. 地震起因による溢水に対しては，破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性を確保する設計とし，溢水源から除外することにより溢水量を低減する。

e. その他の溢水のうち機器の誤作動や弁グランド部，配管フランジ部からの漏えい事象等に対しては，漏えい検知システムや床ドレンファンネルからの排水等により早期に検知し，溢水防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とする。

② 溢水防護対象設備に対する対策

a．溢水防護対象設備の設置高さを嵩上げし，評価の各段階における保守性と併せて考慮した上で，溢水防護対象設備の機能喪失高さが，発生した溢水による水位を十分な裕度を持って上回る設計とする。

b． 溢水防護対象設備周囲に浸水防護堰を設置し，溢水防護対象設備が没水しない設計とする。設置する浸水防護堰については，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに，溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。

1.6.5.2 被水の影響に対する設計方針

(1) 被水の影響に対する評価方針

「1.6.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水並びに天井面の開口部若しくは貫通部からの被水の影響を受ける範囲内にある溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には，以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

a． 溢水防護対象設備があらゆる方向からの水の飛まつによっても有害な影響を生じないよう，以下に示すいずれかの保護構造を有していること。

(a) 「ＪＩＳ Ｃ 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有すること。

(b) 実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置がなされていること。

b.　溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており，各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され，同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際，溢水の影響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，その溢水の影響を考慮した上で，安全評価指針に基づき必要な単一故障を考慮し，発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行うこと。

(2) 被水の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがある場合には，以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

a.　溢水防護区画外の溢水に対して，壁，扉，堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止することにより被水の影響が発生しない設計とする。

流入防止対策として設置する壁，扉，堰等は，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

b.　想定破損による溢水に対しては，破損を想定する配管について，補強工事等の実施により発生応力を低減し，溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。

c.　地震起因による溢水に対しては，破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動S_sによる地震力に対

して耐震性を確保する設計とし，溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。

d. 消火水の放水による溢水に対しては，溢水防護対象設備が設置されている溢水防護区画において固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段を採用することにより，被水の影響が発生しない設計とする。

また，水消火を行う場合には，水消火による被水の影響を最小限に止めるため，溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことを消火活動における運用及び留意事項として「火災防護計画」に定める。

② 溢水防護対象設備に対する対策

a. 「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有する機器への取替を行う。

b. 溢水防護対象設備に対し，実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行う。

1.6.5.3 蒸気放出の影響に対する設計方針

(1) 蒸気放出の影響に対する評価方針

「1.6.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源からの漏えい蒸気の直接噴出及び拡散による影響を受ける範囲内にある溢水防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には，以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

a. 溢水防護対象設備が溢水源からの漏えい蒸気を考慮した耐蒸気仕様を有すること。

b. 溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており，各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され，同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際，溢水の影響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，その溢水の影響を考慮した上で，安全評価指針に基づき必要な機器の単一故障を考慮し，発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行うこと。

(2) 蒸気放出の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがある場合には，以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

a. 溢水防護区画外の蒸気放出に対して，壁，扉等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁，扉等は，溢水により発生する蒸気に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

b. 溢水源となる原子炉棟向け所内蒸気系統を，溢水防護区画外で閉止することにより，溢水防護区画内において蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

c.　想定破損による溢水に対しては，破損を想定する配管について，補強工事等の実施により発生応力を低減し，破損形状を特定することにより蒸気放出による影響を軽減する設計とする。

d.　地震起因による溢水に対しては，破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性を確保する設計とし，溢水源から除外することにより蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

e.　蒸気の漏えいを検知し，中央制御室からの遠隔隔離（自動又は手動）を行うための自動検知・遠隔隔離システムを設置し，漏えい蒸気を早期隔離することで蒸気影響を緩和する設計とする。

また，自動検知・遠隔隔離システムだけでは溢水防護対象設備の健全性が確保されない場合には，破損想定箇所に防護カバーを設置することで漏えい蒸気量を抑制して，溢水防護区画内雰囲気温度への影響を軽減する設計とする。

さらに，信頼性向上の観点から，防護カバー近傍には小規模漏えい検知を目的とした特定配置温度検出器を設置し，蒸気の漏えいを早期検知する設計とする。

f. 主蒸気管破断事故時等には，建屋内外の差圧によるブローアウトパネルの開放により，溢水防護区画内において蒸気影響を軽減する設計とする。

蒸気影響評価における想定破損評価条件を第1.6.5.3-1表に示す。

第 1.6.5.3-1表　蒸気影響における配管の想定破損評価条件

系　統		破損想定	隔離
原子炉隔離時冷却系蒸気系，補助蒸気系	一般部（1Bを超える）	貫通クラック	自動/手動
	ターミナルエンド部 一般部（1B以下）	完全全周破断	手動

② 溢水防護対象設備に対する対策

a.　蒸気放出の影響に対して耐性を有しない溢水防護対象設備については，蒸気曝露試験又は机上評価によって蒸気放出の影響に対して耐性を有することが確認された機器への取替を行う。

b.　溢水防護対象設備に対し，実機での蒸気条件を考慮しても安全機能を損なわないことを蒸気曝露試験等により確認したシールやパッキン等による蒸気防護措置を行う。

1.6.5.4 その他の溢水に対する設計方針

地下水の流入，屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水が，溢水防護区画に流入するおそれがある場合には，壁，扉，堰等により溢水防護区画を内包するエリア内及び建屋内への流入を防止する設計とし，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

機器の誤作動や弁グランド部，配管フランジ部からの漏えいに対して，漏えい検知システムや床ドレンファンネルからの排水等により早期に検知し，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

1.6.5.5 使用済燃料プールのスロッシング後の機能維持に関する設計方針

基準地震動Ｓ$_s$による地震力によって生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価し，使用済燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。その際，使用済燃料プールの初期条件は保守的となるように設定する。算出した溢水量からスロッシング後の使用済燃料プールの水位低下を考慮しても，使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能が確保されるため，それらを用いることにより適切な水温（水温65℃以下）及び遮へい水位を維持できる設計とする。

1.6.6 海水ポンプエリアの溢水評価に関する設計方針

海水ポンプエリア内にある防護対象設備が海水ポンプエリア内及びエリア外で発生する溢水の影響を受けて，安全機能を損なわない設計とする。

具体的には，波及的影響防止及び津波の浸水を防止する目的での低耐震設備の耐震補強対策に加え，海水ポンプエリア外で発生する地震に起因する循環水管の伸縮継手の全円周状の破損や屋外タンク破損による溢水が，海水ポンプエリアへ流入しないようにするために，壁，閉止板等による溢水伝播防止対策を図る設計とする。また，循環水管の伸縮継手については，可撓継手への交換を実施し，溢水量を削減する。

海水ポンプエリア内で発生する想定破損による低エネルギー配管の貫通クラックによる溢水，消火水の放水による溢水及び降水による溢水についても，壁，閉止板等による溢水伝播防止対策を図る設計とする。さらに，海水ポンプエリア内の多重性を有する防護対象設備を別区画に設置することにより，没水により同時に機能を損なうことのない設計とする。海水ポンプエリア内の防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。また，防護対象設備の機能喪失高さは，発生した溢水水位に対して裕度を確保する設計とす

る。

1.6.7 溢水防護区画を内包するエリア外及び建屋外からの流入防止に関する設計方針

溢水防護区画を内包するエリア外及び建屋外で発生を想定する溢水が，溢水防護区画に流入するおそれがある場合には，壁，扉，堰等により溢水防護区画を内包するエリア内及び建屋内への流入を防止する設計とし，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また，地下水に対しては，地震時の排水ポンプの停止により建屋周囲の水位が周辺の地下水位まで上昇することを想定し，建屋外周部における壁，扉，堰等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とし，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

1.6.8 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

管理区域内で発生した溢水の管理区域外への伝播経路となる箇所については，壁，扉，堰等による漏えい防止対策を行うことにより，機器の破損等により生じた放射性物質を内包する液体が管理区域外に漏えいすることを防止する設計とする。

1.6.9 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

溢水の影響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，その溢水の影響を考慮した上で，「安全評価指針」に基づき必要な単一故障を考慮し，発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い，炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とし，これらの機能を維持するために必要な設

備（溢水防護対象設備）が，没水，被水及び蒸気の影響を受けて，その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。

1.6.10 手順等

溢水評価に関して，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

(1) 配管の想定破損評価において，応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は，評価結果に影響するような減肉がないことを継続的な肉厚管理で確認する。

(2) 配管の想定破損による溢水が発生する場合及び基準地震動S_sによる地震力により耐震Ｂ，Ｃクラスの機器が破損し溢水が発生する場合においては，隔離手順を定める。

(3) 運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さい）により低エネルギー配管としている設備については，運転時間管理を行う。

(4) 内部溢水評価で用いる屋外タンクの水量を管理する。

(5) 溢水防護区画において，各種対策設備の追加，資機材の持込み等により評価条件としている床面積に見直しがある場合は，予め定めた手順により溢水評価への影響確認を行う。

(6) 排水を期待する箇所からの排水を阻害する要因に対し，それを防止するための運用を実施する。

(7) スロッシング対応として，施設定期検査前にプール廻り堰の切欠きに閉塞等のないことの確認及び異物混入防止対策を実施する。

(8) 施設定期検査中のスロッシング対策として，溢水拡大防止堰の上に止水板を設置し，かつ，原子炉棟６階西側床ドレンファンネルを閉止する運

用※とする。

(9) 施設定期検査作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等，影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても，その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれない運用とする。

(10) 水密扉については，開放後の確実な閉止操作，閉止状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順等を定める。

(11) 溢水発生後の滞留区画等での排水作業手順を定める。

(12) 溢水防護対象設備に対する消火水の影響を最小限に止めるため，消火活動における運用及び留意事項と，それらに関する教育について「火災防護計画」に定める。

(13) 使用済燃料プール冷却浄化系や原子炉補機冷却系が機能喪失した場合における，残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却手順を定める。

※ 運用を行う詳細な期間及び作業の内容は以下とする。

プラント停止直後より格納容器上蓋開放までに止水板及びファンネル閉止装置の取付けを行い，原子炉復旧のための原子炉ウェル及びＤＳＰの水抜き終了後，格納容器上蓋復旧時に，取外しを行う。

(3)　適合性の説明

第九条　溢水による損傷の防止等

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ない。 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ない。

適合のための設計方針

第１項について

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設計とする。

そのために，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，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設計とする。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設計とする。さらに使用済燃料プールにおいては，使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。

なお，発電用原子炉施設内における溢水として，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。），消火系統等の作動又は使用済燃料プール等のスロッシングにより発生した溢水を考慮する。

第２項について

設計基準対象施設は，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する。

10．その他発電用原子炉の附属施設

10.6.2 内部溢水に対する防護設備

10.6.2.1　概要

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，施設内に設ける壁，扉，堰等の浸水防護設備により，溢水防護対象設備が，その安全機能を損なわない設計とする。

10.6.2.2　設計方針

浸水防護設備は，以下の方針で設計する。

(1) 浸水防止堰は，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。また，浸水防止堰の高さは，溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。

(2) 水密扉は，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

(3) 防護壁は，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

(4) (1)～(3)以外の浸水防護設備についても，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重

や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

10.6.2.3　試験検査

浸水防護設備は，健全性及び性能を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に，定期的に試験又は検査を実施する。

別添資料１

東海第二発電所

内部溢水の影響評価について

目　　次

1.　概要 ····· 9条-別添1-1

1.1　溢水防護に関する基本方針 ····· 9条-別添1-1

1.2　東海第二発電所の内部溢水影響評価に係る特徴について 9条-別添1-5

1.3　溢水影響評価フロー ····· 9条-別添1-6

2.　溢水防護対象設備の設定 ····· 9条-別添1-7

2.1　設置許可基準規則 第九条及び第十二条並びに溢水評価ガイドの
要求事項について ····· 9条-別添1-7

2.2　防護対象設備の抽出 ····· 9条-別添1-28

2.3　防護対象設備の機能喪失の判定 ····· 9条-別添1-35

2.4　防護対象設備を防護するための設計方針 ····· 9条-別添1-36

3.　溢水源の想定 ····· 9条-別添1-41

3.1　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 ····· 9条-別添1-41

3.2　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 ····· 9条-別添1-48

3.3　地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 ····· 9条-別添1-48

3.4　その他の溢水 ····· 9条-別添1-50

4.　溢水防護区画及び溢水経路の設定 ····· 9条-別添1-60

4.1　溢水防護区画の設定 ····· 9条-別添1-60

4.2　溢水経路の設定 ····· 9条-別添1-60

5.　建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針 ····· 9条-別添1-100

5.1　没水の影響に対する評価及び防護設計方針 ····· 9条-別添1-100

5.2　被水の影響に対する評価及び防護設計方針 ····· 9条-別添1-105

5.3　蒸気の影響に対する評価及び防護設計方針‥‥‥‥‥ 9条-別添1-108
6.　想定破損評価に用いる各項目の算出及び影響評価‥‥‥ 9条-別添1-112
6.1　溢水量の算定‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-113
6.2　想定破損による没水影響評価‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-126
6.3　想定破損による被水影響評価‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-170
6.4　想定破損による蒸気影響評価‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-172
6.5　想定破損による影響評価結果‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-175
7.　消火水評価に用いる各項目の算出及び影響評価‥‥‥‥ 9条-別添1-177
7.1　溢水量の算定‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-177
7.2　消火水による没水影響評価‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-178
7.3　消火水による被水影響評価‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-179
7.4　消火水による影響評価結果‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-179
8.　地震時評価に用いる各項目の算出及び影響評価‥‥‥‥ 9条-別添1-181
8.1　地震に起因する溢水源‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-181
8.2　地震により破損して溢水源となる対象設備‥‥‥‥‥ 9条-別添1-181
8.3　耐震Ｂ，Ｃクラス機器の耐震性評価‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-182
8.4　使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水量‥‥‥ 9条-別添1-191
8.5　溢水量の算定‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-192
8.6　地震時の没水影響評価‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-197
8.7　地震時の被水影響評価‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-241
8.8　地震時の蒸気影響評価‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-241
8.9　地震時の影響評価結果‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-241
8.10 没水対策‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-243
9.　使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水影響評価
について‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 9条-別添1-245

9.1　使用済燃料プール溢水量の評価方法…… 9条-別添1-245
9.2　使用済燃料プール溢水量の評価結果…… 9条-別添1-249
9.3　使用済燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能維持の確認 9条-別添1-249
10.　海水ポンプエリアの溢水影響評価…… 9条-別添1-251
10.1　想定破損による溢水影響評価…… 9条-別添1-252
10.2　消火活動による放水における溢水影響評価…… 9条-別添1-253
10.3　地震起因による溢水影響評価（伸縮継手の破損考慮）9条-別添1-253
10.4　海水ポンプエリアの溢水影響評価結果…… 9条-別添1-256
11.　タービン建屋における溢水影響評価…… 9条-別添1-257
11.1　評価条件等…… 9条-別添1-257
11.2　循環水ポンプ停止及び復水器出入口弁閉止インターロックについて…… 9条-別添1-257
11.3　溢水量…… 9条-別添1-262
11.4　溢水影響評価結果…… 9条-別添1-265
12.　防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水影響評価…… 9条-別添1-268
12.1　建屋外からの溢水影響評価…… 9条-別添1-268
12.2　屋外タンクの溢水による影響評価…… 9条-別添1-268
12.3　廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋からの溢水影響評価9条-別添1-277
12.4　その他の地震起因による敷地内溢水影響評価…… 9条-別添1-279
12.5　地下水による影響評価…… 9条-別添1-282
13. 放射性物質を内包する液体の漏えいの防止…… 9条-別添1-285

添付資料

1.　機能喪失判定の考え方と選定された防護対象設備について

1.1　防護対象設備の機能喪失判定

1.2　抽出された防護対象設備

1.3　溢水評価の対象外とする防護対象設備の考え方について

2.　溢水源の分類及び運用について

2.1　高エネルギー配管のうち低エネルギー配管に分類できる系統について

2.2　原子炉建屋内における所内蒸気系の破損評価について

3.　溢水源となる機器のリスト

4.　溢水影響評価において期待する設備について

4.1　伝播経路に対する溢水防護の概要

4.2　溢水防護対策

4.3　貫通部シール材等の止水性能及び耐震性について

5　想定破損による評価結果について

5.1　想定破損による没水影響評価結果まとめ

5.2　想定破損による被水影響評価結果まとめ

6　消火活動による溢水影響評価について

6.1　消火活動に伴う溢水の有無について

6.2　消火水による没水影響評価結果まとめ

6.3　消火活動における放水量に関する運用管理について

7.　耐震Ｂ，Ｃクラス機器の評価について

7.1　耐震Ｂ，Ｃクラス配管の耐震性評価について

7.2　耐震Ｂ，Ｃクラス配管支持構造物の耐震性評価について

7.3　耐震Ｂ，Ｃクラス配管及び配管支持構造物の耐震性評価結果について

7.4　耐震Ｂ，Ｃクラス機器の耐震性評価結果について

8.　配管の破損位置及び破損形状の評価について

8.1　応力に基づく評価

8.2　高エネルギー配管の評価

8.3　低エネルギー配管の評価

8.4　重大事故等対処設備を含めた溢水対応方針

8.5　応力に基づく評価結果

9.　減肉等による評価について

9.1　配管の減肉管理方針について

9.2　検討対象系統の抽出

9.3　検討対象系統の肉厚測定管理について

9.4　強度評価を行った配管の肉厚測定について

10.　鉄筋コンクリート壁の水密性について

10.1　各建屋の応答解析結果

10.2　タービン建屋の水密性の考慮について

10.3　検討方法

10.4　検討結果

10.5　通常時及び地震後の建屋の保守管理について

11.　東海第二発電所における「重要度分類審査指針」に基づく
防護対象設備の抽出（内部溢水と火災における防護対象の比較）

参考１　新規制基準への適合状況

参考２　原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドへの適合状況

補足説明資料-1　設置許可基準規則第十二条の要求について

補足説明資料-2　内部溢水影響評価における判定表

補足説明資料-3　内部溢水により想定される事象の確認結果

補足説明資料-4　自然現象による溢水影響の考慮について

補足説明資料-5　耐震Ｂ，Ｃクラス機器の保有量算出要領

補足説明資料-6　系統溢水量の算出要領

補足説明資料-7　原子炉格納容器内設備（耐環境仕様）を溢水影響評価において対象外とする考え方について

補足説明資料-8　滞留面積の算出について

補足説明資料-9　消火活動における放水時間設定の考え方について

補足説明資料-10　流下開口を考慮した没水高さについて

補足説明資料-11　原子炉建屋原子炉棟内防護対象設備の蒸気影響について

補足説明資料-12　被水影響評価における防滴仕様の扱いと評価結果について

補足説明資料-13　溢水影響評価における床勾配の考え方と評価の保守性について

補足説明資料-14　貫通部の止水対策について

補足説明資料-15　貫通部シール材等の止水性能及び耐震性について

補足説明資料-16　汎用熱流体解析コードSTAR-CDについて

補足説明資料-17　内部溢水影響評価における確認内容について

補足説明資料-18　内部溢水影響評価に用いる各項目の保守性と有効数字の処理について

補足説明資料-19　循環水管伸縮継手の破損対応について

補足説明資料-20　屋外タンク等の溢水による影響評価

補足説明資料-21　現場操作が必要な設備のアクセス性について

補足説明資料-22　使用済燃料プール水のダクト流入防止対策について

補足説明資料-23　過去の不具合事例への対応について

補足説明資料-24　内部溢水で考慮すべき最近のトラブル反映事例

補足説明資料-25　その他の漏えい事象に対する確認について

補足説明資料-26　現場操作の実施可能性について

補足説明資料-27　ほう酸水漏えい等による影響について

補足説明資料-28　溢水発生時における安全の考慮について

補足説明資料-29　現場へのアクセス時における評価

補足説明資料-30　施設定期検査中における溢水影響について

補足説明資料-31　溢水影響評価における耐震クラスの確認方法について

補足説明資料-32　流出係数の根拠について

補足説明資料-33　油が溢水した場合の影響について

補足説明資料-34　常設物品等の現場調査結果について

補足説明資料-35　静的機器の機能喪失高さの確認について

補足説明資料-36　海水ポンプ室の防護について

補足説明資料-37　原子炉建屋地下部外壁の止水対策について

補足説明資料-38　建屋内壁貫通部について

補足説明資料-39　床貫通部について

補足説明資料-40　ファンネル部について

補足説明資料-41　重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の
基本方針について

補足説明資料-42　溢水影響評価上の防護対象設備の配置について

補足説明資料-43　原子炉建屋内の漏えい検知器設置箇所について

補足説明資料-44　ケーブルの被水影響評価について

補足説明資料-45　火災区域設置を反映した蒸気影響評価について

補足説明資料-46　床ドレンファンネル排水における漏えい系統の検知時間
及び溢水量評価について

補足説明資料-47　原子炉棟６階スロッシング水の伝播評価について

補足説明資料-48　設備対策の考え方について

補足説明資料-49　破損配管からの蒸気噴流の影響について

補足説明資料-50　原子炉棟床ドレンファンネルによる排水の考慮について

補足説明資料-51　原子炉棟最終滞留区画における溢水発生後の復旧について

補足説明資料-52　重大事故等対処設備の追設を考慮した
溢水影響評価について

補足説明資料-53　応力評価に基づくサポート等改造対策の概要について

1.　概要

東海第二発電所については，発電所建設の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，独立した区画への分散配置や堰の設置，基礎高さ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な設計としている。

本資料は，「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（以下「設置許可基準規則」という。）第九条（溢水による損傷の防止等）」の要求事項を踏まえ，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設計となっていることを確認するものである。

1.1　溢水防護に関する基本方針

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設計とする。具体的には，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，使用済燃料プール等のスロッシングその他の事象及び自然現象やその波及的影響等により発生する溢水に対して，原子炉を高温停止し，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設計とする。また，原子炉が停止状態にある場合は引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに，使用済燃料プールの冷却及び給水機能を維持できる設計とする。

ここで，これらの機能を維持するために必要な設備を，以下「防護対象設備」という。

設置許可基準規則第九条及び第十二条並びに「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（平成 26 年 8 月 6 日原規技発第 1408064 号原子力規制委員会決定）」（以下「溢水評価ガイド」という。）の要求事項を踏まえ，以下の

設備を防護対象設備として選定する。

・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

・燃料プール冷却及び燃料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

発電用原子炉施設内における溢水として，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，使用済燃料プール等のスロッシングその他の事象により発生した溢水を考慮し，防護対象設備が没水，被水及び蒸気の影響を受けて，その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。

自然現象により発生する溢水及びその波及的影響により発生する溢水に関しては，防護対象設備の配置を踏まえて，最も厳しい条件となる影響を考慮し，防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

○　自然現象による溢水影響の考慮

地震及び津波以外にも，洪水，竜巻，風（台風），降水，高潮といった自然現象により，防護対象設備が機能喪失することはなく，溢水評価に影響ないことを以下のとおり確認している。

現象	理由
地震	・地震起因により屋外タンクが破損することにより発生する溢水を想定しても，防護対象設備設置建屋及び海水ポンプエリアの防護対象設備が機能喪失しないことを確認。
津波	・地震起因による破損及び津波により発生する溢水を想定しても，防護対象設備設置建屋及び海水ポンプエリアの防護対象設備が機能喪失しないことを確認。
洪水	・敷地の地形及び表流水の状況から判断して，洪水による影響はないことを確認。
竜巻	・設計竜巻による最大風速 100m/s の風荷重及び飛来物によって，タンク損傷の可能性があるが，タンク破損による溢水水位が，地震時に発生を想定する溢水水位に包含され，防護対象設備設置建屋及び海水ポンプエリアの防護対象設備が機能喪失しないことを確認。
風 （台風）	・敷地付近で観測された最大瞬間風速は 44.2m/s であり，最大風速 100m／s の竜巻の影響に包絡されることを確認。
降水	・敷地付近における 10 年確率で想定される雨量強度による浸水に対し，構内排水路で集水し海域へ排水される設計であることから，影響は地震時に想定する溢水に包含されることを確認。
高潮	・最高潮位は基準津波高さ以下であり，津波時評価に包含されれることを確認。

また，放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管が破損することにより，当該容器又は配管から放射性物質を含む液体の漏えいを想定する場合には，溢水が管理区域外へ漏えいしないよう，建屋内の壁，扉，堰等により伝播経路を制限する設計とする。

溢水防護を考慮した設計にあたり，具体的な設計方針を以下のとおりとする。また，この基本方針を第 1.1-1 図に示す。

(1) 原子炉施設内で溢水が生じた場合においても，原子炉を高温停止し，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に必要となる設備，原子炉が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

に必要となる設備，使用済燃料プールの冷却及び給水機能を維持するための設備について，以下の設計上の配慮を行う。

ａ．内部溢水の発生を防止するため，原子炉施設内の系統及び機器は，その内部流体の種類や温度，圧力等に従い，適切な構造，強度を有するよう設計する。

ｂ．内部溢水発生時の早期検知，溢水発生確認後の適切な隔離措置等が可能な設計とする。

ｃ．防護対象設備の設置されている建屋内及び建屋外で発生する溢水に対して，溢水の伝播を考慮し，溢水の拡大防止，他設備や区画等への影響防止を考慮して原子炉施設内の機器の適切な構造，強度及び止水性能を有するよう設計する。

止水処置の選定においては，シール材の選定等における火災防護上の対策も考慮し，可能な限り火災荷重への影響を低減することを考慮する。

ｄ．原子炉施設内での溢水事象（地震起因を含む）を想定し，原子炉施設内での溢水の伝播経路及び滞留を考慮して，機器の多重性，多様性，各系統相互の隔離距離の確保，障壁等の設置により，同時に複数区分の安全機能が損なわれない設計とする。さらに，溢水の影響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，その溢水の影響を考慮した上で，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）に基づき発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い，当該事象を収束できる設計とする。

なお，安全解析にあたっては，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故を収束させるために必要な設備の単一故障を考慮する。

(2)　原子炉施設内で溢水が発生した場合において，放射性物質によって汚染された液体が管理区域内に留まるよう，以下の設計上の配慮を行う。

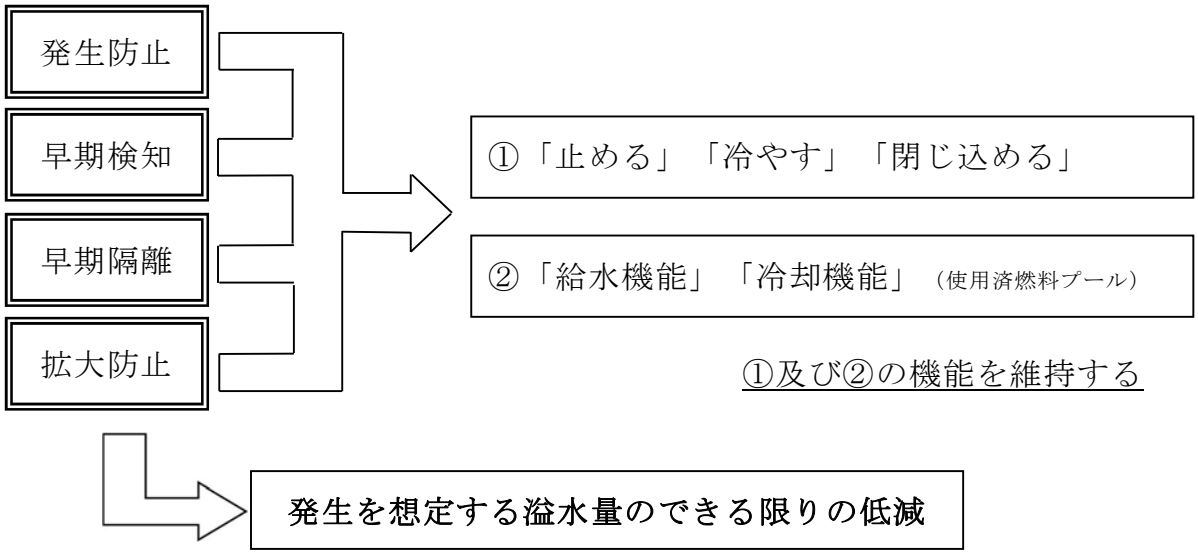
ａ．高放射性液体を扱う大容量ポンプの設置区域や，廃液処理設備の設置区域に対して，放射性液体の他区画への流出，拡大を防止する設計とする。

ｂ．原子炉施設内での溢水事象（地震起因を含む）を想定し，管理区域との境界の障壁等により，管理区域外への漏えいを防止する措置を講じる。

1.2　東海第二発電所の内部溢水影響評価に係る特徴について

評価の具体的な内容に入る前に，東海第二発電所の内部溢水評価に係る特徴について以下に示す。

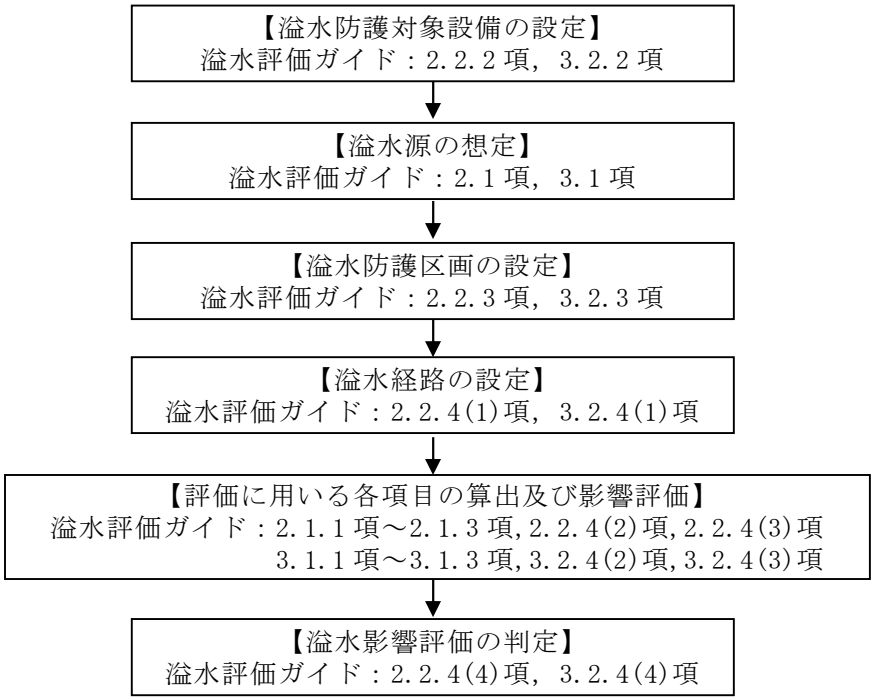
(1)　基準津波が原子炉建屋及びタービン建屋の設置高さより高いことから，防護建屋や区画に対する津波浸水防止の対応を充実させる。具体的には，各防護区画における建屋外壁等の貫通部に止水措置を行い，区画の水密化を実施している。合わせて，津波の区画内への浸水を防止する措置を実施する。



第 1.1-1 図　溢水防護に関する基本方針

1.3　溢水影響評価フロー

以下の第 1.2-1 図のフローにて溢水影響評価を行う。



第 1.2-1 図　溢水影響評価フロー

2.　溢水防護対象設備の設定

溢水から防護すべき溢水防護対象設備は，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，使用済燃料プールの冷却及び給水の機能を適切に維持するために必要な設備とする。

2.1　設置許可基準規則 第九条及び第十二条並びに溢水評価ガイドの要求事項について

設置許可基準規則第九条及び第十二条並びに溢水評価ガイドの要求事項を踏まえ，防護対象設備を選定する。

(1)　設置許可基準第九条及びその解釈は，安全施設が内部溢水で機能喪失しないことを求めている。さらに，使用済燃料プールにおいては，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求めている。

設置許可基準規則 第九条	設置許可基準規則の解釈
（溢水による損傷の防止等） 第九条　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ない。	第９条（溢水による損傷の防止等） 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。

(2)　さらに，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いる。また，第十二条の解釈に示されている安全機能に対応する系統・機器を第 2.1-1 表に示す。

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。
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。

第 2.1-1 表　第十二条の解釈に記載する安全機能と系統・機器（1／2）

機能	系統・機器	重要度分類
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系	MS-1
未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	MS-1
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)	MS-1
注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	MS-1
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)	MS-1
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 高圧炉心スプレイ系 自動減圧系	MS-1
原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水モード） 高圧炉心スプレイ系	MS-1
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	MS-1
格納容器の冷却機能	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系)	MS-1
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	MS-1
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	非常用所内電源系（交流）	MS-1
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	非常用所内電源系（直流）	MS-1
非常用の交流電源機能	非常用所内電源系（非常用ディーゼル発電機含む)	MS-1
非常用の直流電源機能	直流電源系	MS-1
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備	MS-1
補機冷却機能	残留熱除去系海水系，非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	MS-1
冷却用海水供給機能		MS-1
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系	MS-1

第 2.1-1 表　第十二条の解釈に記載する安全機能と系統・機器（2／2）

機能	系統・機器	重要度分類
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁 自動減圧機能及び主蒸気隔離弁のアキュムレータ	MS-1
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	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	MS-1
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	原子炉保護系（スクラム機能）	MS-1
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	工学的安全施設作動系 ・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路	MS-1
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	計測制御装置 ・中性子束（起動領域計装）	MS-2
事故時の炉心冷却状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉圧力及び原子炉水位 原子炉格納容器圧力	MS-2
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率及び サプレッション・プール水温度	MS-2
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	計測制御装置 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉格納容器圧力 サプレッション・プール水温度 原子炉格納容器水素濃度及び原子炉格納容器酸素濃度	MS-2
	主排気筒放射線モニタ 気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ	MS-3

(3)　使用済燃料プールのプール冷却機能及びプールへの給水機能を維持するための機能・系統について第 2.1-2 表に示す。

第 2.1-2 表　燃料プール冷却及びプールへの給水機能を有する系統・機器

その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能	系統・機器	重要度分類
燃料プール冷却機能	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	PS-3
燃料プールへの給水機能	残留熱除去系	MS-2

なお，安全機能を有する構築物，系統及び機器（以下，「安全施設」という。）の全体像は，「重要度分類審査指針」における分類で PS-1,2,3，MS-1,2,3 に該当する構築物，系統及び機器であり，これら安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統の関連性について第 2.1-3 表に示す。

第2.1-3 表　重要度の特に高い安全機能を有する系統　抽出表

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＰＳ－１	その損傷又は故障により発生する事象によって， (a)炉心の著しい損傷，又は (b)燃料の大量の破損 を引き起こすおそれのある構築物，系統及び機器	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く。）	原子炉圧力容器		（対象外）
				原子炉再循環ポンプ		
				配管，弁		
				隔離弁		【No.22】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
				制御棒駆動機構ハウジング		（対象外）
				中性子束計装管ハウジング		
		2)過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング	制御棒カップリング		
				制御棒駆動機構カップリング		
		3)炉心形状の維持機能	炉心支持構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート，上部格子板，炉心支持板，制御棒案内管），燃料集合体（ただし，燃料を除く。）	炉心シュラウド		
				シュラウドサポート		
				上部格子板		
				炉心支持板		
				燃料支持金具		
				制御棒案内管		
				制御棒駆動機構ハウジング		
				燃料集合体（上部タイプレート）		
				燃料集合体（下部タイプレート）		
				燃料集合体（スペーサ）		
				燃料集合体	チャンネルボックス	
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	1)原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系（制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能））	制御棒		【No.1】原子炉の緊急停止機能
				制御棒案内管		
				制御棒駆動機構		
				原子炉停止系の制御棒による系	水圧制御ユニット（スクラムパイロット弁，スクラム弁，アキュムレータ，窒素容器，配管，弁）	

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	2)未臨界維持機能	原子炉停止系（制御棒による系，ほう酸水注入系）	制御棒		【No.2】未臨界維持機能
				制御棒カップリング		
				制御棒駆動機構カップリング		
				原子炉停止系の制御棒による系	制御棒駆動機構	
					制御棒駆動機構ハウジング	
				ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ，注入弁，タンク出口弁，ほう酸水貯蔵タンク，ポンプ吸込配管及び弁，注入配管及び弁）		
		3)原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	逃がし安全弁（安全弁開機能）		【No.3】原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
		4)原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，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））	残留熱除去系（ポンプ，熱交換器，原子炉停止時冷却モードのルートとなる配管及び弁）		【No.4】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	熱交換器バイパス配管及び弁	
				原子炉隔離時冷却系（ポンプ，サプレッション・プール，タービン，サプレッション・プールから注水先までの配管，弁）		【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 【No.5】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	タービンへの蒸気供給配管，弁	
					ポンプミニマムフローライン配管，弁	
					サプレッション・プールストレーナ	
					潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管	
				高圧炉心スプレイ系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッダ）		

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，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））	高圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 【No.5】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
					サプレッション・プールストレーナ	
				逃がし安全弁（手動逃がし機能）		【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 【No.6】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）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	【No.21】圧縮空気供給機能
				自動減圧系（手動逃がし機能）		【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 【No.6】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
				自動減圧系（手動逃がし機能）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	【No.21】圧縮空気供給機能

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	5)炉心冷却機能	非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，高圧炉心スプレイ系，自動減圧系）	低圧炉心スプレイ系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッダ）		【No.7】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 【No.8】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
				低圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	
					サプレッション・プールストレーナ	
				残留熱除去系（低圧注水モード）（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールから注水先までの配管，弁（熱交換器バイパスライン含む），注水ヘッダ）		
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	
					サプレッション・プールストレーナ	
				高圧炉心スプレイ系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッダ）		
				高圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	
					サプレッション・プールストレーナ	

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	5)炉心冷却機能	非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，高圧炉心スプレイ系，自動減圧系）	自動減圧系（逃がし安全弁）		【No.7】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 【No.9】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（逃がし安全弁）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	【No.21】圧縮空気供給機能
		6)放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器，原子炉格納容器隔離弁，原子炉格納容器スプレイ冷却系，原子炉建屋，非常用ガス処理系，非常用再循環ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系	格納容器（格納容器本体，貫通部，所員用エアロック，機器搬入ハッチ）		（対象外）
				格納容器	ダイヤフラムフロア	
					ベント管	
					スプレイ管	
					ベント管付き真空破壊弁	
					原子炉建屋外側ブローアウトパネル	
					逃がし安全弁排気管のクエンチャ	
				原子炉建屋原子炉棟（ブローアウトパネル付き）		
				原子炉建屋	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁	（対象外）
				格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管		【No.23】原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能
				原子炉格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管	主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから主蒸気隔離弁までの配管，弁）	【No.21】圧縮空気供給機能

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	6)放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器，原子炉格納容器隔離弁，原子炉格納容器スプレイ冷却系，原子炉建屋，非常用ガス処理系，非常用再循環ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系	主蒸気流量制限器		（対象外）
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）（ポンプ，熱交換器，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先（ドライウェル及びサプレッション・プール気相部）までの配管，弁，スプレイヘッダ（ドライウェル及びサプレッション・プール））		【No.11】格納容器の冷却機能
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローラインの配管，弁	
					サプレッション・プールストレーナ	
				原子炉建屋ガス処理系（乾燥装置，排風機，フィルタ装置，原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管，弁）		【No.10】格納容器又は放射性物質が格納容器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
				原子炉建屋ガス処理系	乾燥装置（乾燥機能部分）	
				可燃性ガス濃度制御系（再結合装置，格納容器から再結合装置までの配管，弁，再結合装置から格納容器までの配管，弁）		【No.12】格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能
				可燃性ガス濃度制御系	残留熱除去系（再結合装置への冷却水供給を司る部分）	
				排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能）		（対象外）
				遮蔽設備（原子炉遮蔽壁，一次遮蔽壁，二次遮蔽壁）		
	2)安全上必須なその他の構築物，系統及び機器	1)工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系	原子炉緊急停止の安全保護回路		【No.24】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

重要度分類指針				東海第二発電所	
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
				・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路	【No.25】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
ＭＳ－１	2)安全上必須なその他の構築物，系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系，制御室及びその遮蔽・非常用換気空調系，非常用補機冷却水系，直流電源系（いずれも，ＭＳ－１関連のもの）	非常用所内電源系（ディーゼル機関，発電機，発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路）	【No.13】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 【No.15】非常用の交流電源機能
				非常用所内電源系：燃料系	
				非常用所内電源系：始動用空気系（機関～空気だめ）	
				非常用所内電源系：吸気系	
				非常用所内電源系：冷却水系	
				中央制御室及び中央制御室遮蔽	（対象外）
				中央制御室換気空調系（放射線防護機能及び有毒ガス防護機能）（非常用再循環送風機，非常用再循環フィルタ装置，空調ユニット，送風機，排風機，ダクト及びダンパ）	【No.20】原子炉制御室非常用換気空調機能
				残留熱除去系海水系（ポンプ，熱交換器，配管，弁，ストレーナ（ＭＳ－１関連））	※ 【No.18】補機冷却機能 【No.19】冷却用海水供給機能
				ディーゼル発電機海水系（ポンプ，配管，弁，ストレーナ）	
				直流電源系（蓄電池，蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路（ＭＳ－１関連））	【No.14】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 【No.16】非常用の直流電源機能
				計装制御電源系（ＭＳ－１関連）	【No.17】非常用の計測制御用電源機能

※直接海水冷却のため，海水系が補機冷却の機能を有する。

重要度分類指針				東海第二発電所	
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＰＳ－２	1)その損傷又は故障により発生する事象によって，炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが，敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物，系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能（ただし，原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。）	主蒸気系，原子炉冷却材浄化系（いずれも，格納容器隔離弁の外側のみ）	原子炉冷却材浄化系（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分）	（対象外）
				主蒸気系	
				原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで）	
		2)原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって，放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設（放射能インベントリの大きいもの），使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む。）	放射性気体廃棄物処理系（活性炭式希ガスホールドアップ装置）	
				使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む）	
				新燃料貯蔵庫（臨界を防止する機能）（新燃料貯蔵ラック）	
				使用済燃料乾式貯蔵容器	
		3)燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料交換機	
				原子炉建屋クレーン	
				使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン	
				燃料取扱設備　原子炉ウェル	
	2)通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって，その故障により，炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物，系統及び機器	1)安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）	逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）	

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＭＳ－２	1)ＰＳ－２の構築物，系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物，系統及び機器	1)燃料プール水の補給機能	非常用補給水系	残留熱除去系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールから燃料プールまでの配管，弁）		（対象外）
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローラインの配管，弁	
					サプレッション・プールストレーナ	
		2)放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁，排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能以外）	放射性気体廃棄物処理系（オフガス系）隔離弁		
				排気筒		
				燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁		
			燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	原子炉建屋原子炉棟		
				原子炉建屋	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁	
				原子炉建屋ガス処理系		
				原子炉建屋ガス処理系	乾燥装置	
					排気筒	
	2)異常状態への対応上特に重要な構築物，系統及び機器	1)事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	・中性子束（起動領域計装） ・原子炉スクラム用電磁接触器の状態 ・制御棒位置		【No.26】事故時の原子炉の停止状態の把握機能
				・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・原子炉圧力		【No.27】事故時の炉心冷却状態の把握機能
				・原子炉格納容器圧力 ・サプレッション・プール水温度 ・原子炉格納容器エリア放射線量率（高レンジ）		【No.28】事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能

重要度分類指針				東海第二発電所	
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＭＳ－２	2)異常状態への対応上特に重要な構築物，系統及び機器	1)事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	［低温停止への移行］ ・原子炉圧力 ・原子炉水位（広帯域） ［ドライウェルスプレイ］ ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・原子炉格納容器圧力 ［サプレッション・プール冷却］ ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・サプレッション・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	【No.29】事故時のプラント操作のための情報の把握機能
		2)異常状態の緩和機能	ＢＷＲには対象機能なし	（対象外）	（対象外）
		3)制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）	制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）の操作回路	
ＰＳ－３	1)異常状態の起因事象となるものであって，ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物，系統及び機器	1)原子炉冷却材保持機能（ＰＳ－１，ＰＳ－２以外のもの）	計装配管，試料採取管	計装配管，弁	
				試料採取管，弁	
				ドレン配管，弁	
				ベント配管，弁	
		2)原子炉冷却材の循環機能	原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ，配管，弁，ライザー管（炉内），ジェットポンプ	
		3)放射性物質の貯蔵機能	サプレッションプール水排水系，復水貯蔵タンク，放射性廃棄物処理施設（放射性インベントリの小さいもの）	復水貯蔵タンク	
				液体廃棄物処理系（低電導度廃液収集槽，高電導度廃液収集槽）	
				固体廃棄物処理系（ＣＵＷ粉末樹脂沈降分離槽，使用済樹脂槽，濃縮廃液タンク，固体廃棄物貯蔵庫（ドラム缶））	

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＰＳ－３	1)異常状態の起因事象となるものであって，ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物，系統及び機器	3)放射性物質の貯蔵機能	サプレッション・プール水排水系，復水貯蔵タンク，放射性廃棄物処理施設（放射性インベントリの小さいもの)	新燃料貯蔵庫	新燃料貯蔵ラック	（対象外）
				給水加熱器保管庫		
				セメント混練固化装置及び雑固体減容処理設備（液体及び固体の放射性廃棄物処理系）		
		4)電源供給機能（非常用を除く。）	タービン，発電機及びその励磁装置，復水系（復水器を含む。），給水系，循環水系，送電線，変圧器，開閉所	発電機及びその励磁装置（発電機，励磁機）		
				発電機及び励磁装置	固定子冷却装置	
					発電機水素ガス冷却装置	
					軸密封油装置	
					励磁電源系	
				蒸気タービン（主タービン，主要弁，配管）		
				蒸気タービン	主蒸気系（主蒸気／駆動源）	
					タービン制御系	
					タービン潤滑油系	
				復水系（復水器を含む）（復水器，復水ポンプ，配管／弁）		
				復水系（復水器含む）	復水器空気抽出系（蒸気式空気抽出系，配管／弁）	
				給水系（電動駆動給水ポンプ，タービン駆動給水ポンプ，給水加熱器，配管／弁）		
				給水系	駆動用蒸気	
				循環水系（循環水ポンプ，配管／弁）		
				循環水系	取水設備（屋外トレンチを含む）	
				常用所内電源系（発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路（ＭＳ－１関連以外））		
				直流電源系（蓄電池，蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路（ＭＳ－１関連以外））		
				計測制御電源系（電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路（ＭＳ－１関連以外））		

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＰＳ－３	1)異常状態の起因事象となるものであって，ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物，系統及び機器	4)電源供給機能（非常用を除く。）	タービン，発電機及びその励磁装置，復水系（復水器を含む。），給水系，循環水系，送電線，変圧器，開閉所	送電線		（対象外）
				変圧器（所内変圧器，起動変圧器，予備変圧器，電路）		
				変圧器	油劣化防止装置	
					冷却装置	
				開閉所（母線，遮断機，断路器，電路）		
		5)プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。）	原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む。），原子炉核計装，原子炉プラントプロセス計装	・原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む） ・原子炉核計装 ・原子炉プラントプロセス計装		
		6)プラント運転補助機能	所内ボイラ，計装用圧縮空気系	補助ボイラ設備（補助ボイラ，給水タンク，給水ポンプ，配管／弁）		
				補助ボイラ設備	電気設備（変圧器）	
				所内蒸気系及び戻り系（ポンプ，配管／弁）		
				計装用圧縮空気設備（空気圧縮機，中間冷却器，配管，弁）		
				計装用圧縮空気設備	後部冷却器	
					気水分離器	
					空気貯槽	
				原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却ポンプ，熱交換器，配管／弁）		
				タービン補機冷却水系（タービン補機冷却ポンプ，熱交換器，配管／弁）		
				タービン補機冷却水系	サージタンク	
				タービン補機冷却海水系（補機冷却海水ポンプ，配管／弁，ストレーナ）		
				復水補給水系（復水移送ポンプ，配管／弁）		
				復水補給水系	復水貯蔵タンク	

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＰＳ－３	2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物，系統及び機器	1)核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管		（対象外）
				上／下部端栓		
				タイロッド		
		2)原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系，復水浄化系	原子炉冷却材浄化系（再生熱交換器，非再生熱交換器，ＣＵＷポンプ，ろ過脱塩装置，配管，弁）		
				復水浄化系（復水ろ過装置，復水脱塩装置，配管，弁）		
ＭＳ－３	1)運転時の異常な過渡変化があっても，ＭＳ－１，ＭＳ－２とあいまって，事象を緩和する構築物，系統及び機器	1)原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁（逃がし弁機能），タービンバイパス弁	逃がし安全弁（逃がし弁機能）		（対象外）
				逃がし安全弁（逃がし弁機能）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	
				逃がし安全弁（逃がし弁機能）	駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	
				タービンバイパス弁		
				タービンバイパス弁	原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管	
				タービンバイパス弁	駆動用油圧源（アキュムレータ，アキュムレータからタービンバイパス弁までの配管，弁）	
		2)出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系（再循環ポンプトリップ機能，制御棒引抜監視装置）	・原子炉再循環制御系 ・制御棒引き抜き阻止回路 ・選択制御棒挿入回路		
		3)原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系	制御棒駆動水圧系（ポンプ，復水貯蔵タンク，復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管，弁）		
				制御棒駆動水圧系	ポンプサクションフィルタ	
				制御棒駆動水圧系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＭＳ－３	1)運転時の異常な過渡変化があっても，ＭＳ－１，ＭＳ－２とあいまって，事象を緩和する構築物，系統及び機器	3)原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系（ポンプ，タービン，サプレッション・プール，サプレッション・プールから注水先までの配管，弁）		（対象外）
				原子炉隔離時冷却系	タービンへの蒸気供給配管，弁	
					ポンプミニマムフローライン配管，弁	
					潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管	
	2)異常状態への対応上必要な構築物，系統及び機器	1)緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所，試料採取系，通信連絡設備，放射能監視設備，事故時監視計器の一部，消火系，安全避難通路，非常用照明	緊急時対策所		（対象外）
				緊急時対策所	情報収集設備	
					通信連絡設備	
					資料及び器材	
					遮蔽設備	
				試料採取系（異常時に必要な下記の機能を有するもの。原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析，原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析）		
				通信連絡設備（1 つの専用回路を含む複数の回路を有する通信連絡設備）		
				放射線監視設備		主排気筒放射線モニタ計装のみ 【No.29】事故時のプラント操作のための情報の把握機能
				事故時監視計器の一部		（対象外）
				消火系（水消火設備，泡消火設備，二酸化炭素消火設備，等）		
				消火系	消火ポンプ	
					ろ過水タンク	
					火災検出装置（受信機含む）	

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第 12 条)
					防火扉，防火ダンパ，耐火壁，隔壁（消火設備の機能を維持担保するために必要なもの）	
ＭＳ－３	2)異常状態への対応上必要な構築物，系統及び機器	1)緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所，試料採取系，通信連絡設備，放射能監視設備，事故時監視計器の一部，消火系，安全避難通路，非常用照明	安全避難通路		（対象外）
				安全避難通路	安全避難用扉	
				非常用照明		

○ 溢水評価ガイドでは，発電所で発生した溢水に対して防護すべき設備に関して以下の記載がある。

（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。

（3.2.2 溢水から防護すべき対象設備）

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。

また，溢水評価ガイドには原子炉施設の溢水評価に関して以下の記載があり，想定破損により生じる溢水及び消火水の放水による溢水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想定している。

（2.1 溢水源及び溢水量の想定）

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。

(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

(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

(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

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仮定する。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。

2.2　防護対象設備の抽出

設置許可基準規則第九条（溢水による損傷の防止等）及び第十二条（安全施設）並びに溢水評価ガイドの要求事項を踏まえ，防護対象設備を選定する。

(1)　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

設置許可基準規則第九条の解釈によると「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，さらに，使用済燃料プールにおいては，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」とされている。

一方，溢水評価ガイドでは防護対象設備について「重要度の特に高い安全機能を有する系統が，その安全機能を適切に維持するために必要な設備」とされており，さらに「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」という要求がある。

これらの要求を踏まえ，必要な系統・機能を選定し，これらの機能を達成するために必要な以下の系統・設備を防護対象設備として抽出した。

また，発電用原子炉施設の安全評価に関する審査指針を参考に，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故のうち，溢水によって発生する可能性がある原子炉外乱及び溢水の原因となる可能性のある原子炉外乱を抽出し，その対処に必要な系統を第 2.2-1 表～第 2.2-3 表のとおり抽出した。

(2)　使用済燃料プールの冷却・給水機能を適切に維持するために必要な設備

使用済燃料プールを保安規定で定めた水温（65℃以下）に維持する必要があるため，使用済燃料プールの冷却系統の機能維持に必要な設備を防護対象設備として抽出した。また，使用済燃料プールの放射線を遮へいするための水量を維持する必要があるため，使用済燃料プールの給水機能の維持に必要な設備を防護対象設備として抽出した。

(3)　防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定について

溢水影響評価対象の選定フローを第 2.2-1 図に，溢水影響評価の対象外とする理由について第 2.2-4 表に示す。

第 2.2-1 図に示した防護対象設備の選定フローにより選定された防護対象設備について，系統，設備名，設置建屋，機能喪失高さ及び設置高さを防護対象設備リストとして，添付資料-1 第 3 表に示す。

同様に第 2.2-4 表の選定により詳細な評価の対象から除外された設備について，系統，設置場所，設備名及び除外理由をリストとしてまとめ，添付資料-1 第 5 表に示す。

第 2.2-1 表　溢水評価上想定する起因事象の抽出

（運転時の異常な過渡変化）

起因事象	考慮要否 要：○ 否：－	スクリーンアウトする理由
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	○	
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	○	
原子炉冷却材流量の部分喪失	－	再循環ポンプ 1 台がトリップし，原子炉出力は低下し整定する。このように，本事象では対処設備は不要であるため，溢水評価上考慮不要。
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	－	停止ループの低温の冷却材が炉心に注入され，炉心に正の反応度が添加された後の反応度フィードバック効果により原子炉出力は低下し整定する。 このように，本事象では対処設備は不要であるため，溢水評価上考慮不要。
外部電源喪失	○	
給水加熱喪失	○	
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	○	
負荷の喪失	○	
主蒸気隔離弁の誤閉止	○	
給水制御系の故障	○	
原子炉圧力制御系の故障	○	
給水流量の全喪失	○	

第 2.2-2 表　溢水評価上想定する起因事象の抽出

（設計基準事故）

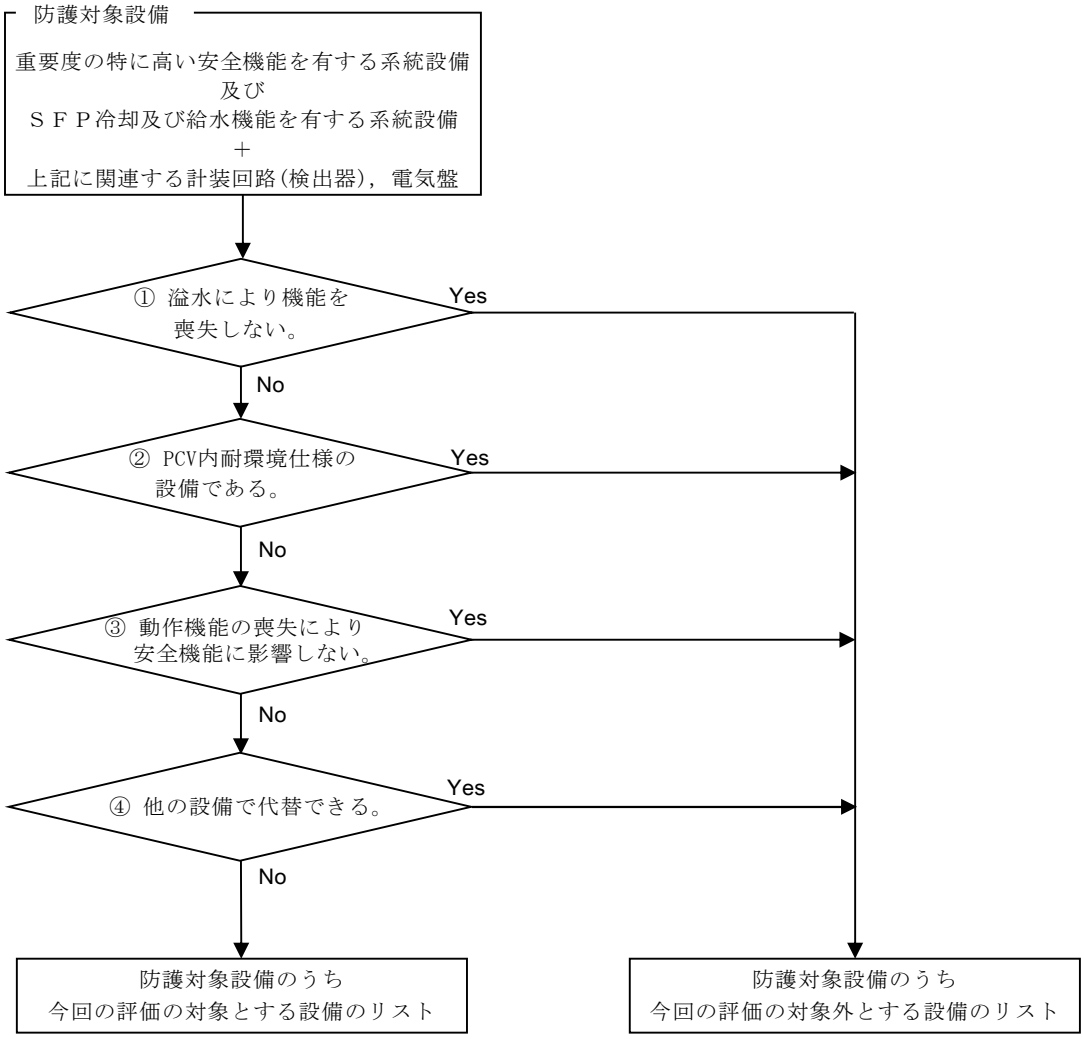
起因事象	考慮要否 要：○ 否：－	スクリーンアウトする理由
原子炉冷却材喪失（ＬＯＣＡ）	○	※
原子炉冷却材流量の喪失	○	
原子炉冷却材ポンプの軸固着	－	溢水の発生によって原子炉冷却材ポンプの回転軸は固着しない。
制御棒落下	－	溢水の発生によって制御棒落下は発生しない。
放射性気体廃棄物処理施設の破損	－	本事象の発生によって原子炉に外乱は発生しない。
主蒸気管破断	○	※
燃料集合体の落下	－	溢水の影響により燃料集合体は落下しない。
可燃性ガスの発生	○	原子炉冷却材喪失に包含される。
動荷重の発生	○	原子炉冷却材喪失に包含される。

※ 溢水の原因となり得る事象であるため，対策として考慮する。なお，原子炉格納容器外での溢水が想定される「主給水管破断」及び「主蒸気管破断」については，「6.2 想定破損による没水影響評価」において想定破損による没水評価を実施し，結果として防護対象設備が機能喪失しないことを確認している。

第 2.2-3 表　溢水評価上想定する事象とその対処系統

	溢水評価上 想定する事象	左記事象に対する 対処機能	対処系統※
運転時の異常な過渡変化	「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」 「外部電源喪失」 「給水加熱喪失」 「給水制御系の故障」 「給水流量の全喪失」 「負荷の喪失」 「主蒸気隔離弁の誤閉止」 「原子炉圧力制御系の故障」 「原子炉冷却材流量制御系の誤動作」	・原子炉の緊急停止 ・工学的安全施設及び原炉停止系への作動信号の発生 ・原子炉圧力の上昇の緩和 ・出力上昇の抑制	・制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能) ・安全保護系 ・逃がし安全弁(逃がし弁機能)
設計基準事故	「原子炉冷却材喪失」 「原子炉冷却材流量の喪失」 「主蒸気管破断」	上記機能に加え ・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止 ・原子炉停止後の除熱 ・炉心冷却 ・放射性物質の閉じ込め ・安全上特に重要な関連機能	上記機能に加え ・逃がし安全弁(安全弁としての開機能) ・残留熱除去系 ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧注水系 ・低圧炉心スプレイ系 ・高圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系 ・格納容器 ・格納容器隔離弁 ・格納容器冷却系 ・非常用電源系 ・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

※　上記系統に係る間接系についても防護対象設備として抽出する。



第 2.2-1 図　防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定フロー

第 2.2-4 表　溢水影響評価の対象外とする理由

各ステップの項目	理由
① 溢水により機能を喪失しない。	容器，熱交換器，ろ過脱塩器，フィルタ，安全弁，逆止弁，配管等の静的機器は，構造が単純で外部からの動力の供給を必要としないことから，溢水により機能喪失はしない。
② PCV 内耐環境仕様の設備である。	PCV 内設備のうち，温度・圧力条件及び溢水影響を考慮した耐環境仕様の設備は，溢水により機能喪失しない。 なお，対象設備が耐環境仕様であることの確認は，メーカ試験等で行った事故時の環境条件を模擬した試験結果を確認することにより行う。
③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない。※	機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁等は，機能喪失しても安全機能に影響しない。
④ 他の設備で代替できる。	他の設備により要求機能が代替できる設備は，機能喪失しても安全機能に影響しない。

※フェイルセイフ設計となっている機器であっても，電磁弁，空気作動弁については，溢水による誤動作等防止の観点から安全側に防護対象設備に分類。

2.3　防護対象設備の機能喪失の判定

選定した防護対象設備の没水，被水，蒸気の各溢水モードにおける機能喪失判定について以下のように定める。

◇ 没水

：防護対象設備の機能喪失高さと，設置されている区画の溢水水位を比較し，溢水水位の方が高い場合には当該設備は機能喪失と判定する。また，現場操作が必要な設備に関しては，そのアクセス通路の溢水水位が歩行に影響のある高さ（堰高さ程度）を超える場合は，機能喪失と判定する。

ただし，溢水水位に対して適切な歩行ルートの設置等対策を講ずる場合はこの限りではない。

◇ 被水（流体を内包する機器からの被水）

：防護対象設備から被水源となる機器が視認でき，当該防護対象設備に被水防護措置がなされておらず，かつ防滴仕様でもない場合は，機能喪失と判定する。

◇ 被水（上層階からの溢水の伝播による被水）

：防護対象設備の上方に上層階からの溢水の伝播経路が存在し，当該防護対象設備に被水防護措置がなされておらず，かつ防滴仕様でもない場合は，上層階で発生した溢水が伝播経路を経由して被水することにより，当該防護対象設備は機能喪失と判定する。

◇ 蒸気

：防護対象設備の機能維持可能な温度／湿度と，設置されている区画の蒸気影響を想定した雰囲気温度／湿度を比較し，雰囲気温度／湿度の方が高い場合には当該設備は機能喪失と判定する。

2.4　防護対象設備を防護するための設計方針

想定破損による溢水，消火水の放水による溢水，地震起因による溢水及びその他の溢水に対して，防護対象設備が以下に示す没水，被水及び蒸気の影響を受けて，安全機能を損なわない設計とするとともに，使用済燃料プールのスロッシングにおける水位低下を考慮しても，使用済燃料プールの冷却機能，給水機能等が維持できる設計とする。

また，溢水評価において，現場操作が必要な設備に対しては，必要に応じて環境の温度及び放射線量を考慮しても，運転員による操作場所までのアクセスが可能な滞留水位が 20cm 以下となる設計とする。

ただし，滞留水位が 20 ㎝より高くなる区画で，アクセスが必要な場所については，想定される水位に応じて必要な高さの歩廊を設置し，アクセスに影響のないよう措置を講じることとする。

現場へのアクセス時における評価を補足説明資料-21,26,29 に示す。

2.4.1　没水の影響に対する防護設計方針

防護対象設備が没水により安全機能を損なうおそれがある場合には，以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。

(1)　溢水源又は溢水経路に対する対策

ａ．漏えい検知システム等により溢水の発生を早期に検知し，中央制御室からの遠隔操作（自動又は手動）又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。

ｂ．溢水防護区画外の溢水に対して，壁，扉，堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁，扉，堰等は，溢水により発生する水

位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに，溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。

c．想定破損による溢水に対しては，破損を想定する配管について，補強工事等の実施により発生応力を低減し，溢水源から除外することにより溢水量を低減する。

d．地震起因による溢水に対しては，破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性を確保する設計とし，溢水源から除外することにより溢水量を低減する。

e．その他の溢水のうち機器の誤作動や弁グランド部，配管フランジ部からの漏えい事象等に対しては，床漏えい漏えい検知器等による早期発見により，防護対象設備の安全機能が損なわれない程度の溢水に抑える設計とする。

(2) 防護対象設備に対する対策

a．防護対象設備の設置高さを嵩上げし，評価の各段階における保守性とあわせて考慮した上で，防護対象設備の機能喪失高さが，発生した溢水による水位を十分な裕度を持って上回る設計とする。

b．防護対象設備周囲に浸水防護堰を設置し，防護対象設備が没水しない設計とする。設置する浸水防護堰については，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに，溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。

2.4.2　被水の影響に対する防護設計方針

防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがある場合には，以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。

(1)　溢水源又は溢水経路に対する対策

ａ．溢水防護区画外の溢水に対して，壁，扉，堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止することにより被水の影響が発生しない設計とする。

流入防止対策として設置する壁，扉，堰等は，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに，溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。

ｂ．想定破損による溢水に対しては，破損を想定する配管について，補強工事等の実施により発生応力を低減し，溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。

ｃ．地震起因による溢水に対しては，破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性を確保する設計とし，溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。

ｄ．消火水の放水による溢水に対しては，防護対象設備が設置されている溢水防護区画において区画壁等の設置により区画分離を行い，屋内消火栓を使用した消火活動の際に発生する被水の影響を受けない設計とする。さらに，電源盤等の設備については，固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段を採用することで，被水の影響を受けない設計とする。

また，水消火を行う場合には，水消火による被水の影響を最小限に止めるため，防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことを消火活動における運用及び留意事項として「火災防護計画」に定める。

(2) 防護対象設備に対する対策

a．「ＪＩＳ Ｃ 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IP コード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器への取替を行う。

b．防護対象設備に対し，実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行う。

2.4.3 蒸気放出の影響に対する防護設計方針

防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがある場合には，以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより，防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

(1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

a．溢水防護区画外の蒸気放出に対して，壁，扉等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁，扉等は，溢水により発生する蒸気に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに，溢水の要因となる地震等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。

b．溢水源となる系統を，溢水防護区画外の元弁で閉止することにより，溢水防護区画内において蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

ｃ．想定破損による溢水に対しては，破損を想定する配管について，補強工事等の実施により発生応力を低減し，溢水源から除外することにより蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

ｄ．蒸気の漏えいを検知し，中央制御室からの遠隔隔離（自動又は手動）を行うための自動検知・遠隔隔離システムを設置し，漏えい蒸気を早期隔離することで蒸気影響を緩和する設計とする。

また，自動検知・遠隔隔離システムだけでは防護対象設備の健全性が確保されない破損想定箇所については，防護カバーを設置し，漏えい蒸気量を抑制して，溢水防護区画内雰囲気温度への影響を軽減する設計とする。

(2)　防護対象設備に対する対策

ａ．蒸気放出の影響に対して耐性を有しない防護対象設備については，蒸気曝露試験又は机上評価によって蒸気放出の影響に対して耐性を有することが確認された機器への取替を行う。

ｂ．防護対象設備に対し，実機での蒸気条件を考慮しても安全機能を損なわないことを蒸気曝露試験等により確認したシールやパッキン等による蒸気防護措置を行う。

3.　溢水源の想定

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。

(1)　溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等（以下「想定破損」という。）により生じる溢水

(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

(3)　地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

(4)　その他の要因（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（以下「その他の溢水」という。）

想定破損により生じる溢水では，溢水源となり得る機器は流体を内包する配管とし，地震起因による溢水では，防護対象設備の設置された建物・区画内において流体を内包する配管及び容器（タンク，熱交換器，ろ過脱塩器等）を溢水源となりうる機器として抽出した。ここで抽出された機器を想定破損及び地震起因のそれぞれの評価での溢水源として考慮した。

3.1　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

ここで配管の破損形状は，内包する流体のエネルギーに応じて溢水評価ガイドに従い以下の 2 種類に分類した。破損形状の評価について添付資料-8 に示す。

○高エネルギー配管:完全全周破断

○低エネルギー配管:配管内径の 1／2 の長さと配管肉厚の 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。）

なお，高エネルギー配管及び低エネルギー配管の分類は以下とする。分類及び運用について添付資料-2 に示す。

○「高エネルギー配管」は，呼び径 25A（1B）を超える配管でプラントの

通常運転時に運転温度が 95℃を超えるか又は運転圧力が 1.9MPa[gage]を超える配管。ただし，被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。

○「低エネルギー配管」は，呼び径 25A（1B）を超える配管でプラントの通常運転時に運転温度が 95℃以下で，かつ運転圧力が 1.9MPa[gage]以下の配管。ただし，被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。なお，運転圧力が静水頭圧の配管は除く。

ただし，高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の 2%又はプラント運転期間の 1%より小さければ，低エネルギー配管として扱う。

3.1.1　高エネルギー配管の評価

破損の想定はターミナルエンドと一般部（ターミナルエンド以外）について実施する。

想定破損評価における高エネルギー配管の破損の形状については，完全全周破断を想定して溢水影響を評価しているが，一部の高エネルギー配管の評価対象（25Aを超える※）に対し，「溢水評価ガイド附属書Ａ」に基づきターミナルエンドは完全全周破断，ターミナルエンド以外（一般部）は，許容応力の0.8倍または0.4倍に応じた破損形状とする旨の記載に従って評価する。

応力評価は３次元はりモデル解析により行い，「溢水評価ガイド附属書Ａ」に基づく一次＋二次応力の評価式と許容応力を用いる。

高エネルギー配管の評価フローを第3.1-1図及び，第3.1-2図に示す。

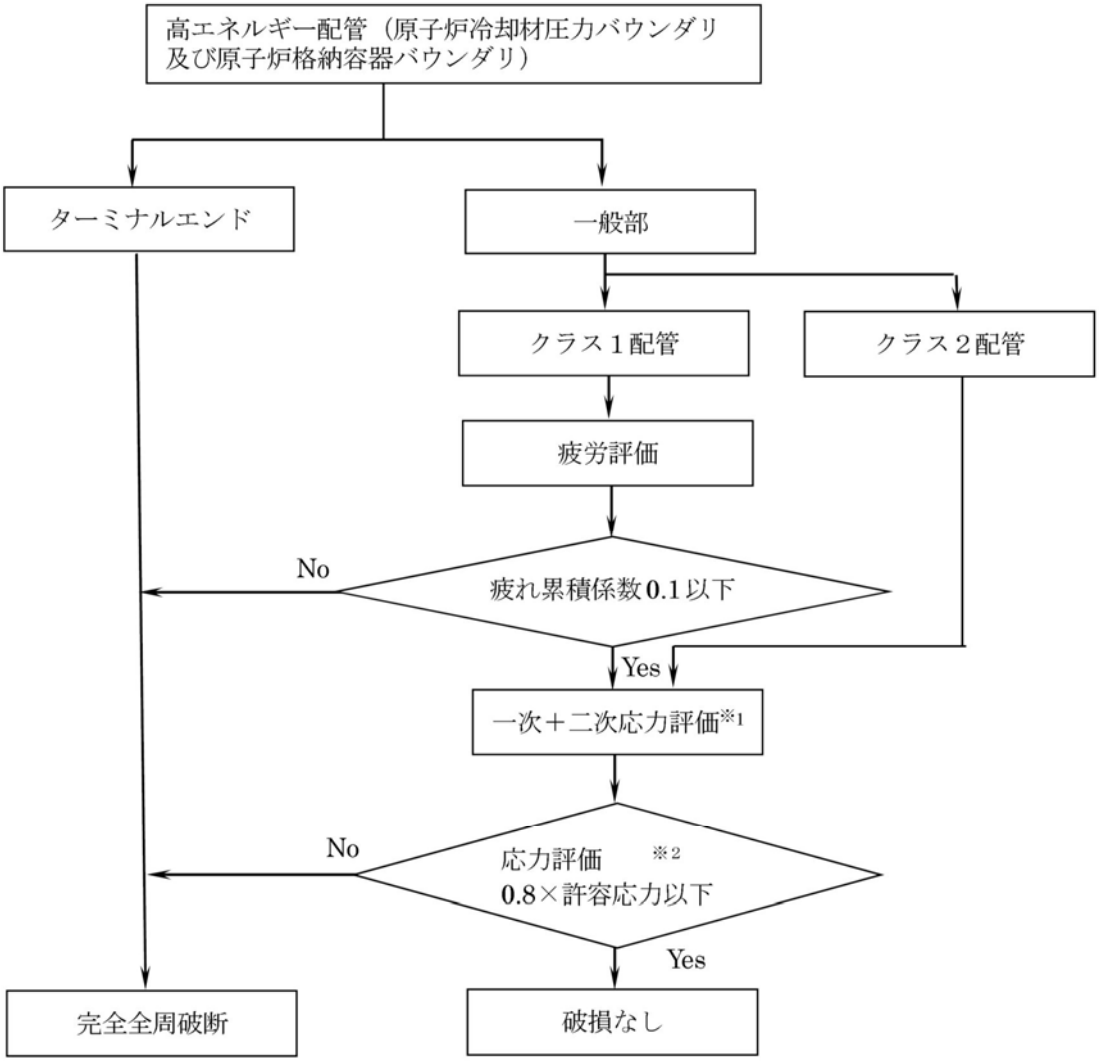
3.1.2　低エネルギー配管の評価

想定破損評価における低エネルギー配管の破損の形状については，貫通クラックを想定して溢水影響を評価しているが，一部の低エネルギー配管の評価対象（25Aを超える）に対し，「溢水評価ガイド附属書Ａ」に基づき許容応力の0.4倍を下回る場合は破損を想定しない旨の記載に従って評価する。

応力評価は３次元はりモデル解析により行い，「溢水評価ガイド附属書Ａ」に基づく一次＋二次応力の評価式と許容応力を用いる。

低エネルギー配管の破損形状の評価フローを第3.1-3図に示す。

※　蒸気による影響評価の対象となる配管は25A 以下も対象



※1 溢水評価ガイド附属書Ａに基づく一次＋二次応力評価

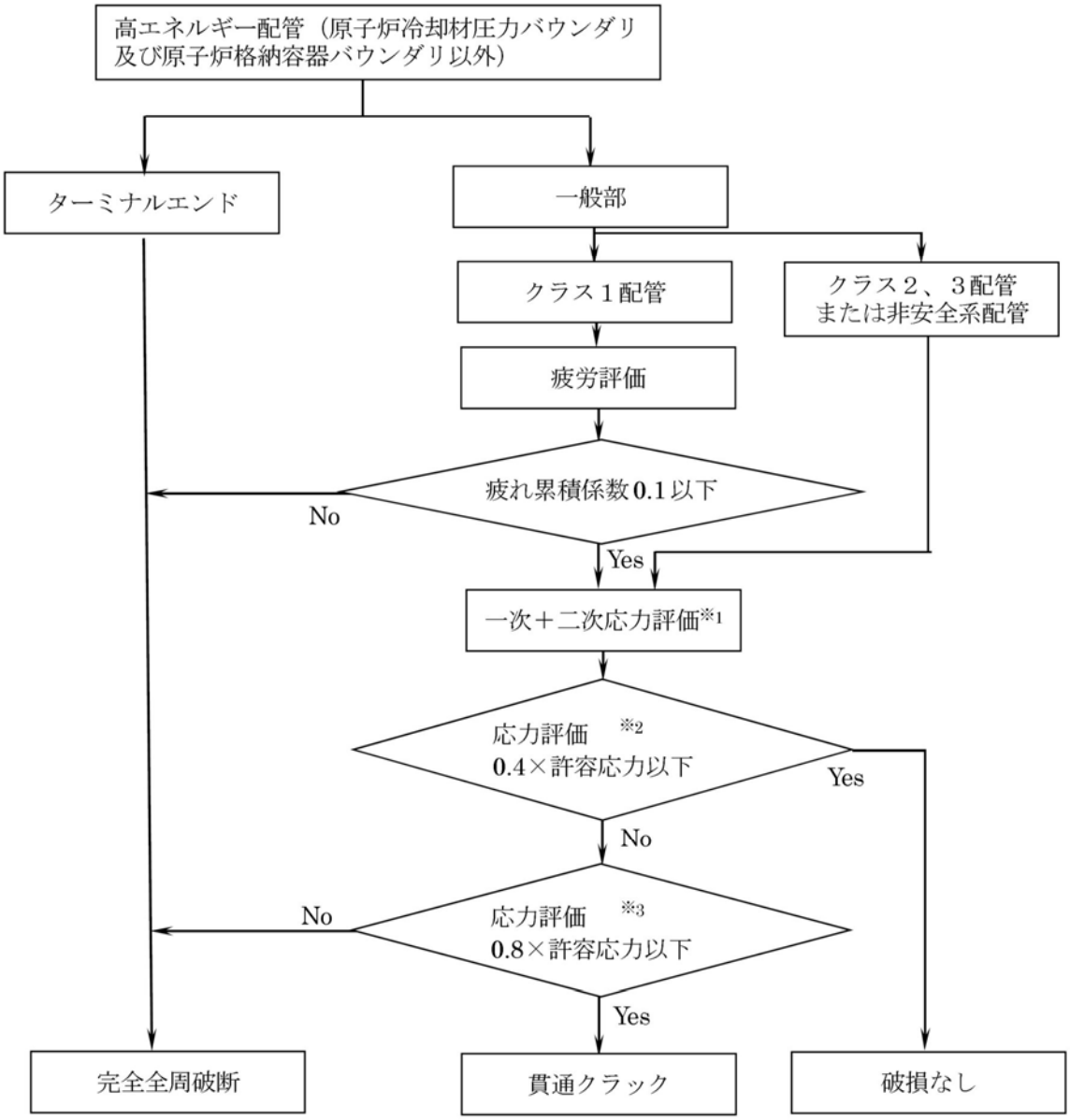
※2 クラス１配管は2.4Ｓｍ 以下，クラス２ 配管は0.8Ｓａ 以下

Ｓｍ：設計応力強さ

Ｓａ：許容応力（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（ＪＳＭＥ Ｓ NC1-2005）」PPC-3530）

第3.1-1図　高エネルギー配管の破損形状評価フロー

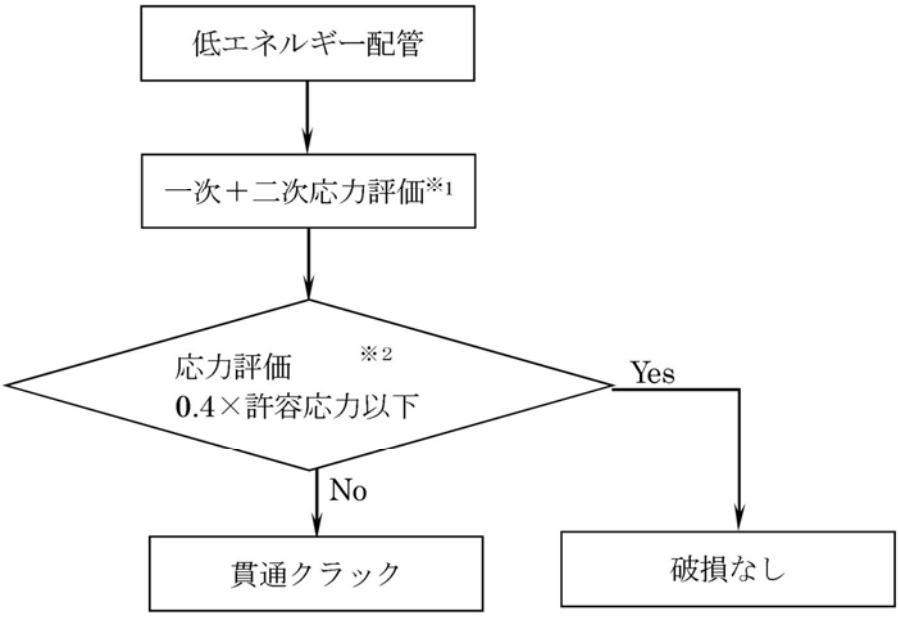
（原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ）



※1 溢水評価ガイド附属書Ａに基づく一次＋二次応力評価
※2 クラス１配管は1.2Ｓｍ 以下，クラス２， ３ 又は非安全系配管は0.4Ｓａ 以下
※3 クラス１配管は2.4Ｓｍ 以下，クラス２， ３ 又は非安全系配管は0.8Ｓａ 以下
Ｓｍ：設計応力強さ
Ｓａ：許容応力（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（ＪＳＭＥ Ｓ NC1-2005）」PPC-3530）

第3.1-2図　高エネルギー配管の破損形状評価フロー

（原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外）



※1 溢水評価ガイド附属書Ａに基づく一次＋二次応力評価

※2 原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管は0.4Ｓａ 以下
それ以外の配管のうち，クラス１配管は1.2Ｓｍ 以下，クラス２、３ 又は非安全系配管は0.4Ｓａ 以下
Ｓｍ：設計応力強さ
Ｓａ：許容応力（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（ＪＳＭＥ Ｓ NC1-2005）」PPC-3530）

第3.1-3図　低エネルギー配管の破損形状評価フロー

3.1.3　応力に基づく評価結果

3.1.1，3.1.2 にて説明した「溢水影響評価ガイド附属書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」の規定を満たす配管については，溢水影響評価における破損は想定しない。

3.1.4　想定破損箇所からの溢水量の算定

想定破損による機器から溢水量の算出に当たり、検知するまでの時間，隔離に要する時間，防護対象設備への影響等を考慮し溢水影響評価にあたって最も厳しい破損箇所を選定して評価する。

破損を想定する系統配管（高エネルギ配管）については，系統ごとに以下の手法を用いて溢水量の算定を行う。

(1) 漏えいが発生した場合の検知方法や運転員が事象を判断する際のパラメータ等を整理し，隔離により漏えいを停止するまでの時間の積み上げを行う。評価した漏えい停止までの時間に漏えい流量を乗じて系統全体の保有水を加えた溢水量を算定する。

(2) 溢水量を比較して最大となる溢水量を，当該系統の没水評価に用いる溢水量として設定する。

3.2　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

火災時における溢水源としては，自動作動するスプリンクラーは設置されていないことから，消火栓からの放水を考慮した。ただし，ガス消火設備や消火器等を用いて消火活動を行うことを前提としている区画については，当該区画における放水を想定しない。

また，格納容器スプレイについては，単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮されていることから（インターロック等の誤作動や運転員の人的過誤がそれぞれ単独で発生しても誤作動しない）スプレイ水の誤動作による溢水の影響は考慮しない。

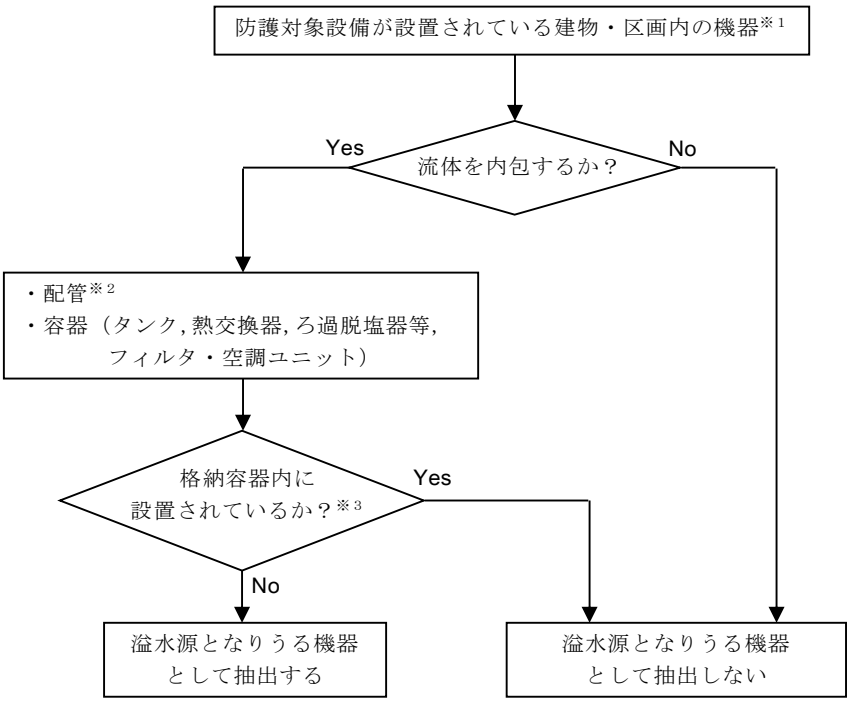
3.3　地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

水，蒸気，油等を内包する系統のうち，基準地震動S_sによる地震力に対する耐震性が確認されていない耐震Ｂ，Ｃクラスに属する系統を溢水源として選定する。ただし，耐震Ｂ，Ｃ クラスであっても基準地震動S_s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，溢水源としないこととする。また，地震による使用済燃料プールのスロッシングについても溢水源として想定する。

原子炉施設の耐震重要度分類については，発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針及び原子力発電所耐震設計技術規程（ＪＥＡＣ 4601）の記載に準拠して定めた。

溢水源となりうる機器の抽出の考え方を第 3.3-1 図に，溢水源となる機器のリストを添付資料-3 第 1 表に示す。

溢水源として想定する系統として想定破損の場合を第 3.3-1 表に，地震起因による場合を第 3.3-2 表に選定した。



※１　溢水防護対象設備が設置されている建物に内部流体が流入する可能性のある機器も対象とした。
※２　ポンプ，弁等は溢水源として配管に含める。
※３　ＰＣＶ内に設置される重要度の特に高い安全機能を有する設備はＬＯＣＡ時のＰＣＶ内の状態を考慮した耐環境仕様としているため，溢水の影響を受けない。

第 3.3-1 図　溢水源となりうる機器の抽出の考え方

3.4　その他の溢水

その他の溢水については，地下水の流入，降水，屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象やその波及的影響に伴う溢水，機器の誤作動や弁グランド部，配管フランジ部からの漏えい事象，人的過誤による漏えい等が想定される。

その他の漏えいとして想定する溢水事象のうち，機器の誤作動等からの漏えい事象については，区画毎に漏えいを想定する系統の配管口径と圧力，保有水量等によって設定した最大の漏えい量である想定破損の溢水量を上回ることはない。

また，少量漏えいの想定については，防護対象設備に影響のある全区画について評価を行い，排水や漏えい検知が可能なことを確認している。詳細は，補足説明資料-25参照。

なお，人的過誤に起因する漏えい事象については，漏えい量が大となる可能性があるが，漏えい検知システムによる早期検知は同様に可能である。人的過誤に起因する漏えい事象については，発生の未然の防止を図るために，決められた運用，手順を確実に遵守するとともに，トラブル事例等を参考に継続的な運用改善を行っていく。

第 3.3-1 表　溢水源として想定する系統(想定破損)（1／4）

	溢水源系統名※1	主な系統略語	分類		施設建屋/区域				
			高	低	原子炉建屋			タービン建屋	サービス建屋
					原子炉棟	廃棄物処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	制御棒駆動系	CRD	○		○	－	－	－	－
	ほう酸水注入系	SLC		○※2	○	－	－	－	－
	残留熱除去系	RHR		○※2	○	－	－	－	－
	残留熱除去系海水系	RHRS		○※2	○	○	－	－	－
	補機冷却系海水系	ASW		○	－	－	－	○	－
	高圧炉心スプレイ系	HPCS		○※2	○	－	－	－	－
	低圧炉心スプレイ系	LPCS		○※2	○	－	－	－	－
	原子炉隔離時冷却系	RCIC		○※2	○	－	－	－	－
	原子炉再循環系	PLR	○		○	－	－	－	－
	主蒸気隔離弁漏えい抑制系	MSIV-LCS	○		○	－	－	－	－
	原子炉冷却材浄化系	CUW	○		○	○	－	○	－
	燃料プール冷却浄化系	FPC		○	○	－	－	－	－
	原子炉補機冷却系	RCW		○	○	○	－	○	－
	格納容器雰囲気監視系（残留熱除去系海水系）	CAMS		○※2	○	－	－	－	－
	可燃性ガス濃度制御系（残留熱除去系）	FCS		○※2	○	－	－	－	－
	ドライウェル冷却系（原子炉補機冷却系）	DHC		○	○	－	－	－	－
	主蒸気系	MS	○		○	－	－	○	－
	抽気系	ES	○		－	－	－	○	－
	タービン補助蒸気系	－	○		－	－	－	○	－

※1：()内記載の系統名は，主系統に含む溢水源として想定する系統
※2：高エネルギー配管として運転している時間の割合が，プラント運転期間の 1%より小さいため，低エネルギー配管として扱う(添付資料-2 参照)

第 3.3-1 表　溢水源として想定する系統(想定破損)（2／4）

	溢水源系統名※1	主な系統略語	分類		施設建屋/区域				
			高	低	原子炉建屋			タービン建屋	サービス建屋
					原子炉棟	廃棄物処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	タービン制御系（制御油系）	－	○		－	－	－	○	－
	タービン潤滑油系	－		○	－	－	－	○	－
	タービングランド蒸気系	－	○		－	－	－	○	－
	湿分分離器	－	○		－	－	－	○	－
	復水系	C		○	－	－	－	○	－
	給水系	FDW	○		○	－	－	○	－
	空気抽出系	－		○	－	－	－	○	－
	循環水系※2	CW		○	－	－	－	○	－
	主復水器	－		○	－	－	－	○	－
	弁封水系	－		○	－	－	－	○	－
	復水脱塩装置系	CD		○	－	－	－	○	－
	給水加熱器ドレン系	HD	○		－	－	－	○	－
	給水加熱器ベント系	HV	○		－	－	－	○	－
	タービン補機冷却系	TCW		○	○	－	－	○	－
	非常用ディーゼル発電設備（潤滑油系）	DGLO		○	－	－	○	－	－
	非常用ディーゼル発電設備（冷却水系）	DGCW		○	－	－	○	－	－
	非常用ディーゼル発電機海水系	DGSW		○	－	－	○	－	－
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備（潤滑油系）	HPCS-DGLO		○	－	－	○	－	－
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備（冷却水系）	HPCS-DGCW		○	－	－	○	－	－

※1：()内記載の系統名は，主系統に含む溢水源として想定する系統
※2：循環水系は復水器設置エリア及び循環水ポンプ設置エリアでの溢水を想定

第 3.3-1 表　溢水源として想定する系統(想定破損)（3／4)

	溢水源系統名※1	主な系統略語	分類		施設建屋/区域				
			高	低	原子炉建屋			タービン建屋	サービス建屋
					原子炉棟	廃棄物処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機海水系	HPCS -DGSW		○	○	－	○	－	－
	ディーゼル発電機燃料油系	DGDO		○	－	－	○	－	－
	所内用水系 （サービス建屋飲料水系）	－		○	－	－	－	－	○
	所内用水系 （サービス建屋ろ過水系）	－		○	－	－	－	－	○
	ろ過水系 （屋内消火系）	FP		○	○	－	○	○	○
	復水・純水移送系	MUW		○	○	○	－	○	○
	補助系 （ドレンサンプ系）	－		○	○	○	○	○	○
	タービン建屋換気系 （所内蒸気系）	－	○		－	－	－	○	－
	原子炉建屋換気系 （所内蒸気系）	－	○		－	－	－	○	－
	中央制御室換気系 （冷水系）	MCR -HVAC		○	－	－	○	－	－
	スイッチギヤ室換気系 （冷水系）	SWGR -HVAC		○	－	－	○	－	－
	バッテリー室換気系 （所内蒸気系）	－	○		－	－	○	－	－
	オフガス再生室換気系 （原子炉補機冷却系）	－		○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系換気系 （所内蒸気系）	－	○		－	－	－	○	－
	サービス建屋換気系 （ランドリーボイラー系， 冷水・冷却水系）	－	○	○	－	－	－	－	○
	制御用圧縮空気系 （タービン補機冷却系）	IA		○	－	－	－	○	－
	所内用圧縮空気系 （タービン補機冷却系）	SA		○	－	－	－	○	－
	所内蒸気・所内蒸気戻り系	HS・ HSCR	○		○	－	○	○	－
	所内ボイラ系 （給水系）	－	○	○	－	－	－	○	－
	所内ボイラ系 （燃料系）	－		○	－	－	－	○	－

※1：()内記載の系統名は，主系統に含む溢水源として想定する系統

第 3.3-1 表　溢水源として想定する系統(想定破損)（4／4）

	溢水源系統名※1	主な系統略語	分類		施設建屋/区域				
			高	低	原子炉建屋			タービン建屋	サービス建屋
					原子炉棟	廃棄物処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	放射性廃棄物処理系 機器ドレン系	－		○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 床ドレン系	－		○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 凝集沈殿系	－		○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 スラッジ系	－	○	○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 使用済樹脂貯蔵系	－	○	○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 高電導度ドレン系	－		○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 濃縮廃液・廃液中和 スラッジ系	－	○	○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 凝縮水処理系	－		○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 洗濯廃液系	－		○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 所内用空気系 （放射性廃棄物処理系 原子炉補機冷却水系）	－		○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 復水系	－		○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 純水系	－		○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 加熱蒸気・加熱蒸気戻り系	－	○		－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 原子炉補機冷却水系	－		○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 タービン補機冷却水系	－		○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 タンクベント系 （放射性廃棄物処理系 原子炉補機冷却水系， 加熱蒸気・加熱蒸気戻り系）	－	○	○	－	○	－	－	－
	放射性廃棄物処理系 消火系	－		○	－	○	－	－	－

※1：()内記載の系統名は，主系統に含む溢水源として想定する系統

第 3.3-2 表　溢水源として想定する系統(地震起因による破損)（1／5）

	溢水源系統名※1	耐震クラス(代表)※2	施設建屋/区域				
			原子炉建屋			タービン建屋	サービス建屋
			原子炉棟	廃棄物処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	制御棒駆動系	S，B	×				
	ほう酸水注入系	S	△※3				
	残留熱除去系	S	－				
	残留熱除去系海水系	S	－	－			
	補機冷却系海水系	C				○	
	高圧炉心スプレイ系	S	－				
	低圧炉心スプレイ系	S	－				
	原子炉隔離時冷却系	S	－				
	原子炉再循環系	S	△※4				
	主蒸気隔離弁漏えい抑制系	S	－				
	原子炉冷却材浄化系	B	×	○		○	
	燃料プール冷却浄化系	B	×				
	原子炉補機冷却系	B	×	○		○	
	格納容器雰囲気監視系（残留熱除去系海水系）	S	－				
	可燃性ガス濃度制御系（残留熱除去系）	S	－				
	ドライウェル冷却系（原子炉補機冷却系）	B，C	×				
	主蒸気系	S，B	△※5			○	
	抽気系	B				○	

″○″:溢水を想定
″△″:耐震裕度が確保されていない一部の範囲における溢水を想定
″×″:系統全体として耐震裕度が確保されていることから溢水を想定せず
″－″:Sクラスのため溢水を想定せず
※1:()内記載の系統名は，主系統に含む溢水源として想定する系統
※2:溢水源として想定する系統主配管部の耐震クラス
※3:ほう酸水注入系テストタンク廻りの溢水を想定
※4:制御油圧発生装置及び原子炉再循環ポンプシールパージフィルタ廻りの溢水を想定
※5:耐震クラスがS以外の箇所について溢水を想定

第 3.3-2 表　溢水源として想定する系統(地震起因による破損)（2／5）

	溢水源系統名※1	耐震クラス(代表)※2	施設建屋/区域				
			原子炉建屋			タービン建屋	サービス建屋
			原子炉棟	廃棄物処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	タービン補助蒸気系	B				○	
	タービン制御系（制御油系）	C				○	
	タービン潤滑油系	C				○	
	タービングランド蒸気系	B				○	
	湿分分離器	B				○	
	復水系	B				○	
	給水系	S，B	△※3			○	
	空気抽出系	B				○	
	循環水系	C				○	
	主復水器	B				○	
	弁封水系	C	○	○		○	
	復水脱塩装置系	B				○	
	給水加熱器ドレン系	B				○	
	給水加熱器ベント系	B				○	
	タービン補機冷却系	B	○			○	
	非常用ディーゼル発電設備（潤滑油系）	S			－		
	非常用ディーゼル発電設備（冷却水系）	S			－		
	非常用ディーゼル発電機海水系	S			－		

″○″:溢水を想定
″△″:耐震裕度が確保されていない一部の範囲における溢水を想定
″×″:系統全体として耐震裕度が確保されていることから溢水を想定せず
″－″:Ｓクラスのため溢水を想定せず
※１:()内記載の系統名は，主系統に含む溢水源として想定する系統
※２:溢水源として想定する系統主配管部の耐震クラス
※３:耐震クラスがＳ以外の箇所について溢水を想定

第 3.3-2 表　溢水源として想定する系統(地震起因による破損) (3／5)

	溢水源系統名※1	耐震クラス(代表)※2	施設建屋/区域				
			原子炉建屋			タービン建屋	サービス建屋
			原子炉棟	廃棄物処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備(潤滑油系)	S	／	／	－	／	／
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備(冷却水系)	S	／	／	－	／	／
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	S	－	／	－	／	／
	ディーゼル発電機燃料油系	S	／	／	－	／	／
	所内用水系(サービス建屋飲料水系)	C	／	／	／	／	○
	所内用水系(サービス建屋ろ過水系)	C	／	／	／	／	○
	ろ過水系(屋内消火系)	C	×	／	○	○	○
	復水・純水移送系	B	×	○	○	○	○
	補助系(ドレンサンプ系)	B	○	○	○	○	○
	タービン建屋換気系(所内蒸気系)	C	／	／	／	○	／
	原子炉建屋換気系(所内蒸気系)	C	／	／	／	○	／
	中央制御室換気系(冷水系)	S	／	／	－	／	／
	スイッチギヤ室換気系(冷水系)	S	／	／	－	／	／
	バッテリー室換気系(所内蒸気系)	C	／	／	○	／	／
	オフガス再生室換気系(原子炉補機冷却系)	B	／	○	／	／	／
	放射性廃棄物処理系換気系(所内蒸気系)	C	／	／	／	○	／
	サービス建屋換気系(ランドリーボイラー系，冷水・冷却水系)	C	／	／	／	／	○
	制御用圧縮空気系(タービン補機冷却系)	B	／	／	／	○	／

″○″:溢水を想定
″△″:耐震裕度が確保されていない一部の範囲における溢水を想定
″×″:系統全体として耐震裕度が確保されていることから溢水を想定せず
″－″:Sクラスのため溢水を想定せず
※1:()内記載の系統名は，主系統に含む溢水源として想定する系統
※2:溢水源として想定する系統主配管部の耐震クラス

第 3.3-2 表　溢水源として想定する系統(地震起因による破損)（4／5）

	溢水源系統名※1	耐震クラス(代表)※2	施設建屋/区域				
			原子炉建屋			タービン建屋	サービス建屋
			原子炉棟	廃棄物処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	所内用圧縮空気系（タービン補機冷却系）	B				○	
	所内蒸気・所内蒸気戻り系	C	×		×	○	
	所内ボイラ系（給水系）	C				○	
	所内ボイラ系（燃料系）	C				○	
	放射性廃棄物処理系 機器ドレン系	B		○			
	放射性廃棄物処理系 床ドレン系	B		○			
	放射性廃棄物処理系 凝集沈殿系	B		○			
	放射性廃棄物処理系 スラッジ系	B		○			
	放射性廃棄物処理系 使用済樹脂貯蔵系	B		○			
	放射性廃棄物処理系 高電導度ドレン系	B		○			
	放射性廃棄物処理系 濃縮廃液・廃液中和スラッジ系	B		○			
	放射性廃棄物処理系 凝縮水処理系	B		○			
	放射性廃棄物処理系 洗濯廃液系	B		○			
	放射性廃棄物処理系 所内用空気系（放射性廃棄物処理系 原子炉補機冷却水系）	C		○			

″○″:溢水を想定
″△″:耐震裕度が確保されていない一部の範囲における溢水を想定
″×″:系統全体として耐震裕度が確保されていることから溢水を想定せず
″－″:Ｓクラスのため溢水を想定せず
※１:()内記載の系統名は，主系統に含む溢水源として想定する系統
※２:溢水源として想定する系統主配管部の耐震クラス

第 3.3-2 表　溢水源として想定する系統(地震起因による破損) (5／5)

	溢水源系統名※1	耐震クラス(代表)※2	施設建屋/区域				
			原子炉建屋			タービン建屋	サービス建屋
			原子炉棟	廃棄物処理棟	附属棟		
水・蒸気・油系	放射性廃棄物処理系 復水系	B		○			
	放射性廃棄物処理系 純水系	B		○			
	放射性廃棄物処理系 加熱蒸気・加熱蒸気戻り系	C		○			
	放射性廃棄物処理系 原子炉補機冷却水系	C		○			
	放射性廃棄物処理系 タービン補機冷却水系	C		○			
	放射性廃棄物処理系 タンクベント系 (放射性廃棄物処理系 原子炉補機冷却水系, 加熱蒸気･加熱蒸気戻り系)	C		○			
	放射性廃棄物処理系 消火系	C		○			

″○″:溢水を想定
″△″:耐震裕度が確保されていない一部の範囲における溢水を想定
″×″:系統全体として耐震裕度が確保されていることから溢水を想定せず
″－″:Ｓクラスのため溢水を想定せず
※１:()内記載の系統名は，主系統に含む溢水源として想定する系統
※２:溢水源として想定する系統主配管部の耐震クラス

4.　溢水防護区画及び溢水経路の設定

4.1　溢水防護区画の設定

防護対象設備が設置されており浸水防護を行う建屋，区域等を耐津波設計において，浸水防護区画として設定し，基準津波の流入防止や地下水等の浸水防止対策を実施する。浸水防護区画の配置図を第 4.1-1 図に示す。

また，浸水防護区画は，以下の観点から溢水防護区画として区分する。

・防護対象設備が設置されている全ての区画並びに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。

・溢水防護対象設備が設置されている区画で，障壁，堰，又はそれらの組合せによって他の区画と分離され，溢水防護の観点から１つの単位と考えられる区画。

4.2　溢水経路の設定

溢水防護対象設備が設置されている建屋において，床開口部（機器ハッチ，階段等)及び溢水影響評価において期待することのできる設備（水密扉や堰等）の抽出を行い，溢水経路を設定する。

東海第二発電所における浸水防護区画の配置，他建屋等との接続関係及び主な開口部等の配置を第 4.2-1 図に示す。

溢水影響評価において考慮する溢水経路は，溢水防護区画とその他の区画（防護対象設備が存在しない区画または通路）との間における伝播経路となる扉，壁貫通部，天井開口部及び貫通部，床面開口部及び貫通部，床ドレン等の連接状況及びこれらに対する溢水防護措置の有無を踏まえ，溢水経路モデルとして第 4.2-2 図を設定した。また，溢水防護区画図を第 4.2-3 図に示す。ここでは，火災防護対応による以下の措置も考慮する。

・安全区分Ⅰと安全区分Ⅱ，Ⅲの境界を３時間以上の耐火能力を有する耐

火壁・隔壁等で分離する。

なお，扉の水密化，壁貫通部への止水処置，天井や床面開口部及び貫通部への止水処置等の溢水防護対策については，添付資料-4 を参照。

また，施設定期検査作業に伴う防護対象設備の待機除外や扉の開放等，プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により，影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合についても想定する。

プラント停止中のスロッシングの発生やハッチ開放時における溢水影響については，詳細を補足説明資料-30 に示す。なお，プラント停止時におけるハッチ運用面での対応及び止水板の設置，床ファンネルの閉止については，保安規定に定めるとともに，関連規程文書に詳細を明記する（別添 2 参照）。

4.2.1　溢水経路設定の基本方針

・原子炉棟各階は，6 階を除き東側エリア，西側エリアに分離し，溢水は上層階から下層階へそれぞれのエリアごとに流下させる。
・原子炉棟 6 階の溢水は，通常時においては最下階の地下 2 階東側エリアが比較的狭隘であることを考慮し，東側エリアに流下させない。
・原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる溢水のおそれがある期間は，原子炉棟 6 階の溢水を下層階へ流下させない。
・溢水は，床ドレンファンネルからドレンラインを経由して地下 2 階の床ドレンサンプに収集することとし，床ドレンサンプに収集することができないものは各階に滞留しても影響がないようにする。
・上層階から下層階への流下経路を限定することにより，溢水影響範囲を可能な限り限定する。
・溢水水位はアクセス性に影響のない水位とする。

4.2.2　基本方針を踏まえた対応方針

(1)　原子炉棟 6 階

【通常運転時】

・溢水を東側に流下させないために，東側エリアに通じる開口部に堰を設けるとともに，東側エリアに通じる床ドレンファンネルを閉止する。

・溢水は，西側エリアに通じる床ドレンファンネルから流下させる。

【原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる溢水のおそれがある期間】

・下階へ排水及び流下させない。

【その他設備】

・プール外周部の堰に切欠きを設置し，原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる溢水を滞留させない

(2)　原子炉棟 5 階～1 階

・溢水影響範囲を軽減させるために，開口部周りには堰を設け，溢水を床ドレンラインで排水させる。

・堰高さは溢水水位がアクセス性に影響しないよう設定する。

・上層階から下層階への流下経路を限定させるために，流下経路とする開口部を選定し，その周りの堰は，その他の開口部の堰より低くする。

(3)　原子炉建屋地下 1 階

・地下 2 階への流下経路は床ドレンサンプエリアにつながる階段及び床ドレンラインとすることにより溢水経路を限定し，溢水をドレンサンプに導く。

・下層への流下経路がない区画に開口部を設ける。なお，当該区画の下層階の安全区分は同じⅡ区分である。

(4)　原子炉棟地下 2 階

・現場操作が必要な設備へのアクセス性を確保するため，歩廊を設ける。

(5)　堰の設定に対する考え方

溢水経路の設定にあたり，以下の堰を設置する。

・溢水拡大防止堰

溢水伝播を制限するための堰であり，流下経路としての伝播を考慮しない。

・溢水拡大軽減堰

溢水影響範囲を軽減させるための堰であり，溢水を床ドレンファンネルに導くとともに，床ドレンファンネル閉塞時や大量の溢水時には流下経路として考慮する。

上記を踏まえた，溢水伝播経路図を第 4.2-4 図に示す。さらに，施設定期検査中に想定される機器の点検時における，ハッチ等の開放を想定した溢水伝播経路図を，溢水伝播経路図（9/16）以降に示す。

4.2.3　溢水経路の評価方針

・　没水影響評価においては全量滞留した場合を想定する。但し，堰高さを超えた場合は堰高さまでの滞留とする。

・　下層階には全量流下を想定する。

4.2.4　溢水防護区画内外における溢水経路

(1)　溢水防護区画内漏えいにおける溢水経路

溢水防護区画内漏えいに関する溢水経路の評価を行う場合，溢水防護対象設備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の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ことを基本と

する。

溢水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。

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本を除き，それ以外からの流出を期待する。この場合には，ドレン配管における単位時間あたりの流出量を算定し，溢水水位を評価する。

b．床面開口部及び貫通部

評価対象区画床面に開口部又は貫通部が設置されている場合であっても，床開口部又は貫通部から他の区画への流出は，考慮しない。

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。

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定し，溢水水位を評価する。補足説明資料-10 に示す。

① 評価対象区画の床面開口部にあっては，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

② 評価対象区画の床貫通部にあっては，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

c．壁貫通部

評価対象区画の境界壁に貫通部が設置され，隣の区画と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。

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は，他の区画への流出を考慮する。

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定し，溢水水位を評価する。

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，当該扉から他の区画等への流出は考慮しない。

ｅ．堰及び壁

他の区画への流出は考慮しない。

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，当該区画の流出は考慮しない。

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，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。

(2)　溢水防護区画外漏えいにおける溢水経路

溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合，溢水防護対象設備の存在する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流入する水量は多く，排水する流量は少なくなるように設定）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。

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。

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措置が施されている場合は，その効果を考慮する。

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全量の流入を考慮する。

ただし，天井面開口部自体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止水処置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。

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場合は，その残留水の流出は考慮しない。

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の貫通部に止水処置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。

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。

ただし，当該扉が溢水時に想定する水位による水圧に対する水密性が確保できる扉である場合は，流入を考慮しない。

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滞留とする。

f．壁

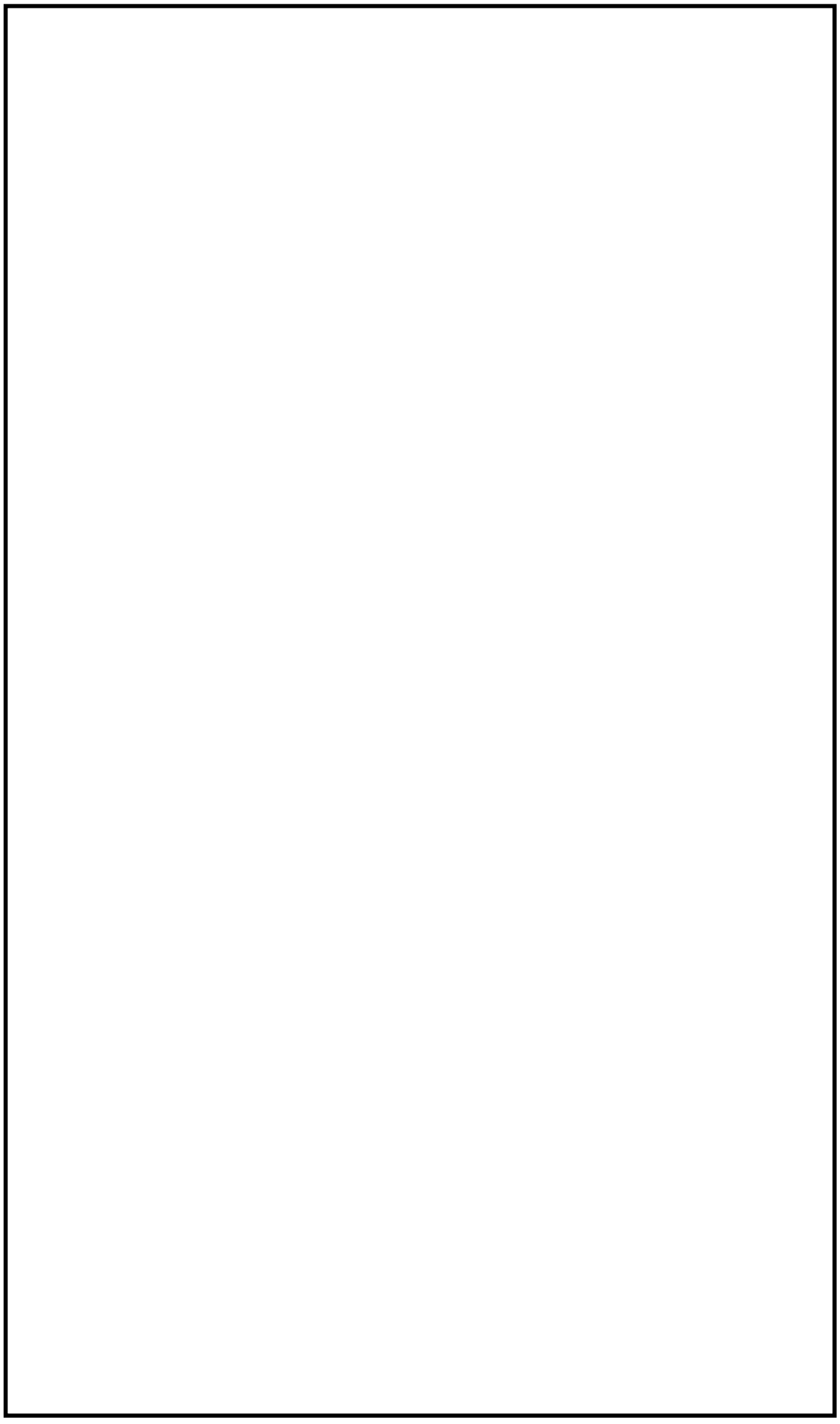
溢水が長時間滞留する区画境界の壁に，基準地震動S_sによる地震力によりひび割れが生じるおそれがある場合は，ひび割れからの漏水量を算出し，溢水評価に影響を与えないことを確認する。基準地震動S_sによる地震力に対し健全性を確認できる壁については，その効果を考慮する。

g．排水設備

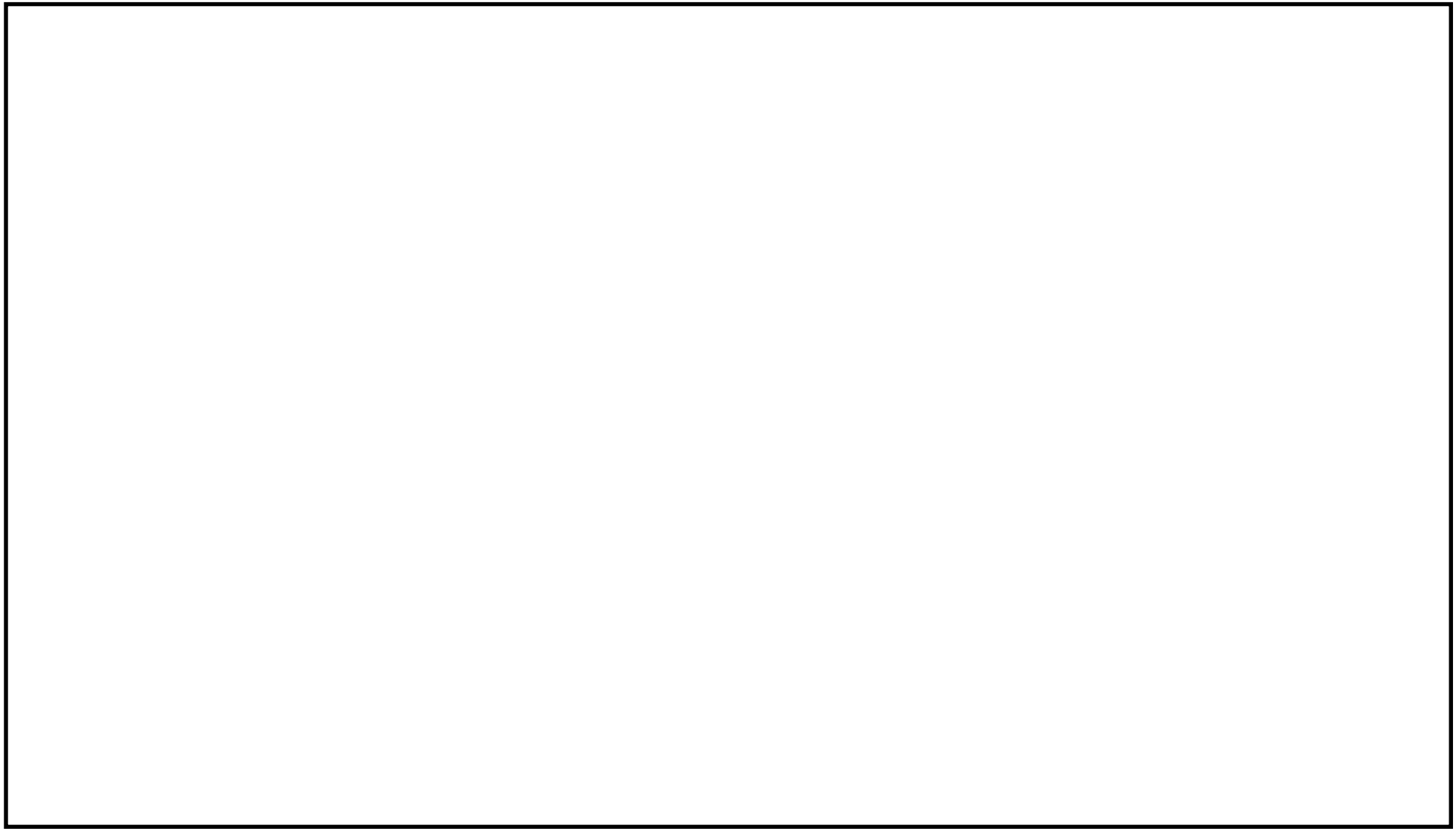
評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても，当該区画の排水は考慮しない。ただし，溢水防護対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており，明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には，当該区画からの排水を考慮する。

(3) 蒸気に対する溢水経路について

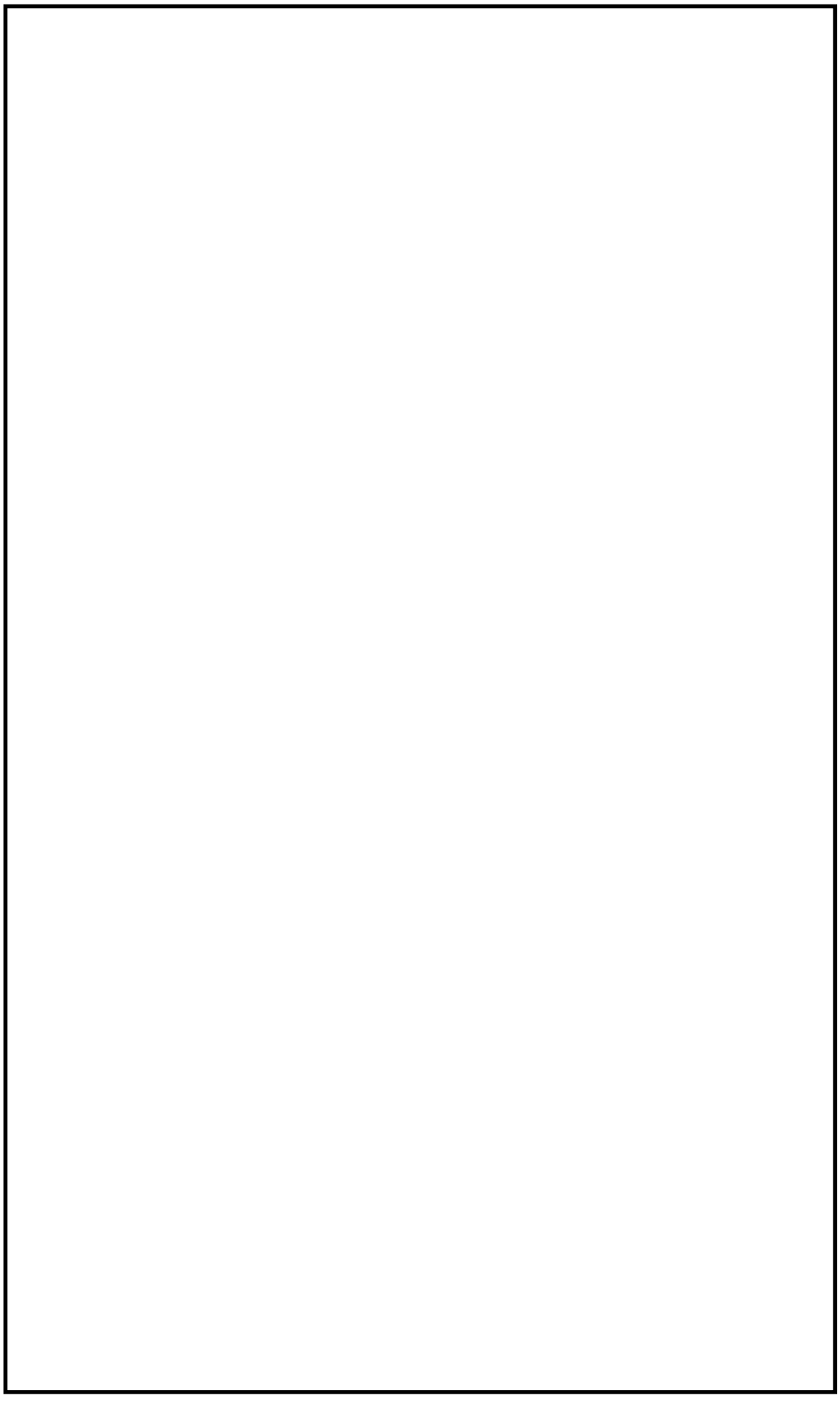
蒸気は液体の場合と伝播の仕方が異なることから，気密要求のある床，壁及び天井等を境界として区域を分割し，それら区域間の伝播経路を設定する。火災防護対応による３時間以上の耐火能力を有する耐火壁・隔壁等による区分分離は考慮する。



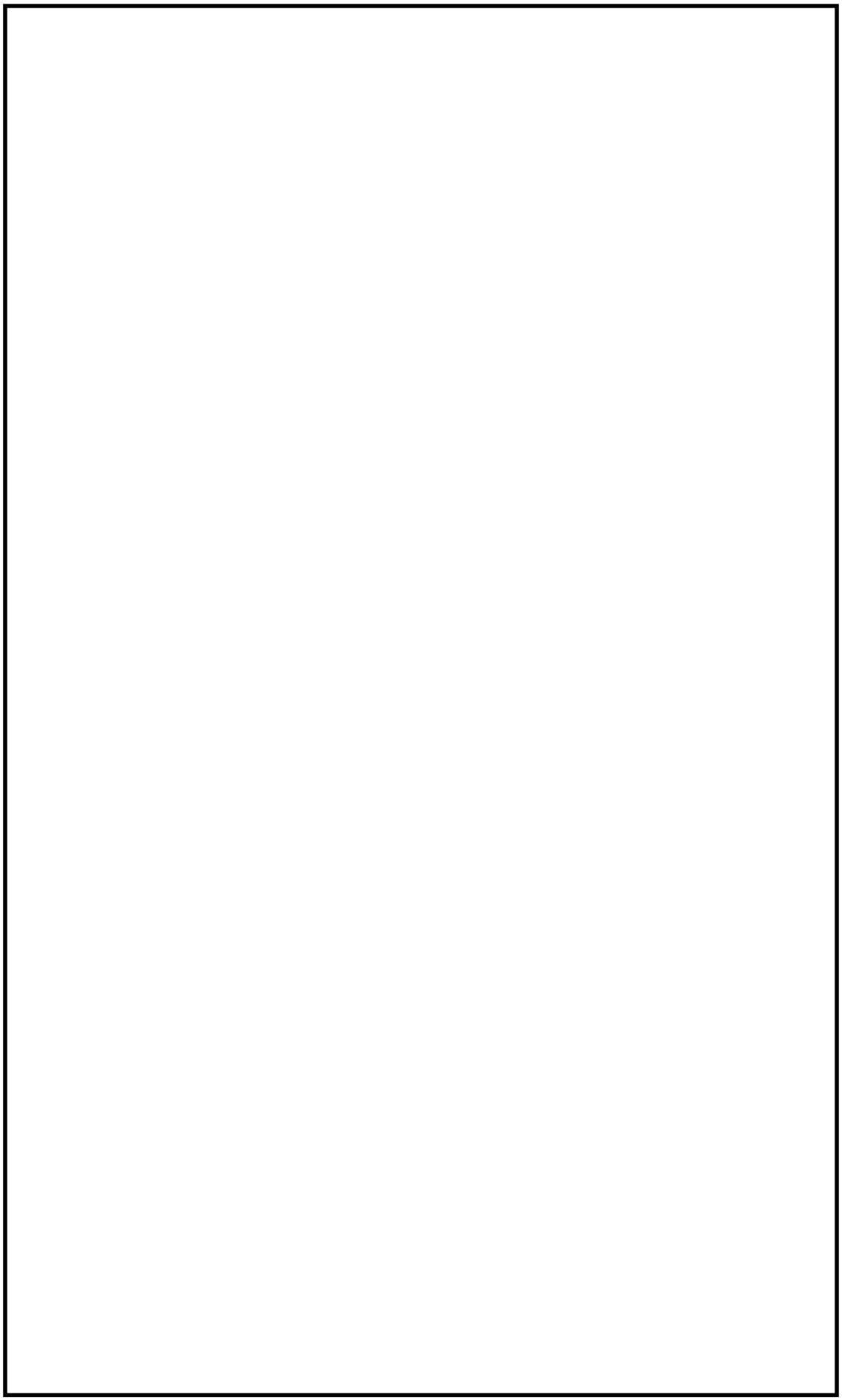
第 4.1-1 図　浸水防護区画の配置図



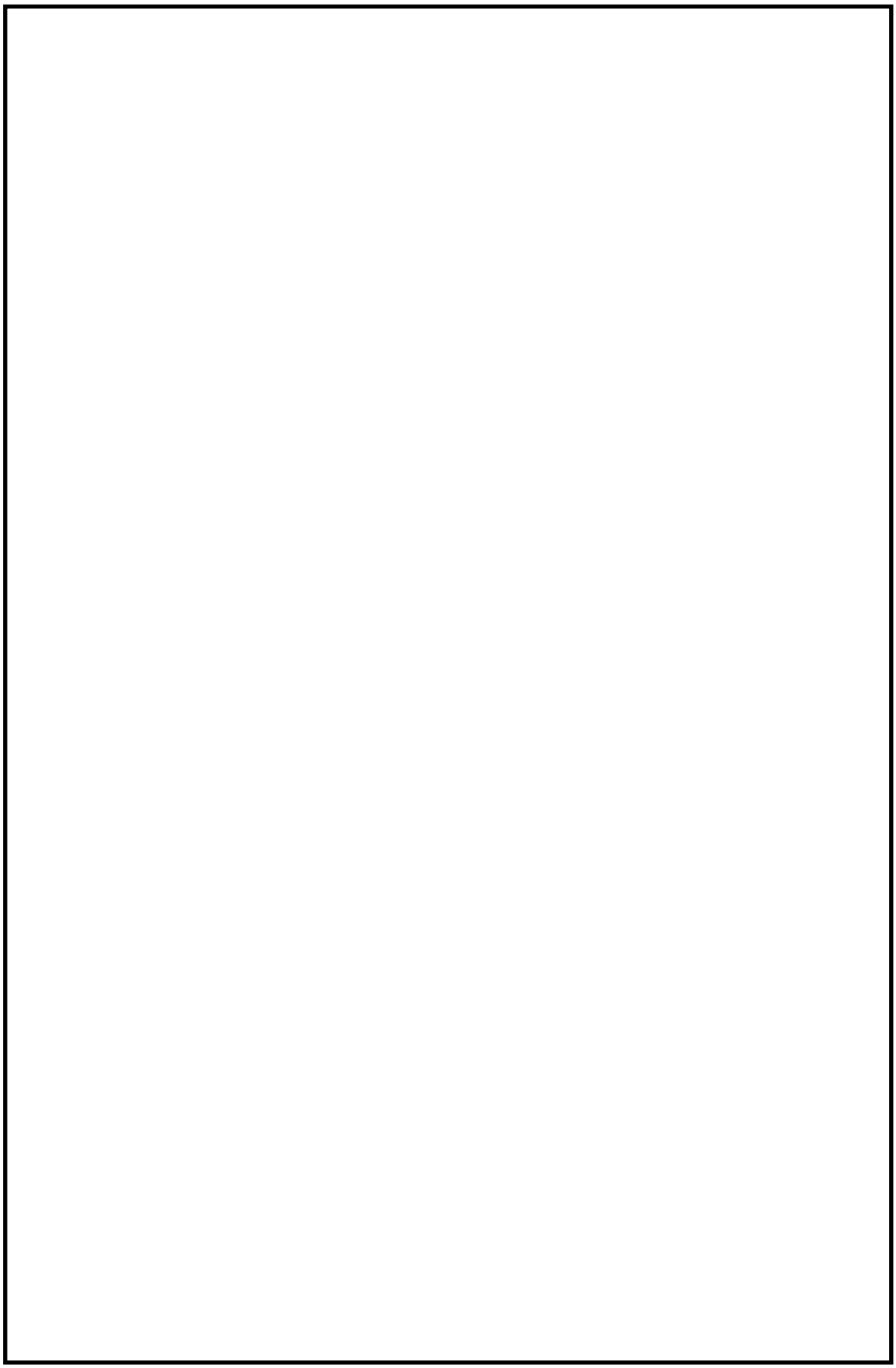
第4.2-1図　東海第二発電所にて評価すべき開口部等



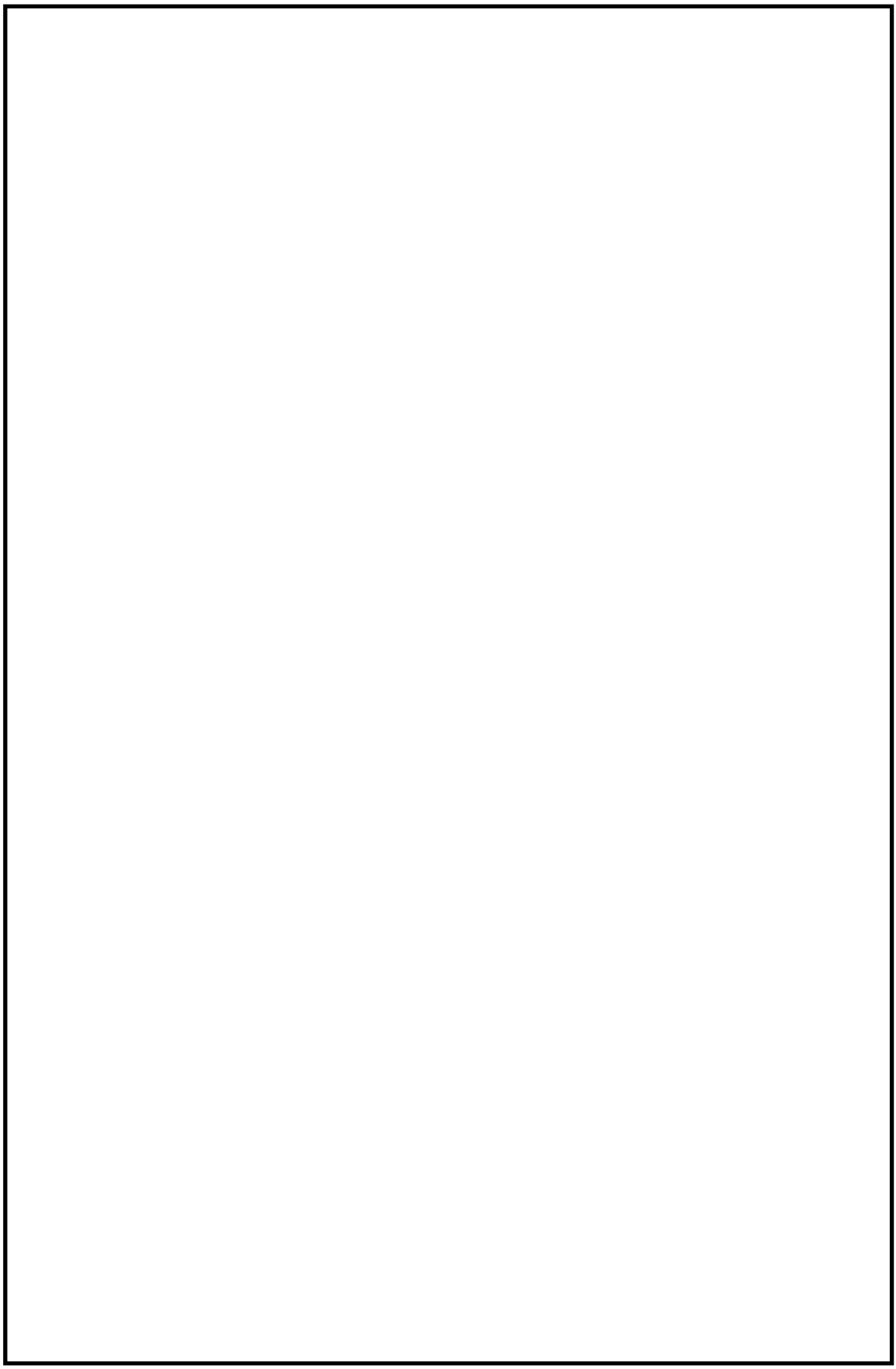
第 4.2-2 図　溢水経路モデル図（対策前現況モデル）



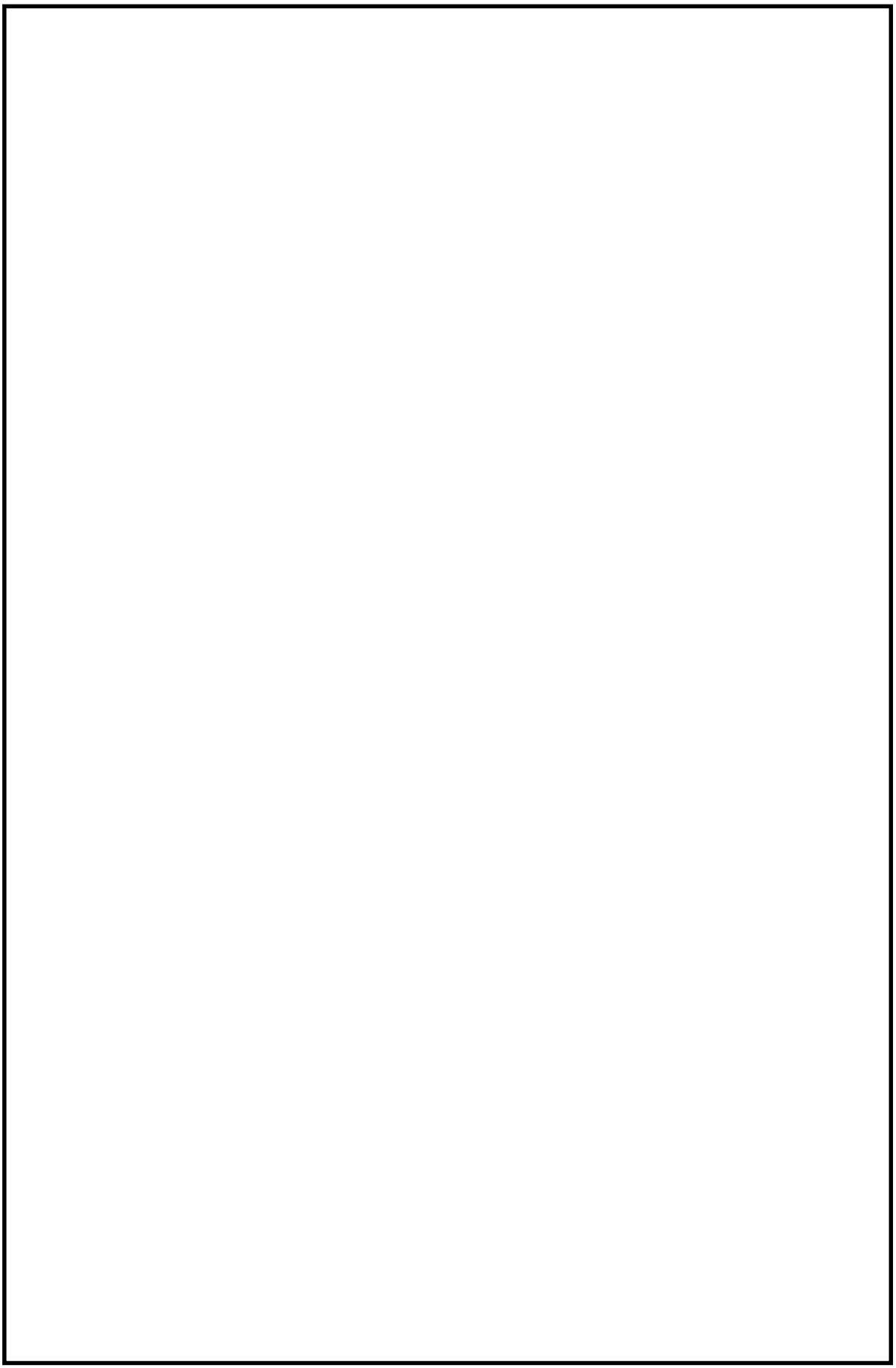
第 4.2-2 図　溢水経路モデル図（対策後状況）



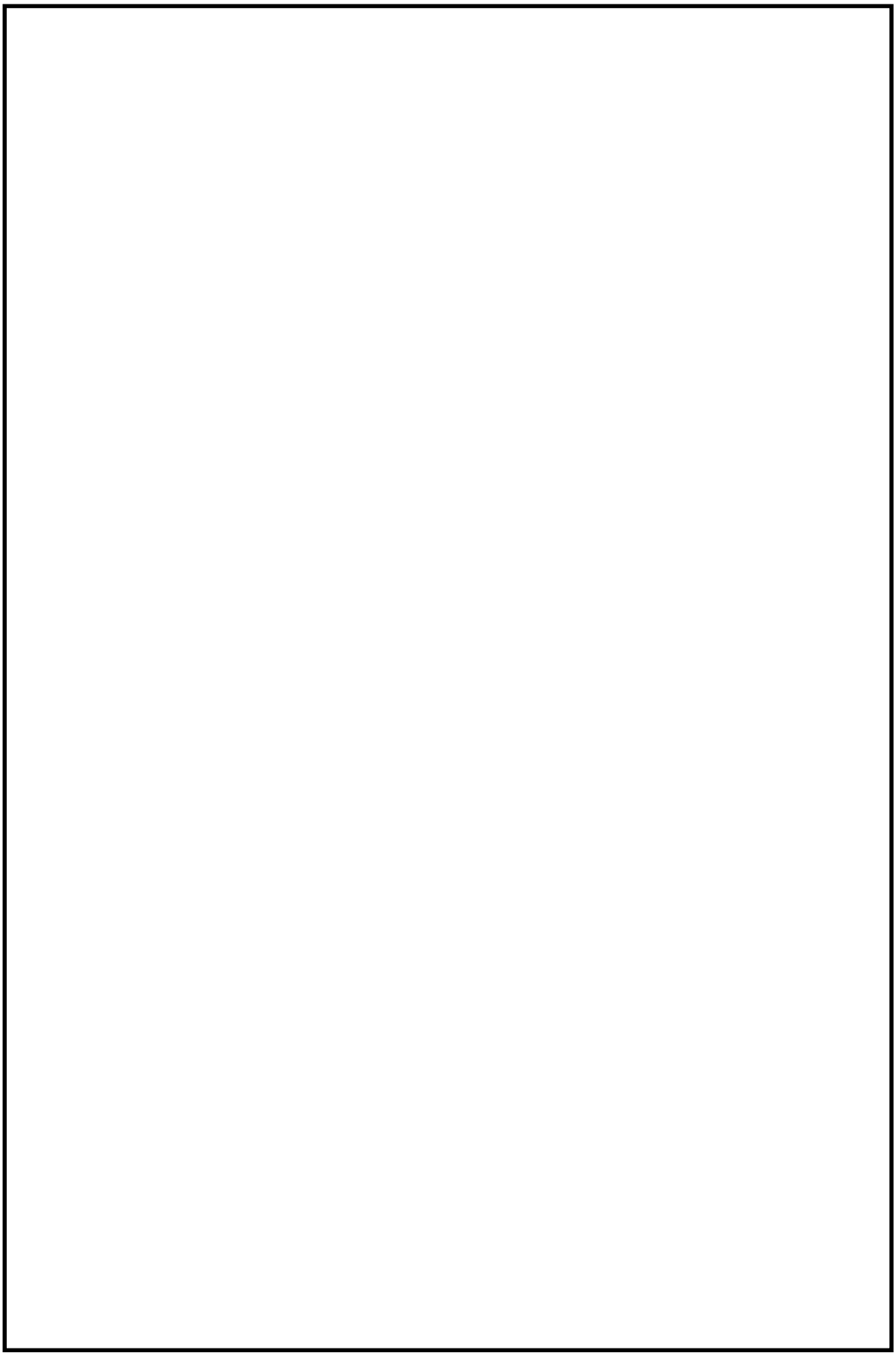
第 4.2-3 図　東海第二発電所　溢水防護区画図（1／12）



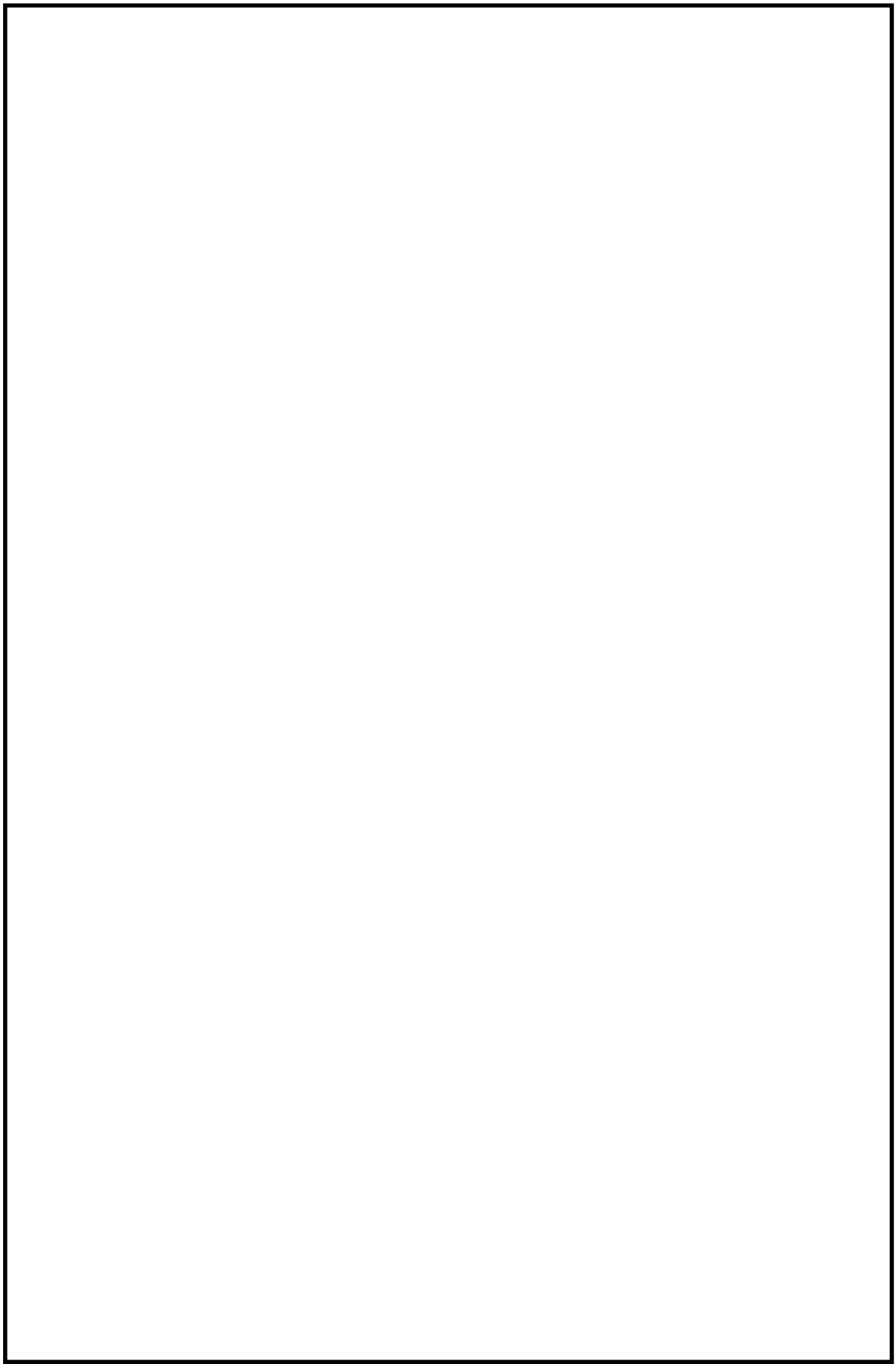
第 4.2-3 図　東海第二発電所　溢水防護区画図（2／12）



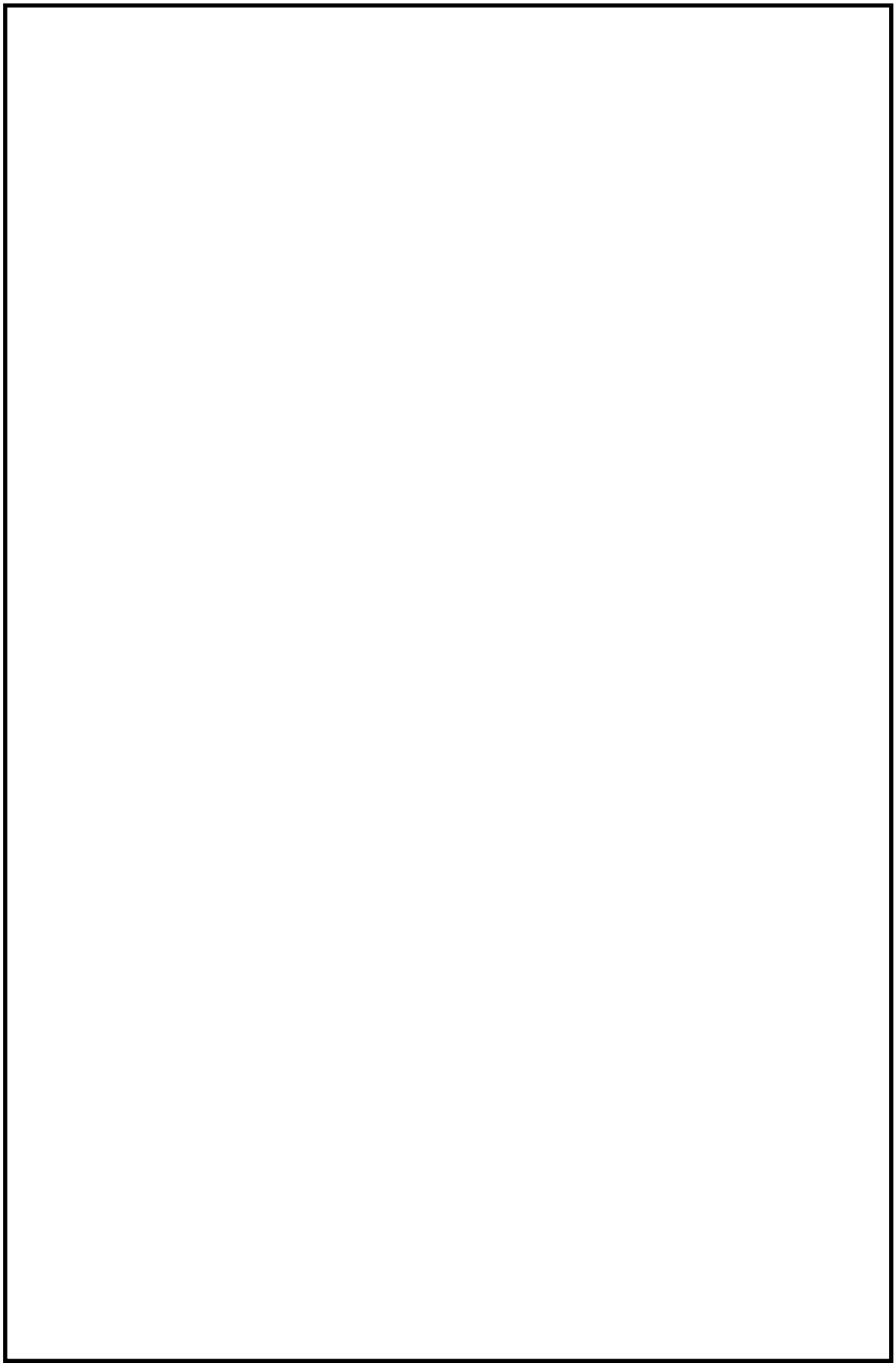
第 4.2-3 図　東海第二発電所　溢水防護区画図（3／12）



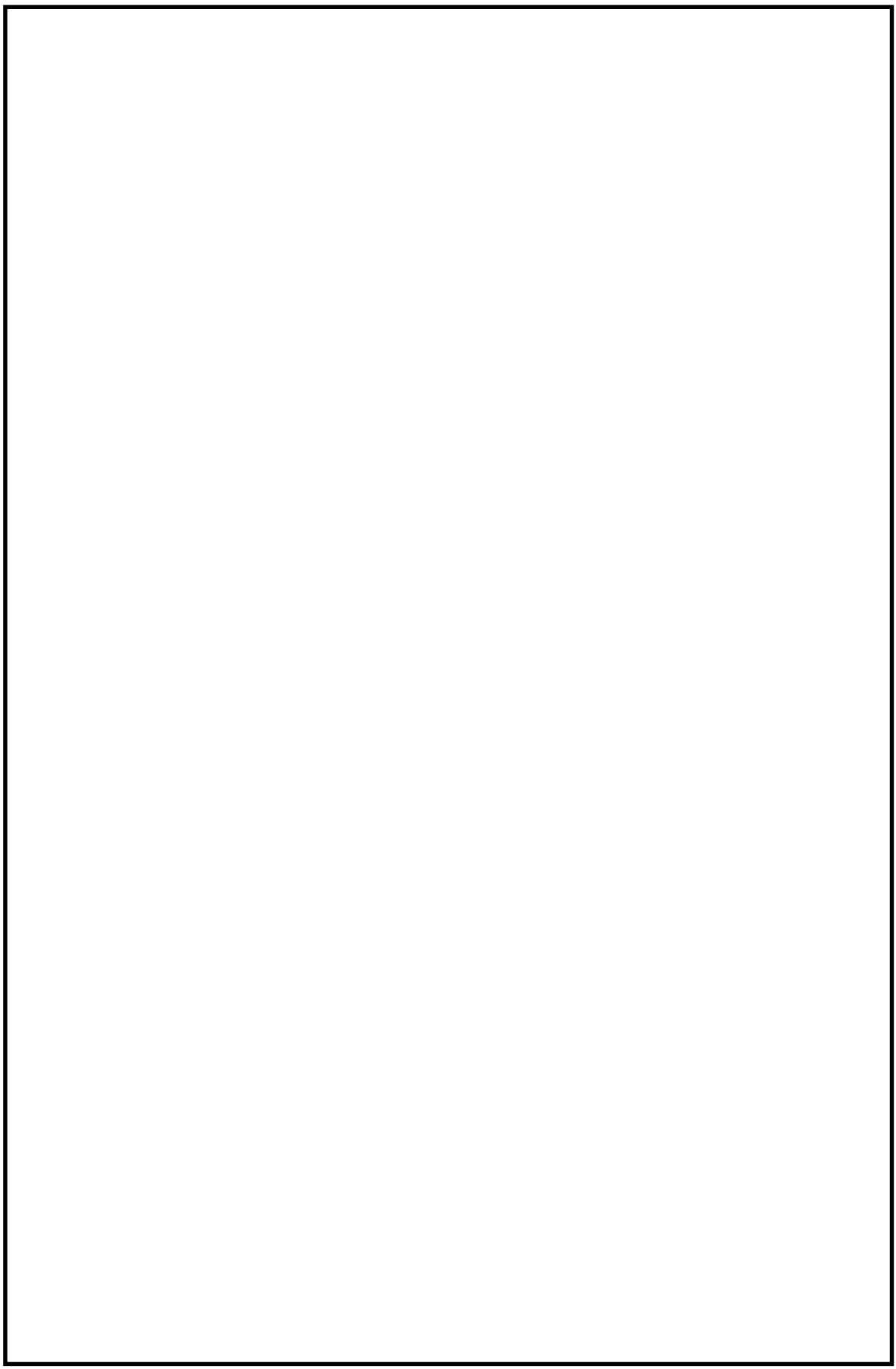
第 4.2-3 図　東海第二発電所　溢水防護区画図（4/12）



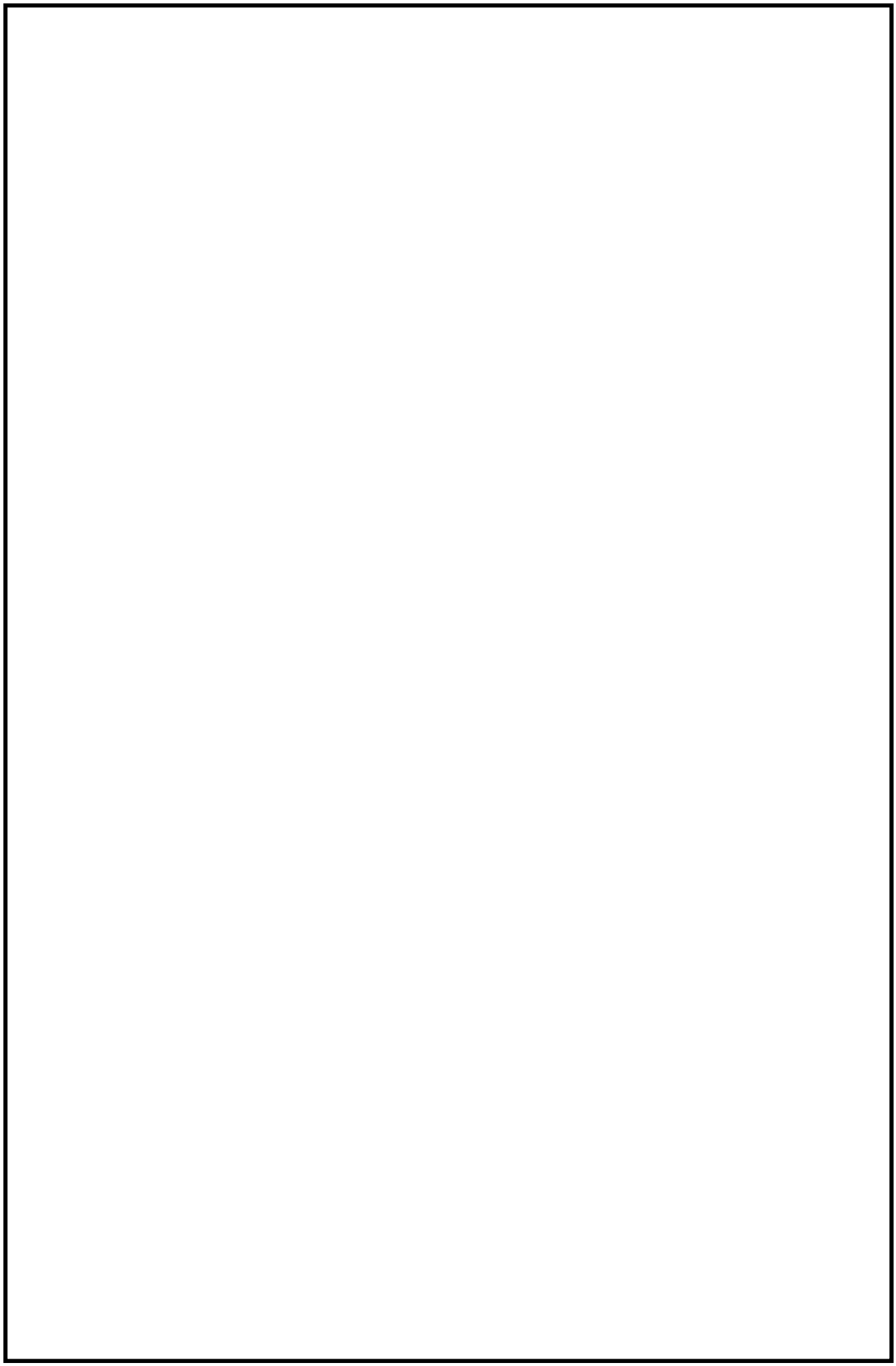
第 4.2-3 図　東海第二発電所　溢水防護区画図（5／12）



第 4.2-3 図　東海第二発電所　溢水防護区画図（6／12）



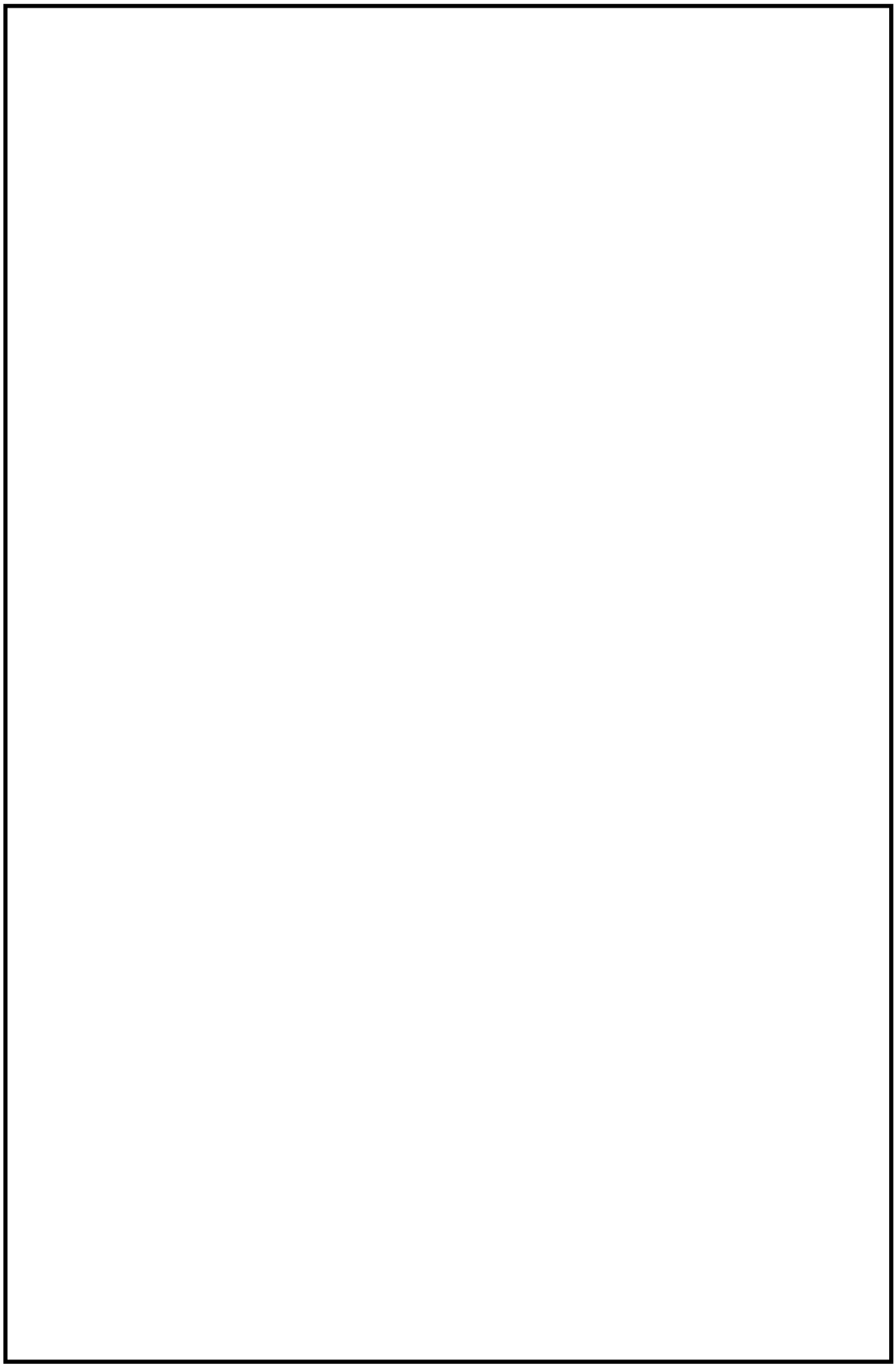
第 4.2-3 図　東海第二発電所　溢水防護区画図（7／12）



第 4.2-3 図　東海第二発電所　溢水防護区画図（8／12）

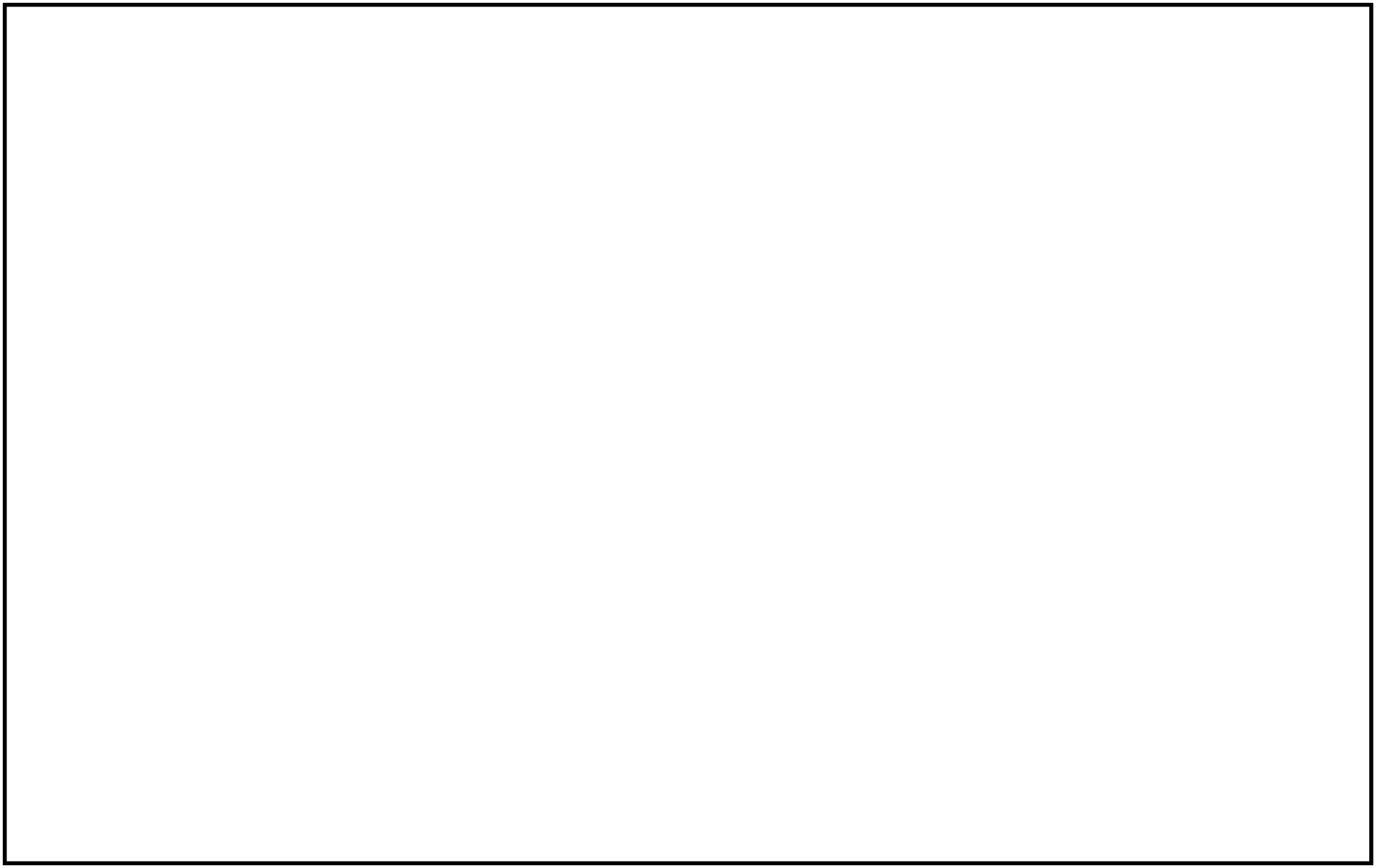
第 4.2-3 図　東海第二発電所　溢水防護区画図（9／12）

第 4.2-3 図　東海第二発電所　溢水防護区画図（10／12）

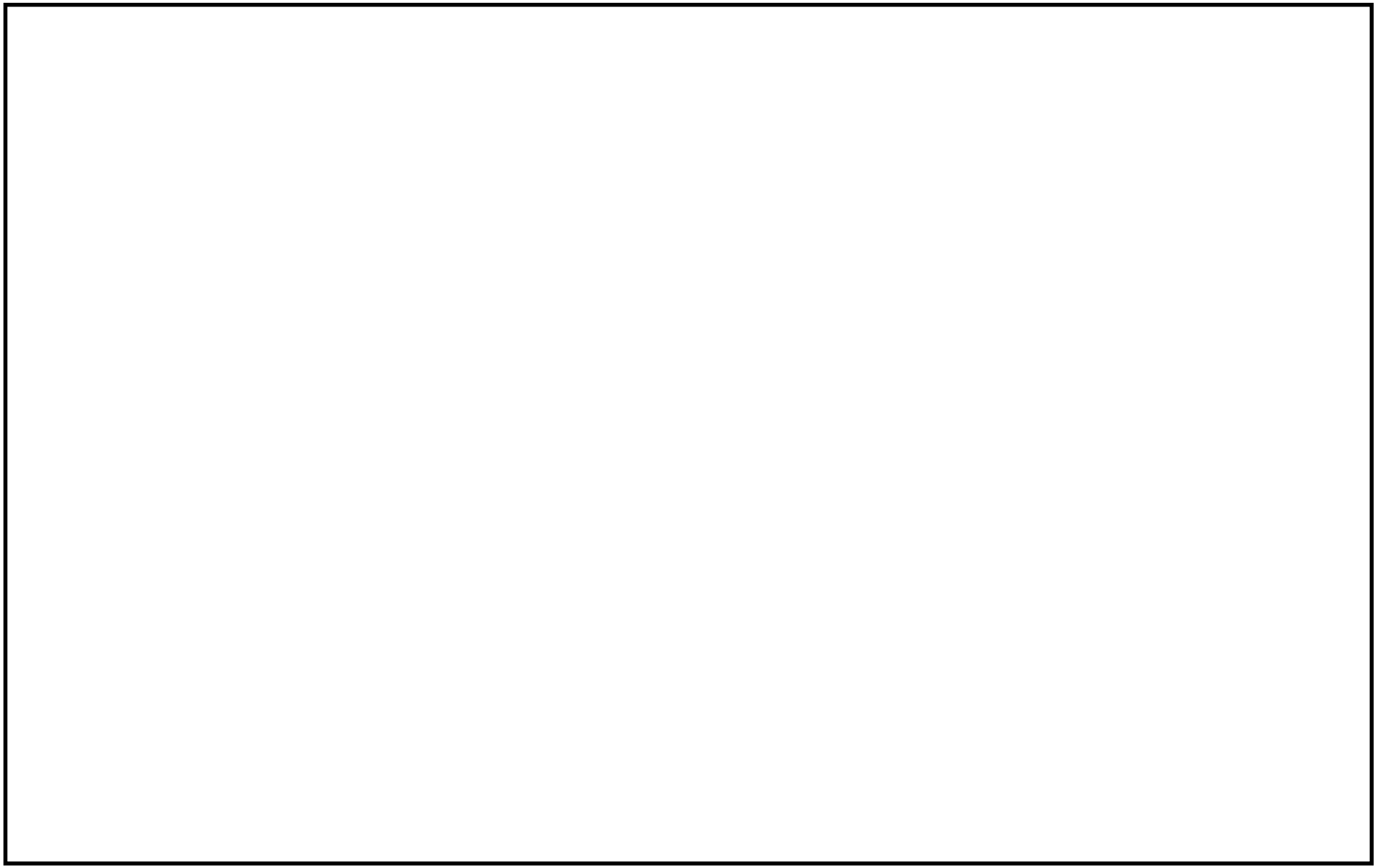


第 4.2-3 図　東海第二発電所　溢水防護区画図（11／12）

第 4.2-3 図　東海第二発電所　溢水防護区画図（12／12）



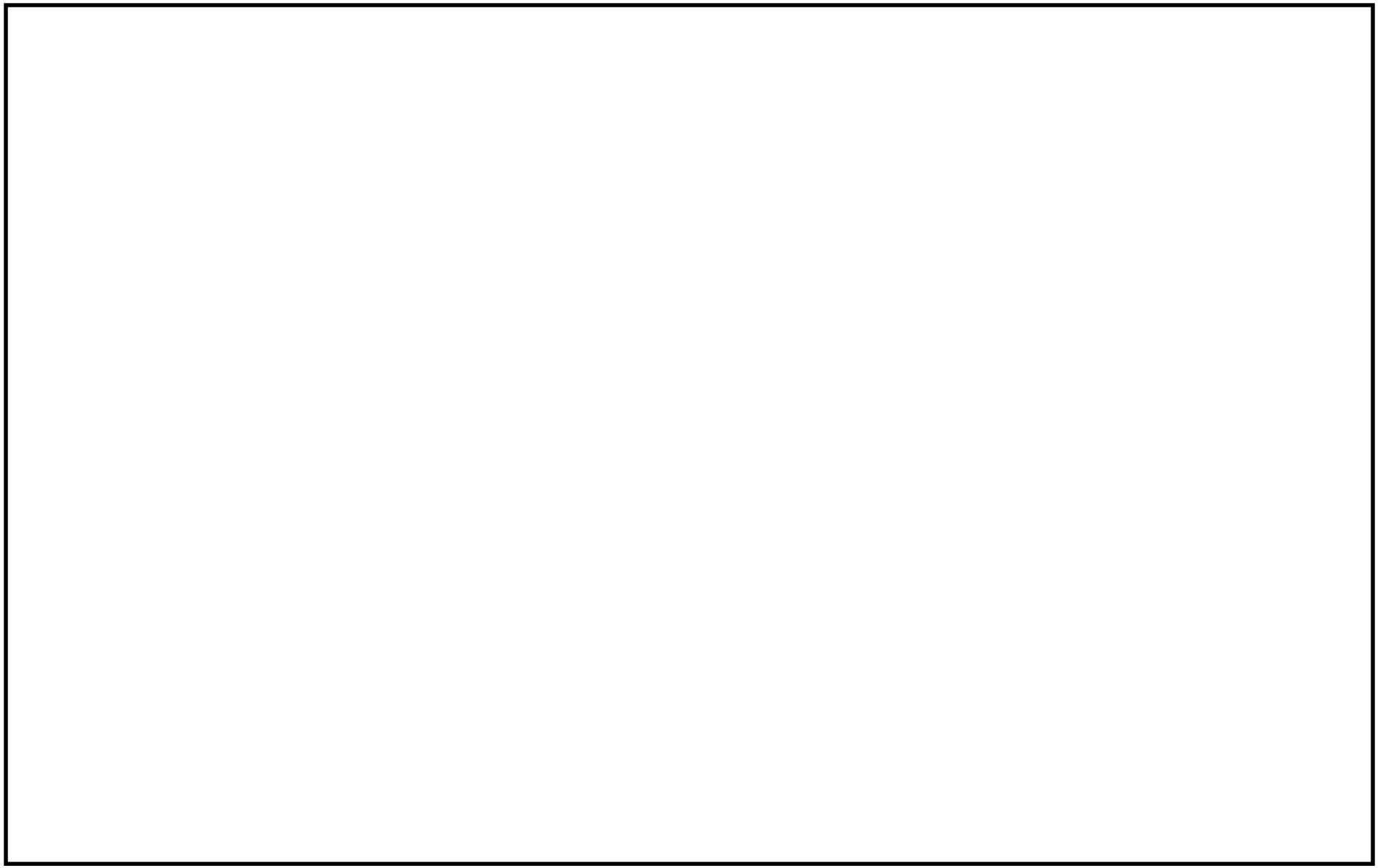
第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（1／16）



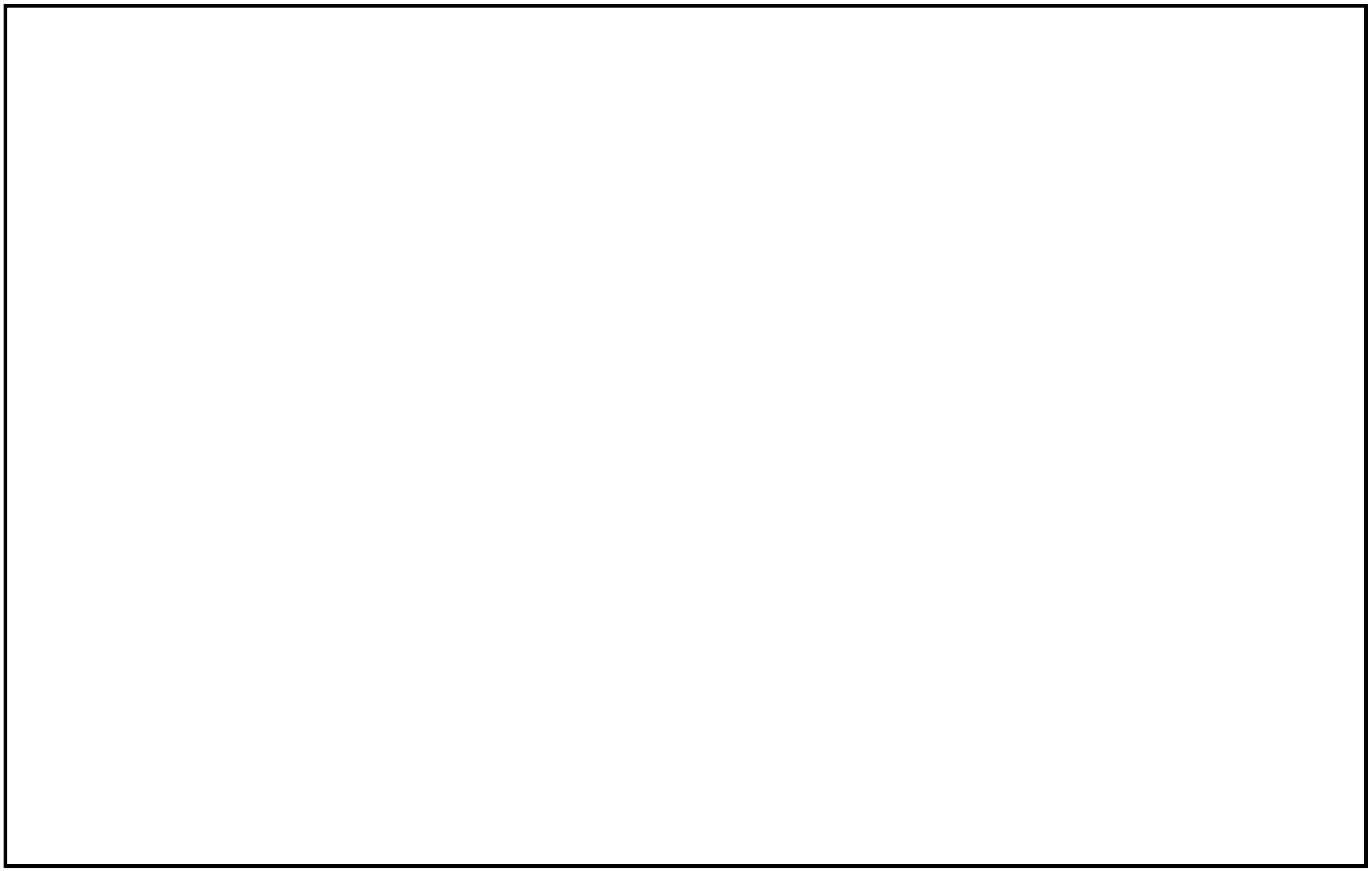
第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（2／16）

第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（3／16）

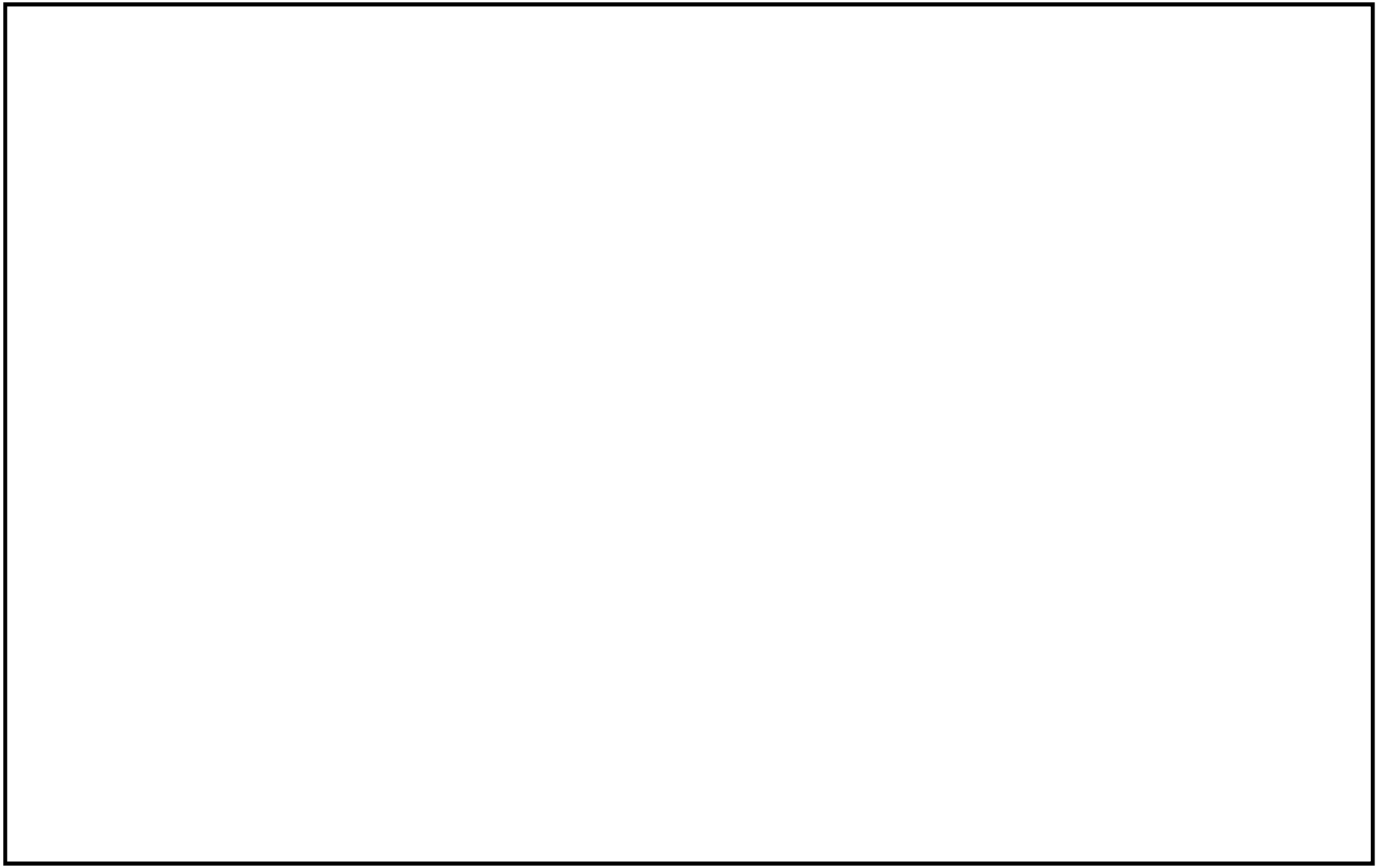
第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（4／16）



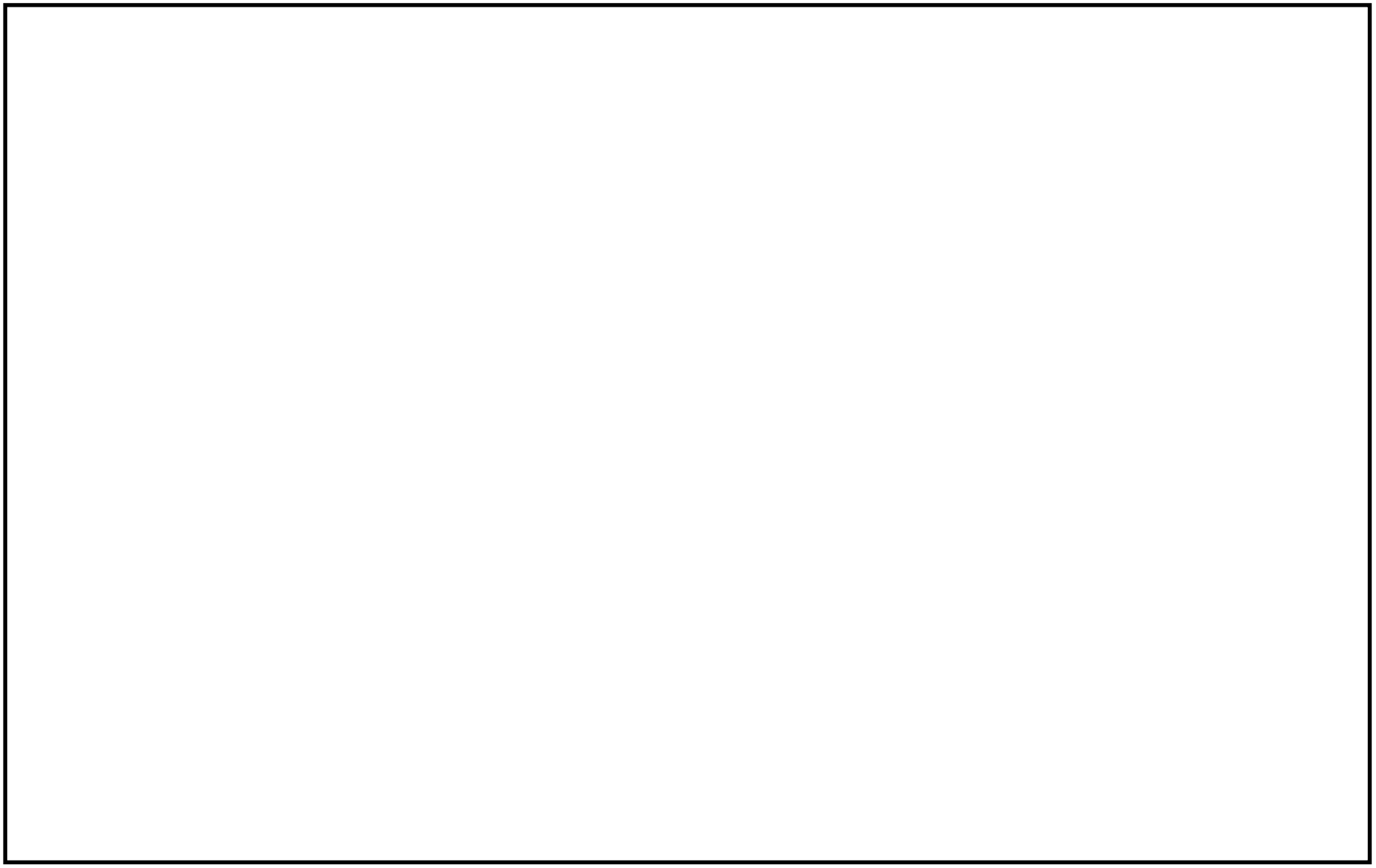
第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（5／16）



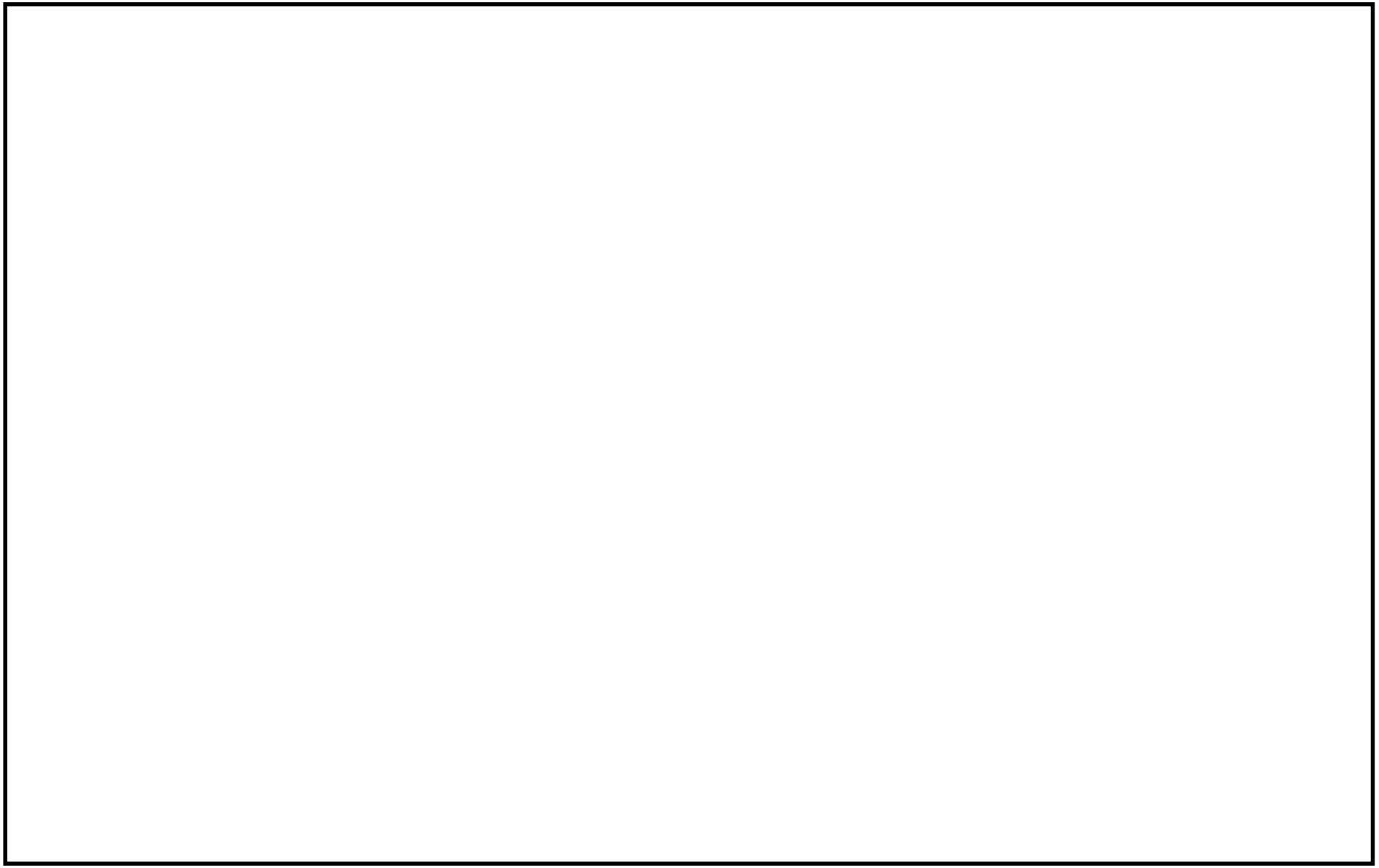
第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（6／16）



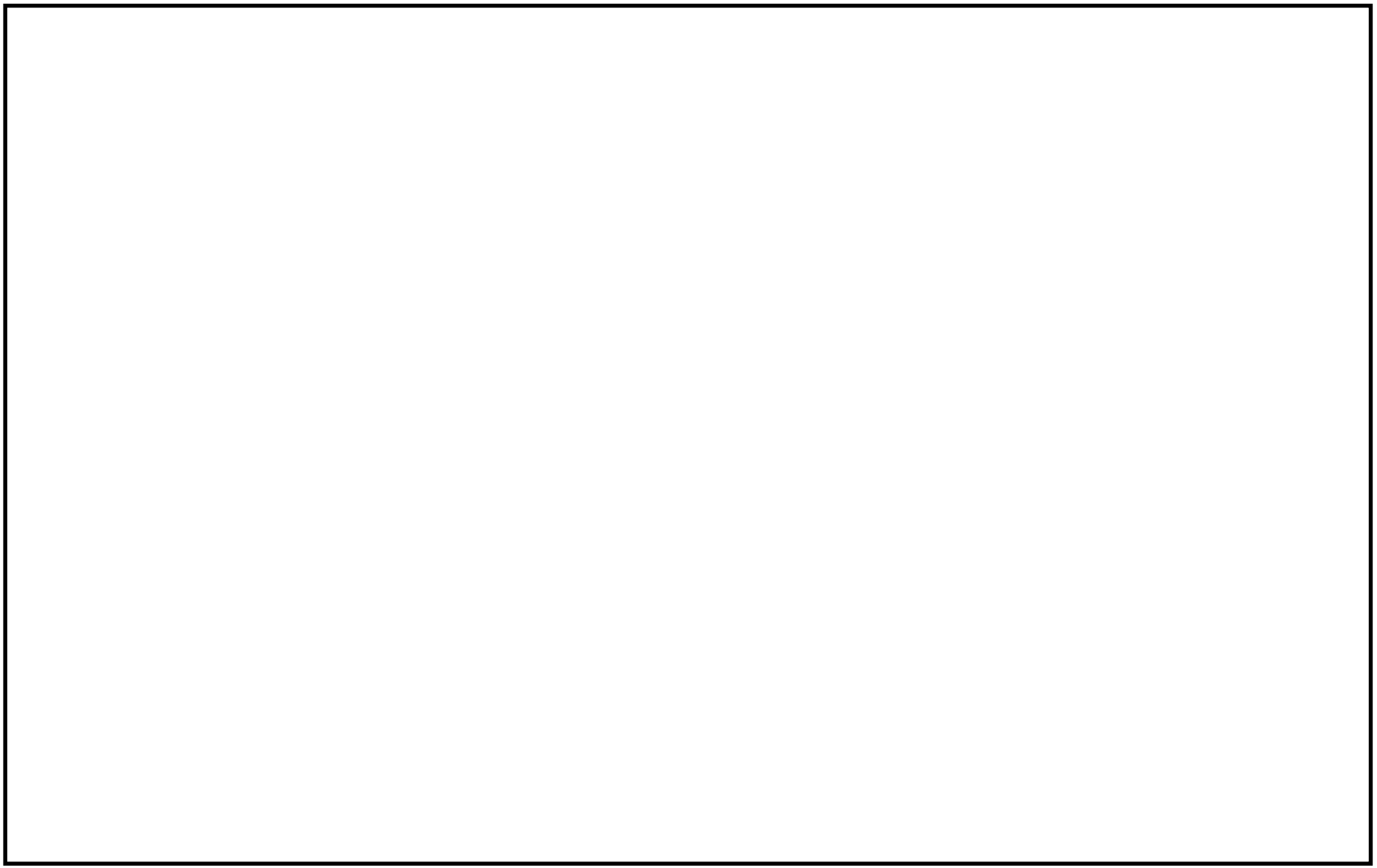
第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（7／16）



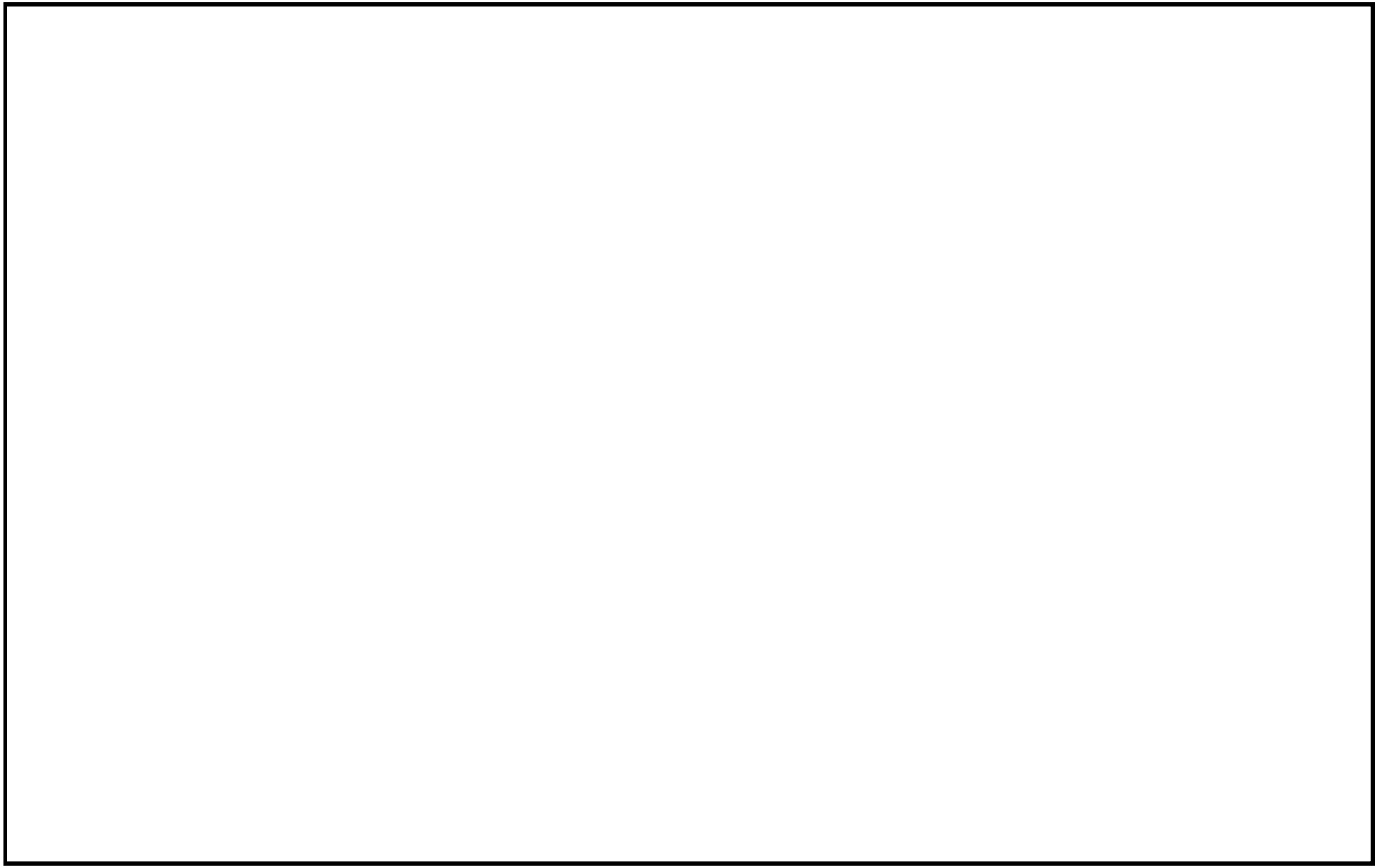
第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（8／16）



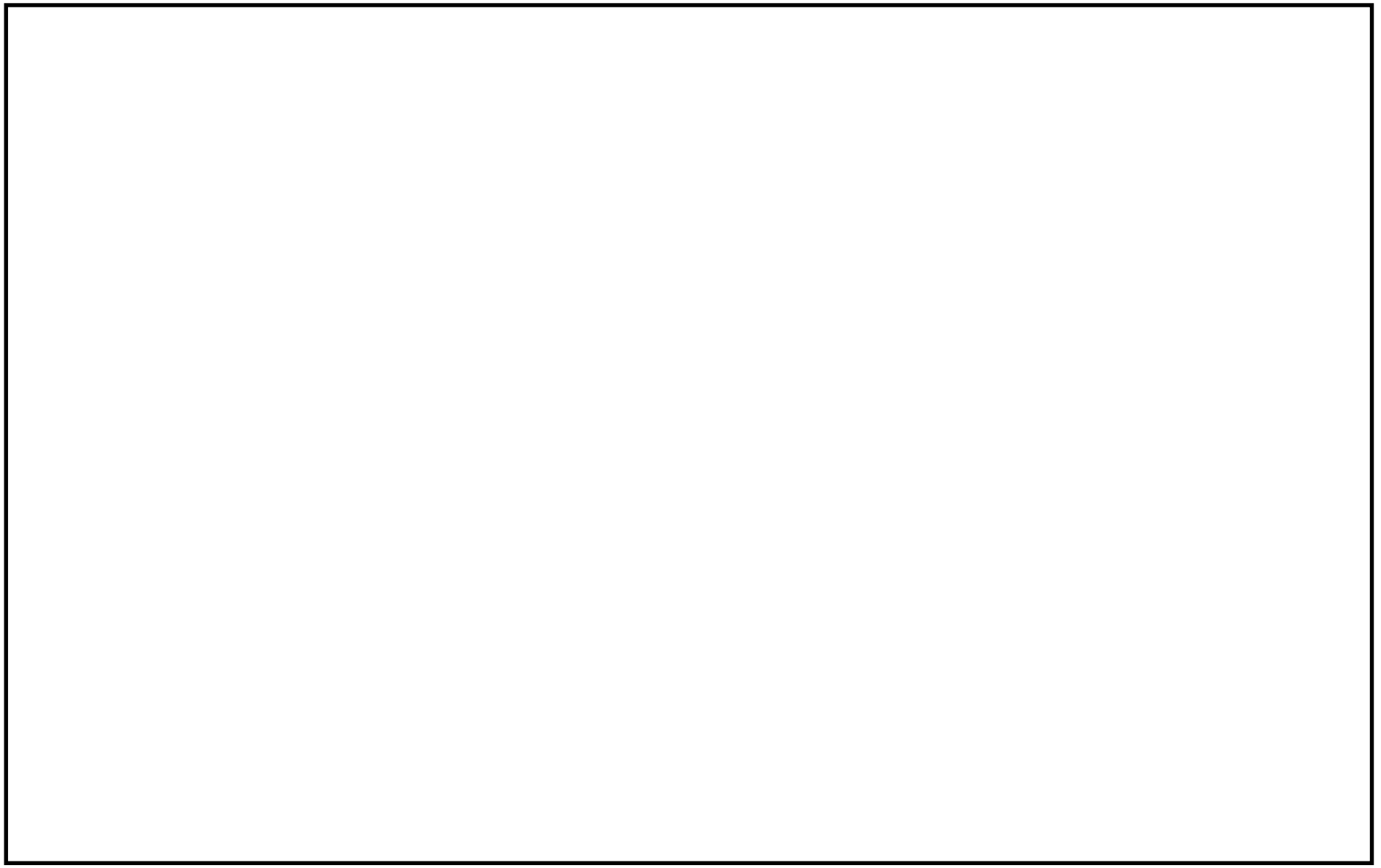
第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（9／16）



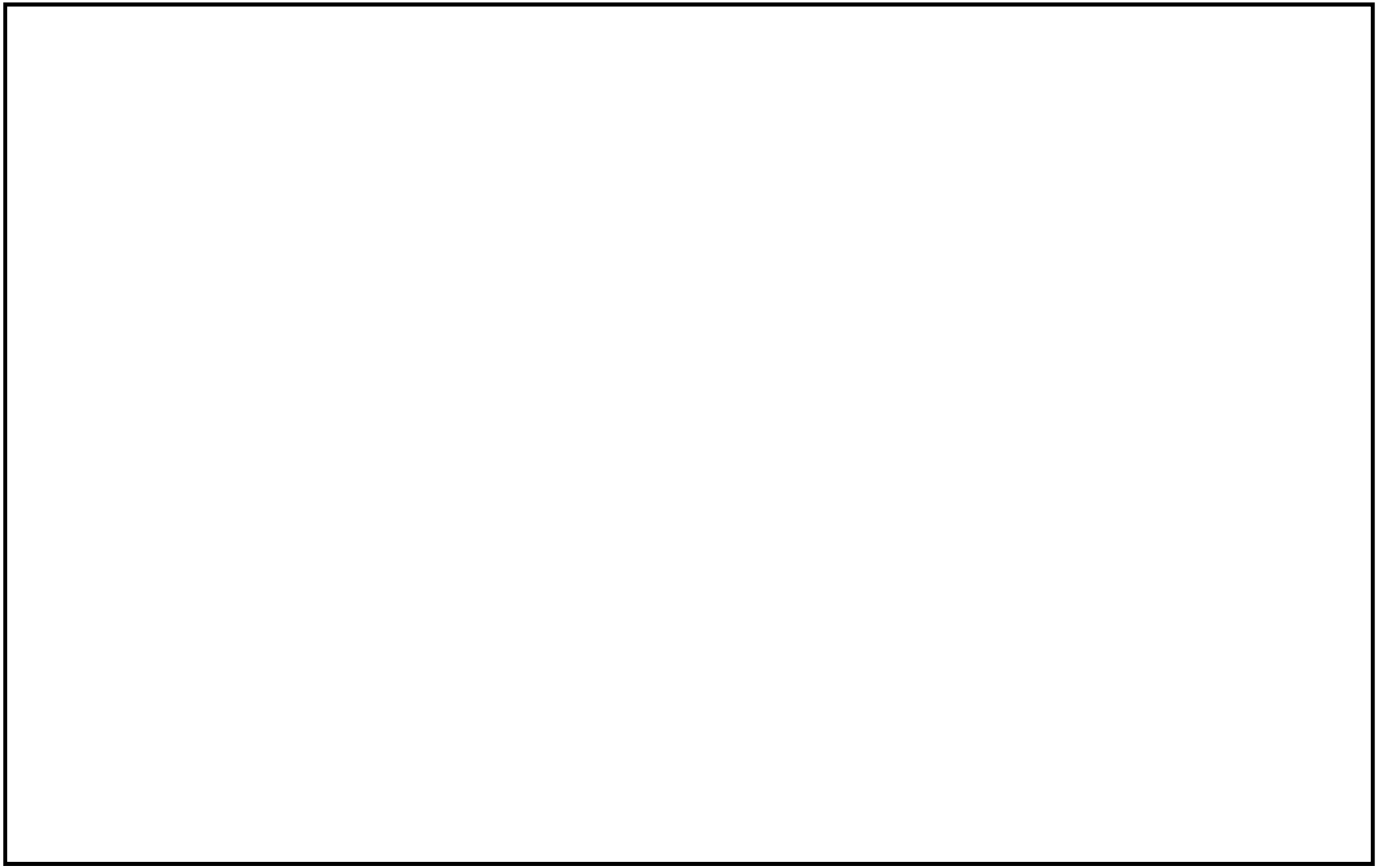
第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（10／16）



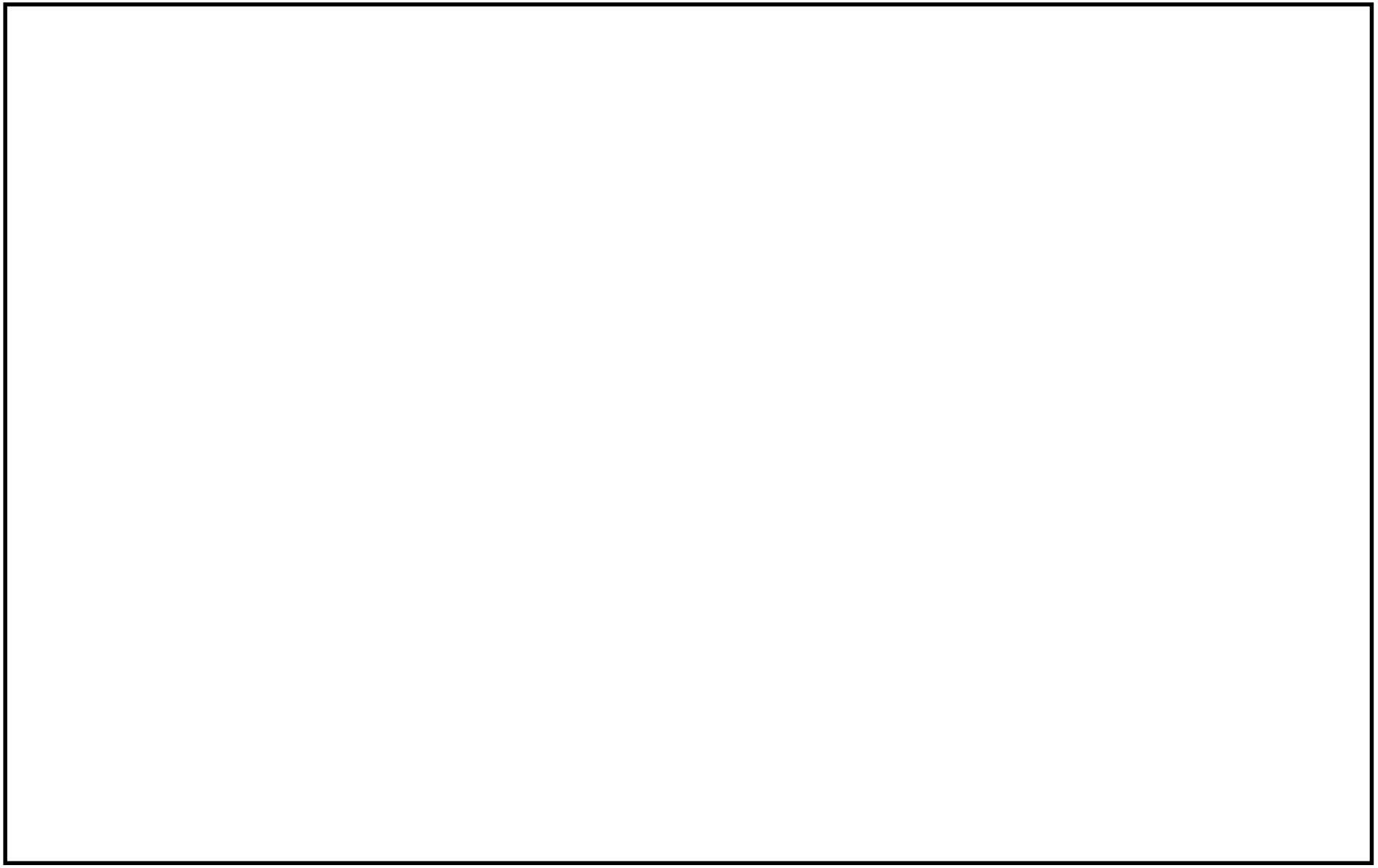
第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（11／16）



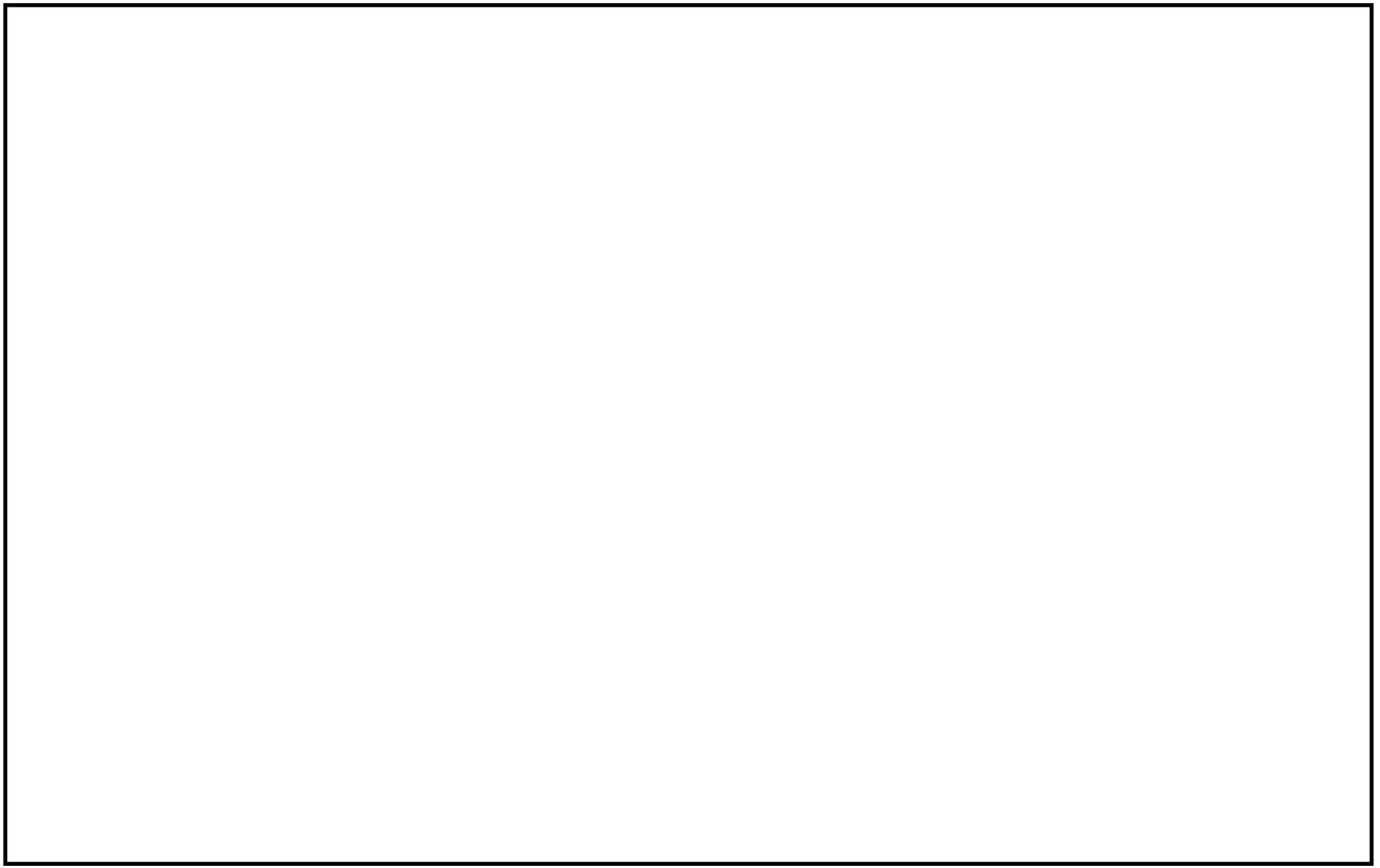
第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（12／16）



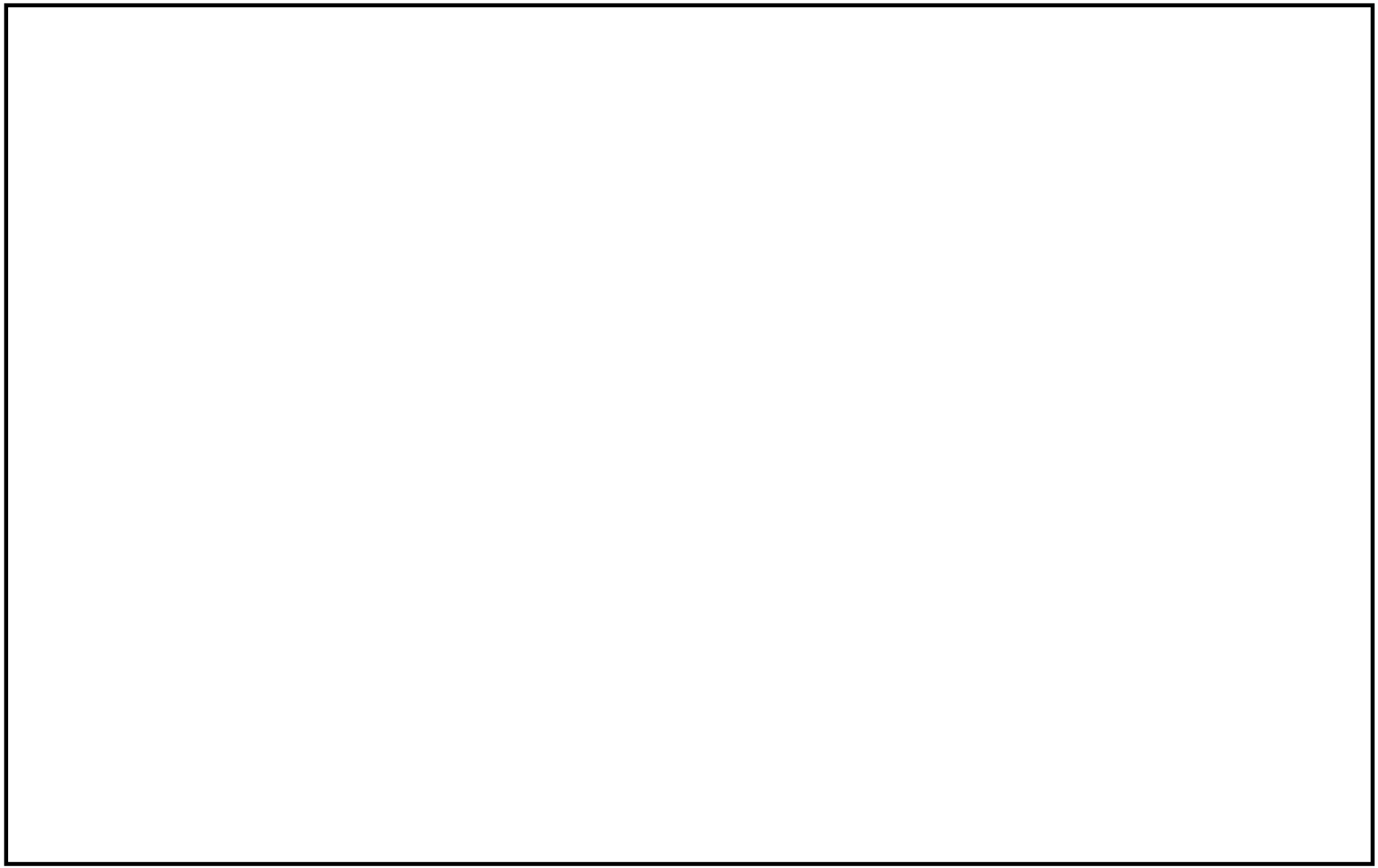
第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（13／16）



第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（14／16）



第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（15／16）



第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）（16／16）

5.　建屋内の防護対象設備を防護するための設計方針

設定した溢水源及び溢水量に対して，防護対象設備が没水，被水及び蒸気の影響を受けて，安全機能を損なわない設計とするとともに，使用済燃料プールのスロッシングによる水位低下を考慮しても，使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能が維持できる設計とする。

また，溢水評価において現場操作が必要な設備に対しては，必要に応じて，環境の温度及び放射線量を考慮しても運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。なお，必要となる操作を中央制御室で行う場合は，操作を行う運転員は中央制御室に常駐していることからアクセス性を失わずに対応できる。

5.1　没水の影響に対する評価及び防護設計方針

5.1.1　没水の影響に対する評価方針

「3.　溢水源の想定」にて設定した溢水源から発生する溢水量と「4.　溢水防護区画及び溢水経路の設定」にて設定した溢水防護区画及び溢水経路から算出した溢水水位に対し，防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には，以下に示す要求のいずれかを満足していれば防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。想定破損による没水評価を 6.2，消火水の放水による没水評価を 7.2，地震起因による没水評価を 8.6 に示す。

(1) 発生した溢水による水位が，溢水の影響を受けて防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を上回らないこと。その際，溢水の流入状態，溢水源からの距離，人のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、発生した溢水に対して裕度を

確保されていること。さらに，溢水防護区画への設備の追加，変更及び資機材の持込みによる床面積への影響を考慮すること。

機能喪失高さについては，防護対象設備の各付属品の設置状況も踏まえ，没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを設定する。

防護対象設備の機能喪失高さの考え方の例を第 5.1.1-1 表に示す。

溢水防護区画毎に当該エリアで機能喪失高さが最も低い設備を選定し，機能喪失高さと溢水水位を比較することにより当該エリアの影響評価を実施する。

機能喪失高さは，「評価高さ」を基本とするが，この評価において，没水と評価された機器については，改めてより現実的な設定としている「実力高さ」を用いた再評価による判定をしている。

ただし，当初から電源盤等の没水を許容せず，防護する方針としている設備については，「評価高さ」による判定のみで対策が必要とする。機能喪失高さと評価高さの関係については，添付資料-1 に詳細を示す。

発生した溢水による水位(H)は，以下の式に基づいて算出する。床勾配が溢水評価区画にある場合には，保守的に床勾配分の滞留量は考慮せず，溢水水位の算出は床勾配高さ（※）分嵩上げする。

※ 床勾配の下端から上端までの高さ（保守的に一律 100 ㎜と設定）

$H=Q／A ＋ h$

H：水位(m)

Q：流入量(m^3)

設定した溢水量及び溢水経路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(m^2)（除外面積を考慮した算出面積に対して 30％裕度を確保）

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。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。

h：床勾配高さ(m)（溢水防護区画の床勾配を考慮）

没水評価に係る保守性の考慮について補足説明資料-13 に示す。

(2) 防護対象設備が多重性又は多様性を有しており，各々が別区画に設置され同時に安全機能を損なうことのないこと。その際，溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するために必要な機器の単一故障を考慮すること。

第 5.1.1-1 表　溢水による各設備の機能喪失高さの考え方

機器	機能喪失高さ	
	実力高さ	評価高さ
弁	①電動弁：弁駆動装置下部 ②空気作動弁，各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・電動弁，空気作動弁とも弁配管の中心高さ
ダンパ及びダクト	・各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・ダンパ，ダクトとも中心高さ（配管ダクトの場合） ・ダンパ，ダクトの下端高さ
ポンプ	①ポンプ又はモータのいずれか低い方の下端 ②モータは下端部	・ポンプ，モータの基礎＋架台高さのいずれか低い箇所
ファン	・モータ下端部又は吸込み口高さの低い方	・ファン又はモータの基礎＋架台高さのいずれか低い箇所の高さ
計器	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方 ・計器ラックは床面高さ
電源・盤	・端子台等最下部	・床面高さ

5.1.2　没水の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が没水により安全機能を損なうおそれがある場合には，以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。

(1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

a.　漏えい検知システム等により溢水の発生を早期に検知し，中央制御室からの遠隔操作（自動又は手動）又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。このうち漏えい検知器の設置については，補足説明資料-43に示す。

b.　溢水防護区画外の溢水に対して，壁，扉，堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁，扉，堰等は，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

c.　想定破損による溢水に対しては，破損を想定する配管について，補強工事等の実施により発生応力を低減し，溢水源から除外することにより溢水量を低減する。

d.　地震起因による溢水に対しては，破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性を確保する設計とし，溢水源から除外することにより溢水量を低減する。

e.　その他の溢水のうち機器の誤作動や弁グランド部，配管フランジ部からの漏えい事象等に対しては，漏えい検知システムや床ドレンファンネルからの排水等により早期に検知し，溢水防護対象設備

の安全機能が損なわれない設計とする。なお，その評価を補足説明資料-25に示す。

(2) 溢水防護対象設備に対する対策

a. 溢水防護対象設備の機能喪失高さが，発生した溢水による水位を十分な裕度を持って上回る設計とする。

b. 溢水防護対象設備周囲に浸水防護堰を設置し，溢水防護対象設備が没水しない設計とする。設置する浸水防護堰については，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに，溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。

5.2　被水の影響に対する評価及び防護設計方針

5.2.1　被水の影響に対する評価方針

「3.　溢水源の想定」にて設定した溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水，及び天井面の開口部若しくは貫通部からの被水の影響を受ける範囲内にある防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には，以下に示す要求のいずれかを満足していれば防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。想定破損による被水評価を 6.3，消火水の放水による被水評価を 7.3，地震起因による被水評価を 8.7 に示す。

(1) 防護対象設備があらゆる方向からの水の飛まつによっても有害な影響を生じないよう，以下に示すいずれかの保護構造を有していること。

ａ．「ＪＩＳ Ｃ 0920 電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」における第二特性数字４以上相当の保護等級を有すること。

ｂ．実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等により，被水防護措置がなされていること。

(2) 防護対象設備が多重性又は多様性を有しており，各々が別区画に設置され，同時に安全機能を損なうことのないこと。その際，溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するために必要な機器の単一故障を考慮すること。

5.2.2　被水の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがある場合には，以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。

(1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

a.　溢水防護区画外の溢水に対して，壁，扉，堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止することにより被水の影響が発生しない設計とする。

流入防止対策として設置する壁，扉，堰等は，溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

b.　想定破損による溢水に対しては，破損を想定する配管について，補強工事等の実施により発生応力を低減し，溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。

c.　地震起因による溢水に対しては，破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性を確保する設計とし，溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。

d.　消火水の放水による溢水に対しては，溢水防護対象設備が設置されている溢水防護区画において固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段を採用することにより，被水の影響が発生しない設計とする。

また，水消火を行う場合には，水消火による被水の影響を最小限に止めるため，溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わない

ことを消火活動における運用及び留意事項として「火災防護計画」に定める。

(2) 溢水防護対象設備に対する対策

a. 「ＪＩＳ Ｃ 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有する機器への取替を行う。

b. 溢水防護対象設備に対し，実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認したシール材塗布等による被水防護措置を行う。

5.3　蒸気の影響に対する評価及び防護設計方針

5.3.1　蒸気の影響に対する評価方針

「3.　溢水源の想定」にて設定した溢水源からの漏えい蒸気の拡散による影響を確認するために，防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれのないことを評価する。

防護対象設備の蒸気による機能喪失判定は，防護対象設備の仕様（温度，湿度及びその継続時間等）と建設時に求めた蒸気漏えい発生時の環境条件を比較する。蒸気漏えい発生時の環境条件は原子炉冷却材喪失事故時の環境条件に包絡されるため，原子炉冷却材喪失事故時の環境条件と防護対象設備の仕様を比較し，原子炉冷却材喪失事故時の環境条件がより厳しい場合は機能喪失と判定する。

具体的には，想定破損発生区画内での漏えい蒸気による防護対象設備への影響及び区画間を拡散する漏えい蒸気による防護対象設備への影響が，蒸気曝露試験又は机上評価によって防護対象設備の健全性が確認されている条件（温度，湿度及び圧力）を超えなければ，防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。想定破損による蒸気評価を 6.4，地震起因による蒸気評価を 8.8 に示す。

このとき，熱流体解析コードを用い，実機を模擬した空調条件や解析区画を設定して解析を実施し，防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。また，破損想定箇所の近傍に防護対象設備が設置されている場合は，漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響も考慮するとともに，溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するために必要な機器の単一故障も考慮する。

5.3.2　蒸気の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがある場合には，以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

(1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

a.　溢水防護区画外の蒸気放出に対して，壁，扉等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁，扉等は，溢水により発生する蒸気に対して流入防止機能が維持できるとともに，基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

b.　溢水源となる系統を，溢水防護区画外で閉止することにより，溢水防護区画内において蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

c.　想定破損による溢水に対しては，破損を想定する配管について，補強工事等の実施により発生応力を低減し，溢水源から除外することにより蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

d.　地震起因による溢水に対しては，破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性を確保する設計とし，溢水源から除外することにより蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

e.　蒸気の漏えいを検知し，中央制御室からの遠隔隔離（自動又は手動）を行うための自動検知・遠隔隔離システムを設置し，漏えい蒸気を早期隔離することで蒸気影響を緩和する設計とする。

また，自動検知・遠隔隔離システムだけでは溢水防護対象設備の健全性が確保されない場合には，破損想定箇所に防護カバーを設置

することで漏えい蒸気量を抑制して，溢水防護区画内雰囲気温度への影響を軽減する設計とする。

さらに，信頼性向上の観点から，防護カバー近傍には小規模漏えい検知を目的とした特定配置温度検出器を設置し，蒸気の漏えいを早期検知する設計とする。

蒸気影響評価における想定破損評価条件を第5.3.2-1表に示す。

応力評価を実施する配管については，応力評価の結果により発生応力（一次＋二次応力）が許容応力の0.4倍を超え0.8倍以下であれば「配管内径の1／2の長さと配管肉厚の1／2の幅を有する貫通クラック」を想定し，発生応力が許容応力の0.4倍以下であれば破損は想定しない。

第 5.3.2-1表　蒸気影響における配管の想定破損評価条件

系　統		破損想定	隔離
原子炉隔離時冷却系蒸気系，補助蒸気系	一般部（1Bを超える）	貫通クラック	自動/手動
	ターミナルエンド部 一般部（1B以下）	完全全周破断	手動

原子炉隔離時冷却系蒸気配管及び補助蒸気系配管については，重大事故等対処設備の設置工事及び耐震補強工事を実施し，応力評価結果が上記の条件を満足するよう対策を実施する。

(2) 溢水防護対象設備に対する対策

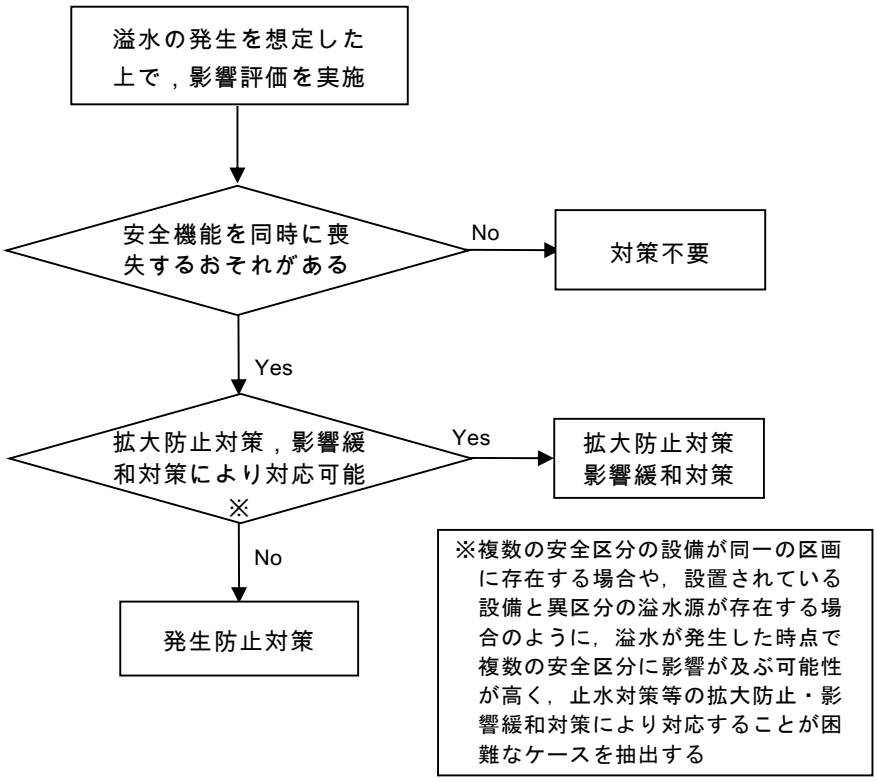
a. 蒸気放出の影響に対して耐性を有しない溢水防護対象設備については，蒸気曝露試験又は机上評価によって蒸気放出の影響に対して耐性を有することが確認された機器への取替を行う。

b. 溢水防護対象設備に対し，実機での蒸気条件を考慮しても安全機能を損なわないことを蒸気曝露試験等により確認したシールやパッキン等による蒸気防護措置を行う。

6.　想定破損評価に用いる各項目の算出及び影響評価

想定破損による溢水に対し，溢水源毎の溢水量を算出し，本文第 4 章にて設定した溢水経路をもとに，影響評価を実施する。評価方針としては，あらゆる箇所での溢水の発生を想定した上で，想定破損の溢水による防護対象設備への溢水影響の確認及び機能喪失の判定を実施し，多重性，多様性を有する防護対象設備の安全機能が同時に損なわれないことを確認する。

多重性，多様性を有する防護対象設備の安全機能が同時に損なわれるおそれがある場合は，溢水源，溢水経路，又は防護対象設備に対して，拡大防止対策，影響緩和対策，又は発生防止対策を組み合わせることで安全機能を損なわない設計とする。上記の評価及び防護方針をフローとして以下第 6-1 図に示す。



第 6-1 図　想定破損に対する評価及び防護方針の概要フロー

6.1　溢水量の算定

想定する機器の破損は，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仮定する。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。

6.1.1　流出流量

破損を想定する機器は配管（容器の一部であって，配管形状のものを含む。）とし，破損形状は内包する流体のエネルギーに応じて以下の２種類に分類した。

○高エネルギー配管:完全全周破断

○低エネルギー配管:貫通クラック

なお，高エネルギー配管及び低エネルギー配管の分類は 3.1 に示したとおり。

それぞれの破損形状に応じ，破損箇所からの流出流量を算定する。

完全全周破断の場合は，原則として系統の定格流量とし，系統上の破断位置，口径，流体圧力等を考慮することにより，より適切な値が定量的に算定できる場合はその値を流出流量とする。

貫通クラックの場合は，破断面積，損失係数，水頭を用いて以下の計算式より求める。

$Q = A \times C \times \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600$

Q：流出流量（m^3／h）

A：破断面積（m^2）

C：損失係数

g：重力加速度（m／s^2）

H：水頭（m）

ここで損失係数は 0.82 とする。根拠を補足説明資料-32 に示す。

また，破断面積（A）及び水頭（H）は，原則として系統の最大値（最大口径，最大肉厚，配管の最高使用圧力）を使用するが，破断を想定する系統の各区画内での最大値が明確な場合は，その値を使用する。なお，算出要領を補足説明資料-6 に示す。

6.1.2　隔離時間

溢水の発生後，溢水を検知し隔離するまでの隔離時間を，手動隔離及び自動隔離のそれぞれの場合を想定し，以下のとおり設定した。

(1)　手動隔離

破損を想定する系統や破損箇所等によらず，一般的に溢水を検知する手段として床漏えい検出器等を想定し，これらにより溢水を検知し，手動による隔離操作を行う際の隔離時間を第 6.1.2-1 表のとおり設定した。

第 6.1.2-1 表　隔離時間

	標準	個別※3
①溢水発生から検知	10 分※1	10 分※1
②現場確認のための移動	20 分※2	15 分※4
③漏えい箇所特定	30 分	10 分※5
④隔離操作(弁の特定及び閉操作)	20 分	5 分※6
合　計	80 分	40 分

※１：溢水発生から床漏えい検知器等による検知までの時間

※２：移動速度 4km／h，中央制御室から現揚までの距離 1km とし，着替え時間（5 分）を考慮した

※３：残留熱除去系海水系（格納容器雰囲気監視系含む）及び高圧炉心スプレイ系で個別に設定した時間

※４：移動速度 4km／h，中央制御室から原子炉棟内への移動距離 500m とし，着替え時間（5 分）を考慮した時間

※５：個別の漏えい検知器による検知及び残留熱除去系海水系（格納容器雰囲気監視系含む）及び高圧炉心スプレイ系の大量漏えいを考慮した，溢水箇所特定までの時間。

※６：中央制御室からの操作によるポンプ停止及び隔離弁閉操作時間

(2)　自動隔離

以下の系統については，配管破損が生じた場合，各種インターロック等により自動隔離が期待できることから，溢水発生から隔離までの所要時間を個別に設定した。

・原子炉冷却材浄化系

・給・復水系

6.1.3　系統保有水量

系統保有水量は，配管内及びポンプ等機器内の保有水量の合算値とした。また保守性を確保するため，算出した保有水量を 1.1 倍する。ただし屋外タンク等，公称容量が定められ，想定する保有水量が大きく変動する可能性の少ない機器に関しては，1.1 倍の安全率を乗ずる対象から除外した。

6.1.4　溢水量

6.1.1～6.1.3 の条件に基づき，以下の計算式により溢水量を算定した。

$X = Q \times t + M$

Q：流出流量（m^3／h）

t：隔離時間（h）

M：系統保有水量（m^3）（算出量に 10%の裕度を確保）

ここで，隔離までの流出量に関しては，当該系統の系統保有水量のみでなく，当該系統への補給水や他系統からの流入等を考慮する。また系統保有水量に関しては，溢水検知による隔離後に系統内の残水の漏えいが継続する可能性を考慮し，保守的に系統の全保有水量を加算する。ただし，隔離操作により隔離が可能と判断できる範囲，及び配管の高さや引き回し等の関係から流出しないと判断できる範囲が明確に示せる場合は，その範囲を除いた保有水量が溢水するものとして溢水量を算定する。

各系統からの溢水量を第 6.1.4-1 表にまとめる。

第 6.1.4-1 表　想定破損による溢水量の算定（1／7）

系統名称	分類※1	隔離までの溢水量				保有水量			算出法※42	溢水量（m^3）
		破断形状※2	流出流量（m^3／h）	隔離時間（分）	流出量（m^3）	系統分（m^3）M１	水源分（m^3）M２	補給分※41（m^3）M３		
制御棒駆動系	高	全	47	80	62	6	4,000※4	－	①	68
ほう酸水注入系	低	貫	21	80	27	2	20※8	－	②	22
残留熱除去系	低	貫	210	80	280	102	3,400※3	－	①	382
残留熱除去系海水系	低	貫	272	40	182	90	∞※6	－	①	272
高圧炉心スプレイ系	低	貫	525	40	350	28	4,000※4	－	①	378
低圧炉心スプレイ系	低	貫	213	80	283	17	3,400※3	－	①	300
原子炉隔離時冷却系	低	貫	208	80	277	11	4,000※4	－	①	288
原子炉再循環系	高	全	5	80	7	1	－	－	②	1
原子炉冷却材浄化系	高	全	82	0	0	54	－	－	①	54
燃料プール冷却浄化系	低	貫	64	80	85	83	－	－	②	83
原子炉補機冷却系	低	貫	172	80	230	258	－	40	②	298
格納容器雰囲気監視系（残留熱除去系海水系）	低	貫	272	40	182	90	∞※6	－	①	272

※１ 高：高エネルギー配管，低：低エネルギー配管　　※２ 全：完全全周破断，貫：貫通クラック
※３ サプレッション・プール　※４ 復水貯蔵タンク　※５ 純水貯蔵タンク　※６ 海水　※７ ろ過水貯蔵タンク　※８ ほう酸水貯蔵タンク
※９ 潤滑油サンプタンク　※１０ 清水膨張タンク　※１１ 軽油貯蔵タンク　※１２ 重油貯蔵タンク　※１３ 主復水器　※１４ 給水タンク
※１５ 廃液収集タンク　※１６ サージタンクＡ　※１７ プリコートタンク　※１８ 廃液サンプルタンク　※１９ 廃液フィルタ逆洗水受タンク
※２０ 床ドレン収集タンク　※２１ サージタンクＢ　※２２ 床ドレンサンプルタンク　※２３ 床ドレンフィルタ逆洗水受タンク　※２４ 凝集沈殿装置供給タンク
※２５ 凝集装置薬注タンク　※２６ 廃液スラッジ貯蔵タンク　※２７ 床ドレンスラッジ貯蔵タンク　※２８ 使用済樹脂貯蔵タンク　※２９ 使用済粉末樹脂貯蔵タンク
※３０ 廃液中和タンク　※３１ りん酸ソーダタンク　※３２ 廃液濃縮器蒸発缶・加熱器　※３３ 廃液濃縮器補助循環タンク　※３４ 濃縮廃液貯蔵タンク
※３５ 中和硫酸タンク　※３６ 中和苛性タンク　※３７ 凝縮水収集タンク　※３８ 凝縮水サンプルタンク　※３９ 洗濯廃液ドレンタンク　※４０凝集沈殿装置
※４１ 通常弁等で隔離されているが，補給容器内の水位低下により隔離時間まで自動にて補給される水量
※４２ ①：隔離までの流出量＋Ｍ１≦Ｍ１＋Ｍ２＋Ｍ３　→　溢水量＝隔離までの流出量＋Ｍ１
②：隔離までの流出量＋Ｍ１＞Ｍ１＋Ｍ２＋Ｍ３　→　溢水量＝Ｍ１＋Ｍ２＋Ｍ３

第 6.1.4-1 表　想定破損による溢水量の算定（2／7）

系統名称	分類※1	隔離までの溢水量				保有水量			算出法※42	溢水量（m^3）
		破断形状※2	流出流量（m^3／h）	隔離時間（分）	流出量（m^3）	系統分（m^3）M１	水源分（m^3）M２	補給分※41（m^3）M３		
可燃性ガス濃度制御系（残留熱除去系）	低	貫	210	80	280	102	3,400※3	－	①	382
ドライウェル冷却系（原子炉補機冷却系）	低	貫	－	－	－	－	－	－	－	－
タービン潤滑油系（潤滑油）	低	貫	19	80	26	195	－	－	②	195
給・復水系（Ｒ／Ｂ内漏えい時）	高	全	4,315	2	144	145	831※13	－	①	289
給・復水系（Ｔ／Ｂ内漏えい時）	高	全	8,630	2	288	845	831※13	－	①	1133
循環水系	低	貫	347	70	405	1183	∞※6	－	①	1588
補機冷却海水系	低	貫	287	80	383	361	∞※6	－	①	744
弁封水系	低	貫	8	80	11	116	4,000※4	－	①	127
復水脱塩装置系	低	貫	119	80	159	138	831※13	－	①	297
給水加熱器ドレン系	高	全	1,033	80	1,377	290	－	－	②	290
タービン補機冷却系	低	貫	217	80	289	211	－	155	②	366

※１ 高：高エネルギー配管，低：低エネルギー配管　　※２ 全：完全全周破断，貫：貫通クラック
※３ サプレッション・プール　※４ 復水貯蔵タンク　※５ 純水貯蔵タンク　※６ 海水　※７ ろ過水貯蔵タンク　※８ ほう酸水貯蔵タンク
※９ 潤滑油サンプタンク　※１０ 清水膨張タンク　※１１ 軽油貯蔵タンク　※１２ 重油貯蔵タンク　※１３ 主復水器　※１４ 給水タンク
※１５ 廃液収集タンク　※１６ サージタンクＡ　※１７ プリコートタンク　※１８ 廃液サンプルタンク　※１９ 廃液フィルタ逆洗水受タンク
※２０ 床ドレン収集タンク　※２１ サージタンクＢ　※２２ 床ドレンサンプルタンク　※２３ 床ドレンフィルタ逆洗水受タンク　※２４ 凝集沈殿装置供給タンク
※２５ 凝集装置薬注タンク　※２６ 廃液スラッジ貯蔵タンク　※２７ 床ドレンスラッジ貯蔵タンク　※２８ 使用済樹脂貯蔵タンク　※２９ 使用済粉末樹脂貯蔵タンク
※３０ 廃液中和タンク　※３１ りん酸ソーダタンク　※３２ 廃液濃縮器蒸発缶・加熱器　※３３ 廃液濃縮器補助循環タンク　※３４ 濃縮廃液貯蔵タンク
※３５ 中和硫酸タンク　※３６ 中和苛性タンク　※３７ 凝縮水収集タンク　※３８ 凝縮水サンプルタンク　※３９ 洗濯廃液ドレンタンク　※４０凝集沈殿装置
※４１ 通常弁等で隔離されているが，補給容器内の水位低下により隔離時間まで自動にて補給される水量
※４２ ①：隔離までの流出量＋Ｍ１≦Ｍ１＋Ｍ２＋Ｍ３　→　溢水量＝隔離までの流出量＋Ｍ１
②：隔離までの流出量＋Ｍ１＞Ｍ１＋Ｍ２＋Ｍ３　→　溢水量＝Ｍ１＋Ｍ２＋Ｍ３

第 6.1.4-1 表　想定破損による溢水量の算定（3／7）

系統名称	分類 ※1	隔離までの溢水量				保有水量			算出法 ※42	溢水量 (m^3)
		破断形状 ※2	流出流量 (m^3／h)	隔離時間（分）	流出量 (m^3)	系統分 (m^3) M１	水源分 (m^3) M２	補給分 ※41 (m^3) M３		
非常用ディーゼル発電設備（潤滑油系）	低	貫	68	80	91	9	6※9	－	②	15
非常用ディーゼル発電設備（冷却水系）	低	貫	27	80	36	3	2※10	75	①	39
非常用ディーゼル発電機　海水系	低	貫	64	80	85	39	∞※6	－	①	124
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備（潤滑油系）	低	貫	68	80	91	9	6※9	－	②	15
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備（冷却水系）	低	貫	27	80	36	3	2※10	75	①	39
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	低	貫	64	80	85	39	∞※6	－	①	124
ディーゼル発電機燃料油系	低	貫	3	80	4	15	800※11	－	①	19
ろ過水系（屋内消火系）	低	貫	51	80	68	24	1,500※7	－	①	92

※１ 高：高エネルギー配管，低：低エネルギー配管　　※２ 全：完全全周破断，貫：貫通クラック
※３ サプレッション・プール　※４ 復水貯蔵タンク　※５ 純水貯蔵タンク　※６ 海水　※７ ろ過水貯蔵タンク　※８ ほう酸水貯蔵タンク
※９ 潤滑油サンプタンク　※１０ 清水膨張タンク　※１１ 軽油貯蔵タンク　※１２ 重油貯蔵タンク　※１３ 主復水器　※１４ 給水タンク
※１５ 廃液収集タンク　※１６ サージタンクＡ　※１７ プリコートタンク　※１８ 廃液サンプルタンク　※１９ 廃液フィルタ逆洗水受タンク
※２０ 床ドレン収集タンク　※２１ サージタンクＢ　※２２ 床ドレンサンプルタンク　※２３ 床ドレンフィルタ逆洗水受タンク　※２４ 凝集沈殿装置供給タンク
※２５ 凝集装置薬注タンク　※２６ 廃液スラッジ貯蔵タンク　※２７ 床ドレンスラッジ貯蔵タンク　※２８ 使用済樹脂貯蔵タンク　※２９ 使用済粉末樹脂貯蔵タンク
※３０ 廃液中和タンク　※３１ りん酸ソーダタンク　※３２ 廃液濃縮器蒸発缶・加熱器　※３３ 廃液濃縮器補助循環タンク　※３４ 濃縮廃液貯蔵タンク
※３５ 中和硫酸タンク　※３６ 中和苛性タンク　※３７ 凝縮水収集タンク　※３８ 凝縮水サンプルタンク　※３９ 洗濯廃液ドレンタンク　※４０凝集沈殿装置
※４１ 通常弁等で隔離されているが，補給容器内の水位低下により隔離時間まで自動にて補給される水量
※４２ ①：隔離までの流出量＋Ｍ１≦Ｍ１＋Ｍ２＋Ｍ３　→　溢水量＝隔離までの流出量＋Ｍ１
②：隔離までの流出量＋Ｍ１＞Ｍ１＋Ｍ２＋Ｍ３　→　溢水量＝Ｍ１＋Ｍ２＋Ｍ３

第 6.1.4-1 表　想定破損による溢水量の算定（4／7）

系統名称	分類※1	隔離までの溢水量				保有水量			算出法※42	溢水量（m^3）
		破断形状※2	流出流量（m^3／h）	隔離時間（分）	流出量（m^3）	系統分（m^3）M１	水源分（m^3）M２	補給分※41（m^3）M３		
復水・純水移送系	低	貫	157	80	209	116	4,000※4	－	①	325
所内用水系（サービス建屋飲料水系）	低	貫	7	80	9	12	－	－	②	12
所内用水系（サービス建屋ろ過水系）	低	貫	7	80	9	22	－	－	②	22
サービス建屋換気系（冷水・冷却水系）	低	貫	19	80	25	22	－	－	②	22
補助系（ドレンサンプ系）	低	貫	21	80	28	9	－	－	②	9
中央制御室換気系（冷水系）	低	貫	15	80	20	3	500※5	－	①	23
スイッチギヤ室換気系（冷水系）	低	貫	15	80	20	3	500※5	－	①	23
オフガス再生室換気系（原子炉補機冷却系）	低	貫	172	80	230	258	－	40	②	298
制御用圧縮空気系（タービン補機冷却系）	低	貫	217	80	289	211	－	155	②	366

※１ 高：高エネルギー配管，低：低エネルギー配管　　※２ 全：完全全周破断，貫：貫通クラック
※３ サプレッション・プール　※４ 復水貯蔵タンク　※５ 純水貯蔵タンク　※６ 海水　※７ ろ過水貯蔵タンク　※８ ほう酸水貯蔵タンク
※９ 潤滑油サンプタンク　※１０ 清水膨張タンク　※１１ 軽油貯蔵タンク　※１２ 重油貯蔵タンク　※１３ 主復水器　※１４ 給水タンク
※１５ 廃液収集タンク　※１６ サージタンクＡ　※１７ プリコートタンク　※１８ 廃液サンプルタンク　※１９ 廃液フィルタ逆洗水受タンク
※２０ 床ドレン収集タンク　※２１ サージタンクＢ　※２２ 床ドレンサンプルタンク　※２３ 床ドレンフィルタ逆洗水受タンク　※２４ 凝集沈殿装置供給タンク
※２５ 凝集装置薬注タンク　※２６ 廃液スラッジ貯蔵タンク　※２７ 床ドレンスラッジ貯蔵タンク　※２８ 使用済樹脂貯蔵タンク　※２９ 使用済粉末樹脂貯蔵タンク
※３０ 廃液中和タンク　※３１ りん酸ソーダタンク　※３２ 廃液濃縮器蒸発缶・加熱器　※３３ 廃液濃縮器補助循環タンク　※３４ 濃縮廃液貯蔵タンク
※３５ 中和硫酸タンク　※３６ 中和苛性タンク　※３７ 凝縮水収集タンク　※３８ 凝縮水サンプルタンク　※３９ 洗濯廃液ドレンタンク　※４０凝集沈殿装置
※４１ 通常弁等で隔離されているが，補給容器内の水位低下により隔離時間まで自動にて補給される水量
※４２ ①：隔離までの流出量＋Ｍ１≦Ｍ１＋Ｍ２＋Ｍ３　→　溢水量＝隔離までの流出量＋Ｍ１
②：隔離までの流出量＋Ｍ１＞Ｍ１＋Ｍ２＋Ｍ３　→　溢水量＝Ｍ１＋Ｍ２＋Ｍ３

第 6.1.4-1 表　想定破損による溢水量の算定（5／7）

系統名称	分類※1	隔離までの溢水量				保有水量			算出法※42	溢水量（m^3）
		破断形状※2	流出流量（m^3／h）	隔離時間（分）	流出量（m^3）	系統分（m^3）M１	水源分（m^3）M２	補給分※41（m^3）M３		
所内用圧縮空気系（タービン補機冷却系）	低	貫	217	80	289	211	－	155	②	366
所内ボイラ系（給水系）	高	貫	24	80	32	26	8※14	155	①	58
所内ボイラ系（燃料系）	低	貫	12	80	16	3	500※12	－	①	19
放射性廃棄物処理系機器ドレン系	低	貫	25	80	33	14	428※15，16，17，18，19	－	①	47
放射性廃棄物処理系床ドレン系	低	貫	32	80	43	9	352※20，21，22，23	－	①	52
放射性廃棄物処理系凝集沈殿系	低	貫	15	80	20	2	137※24，25，40	－	①	22
放射性廃棄物処理系スラッジ系	高	貫	7	80	9	1	432※26，27	－	①	10

※1 高：高エネルギー配管，低：低エネルギー配管　※2 全：完全全周破断，貫：貫通クラック
※3 サプレッション・プール　※4 復水貯蔵タンク　※5 純水貯蔵タンク　※6 海水　※7 ろ過水貯蔵タンク　※8 ほう酸水貯蔵タンク
※9 潤滑油サンプタンク　※10 清水膨張タンク　※11 軽油貯蔵タンク　※12 重油貯蔵タンク　※13 主復水器　※14 給水タンク
※15 廃液収集タンク　※16 サージタンクＡ　※17 プリコートタンク　※18 廃液サンプルタンク　※19 廃液フィルタ逆洗水受タンク
※20 床ドレン収集タンク　※21 サージタンクＢ　※22 床ドレンサンプルタンク　※23 床ドレンフィルタ逆洗水受タンク　※24 凝集沈殿装置供給タンク
※25 凝集装置薬注タンク　※26 廃液スラッジ貯蔵タンク　※27 床ドレンスラッジ貯蔵タンク　※28 使用済樹脂貯蔵タンク　※29 使用済粉末樹脂貯蔵タンク
※30 廃液中和タンク　※31 りん酸ソーダタンク　※32 廃液濃縮器蒸発缶・加熱器　※33 廃液濃縮器補助循環タンク　※34 濃縮廃液貯蔵タンク
※35 中和硫酸タンク　※36 中和苛性タンク　※37 凝縮水収集タンク　※38 凝縮水サンプルタンク　※39 洗濯廃液ドレンタンク　※40凝集沈殿装置
※41 通常弁等で隔離されているが，補給容器内の水位低下により隔離時間まで自動にて補給される水量
※42 ①：隔離までの流出量＋M１≦M１＋M２＋M３　→　溢水量＝隔離までの流出量＋M１
②：隔離までの流出量＋M１＞M１＋M２＋M３　→　溢水量＝M１＋M２＋M３

第 6.1.4-1 表　想定破損による溢水量の算定（6／7）

系統名称	分類 ※1	隔離までの溢水量				保有水量			算出法 ※42	溢水量 (m^3)
		破断形状 ※2	流出流量 (m^3／h)	隔離時間（分）	流出量 (m^3)	系統分 (m^3) M1	水源分 (m^3) M2	補給分 ※41 (m^3) M3		
放射性廃棄物処理系 使用済樹脂貯蔵系	高	貫	7	80	9	1	421 ※28，29	－	①	10
放射性廃棄物処理系 高電導度ドレン系	低	貫	21	80	28	2	139 ※30，31	－	①	30
放射性廃棄物処理系 濃縮廃液・廃液中和スラッジ系	高	全	250	80	333	19	307 ※32，33，34，35，36	－	②	326
放射性廃棄物処理系 凝縮水処理系	低	貫	25	80	33	4	129 ※37，38	－	①	37
放射性廃棄物処理系 洗濯廃液系	低	貫	15	80	20	2	61※39	－	①	22
放射性廃棄物処理系 所内用空気系（原子炉補機冷却系）	低	貫	172	80	230	258	－	40	②	298

※1 高：高エネルギー配管，低：低エネルギー配管　※2 全：完全全周破断，貫：貫通クラック
※3 サプレッション・プール　※4 復水貯蔵タンク　※5 純水貯蔵タンク　※6 海水　※7 ろ過水貯蔵タンク　※8 ほう酸水貯蔵タンク
※9 潤滑油サンプタンク　※10 清水膨張タンク　※11 軽油貯蔵タンク　※12 重油貯蔵タンク　※13 主復水器　※14 給水タンク
※15 廃液収集タンク　※16 サージタンクA　※17 プリコートタンク　※18 廃液サンプルタンク　※19 廃液フィルタ逆洗水受タンク
※20 床ドレン収集タンク　※21 サージタンクB　※22 床ドレンサンプルタンク　※23 床ドレンフィルタ逆洗水受タンク　※24 凝集沈殿装置供給タンク
※25 凝集装置薬注タンク　※26 廃液スラッジ貯蔵タンク　※27 床ドレンスラッジ貯蔵タンク　※28 使用済樹脂貯蔵タンク　※29 使用済粉末樹脂貯蔵タンク
※30 廃液中和タンク　※31 りん酸ソーダタンク　※32 廃液濃縮器蒸発缶・加熱器　※33 廃液濃縮器補助循環タンク　※34 濃縮廃液貯蔵タンク
※35 中和硫酸タンク　※36 中和苛性タンク　※37 凝縮水収集タンク　※38 凝縮水サンプルタンク　※39 洗濯廃液ドレンタンク　※40凝集沈殿装置
※41 通常弁等で隔離されているが，補給容器内の水位低下により隔離時間まで自動にて補給される水量
※42 ①：隔離までの流出量＋M1≦M1＋M2＋M3　→　溢水量＝隔離までの流出量＋M1
②：隔離までの流出量＋M1＞M1＋M2＋M3　→　溢水量＝M1＋M2＋M3

第 6.1.4-1 表　想定破損による溢水量の算定（7／7）

系統名称	分類※1	隔離までの溢水量				保有水量			算出法※42	溢水量（m^3）
		破断形状※2	流出流量（m^3／h）	隔離時間（分）	流出量（m^3）	系統分（m^3）M１	水源分（m^3）M２	補給分※41（m^3）M３		
放射性廃棄物処理系復水系	低	貫	40	80	53	97	4,000※4	－	①	150
放射性廃棄物処理系純水系	低	貫	27	80	35	20	500※5	－	①	55
放射性廃棄物処理系原子炉補機冷却水系	低	貫	172	80	230	258	－	40	②	298
放射性廃棄物処理系タービン補機冷却水系	低	貫	217	80	289	211	－	155	②	366
放射性廃棄物処理系タンクベント系（原子炉補機冷却系）	低	貫	172	80	230	258	－	40	②	298
放射性廃棄物処理系消火系	低	貫	51	80	68	24	1,500※7	－	①	92

※１ 高：高エネルギー配管，低：低エネルギー配管　　※２ 全：完全全周破断，貫：貫通クラック
※３ サプレッション・プール　※４ 復水貯蔵タンク　※５ 純水貯蔵タンク　※６ 海水　※７ ろ過水貯蔵タンク　※８ ほう酸水貯蔵タンク
※９ 潤滑油サンプタンク　※１０ 清水膨張タンク　※１１ 軽油貯蔵タンク　※１２ 重油貯蔵タンク　※１３ 主復水器　※１４ 給水タンク
※１５ 廃液収集タンク　※１６ サージタンクＡ　※１７ プリコートタンク　※１８ 廃液サンプルタンク　※１９ 廃液フィルタ逆洗水受タンク
※２０ 床ドレン収集タンク　※２１ サージタンクＢ　※２２ 床ドレンサンプルタンク　※２３ 床ドレンフィルタ逆洗水受タンク　※２４ 凝集沈殿装置供給タンク
※２５ 凝集装置薬注タンク　※２６ 廃液スラッジ貯蔵タンク　※２７ 床ドレンスラッジ貯蔵タンク　※２８ 使用済樹脂貯蔵タンク　※２９ 使用済粉末樹脂貯蔵タンク
※３０ 廃液中和タンク　※３１ りん酸ソーダタンク　※３２ 廃液濃縮器蒸発缶・加熱器　※３３ 廃液濃縮器補助循環タンク　※３４ 濃縮廃液貯蔵タンク
※３５ 中和硫酸タンク　※３６ 中和苛性タンク　※３７ 凝縮水収集タンク　※３８ 凝縮水サンプルタンク　※３９ 洗濯廃液ドレンタンク　※４０凝集沈殿装置
※４１ 通常弁等で隔離されているが，補給容器内の水位低下により隔離時間まで自動にて補給される水量
※４２ ①：隔離までの流出量＋Ｍ１≦Ｍ１＋Ｍ２＋Ｍ３　→　溢水量＝隔離までの流出量＋Ｍ１
②：隔離までの流出量＋Ｍ１＞Ｍ１＋Ｍ２＋Ｍ３　→　溢水量＝Ｍ１＋Ｍ２＋Ｍ３

6.1.5　判定方法について

原子炉の停止機能，冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認するために，各防護対象設備の機能喪失判定を踏まえ，第 6.1.5-1 表に基づき安全機能を有する系統の機能が維持されることを確認する。これにより，溢水影響評価の判定基準を満足することを確認する。

判定表については，先ず，安全機能別に分類した防護対象機器の溢水評価を実施する。機器が水没等せず，機能維持される場合や，防護対象設備の機能維持に必要となる防護対策を実施することにより，必要な各系統機能が維持され，「系列（安全区分）」のうち対応する系列が確保される。

次に，多重性又は多様性を有する系統が「安全機能の維持」に必要な，安全区分の区画分離等の要求事項を満足し，同時に機能喪失しないことを確認することで，「安全機能」が維持される。

上記の手順にて，想定する溢水発生時に，すべての「安全機能」が維持されると確認された場合に，総合判定にてプラントの安全機能維持となる。

評価方法を 6.2　想定破損による没水影響評価にて示す。

安全機能を有する系統の機能維持に係る，安全区分・系統と多重性・多様性の関係については,補足説明資料-2 内部溢水影響評価における判定表に示す。

第 6.1.5-1 表　判定表

評価種別：
溢水発生区画：
溢水源：
溢水量：　　(m³)

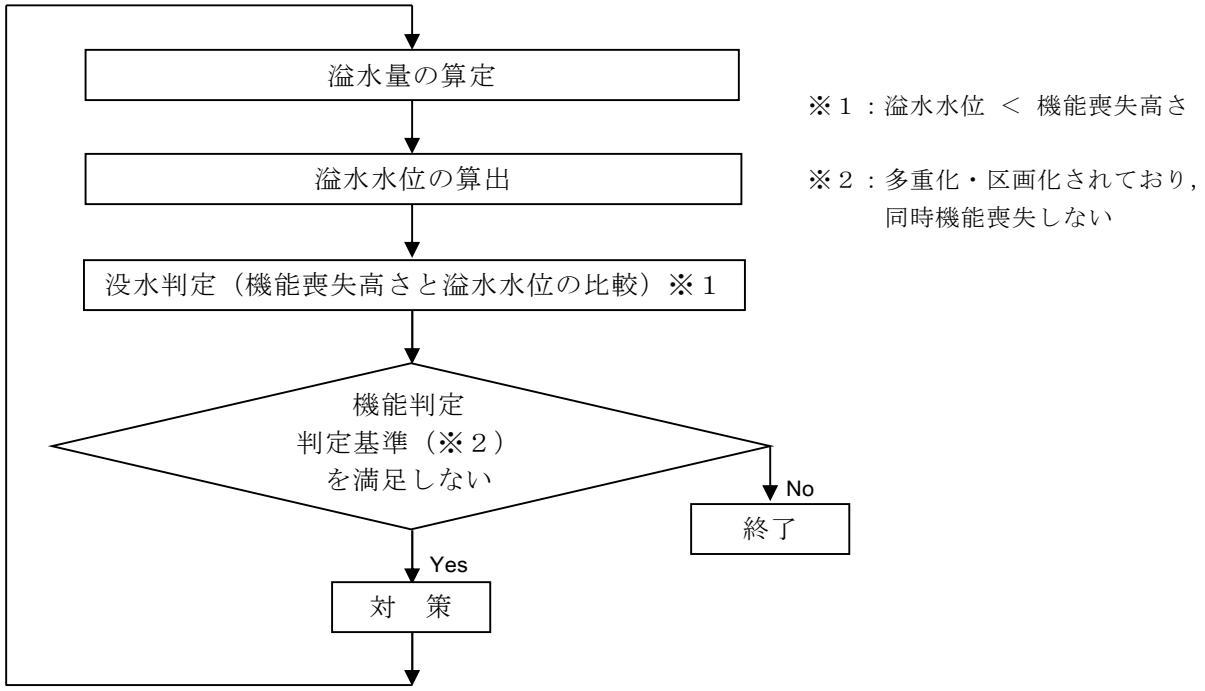
総合判定	○
評価方法	

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○							○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上												

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定※1	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(and)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

6.2　想定破損による没水影響評価

高エネルギー配管及び低エネルギー配管の分類に従い，算定した溢水量に対して，溢水防護対象設備の没水影響評価を行った。想定破損による没水影響評価フローを第 6.2-1 図に示す。



第 6.2-1 図　想定破損による没水影響評価フロー

6.2.1　評価方法

高エネルギー配管の没水評価では，完全全周破断による溢水を想定し，隔離による漏えい停止に必要な時間から溢水量を算定した。低エネルギー配管の没水評価では，貫通クラックによる溢水を想定し，隔離による漏えい停止に必要な時間から溢水量を算定した。想定する破損箇所は溢水評価上最も保守的となる位置での破損を想定した。算定した溢水量による溢水水位と当該区画内の防護対象設備の機能喪失高さとを比較することにより，溢水防護対象設備の没水影響評価を行った。

6.2.2　評価ケースの設定

防護対象区画で想定する単一機器の破損により生じる全ての溢水箇所を起点とし，区画毎に没水評価を実施する。算定した溢水水位と当該区画内の防護対象設備の機能喪失高さを比較することにより，当該設備の機能への影響を評価し，原子炉の停止機能，冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認する。

以下に評価結果の代表例を示す。

単一機器の破損評価では，同一区画の一部の防護対象設備の機能に影響を及ぼすものの，区画分離の実施により同一の安全機能を有する他の区画（他系列）の機器機能は維持される。このため，代表例としては，流下経路の異なる安全区分毎に，最も溢水量の大きいケースを選定する。

(1) ケース１

○溢水発生区画

：原子炉建屋 1階 通路（RB-1-1）

○溢水源

：RB-1-1 内に敷設されている全溢水源とそれらの溢水量を以下第 6.2.2-1 表にまとめる。これより最も溢水量の大きい残留熱除去系を溢水源として設定する。

第 6.2.2-1 表　対象区画の溢水想定

考慮すべき溢水源	溢水量(m^3)	代表溢水源
屋内消火系	92	－
低圧炉心スプレイ系	300	－
原子炉隔離時冷却系	288	－
残留熱除去系	382	○
原子炉補機冷却系	298	－
復水・純水移送系	325	－

(2) ケース2

○溢水発生区画

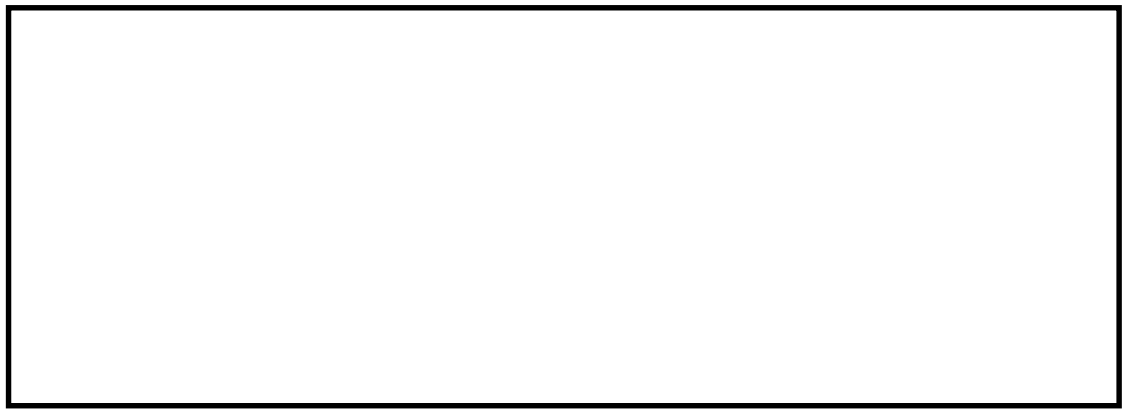
：原子炉建屋 4階　(RB-4-1)

○溢水源

：RB-4-1 内に敷設されている全溢水源とそれらの溢水量を以下第 6.2.2-2 表にまとめる。これより最も溢水量の大きい原子炉補機冷却系を溢水源として設定する。

第 6.2.2-2 表　対象区画の溢水想定

考慮すべき溢水源	溢水量(m^3)	代表溢水源
原子炉補機冷却系	298	○
燃料プール冷却浄化系	83	－
原子炉隔離時冷却系	288	－
残留熱除去系	190	－
屋内消火系	33	－
復水・純水移送系	144	－



内部溢水伝播範囲

一次伝播評価			
評価対象区画	RB-1-1		
溢水量(m^3)	382.00		
面積(m^2)	246.40		
溢水水位(m)	0.10		
全溢水量を面積で割った水位(1.56m)を算出。ただし，床開口が存在するため，溢水量は下層へ伝播する。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B1-1	開口	0.10	有
RB-1-2	堰・扉	0.25	無
RB-1-4	堰	0.25	無
RB-1-6	扉	0.00	有

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-1-1(発生区画)	RHR (A)系サプレッションプールスプレイ弁	E12-F027A(MO)	0.10	2.70	○		
	RHR (A)系テストライン弁	E12-F024A(MO)		1.04	○		
	R/B INST DIST PNL 1	－		0.00	○	止水対策実施	
	R/B INST DIST PNL 2	－		0.00	○	止水対策実施	
	FCS (A)系出口管隔離弁	2-43V-3A(MO)		1.43	○		
	FCS (A)系出口弁	2-43V-2A(MO)		1.17	○		
	MSIVステムリークドレン弁(A)	E32-FF009A(MO)		1.66	○		
	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52A		0.99	○		
	サプレッションチェンバー真空破壊止め弁	2-26B-3(AO)		0.40	○		
	サプレッションチェンバー真空破壊止め弁	2-26B-4(AO)		1.13	○		
	サプレッション・チェンバパージ弁	2-26B-5(AO)		0.56	○		
	サプレッション・チェンバN2ガス供給弁	2-26B-6(AO)		1.33	○		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第 6.2.3-1 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース１）（代表例：1／3）

内部溢水伝播範囲

二次伝播評価	
評価対象区画	RB-1-6
溢水量(m^3)	382.00
面積(m^2)	0.90
溢水水位(m)	0.10

RB-1-6の溢水水位はRB-1-1との水位差を考慮するとRB-1-1の溢水水位(0.15m)以上とはならないため，溢水水位は0.15mとなる。

接続区画への伝播有無判定

接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-1-3	堰	0.30	無

二次伝播評価	
評価対象区画	RB-B1-1
溢水量(m^3)	382.00
面積(m^2)	219.60
溢水水位(m)	0.10

溢水量を面積で割った水位(1.75m)を算出。ただし，床開口が存在するため，その開口の堰高さ(0.10m)以上の溢水水位とはならない。

接続区画への伝播有無判定

接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B1-2	堰・扉	0.20	無
RB-B1-9	堰・扉	0.20	無
RB-B1-5	堰	0.30	無

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-1-6	－	－	0.10	－	○		
RB-B1-1	CAMS (A) サプレッションプール計装ドレン出口隔離弁	D23-F004A(MO)	0.10	3.20	○		
	CAMS (A)冷却水入口弁 (RHRS(A)系)	3-12F101A(MO)		0.20	○		
	CAMS (A)冷却水出口弁 (RHRS(A)系)	3-12F102A(MO)		0.20	○		
	RCW 機器冷却器行き弁	7-9V31(MO)		0.30	○		
	RHR (A)系ミニフロー弁	E12-F064A(MO)		0.30	○		
	RHR DIV-Ⅰ計装ラック	H22-P018		0.42	○		
	MCC 2C-3	MCC 2C-3		0.00	○	止水対策実施	
	MCC 2C-5	MCC 2C-5		0.00	○	止水対策実施	
	直流125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1		0.00	○	止水対策実施	
	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F010B(AO)		0.30	○		
	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F011B(AO)		0.32	○		
	RCIC タービン排気弁	E51-F068(MO)		4.00	○		
	RCIC 真空ポンプ出口弁	E51-F069(MO)		3.92	○		
	RCIC DIV-Ⅰ計装ラック	H22-P017		0.38	○		
	LPCS 計装ラック	H22-P001		0.42	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V81(電磁弁)		1.00	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V82(電磁弁)		0.40	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V83(電磁弁)		0.40	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V84(電磁弁)		1.00	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V85(電磁弁)		1.60	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V86(電磁弁)		1.60	○		
	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E1(電磁弁)		3.10	○		
	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E2(電磁弁)		3.10	○		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第 6.2.3-1 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース１）（代表例：2／3）

内部溢水伝播範囲

三次伝播評価	
評価対象区画	RB-B2-13
溢水量(m^3)	382.00
面積(m^2)	36.90
溢水水位(m)	4.99

RB-B2-13とRB-B2-12の境界は堰(0.30m)であり，RB-B2-13とRB-B2-11の境界は堰(0.30m)及び流出入可能な扉へ改造することから，溢水量をRB-B2-11～13の合計面積で割った水位を算出。

接続区画への伝播有無判定

接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B2-11	堰・扉	0.30	有
RB-B2-12	堰	0.30	有

三次伝播評価	
評価対象区画	RB-B2-11
溢水量(m^3)	382.00
面積(m^2)	18.00
溢水水位(m)	4.99

RB-B2-13とRB-B2-12の境界は堰(0.30m)であり，RB-B2-13とRB-B2-11の境界は堰(0.30m)及び流出入可能な扉へ改造することから，溢水量をRB-B2-11～13の合計面積で割った水位を算出。

接続区画への伝播有無判定

接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B2-10	水密扉	－	無

三次伝播評価	
評価対象区画	RB-B2-12
溢水量(m^3)	382.00
面積(m^2)	21.70
溢水水位(m)	4.99

RB-B2-13とRB-B2-12の境界は堰(0.30m)であり，RB-B2-13とRB-B2-11の境界は堰(0.30m)及び流出入可能な扉へ改造することから，溢水量をRB-B2-11～13の合計面積で割った水位を算出。

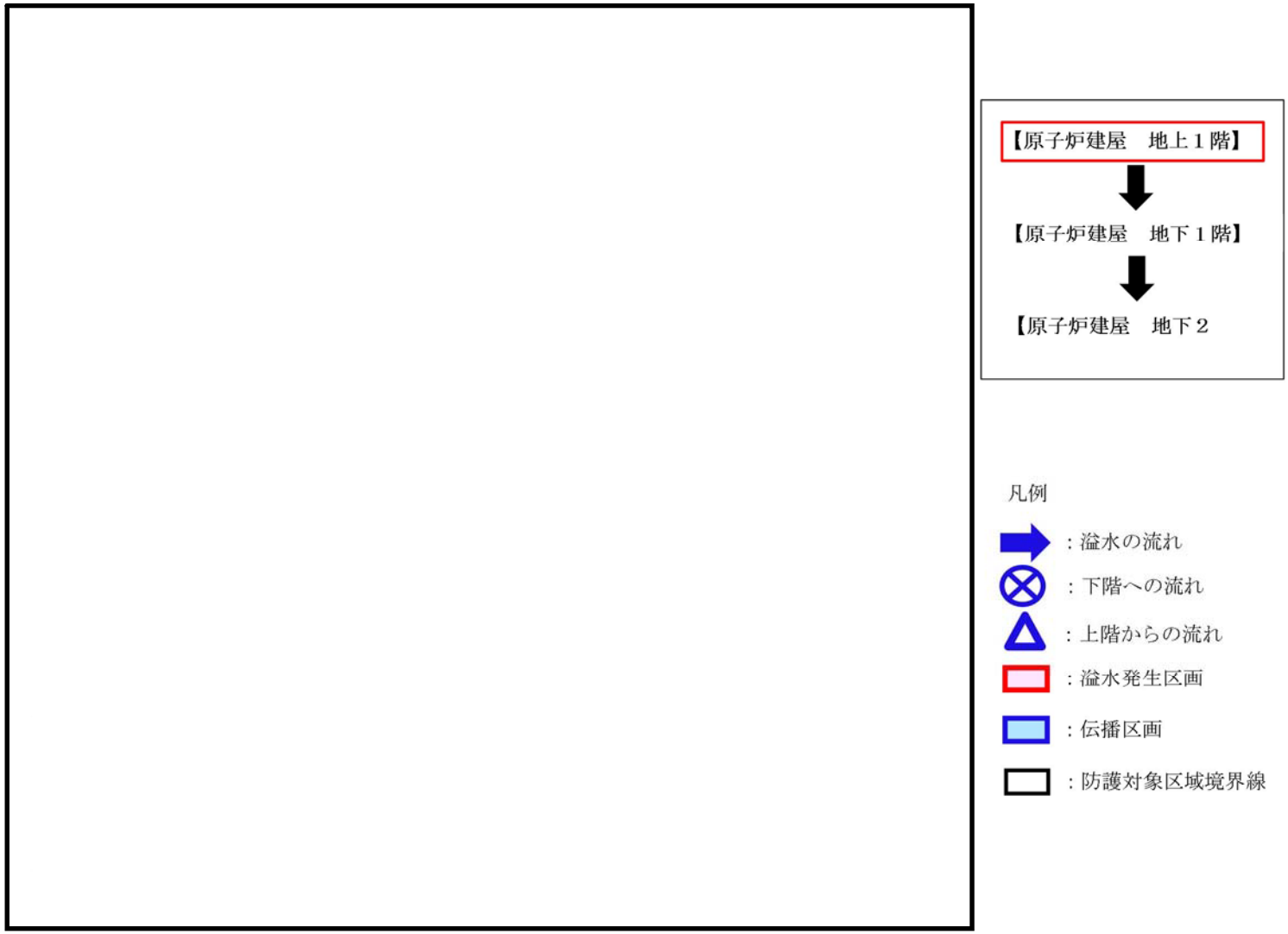
接続区画への伝播有無判定

接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
無し			

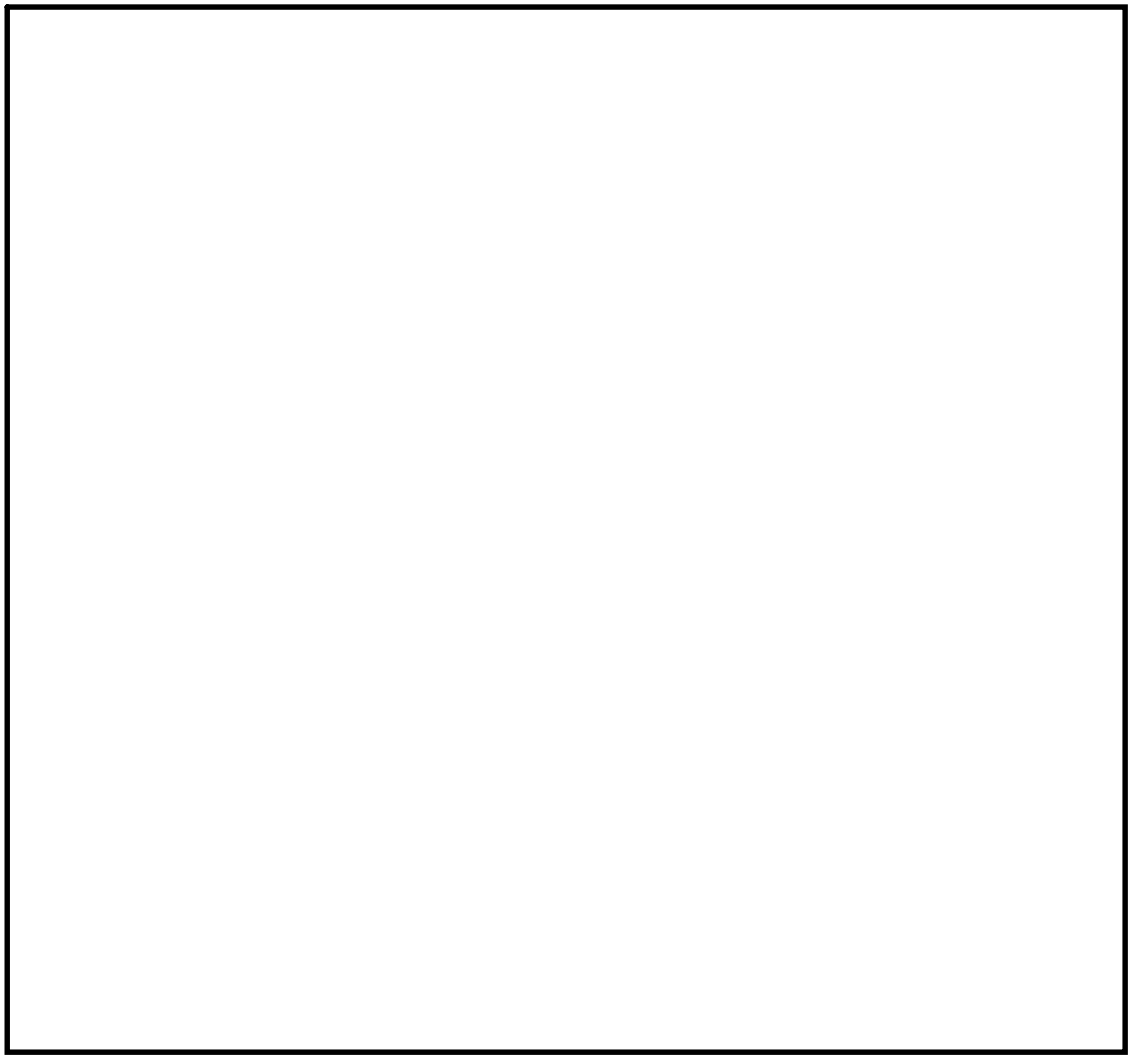
区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-B2-13	LPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-3	4.99	0.07	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	SUPP CHAMBER LEVEL (A) (伝送器)	LT-26-79.5A		1.20	×	機能喪失判定に影響なし	事故時計装(A)
RB-B2-12	LPCS ポンプ	LPCS-PMP-C001	4.99	2.48	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	LPCS ポンプ入口弁	E21-F001(MO)		1.30	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	LPCS ミニフロー弁	E21-F011(MO)		0.30	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
RB-B2-11	－	－	4.99	－	－		

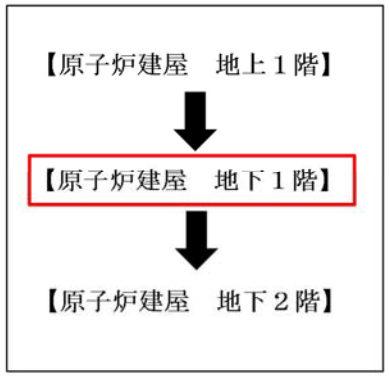
※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第 6.2.3-1 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース１）（代表例：3／3）



第 6.2.3-2 図　溢水伝播経路概略図（ケース１）（代表例：1／3）





凡例

：溢水の流れ

：下階への流

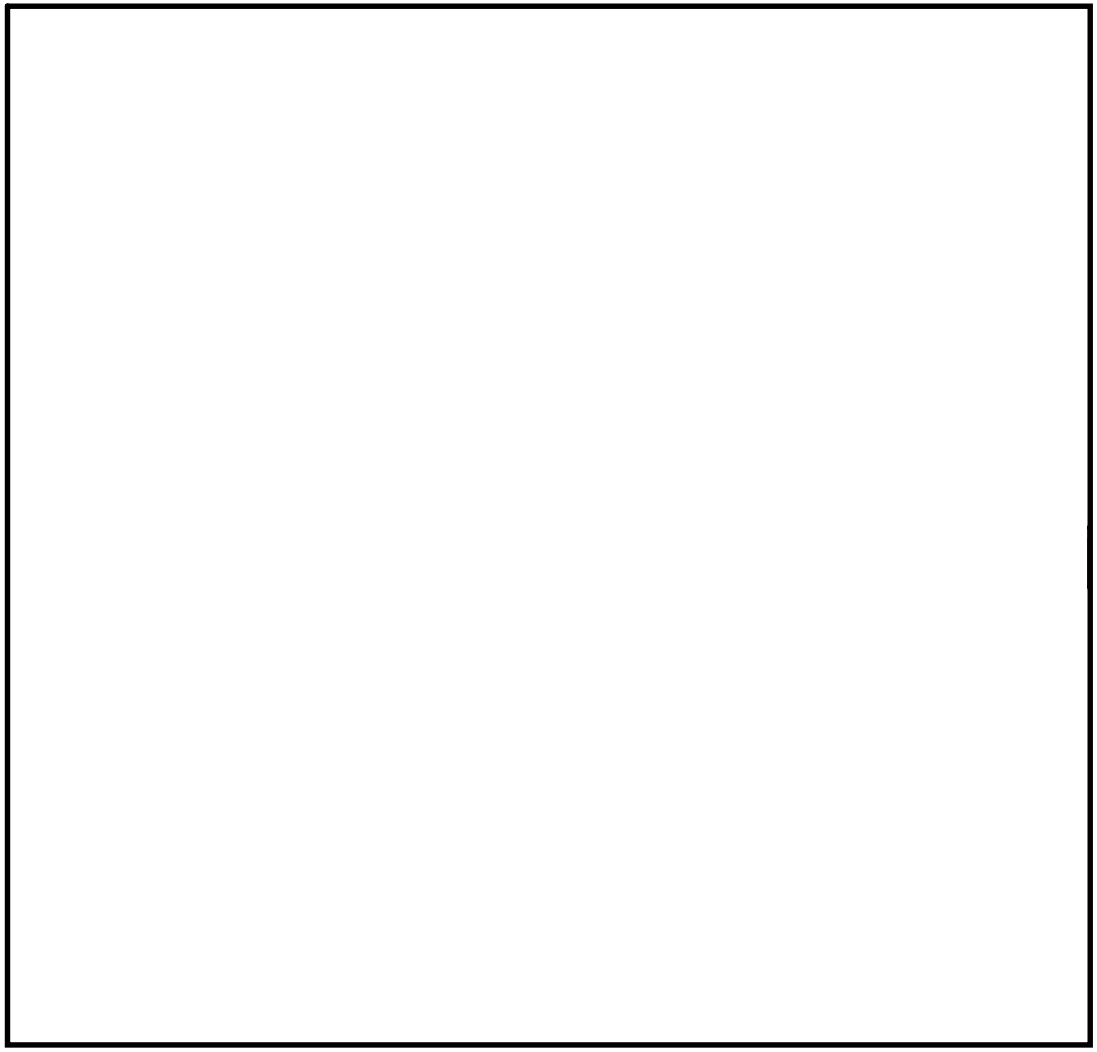
：上階からの流れ

：溢水発生区画

：伝播区画

：防護対象区域境界線

第 6.2.3-2 図　溢水伝播経路概略図（ケース１）（代表例：2／3）



第 6.2.3-2 図　溢水伝播経路概略図（ケース１）（代表例：3／3）

第 6.2.3-1 表　没水影響評価結果（ケース１）

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-1-1（発生区画）	RHR (A)系サプレッションプールスプレイ弁	E12-F027A(MO)	0.10	2.70	○		
	RHR (A)系テストライン弁	E12-F024A(MO)		1.04	○		
	R/B INST DIST PNL 1	－		0.00	○	止水対策実施	
	R/B INST DIST PNL 2	－		0.00	○	止水対策実施	
	FCS (A)系出口管隔離弁	2-43V-3A(MO)		1.43	○		
	FCS (A)系出口弁	2-43V-2A(MO)		1.17	○		
	MSIVステムリークドレン弁(A)	E32-FF009A(MO)		1.66	○		
	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52A		0.99	○		
	サプレッションチェンバー真空破壊止め弁	2-26B-3(AO)		0.40	○		
	サプレッションチェンバー真空破壊止め弁	2-26B-4(AO)		1.13	○		
	サプレッション・チェンバパージ弁	2-26B-5(AO)		0.56	○		
	サプレッション・チェンバN2ガス供給弁	2-26B-6(AO)		1.33	○		
RB-1-6	－	－	0.10	－	○		
RB-B1-1	CAMS (A) サプレッションプール計装ドレン出口隔離弁	D23-F004A(MO)	0.10	3.20	○		
	CAMS (A)冷却水入口弁 (RHRS(A)系)	3-12F101A(MO)		0.20	○		
	CAMS (A)冷却水出口弁 (RHRS(A)系)	3-12F102A(MO)		0.20	○		
	RCW 機器冷却器行き弁	7-9V31(MO)		0.30	○		
	RHR (A)系ミニフロー弁	E12-F064A(MO)		0.30	○		
	RHR DIV-Ⅰ計装ラック	H22-P018		0.42	○		
	MCC 2C-3	MCC 2C-3		0.00	○	止水対策実施	
	MCC 2C-5	MCC 2C-5		0.00	○	止水対策実施	
	直流125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1		0.00	○	止水対策実施	
	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F010B(AO)		0.30	○		
	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F011B(AO)		0.32	○		
	RCIC タービン排気弁	E51-F068(MO)		4.00	○		
	RCIC 真空ポンプ出口弁	E51-F069(MO)		3.92	○		
	RCIC DIV-Ⅰ計装ラック	H22-P017		0.38	○		
	LPCS 計装ラック	H22-P001		0.42	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V81(電磁弁)		1.00	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V82(電磁弁)		0.40	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V83(電磁弁)		0.40	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V84(電磁弁)		1.00	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V85(電磁弁)		1.60	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V86(電磁弁)		1.60	○		
	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E1(電磁弁)		3.10	○		
	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E2(電磁弁)		3.10	○		
RB-B2-13	LPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-3	4.99	0.07	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	SUPP CHAMBER LEVEL (A) (伝送器)	LT-26-79.5A		1.20	×	機能喪失判定に影響なし	事故時計装(A)
RB-B2-12	LPCS ポンプ	LPCS-PMP-C001	4.99	2.48	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	LPCS ポンプ入口弁	E21-F001(MO)		1.30	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	LPCS ミニフロー弁	E21-F011(MO)		0.30	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
RB-B2-11	－	－	4.99	－	－		

※１：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第 6.2.3-2 表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（ケース１）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-1-1
溢水源：RHR(A)
溢水量：382(m³)

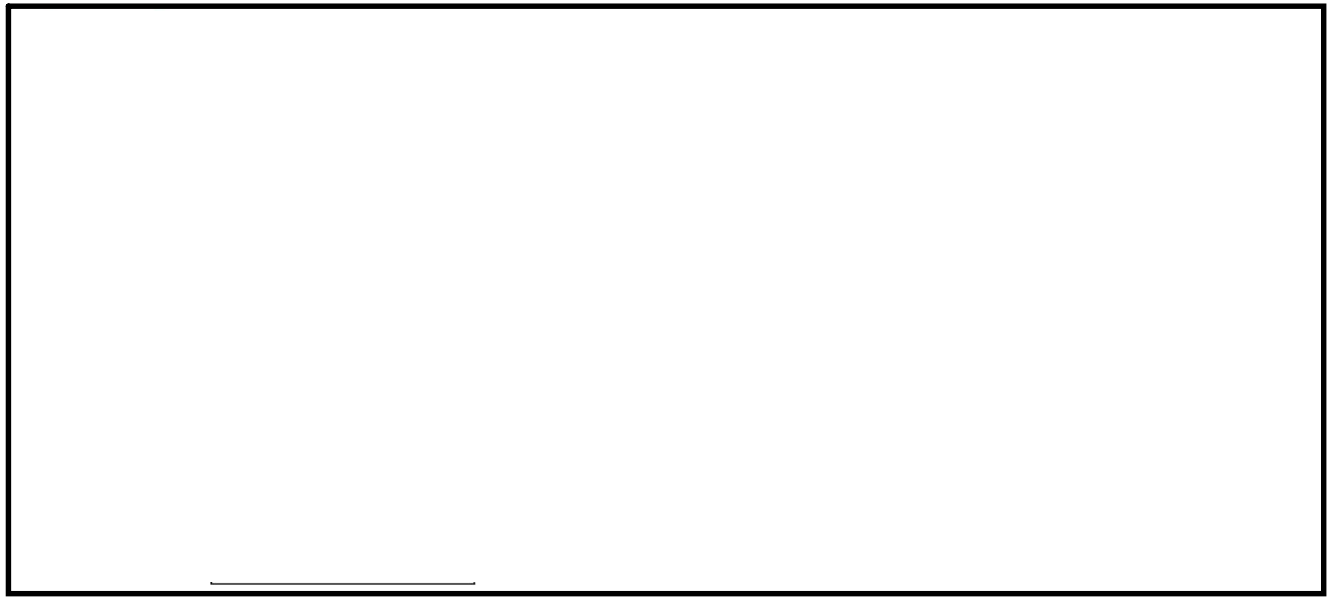
総合判定	○
評価方法※1	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能			手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○								○			○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)		原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)		逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)		－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)		－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○		○	○		○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 2区分以上	機能維持 RCIC or HPCS			機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)			

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）



内部溢水伝播範囲

一次伝播評価	
評価対象区画	RB-4-1
溢水量(m^3)	298.00
面積(m^2)	196.9
溢水水位(m)	0.10
全溢水量を面積で割った水位(1.52m)を算出。ただし，床開口が存在するため，溢水量は下層へ伝播する。	

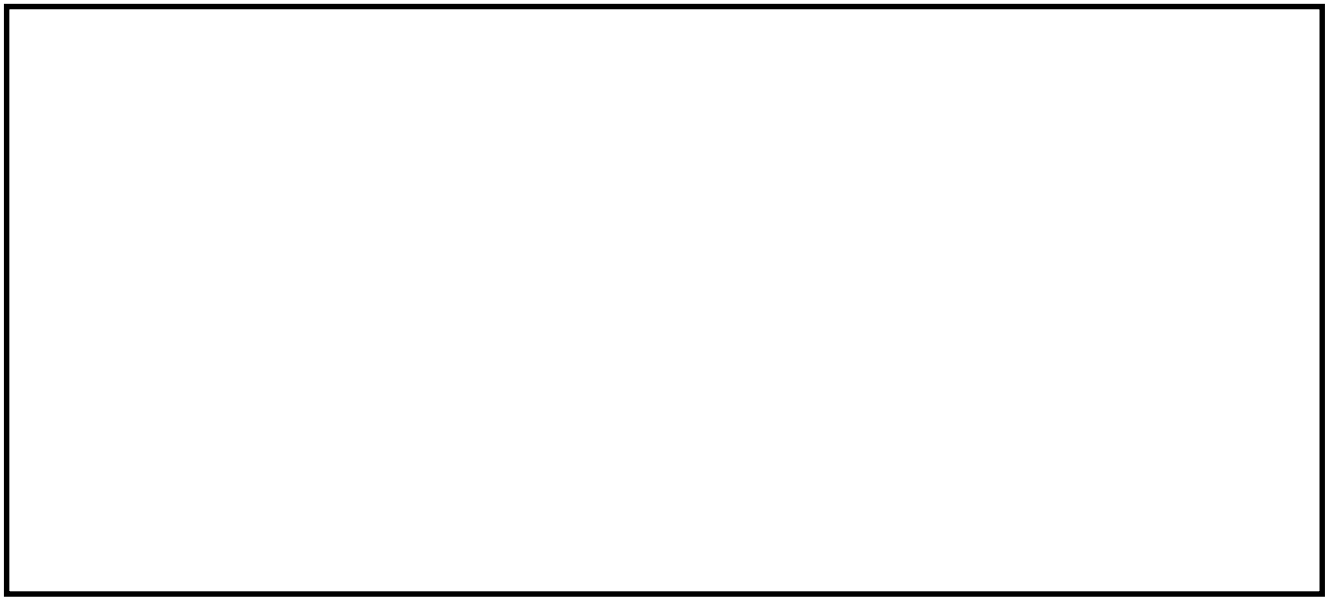
接続区画への伝播有無判定

接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-1-1	開口	0.10	有

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-4-1（発生区画）	MCC 2A2-2	MCC 2A2-2	0.10	0.00	○	止水対策実施	
	MCC 2C-9	MCC 2C-9		0.00	○	止水対策実施	
	直流125V MCC 2A-2	125V DC MCC 2A-2		0.00	○	止水対策実施	
	FPC SYS PUMP AREA PNL.	G41-P002		0.32	○		
	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM（スイッチ）	PSL-G41-N007A		1.04	○		
	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM（スイッチ）	PSL-G41-N007B		1.03	○		
	RCIC 注入弁	E51-F013(MO)		5.06	○		
	RCIC 弁(E51-F065)均圧弁	E51-FF008(AO)		3.80	○		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第 6.2.3-1 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース 2）（代表例：1／5）



内部溢水伝播範囲

二次伝播評価	
評価対象区画	RB-1-1
溢水量(m^3)	298.00
面積(m^2)	246.40
溢水水位(m)	0.10

RB-1-1の溢水水位は堰高さ(0.10m)となる。床開口が存在するため，溢水量は下層へ伝播する。

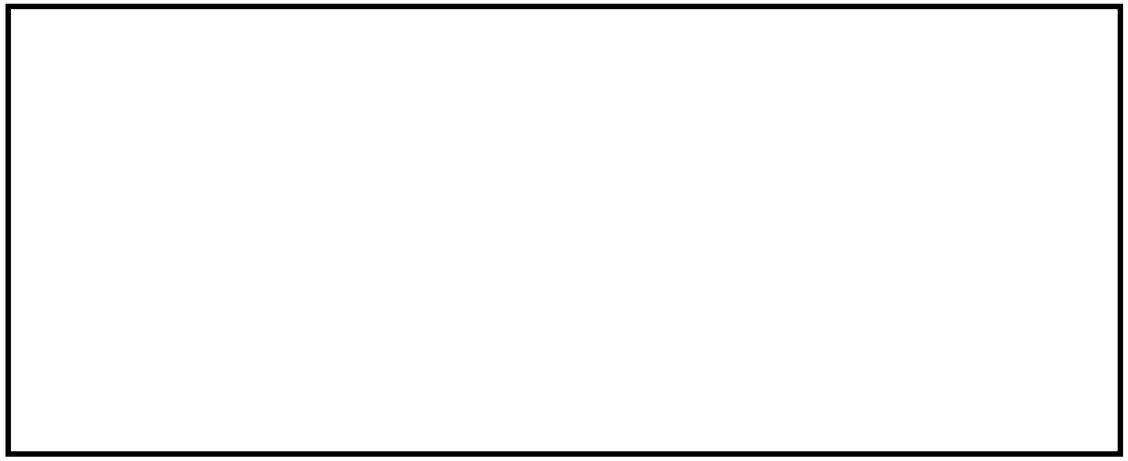
接続区画への伝播有無判定

接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B1-1	開口	0.10	有
RB-1-6	扉	0.00	有
RB-1-4	堰	0.30	無

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-1-1	RHR (A)系サプレッションプールスプレイ弁	E12-F027A(MO)	0.10	2.70	○		
	RHR (A)系テストライン弁	E12-F024A(MO)		1.04	○		
	R/B INST DIST PNL 1	－		0.00	○	止水対策実施	
	R/B INST DIST PNL 2	－		0.00	○	止水対策実施	
	FCS (A)系出口管隔離弁	2-43V-3A(MO)		1.43	○		
	FCS (A)系出口弁	2-43V-2A(MO)		1.17	○		
	MSIVステムリークドレン弁(A)	E32-FF009A(MO)		1.66	○		
	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79,52A		0.99	○		
	サプレッションチェンバー真空破壊止め弁	2-26B-3(AO)		0.40	○		
	サプレッションチェンバー真空破壊止め弁	2-26B-4(AO)		1.13	○		
	サプレッション・チェンバパージ弁	2-26B-5(AO)		0.56	○		
	サプレッション・チェンバN2ガス供給弁	2-26B-6(AO)		1.33	○		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第 6.2.3-1 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース 2）（代表例：2／5）



内部溢水伝播範囲

三次伝播評価	
評価対象区画	RB-B1-1
溢水量(m^3)	298.00
面積(m^2)	219.60
溢水水位(m)	0.10
床開口が存在するため，溢水量は下層へ伝播する。RB-B1-1は，堰高さ(0.10m) 以上の溢水水位とはならない。	

接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B1-2	堰・扉	0.20	無
RB-B1-9	堰	0.20	無
RB-B1-5	堰	0.30	無
RB-B2-13	開口	0.10	有

三次伝播評価	
評価対象区画	RB-1-6
溢水量(m^3)	298.00
面積(m^2)	0.90
溢水水位(m)	0.10
RB-1-6の溢水水位はRB-1-1との水位差を考慮するとRB-1-1の溢水水位(0.10m)以上とはならないため，溢水水位は0.10mとなる。	

接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-1-3	堰	0.30	無

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-B1-1	CAMS (A) サプレッションプール計装ドレン出口隔離弁	D23-F004A(MO)	0.10	3.20	○		
	CAMS (A)冷却水入口弁 (RHRS(A)系)	3-12F101A(MO)		0.20	○		
	CAMS (A)冷却水出口弁 (RHRS(A)系)	3-12F102A(MO)		0.20	○		
	RCW 機器冷却器行き弁	7-9V31(MO)		0.30	○		
	RHR (A)系ミニフロー弁	E12-F064A(MO)		0.30	○		
	RHR DIV-Ⅰ計装ラック	H22-P018		0.42	○		
	MCC 2C-3	MCC 2C-3		0.00	○	止水対策実施	
	MCC 2C-5	MCC 2C-5		0.00	○	止水対策実施	
	直流125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1		0.00	○	止水対策実施	
	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F010B(AO)		0.30	○		
	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F011B(AO)		0.32	○		
	RCIC タービン排気弁	E51-F068(MO)		4.00	○		
	RCIC 真空ポンプ出口弁	E51-F069(MO)		3.92	○		
	RCIC DIV-Ⅰ計装ラック	H22-P017		0.38	○		
	LPCS 計装ラック	H22-P001		0.42	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V81(電磁弁)		1.00	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V82(電磁弁)		0.40	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V83(電磁弁)		0.40	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V84(電磁弁)		1.00	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V85(電磁弁)		1.60	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V86(電磁弁)		1.60	○		
	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E1(電磁弁)		3.10	○		
	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E2(電磁弁)		3.10	○		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第 6.2.3-1 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース 2）（代表例：3／5）

内部溢水伝播範囲

三次伝播評価			
評価対象区画	RB-B2-13		
溢水量(m^3)	298.00		
面積(m^2)	36.90		
溢水水位(m)	3.90		
RB-B2-13とRB-B2-12の境界は堰(0.30m)であり，RB-B2-13とRB-B2-11の境界は堰(0.30m)及び流出入可能な扉へ改造することから，溢水量をRB-B2-11～13の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B2-11	堰・扉	0.30	有
RB-B2-12	堰	0.30	有

三次伝播評価			
評価対象区画	RB-B2-12		
溢水量(m^3)	298.00		
面積(m^2)	21.70		
溢水水位(m)	3.90		
RB-B2-13とRB-B2-12の境界は堰(0.30m)であり，RB-B2-13とRB-B2-11の境界は堰(0.30m)及び流出入可能な扉へ改造することから，溢水量をRB-B2-11～13の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
無し			

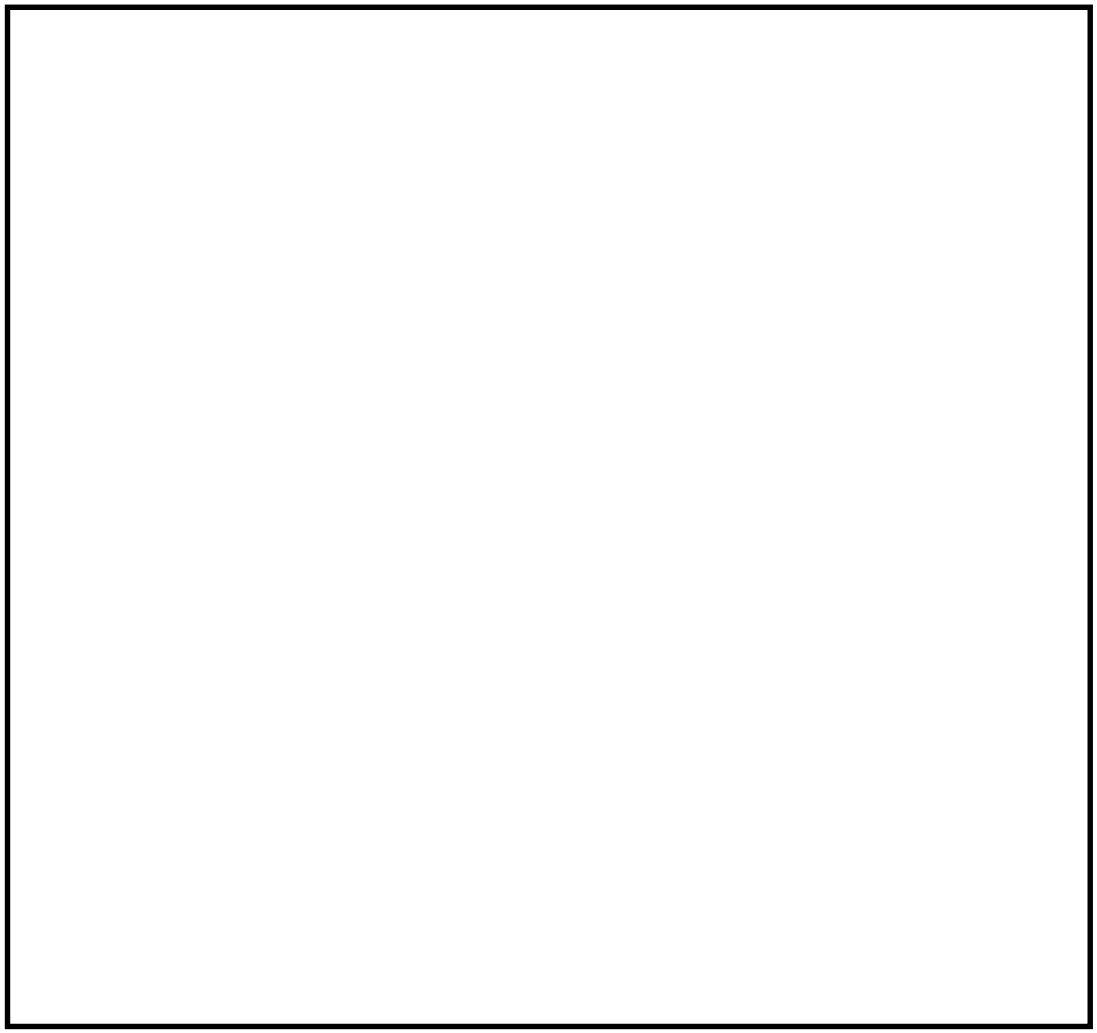
三次伝播評価			
評価対象区画	RB-B2-11		
溢水量(m^3)	298.00		
面積(m^2)	18.00		
溢水水位(m)	3.90		
RB-B2-13とRB-B2-12の境界は堰(0.30m)であり，RB-B2-13とRB-B2-11の境界は堰(0.30m)及び流出入可能な扉へ改造することから，溢水量をRB-B2-11～13の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B2-10	水密扉	－	無

第 6.2.3-1 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース 2）（代表例：4／5）

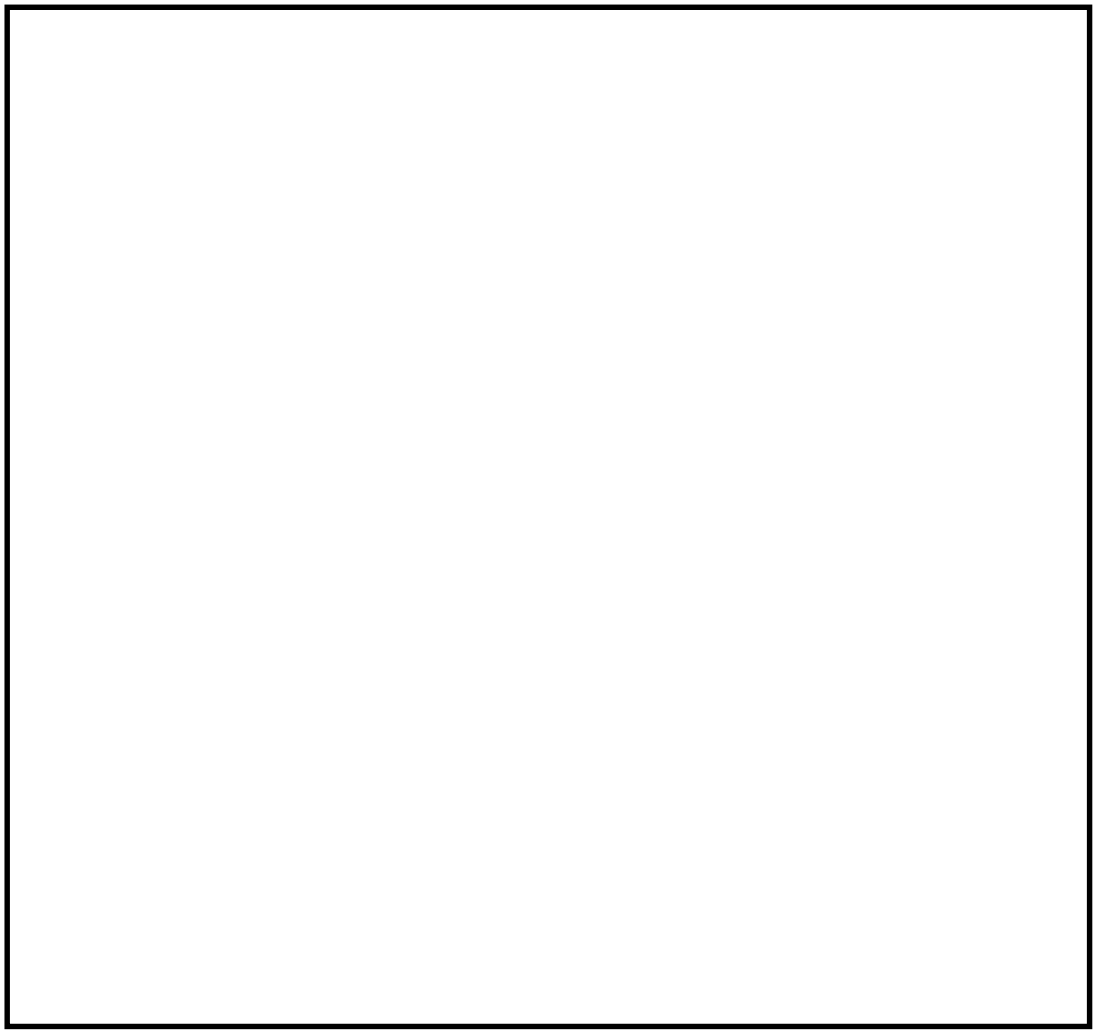
区画番号	防護対象設備		溢水水位 (m)	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1 (m)	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-B2-13	LPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-3	3.90	0.07	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	SUPP CHAMBER LEVEL (A) (伝送器)	LT-26-79.5A		1.20	×	機能喪失判定に影響なし	事故時計装(A)
RB-B2-12	LPCS ポンプ	LPCS-PMP-C001	3.90	2.48	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	LPCS ポンプ入口弁	E21-F001(MO)		1.30	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	LPCS ミニフロー弁	E21-F011(MO)		0.30	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
RB-B2-11	－	－	3.90	－	－		

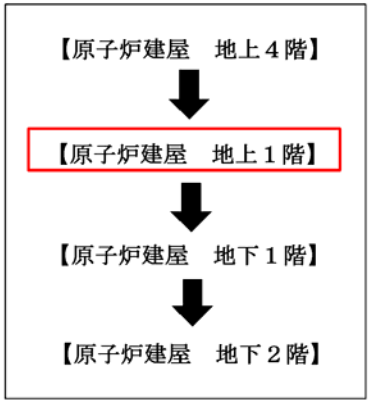
※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

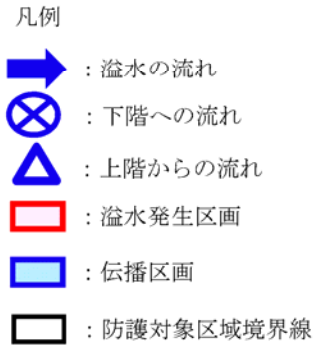
第 6.2.3-1 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース 2）（代表例：5／5）



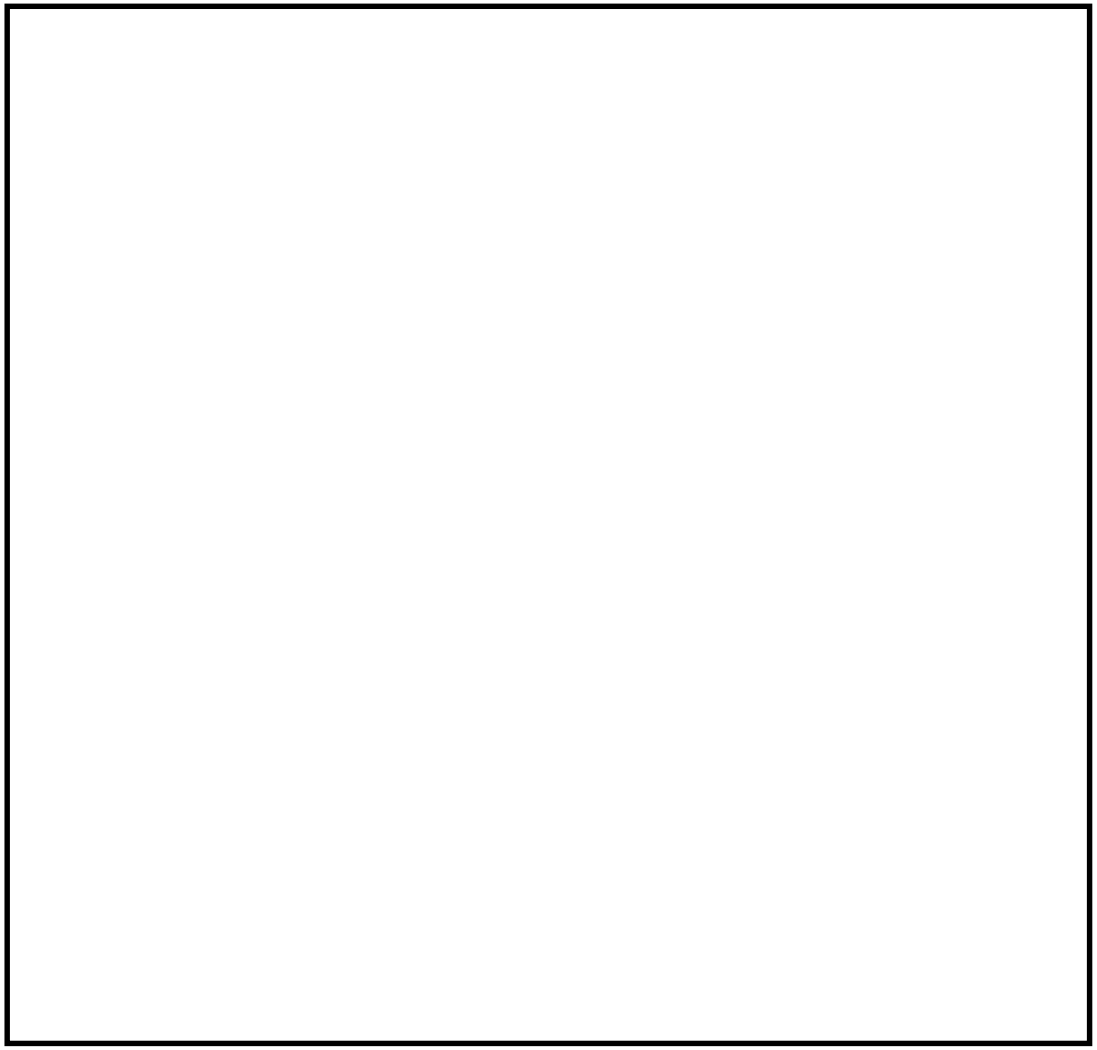
第 6.2.3-2 図　溢水伝播経路概略図（ケース２）（代表例：1／4）

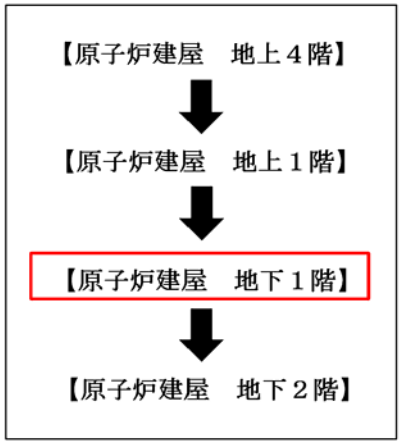


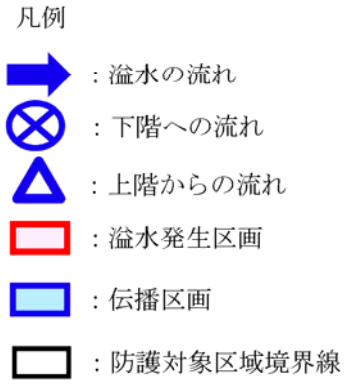




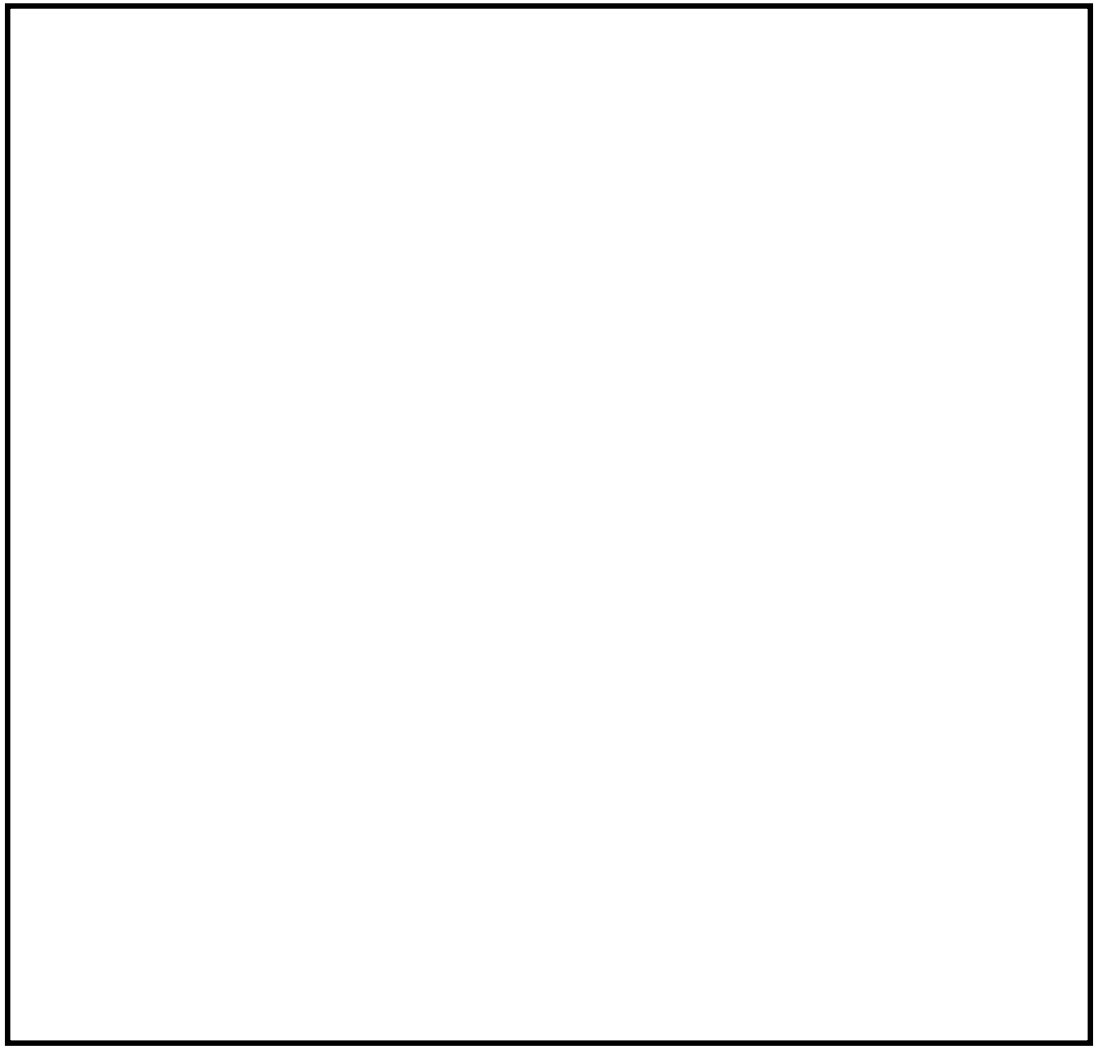
第 6.2.3-2 図　溢水伝播経路概略図（ケース２）（代表例：2／4）

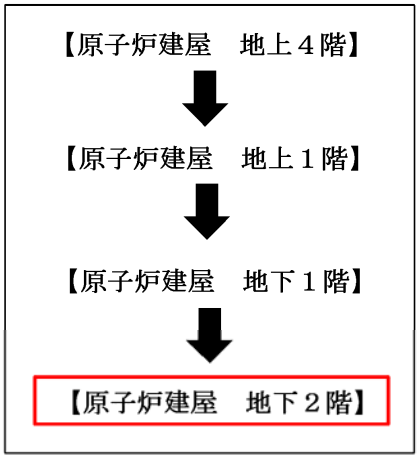






第 6.2.3-2 図　溢水伝播経路概略図（ケース２）（代表例：3／4）





第 6.2.3-2 図　溢水伝播経路概略図（ケース２）（代表例：4／4）

第 6.2.3-1 表　没水影響評価結果（ケース２）

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-4-1（発生区画）	MCC 2A2-2	MCC 2A2-2	0.10	0.00	○	止水対策実施	
	MCC 2C-9	MCC 2C-9		0.00	○	止水対策実施	
	直流125V MCC 2A-2	125V DC MCC 2A-2		0.00	○	止水対策実施	
	FPC SYS PUMP AREA PNL.	G41-P002		0.32	○		
	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM（スイッチ）	PSL-G41-N007A		1.04	○		
	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM（スイッチ）	PSL-G41-N007B		1.03	○		
	RCIC 注入弁	E51-F013(MO)		5.06	○		
	RCIC 弁(E51-F065)均圧弁	E51-FF008(AO)		3.80	○		
RB-4-8	－	－		－	－		
RB-4-10	－	－		－	－		
RB-4-16	－	－		－	－		
RB-4-18	－	－		－	－		
RB-4-20	－	－		－	－		
RB-4-21	－	－		－	－		
RB-4-22	－	－		－	－		
RB-1-1	RHR (A)系サプレッションプールスプレイ弁	E12-F027A(MO)	0.10	2.70	○		
	RHR (A)系テストライン弁	E12-F024A(MO)		1.04	○		
	R/B INST DIST PNL 1	－		0.00	○	止水対策実施	
	R/B INST DIST PNL 2	－		0.00	○	止水対策実施	
	FCS (A)系出口管隔離弁	2-43V-3A(MO)		1.43	○		
	FCS (A)系出口弁	2-43V-2A(MO)		1.17	○		
	MSIVステムリークドレン弁(A)	E32-FF009A(MO)		1.66	○		
	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52A		0.99	○		
	サプレッションチェンバー真空破壊止め弁	2-26B-3(AO)		0.40	○		
	サプレッションチェンバー真空破壊止め弁	2-26B-4(AO)		1.13	○		
	サプレッション・チェンバパージ弁	2-26B-5(AO)		0.56	○		
	サプレッション・チェンバN2ガス供給弁	2-26B-6(AO)		1.33	○		
RB-1-6	－	－	0.10	－	○		
RB-B1-1	CAMS (A) サプレッションプール計装ドレン出口隔離弁	D23-F004A(MO)	0.10	3.20	○		
	CAMS (A)冷却水入口弁 (RHRS(A)系)	3-12F101A(MO)		0.20	○		
	CAMS (A)冷却水出口弁 (RHRS(A)系)	3-12F102A(MO)		0.20	○		
	RCW 機器冷却器行き弁	7-9V31(MO)		0.30	○		
	RHR (A)系ミニフロー弁	E12-F064A(MO)		0.30	○		
	RHR DIV-Ⅰ計装ラック	H22-P018		0.42	○		
	MCC 2C-3	MCC 2C-3		0.00	○	止水対策実施	
	MCC 2C-5	MCC 2C-5		0.00	○	止水対策実施	
	直流125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1		0.00	○	止水対策実施	
	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F010B(AO)		0.30	○		
	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F011B(AO)		0.32	○		
	RCIC タービン排気弁	E51-F068(MO)		4.00	○		
	RCIC 真空ポンプ出口弁	E51-F069(MO)		3.92	○		
	RCIC DIV-Ⅰ計装ラック	H22-P017		0.38	○		
	LPCS 計装ラック	H22-P001		0.42	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V81(電磁弁)		1.00	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V82(電磁弁)		0.40	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V83(電磁弁)		0.40	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V84(電磁弁)		1.00	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V85(電磁弁)		1.60	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V86(電磁弁)		1.60	○		
	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E1(電磁弁)		3.10	○		
	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E2(電磁弁)		3.10	○		
RB-B2-13	LPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-3	3.90	0.07	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	SUPP CHAMBER LEVEL (A)（伝送器）	LT-26-79.5A		1.20	×	機能喪失判定に影響なし	事故時計装(A)
RB-B2-12	LPCS ポンプ	LPCS-PMP-C001	3.90	2.48	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	LPCS ポンプ入口弁	E21-F001(MO)		1.30	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
	LPCS ミニフロー弁	E21-F011(MO)		0.30	×	機能喪失判定に影響なし	LPCS
RB-B2-11	－	－	3.90	－	－		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第 6.2.3-2 表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（ケース２）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-1
溢水源：RCW
溢水量：298(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)		原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)		－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○		○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 2区分以上	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)			

評価対象	原子炉施設									使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能	冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○	○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系	燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

(3) ケース3

○溢水発生区画

：原子炉建屋 地下2階 (RB-B2-3)

○溢水源

：RB-B2-3 内に敷設されている全溢水源とそれらの溢水量を以下第6.2.2-3 表にまとめる。これより最も溢水量の大きい残留熱除去系を溢水源として設定する。

第 6.2.2-3 表　対象区画の溢水想定

考慮すべき溢水源	溢水量(m^3)	代表溢水源
屋内消火系	92	－
残留熱除去海水系	272	－
高圧炉心スプレイ系	378	－
残留熱除去系	382	○
復水・純水移送系	325	－

(4) ケース4

○溢水発生区画

：原子炉建屋 5階 (RB-5-6)

○溢水源

：RB-5-6 内に敷設されている全溢水源とそれらの溢水量を以下第6.2.2-4 表にまとめる。これより最も溢水量の大きい復水・純水移送系を溢水源として設定する。

第 6.2.2-4 表　対象区画の溢水想定

考慮すべき溢水源	溢水量(m^3)	代表溢水源
復水・純水移送系	133	○
原子炉冷却材浄化系	54	－

6.2.3　溢水伝播評価

溢水伝播モデルを用いて，6.2.2 の評価ケースにおける最終滞留区画に到達するまでの溢水経路に位置する溢水防護区画の溢水水位を評価する。評価は溢水発生区画を起点（一次）とし，隣接する区画への伝播を段階的に二次，三次と進め，それを最終滞留区画まで実施する。

以下第 6.2.3-1 図，第 6.2.3-3 図に段階毎の溢水水位の評価結果，第 6.2.3-2 図，第 6.2.3-4 図に溢水伝播経路概略図，及び第 6.2.3-1 表，第 6.2.3-2 表に没水影響評価結果を示す。

内部溢水伝播範囲

一次伝播評価	
評価対象区画	RB-B2-3
溢水量(m^3)	382.00
面積(m^2)	61.80
溢水水位(m)	5.41
全溢水量を面積で割った水位を算出する。RB-B2-3とRB-B2-14の境界は堰(0.30m)であり，RB-B2-3とRB-B2-4の境界は堰(0.20m)及び流出入可能な扉へ改造する。また，RB-B2-3とRB-B2-2の境界は堰(0.20mm)及び3h耐火扉へ改造することから，溢水量をRB-B2-3からRB-B2-2,RB-B2-4,RB-B2-14へ伝播させる。	
接続区画への伝播有無判定	

接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B2-2	堰・扉	0.20	有
RB-B2-14	堰	0.30	有
RB-B2-4	堰・扉	0.20	有

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-B2-3(発生区画)	水平方向地震加速度検出器	C72-N010A	2.38	0.10	×		
	水平方向地震加速度検出器	C72-N010B		0.10	×		
	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011A		0.10	×		
	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011B		0.10	×		
	RHR ポンプ(B)停止時冷却ライン入口弁	E12-F006B(MO)		1.74	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(B),RHR(B)冷却
	RHR ポンプ(B)入口弁	E12-F004B(MO)		1.30	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(B),FCS(B),RHR(B)給水
	RHR (B)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-5		0.07	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(B),FCS(B),RHR(B)冷却・給水

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第 6.2.3-3 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース 3）（代表例：1／3）

内部溢水伝播範囲

二次伝播評価			
評価対象区画	RB-B2-2		
溢水量(m^3)	382.00		
面積(m^2)	51.30		
溢水水位(m)	2.38		
RB-B2-2の溢水水位は堰高さ(0.20m) となる。溢水量をRB-B2-3, RB-B2-2, RB-B2-4, RB-B2-14, RB-B2-5, RB-B2-6の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B2-19	水密扉	—	無

二次伝播評価			
評価対象区画	RB-B2-14		
溢水量(m^3)	382.00		
面積(m^2)	8.90		
溢水水位(m)	2.38		
RB-B2-14の溢水水位は堰高さ(0.30m) となり, RB-B2-5へ伝播させる。溢水量をRB-B2-3, RB-B2-2, RB-B2-4, RB-B2-14, RB-B2-5, RB-B2-6の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B2-5	堰・扉	0.30	有

二次伝播評価			
評価対象区画	RB-B2-4		
溢水量(m^3)	382.00		
面積(m^2)	38.90		
溢水水位(m)	2.38		
RB-B2-4の溢水水位は堰高さ(0.20m) となる。溢水量をRB-B2-3, RB-B2-2, RB-B2-4, RB-B2-14, RB-B2-5, RB-B2-6の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
無			

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-B2-14	RHR ポンプ(B)	RHR-PMP-C002B	2.38	2.32	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(B), FCS(B), RHR(B)冷却・給水
RB-B2-2	—	—	2.38	—	—		
RB-B2-4	—	—	2.38	—	—		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値 (0.2m) を差し引いた値

第 6.2.3-3 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース 3）（代表例：2／3）

内部溢水伝播範囲

二次伝播評価	
評価対象区画	RB-B2-5
溢水量(m^3)	382.00
面積(m^2)	15.00
溢水水位(m)	1.98
RB-B2-5の溢水水位は堰高さ(0.30m) となり，RB-B2-6へ伝播させる。溢水量をRB-B2-3,RB-B2-2,RB-B2-4,RB-B2-14,RB-B2-5,RB-B2-6の合計面積で割った水位を算出。	

接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B2-6	堰	0.30	有

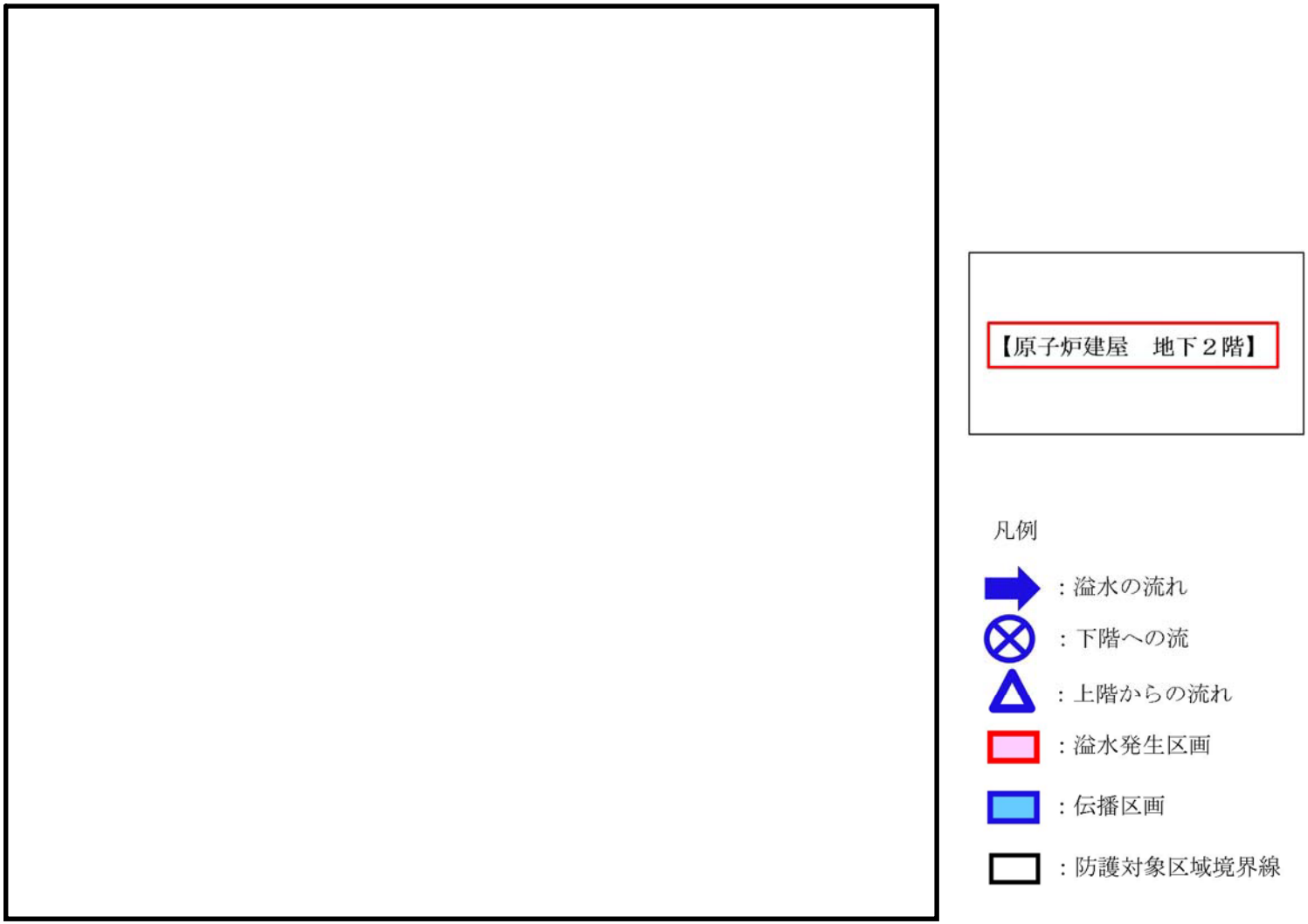
三次伝播評価	
評価対象区画	RB-B2-6
溢水量(m^3)	382.00
面積(m^2)	17.7
溢水水位(m)	1.98
RB-B2-5とRB-B2-6の境界は堰(0.30m)であり，溢水量をRB-B2-3,RB-B2-2,RB-B2-4,RB-B2-14,RB-B2-5,RB-B2-6の合計面積で割った水位を算出。	

接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
無し			

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-B2-5	RHR ポンプ(C)	RHR-PMP-C002C	1.98	2.32	○		
RB-B2-6	RHR ポンプ(C)入口弁	E12-F004C(MO)		1.30	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(C)
	RHR (C)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-6		0.07	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(C)
	SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器)	LT-26-79.5R		1.18	×		
	SUPP CHAMBER LEVEL (B) (伝送器)	LT-26-79.5B		1.18	×	機能喪失判定に影響なし	事故時計装(B)

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値 (0.2m) を差し引いた値

第 6.2.3-3 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース 3）（代表例：3／3）



第 6.2.3-4 図　溢水伝播経路概略図（ケース 3）（代表例）

第 6.2.3-3 表　没水影響評価結果（ケース 3）

区画番号	防護対象設備		溢水水位 (m)	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1 (m)	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号					
RB-B2-3（発生区画）	水平方向地震加速度検出器	C72-N010A	2.38	0.10	×		
	水平方向地震加速度検出器	C72-N010B		0.10	×		
	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011A		0.10	×		
	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011B		0.10	×		
	RHR ポンプ(B)停止時冷却ライン入口弁	E12-F006B(MO)		1.74	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(B),RHR(B)冷却
	RHR ポンプ(B)入口弁	E12-F004B(MO)		1.30	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(B),FCS(B),RHR(B)給水
	RHR (B)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-5		0.07	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(B),FCS(B),RHR(B)冷却・給水
RB-B2-14	RHR ポンプ(B)	RHR-PMP-C002B	2.38	2.32	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(B),FCS(B),RHR(B)冷却・給水
RB-B2-2	－	－	2.38	－	－		
RB-B2-4	－	－	2.38	－	－		
RB-B2-5	RHR ポンプ(C)	RHR-PMP-C002C	1.98	2.32	○		
RB-B2-6	RHR ポンプ(C)入口弁	E12-F004C(MO)		1.30	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(C)
	RHR (C)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-6		0.07	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(C)
	SUPP CHAMBER LEVEL （伝送器）	LT-26-79.5R		1.18	×		
	SUPP CHAMBER LEVEL (B)（伝送器）	LT-26-79.5B		1.18	×	機能喪失判定に影響なし	事故時計装(B)

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第 6.2.3-4 表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（ケース３）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-3
溢水源：RHR(B)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考：RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)		原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○		○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 2区分以上	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)			

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

内部溢水伝播範囲

一次伝播評価	
評価対象区画	RB-5-6
溢水量(m^3)	133.00
面積(m^2)	36.10
溢水水位(m)	3.60
全溢水量を面積で割った水位を算出する。RB-5-6とRB-5-5の境界は堰(0.20m)であり，RB-5-5とRB-5-2の境界は流出入可能な扉であることから，溢水量をRB-5-6からRB-5-5,RB-5-2へ伝播させる。	

接続区画への伝播有無判定

接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-5-5	堰	0.20	有
RB-5-2	扉	0.10	有

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-5-6(発生区画)	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(スイッチ)	LSH-G41-N004	0.20	3.31	○		
	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL(スイッチ)	LSL-G41-N005		1.20	○		
	SKIMMER SURGE TANK LO LO LEVEL(スイッチ)	LSLL-G41-N006		0.50	○		
	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(伝送器)	LT-G41-N100		0.25	○		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第6.2.3-3図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース４）（代表例：1／7）

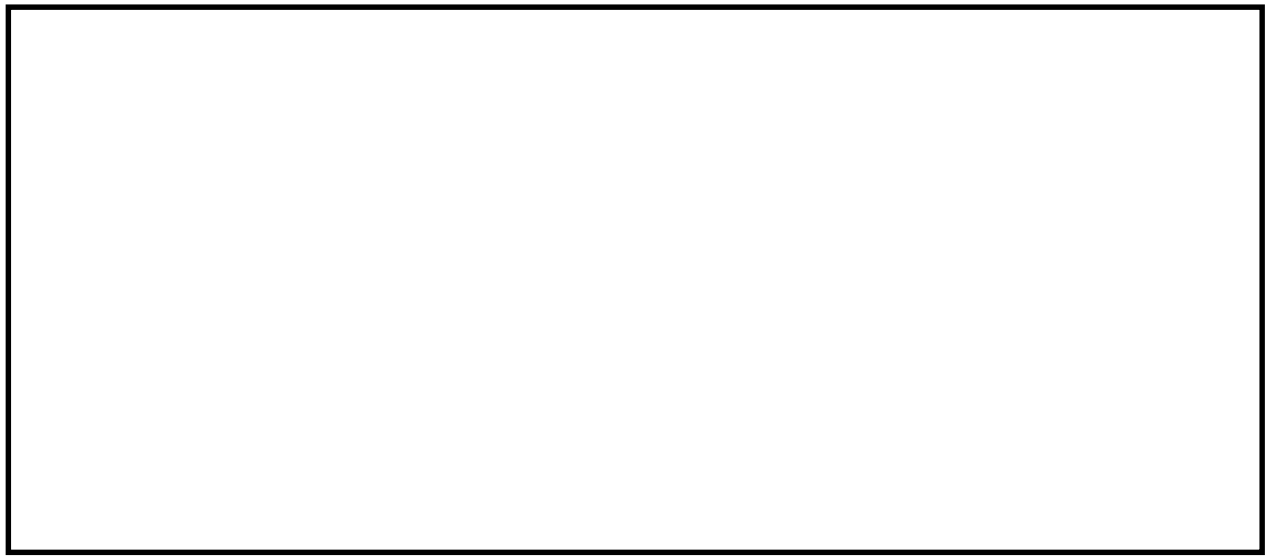
内部溢水伝播範囲

二次伝播評価			
評価対象区画	RB-5-2		
溢水量(m^3)	133.00		
面積(m^2)	159.10		
溢水水位(m)	0.10		
RB-5-2,RB-5-5の溢水水位は堰高さ(0.15m)となる。床開口が存在するため，溢水量は下層へ伝播する。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-1-2	開口	0.10	有

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-5-6(発生区画)	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(スイッチ)	LSH-G41-N004	0.20	3.31	○		
	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL(スイッチ)	LSL-G41-N005		1.20	○		
	SKIMMER SURGE TANK LO LO LEVEL(スイッチ)	LSLL-G41-N006		0.50	○		
	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(伝送器)	LT-G41-N100		0.25	○		
RB-5-5	－	－	0.10	－	－		
RB-5-2	－	－	0.10	－	－		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第 6.2.3-3 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース４）（代表例：2／7）



内部溢水伝播範囲

三次伝播評価			
評価対象区画	RB-1-2		
溢水量(m^3)	133.00		
面積(m^2)	258.50		
溢水水位(m)	0.10		
RB-1-2の溢水水位は堰高さ(0.15m)となる。床開口が存在するため，溢水量は下層へ伝播する。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B1-2	開口	0.10	有

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-1-2	RHR (B)系サプレッションプールスプレイ弁	E12-F027B(MO)	0.10	1.55	○		
	FCS (B)系出口管隔離弁	2-43V-3B(MO)		1.60	○		
	FCS (B)系出口弁	2-43V-2B(MO)		1.60	○		
	MSIVステムリークドレン弁(B)	E32-FF009B(MO)		2.32	○		
	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52B		1.30	○		
	サプレッション・チェンバベント弁	2-26B-10(AO)		2.86	○		
	サプレッション・チェンバベント弁	2-26B-11(AO)		1.88	○		
	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51D1(電磁弁)		1.80	○		
	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51D2(電磁弁)		1.80	○		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第 6.2.3-3 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース４）（代表例：3／7）

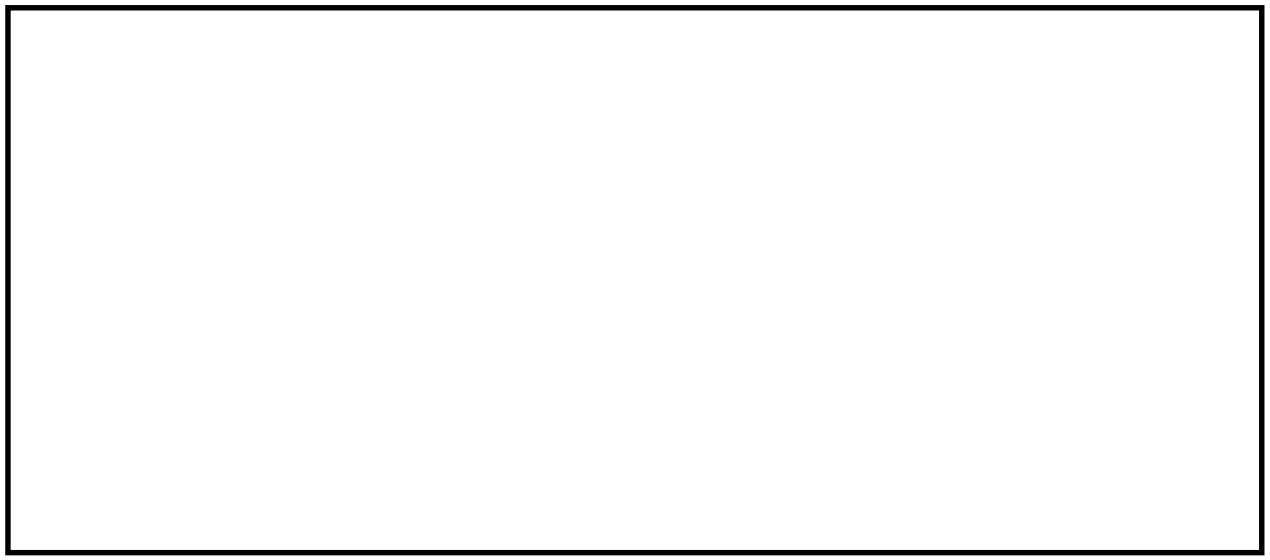
内部溢水伝播範囲

四次伝播評価			
評価対象区画	RB-B1-2		
溢水量(m^3)	133.00		
面積(m^2)	139.40		
溢水水位(m)	0.10		
RB-B1-2の溢水水位は堰高さ(0.10m)となる。床開口が存在するため，溢水量は下層へ伝播する。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B2-3	開口	0.10	有

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-B1-2	RHR (B)系ミニフロー弁	E12-F064B(MO)	0.10	0.30	○		
	RHR (C)系ミニフロー弁	E12-F064C(MO)		0.30	○		
	RHR DIV-Ⅱ計装ラック	H22-P021		0.38	○		
	HPCS ポンプ入口弁(CST側)	E22-F001(MO)		0.61	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V87(電磁弁)		1.10	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V88(電磁弁)		0.70	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V89(電磁弁)		0.30	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V90(電磁弁)		0.70	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V91(電磁弁)		1.10	○		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第 6.2.3-3 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース４）（代表例：4／7）



内部溢水伝播範囲

五次伝播評価			
評価対象区画	RB-B2-3		
溢水量(m^3)	133.00		
面積(m^2)	61.80		
溢水水位(m)	0.83		
RB-B2-3とRB-B2-14の境界は堰(0.30m)であり，RB-B2-3とRB-B2-2，RB-B2-3とRB-B2-4の境界は流出入可能な扉であることから，溢水量をRB-B2-2からRB-B2-3，RB-B2-14の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B2-2	扉	0.00	有
RB-B2-4	扉	0.00	有
RB-B2-14	堰	0.30	有

五次伝播評価			
評価対象区画	RB-B2-2		
溢水量(m^3)	133.00		
面積(m^2)	51.30		
溢水水位(m)	0.83		
RB-B2-3とRB-B2-14の境界は堰(0.30m)であり，RB-B2-3とRB-B2-2，RB-B2-3とRB-B2-4の境界は流出入可能な扉であることから，溢水量をRB-B2-2からRB-B2-3，RB-B2-14の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
無し			

五次伝播評価			
評価対象区画	RB-B2-14		
溢水量(m^3)	133.00		
面積(m^2)	8.90		
溢水水位(m)	0.83		
RB-B2-3とRB-B2-14の境界は堰(0.30m)であり，RB-B2-3とRB-B2-2，RB-B2-3とRB-B2-4の境界は流出入可能な扉であることから，溢水量をRB-B2-2からRB-B2-3，RB-B2-14の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
無し			

第 6.2.3-3 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース４）（代表例：5／7）

五次伝播評価			
評価対象区画	RB-B2-4		
溢水量(m^3)	133.00		
面積(m^2)	38.90		
溢水水位(m)	0.83		
RB-B2-3とRB-B2-14の境界は堰(0.30m)であり，RB-B2-3とRB-B2-2，RB-B2-3とRB-B2-4の境界は流出入可能な扉であることから，溢水量をRB-B2-2からRB-B2-3，RB-B2-14の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
無し			

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-B2-3	水平方向地震加速度検出器	C72 N010A	0.83	0.10	×		
	水平方向地震加速度検出器	C72-N010B		0.10	×		
	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011A		0.10	×		
	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011B		0.10	×		
	RHR ポンプ(B)停止時冷却ライン入口弁	E12-F006B(MO)		1.74	○		
	RHR ポンプ(B)入口弁	E12-F004B(MO)		1.30	○		
	RHR (B)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-5		0.07	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(B)，FCS(B)，RHR(B)冷却・給水
RB-B2-14	RHR ポンプ(B)	RHR-PMP-C002B	0.83	2.32	○		
RB-B2-2	－	－	0.83	－	－		
RB-B2-4	－	－	0.83	－	－		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第6.2.3-3図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース４）（代表例：6／7）

内部溢水伝播範囲

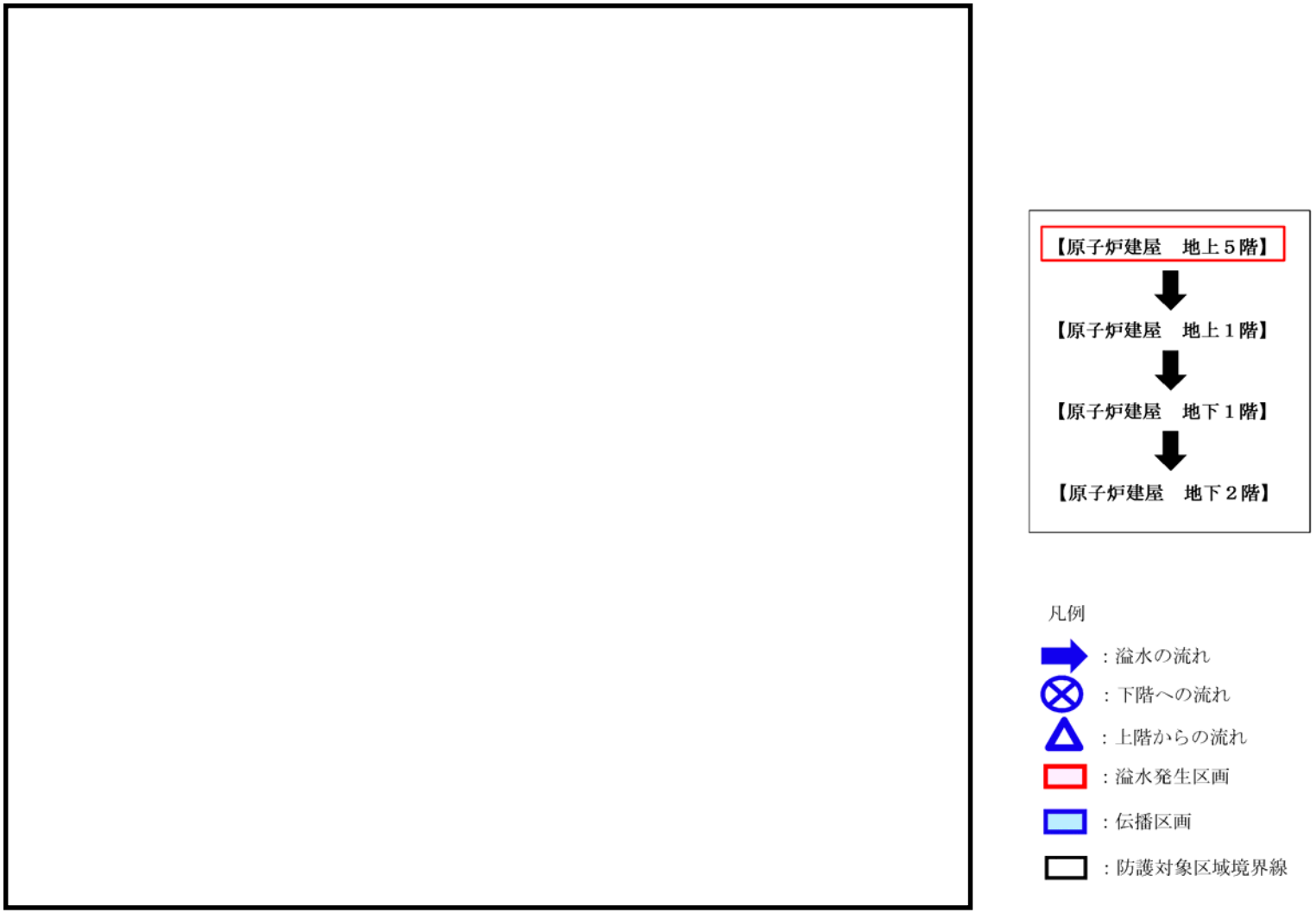
六次伝播評価			
評価対象区画	RB-B2-5		
溢水量(m^3)	133.00		
面積(m^2)	15.00		
溢水水位(m)	0.69		
RB-B2-14とRB-B2-5の境界は流出入可能な扉，RB-B2-5とRB-B2-6との境界は堰(0.30m) であり，RB-B2-14より伝播する。溢水量をRB-B2-2からRB-B2-6,RB-B2-14の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
RB-B2-6	堰	0.30	有

六次伝播評価			
評価対象区画	RB-B2-6		
溢水量(m^3)	133.00		
面積(m^2)	17.70		
溢水水位(m)	0.69		
RB-B2-14とRB-B2-5の境界は流出入可能な扉，RB-B2-5とRB-B2-6との境界は堰(0.30m) であり，RB-B2-14より伝播する。溢水量をRB-B2-2からRB-B2-6,RB-B2-14の合計面積で割った水位を算出。			
接続区画への伝播有無判定			
接続区画	境界形態	伝播開始高さ(m)	伝播有無
無し			

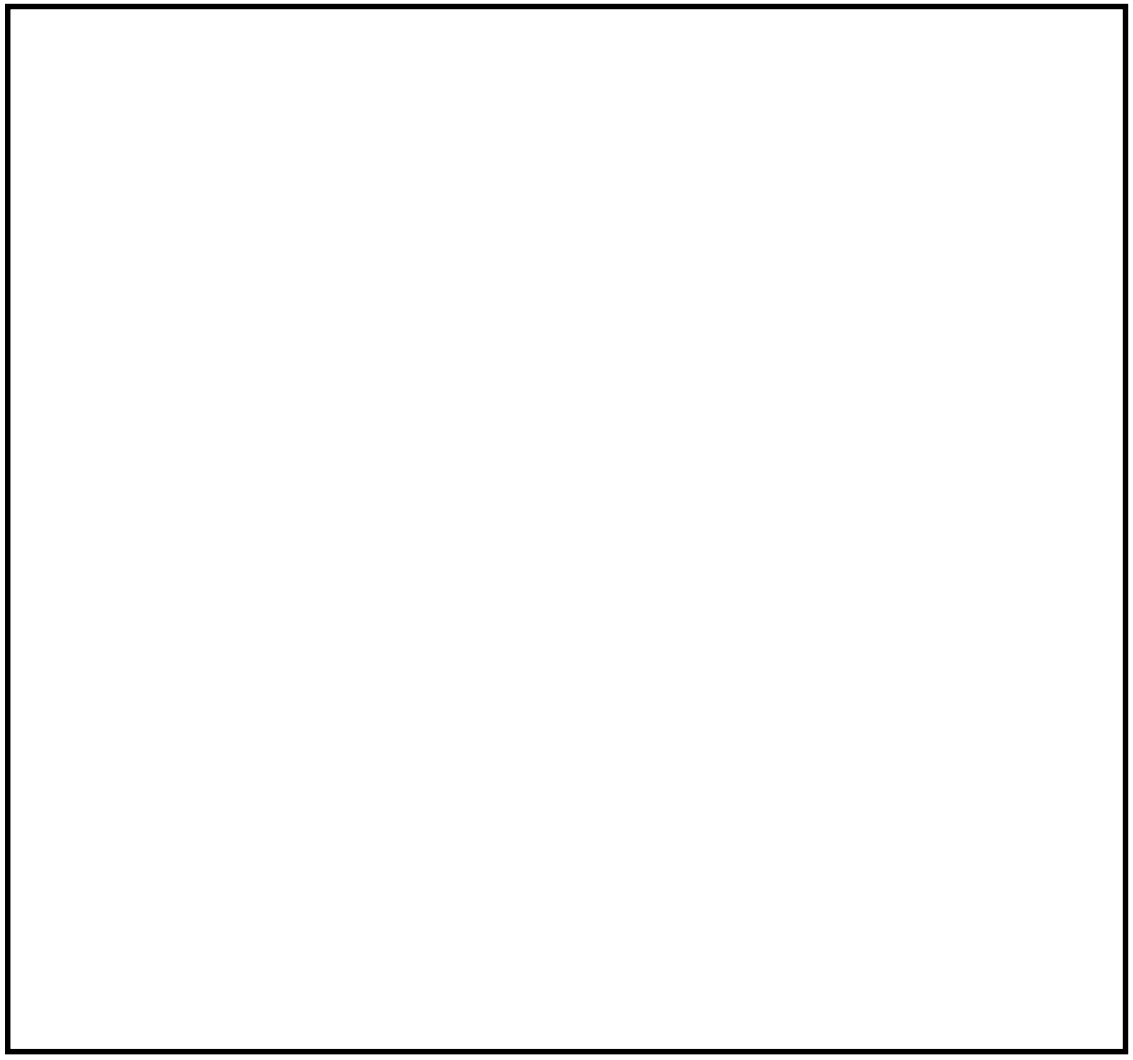
区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ(裕度0.2m考慮)※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-B2-5	RHR ポンプ(C)	RHR-PMP-C002C	0.69	2.32	○		
	RHR ポンプ(C)入口弁	E12-F004C(MO)		1.30	○		
RB-B2-6	RHR (C)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-6	0.69	0.07	○	止水対策実施	
	SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器)	LT-26-79.5R		1.18	○		
	SUPP CHAMBER LEVEL (B) (伝送器)	LT-26-79.5B		1.18	○		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

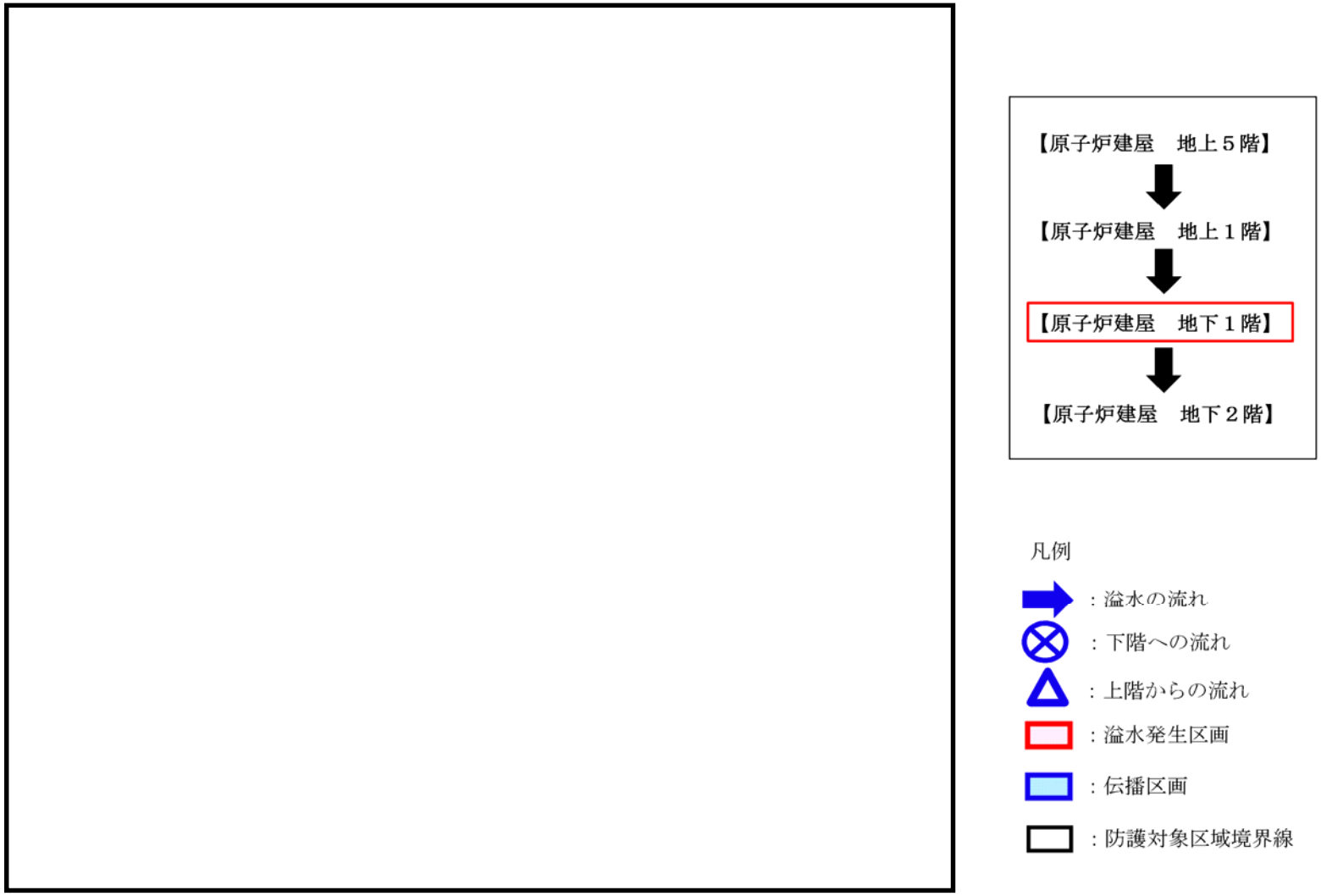
第 6.2.3-3 図　段階毎の溢水水位の評価結果（ケース４）（代表例：7／7）



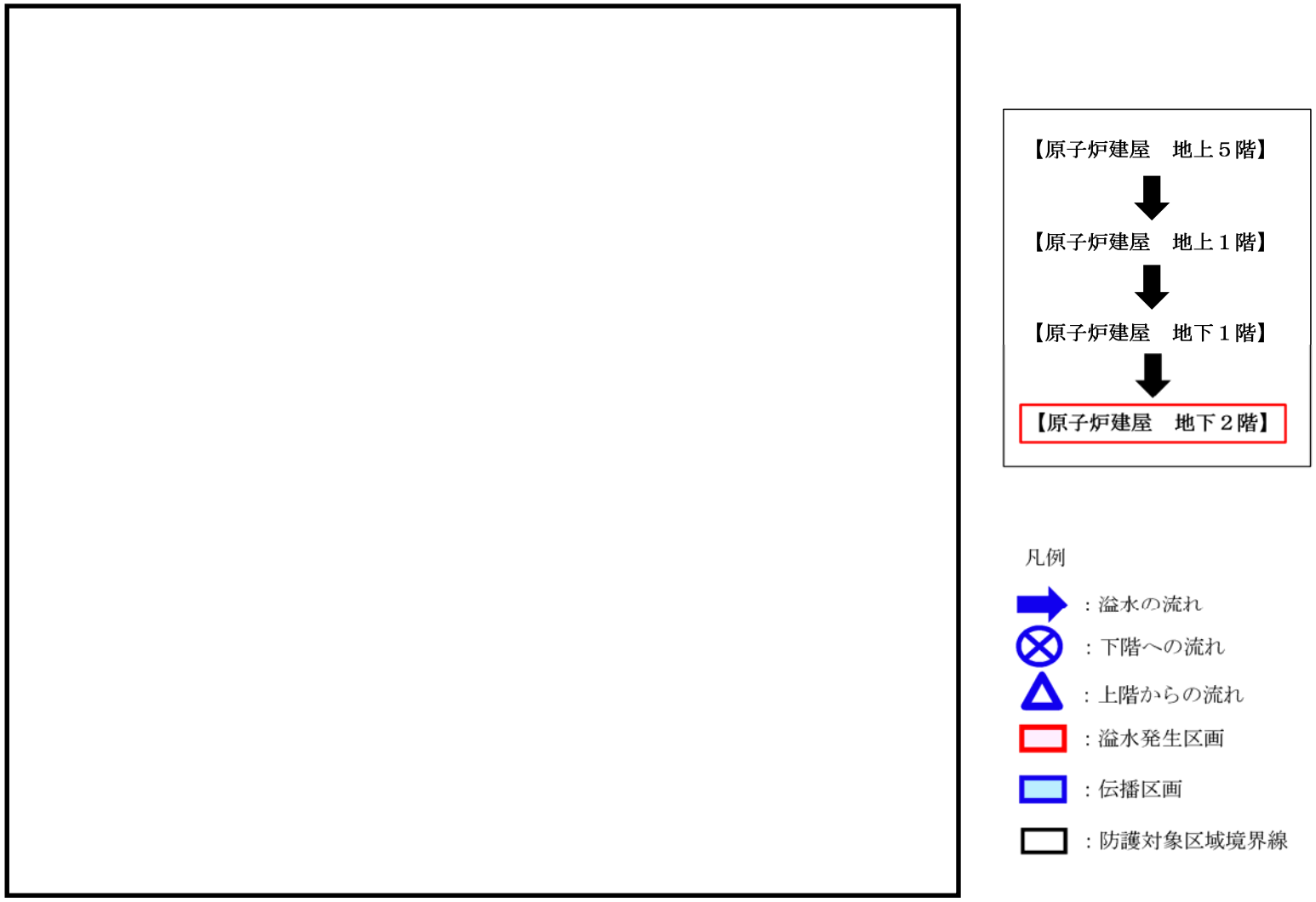
第 6.2.3-4 図　溢水伝播経路概略図（ケース４）（代表例：1／4）



第 6.2.3-4 図　溢水伝播経路概略図（ケース４）（代表例：2／4）



第 6.2.3-4 図　溢水伝播経路概略図（ケース４）（代表例：3／4）



第 6.2.3-4 図　溢水伝播経路概略図（ケース４）（代表例：4／4）

第 6.2.3-1 表　没水影響評価結果（ケース４）

区画番号	防護対象設備		溢水水位	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1	没水判定	備考	機能喪失系統
	設備名称	機器番号	(m)	(m)			
RB-5-6（発生区画）	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(スイッチ)	LSH-G41-N004	0.20	3.31	○		
	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL(スイッチ)	LSL-G41-N005		1.20	○		
	SKIMMER SURGE TANK LO LO LEVEL(スイッチ)	LSLL-G41-N006		0.50	○		
	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(伝送器)	LT-G41-N100		0.25	○		
RB-5-5	－	－	0.10	－	－		
RB-5-2	－	－	0.10	－	－		
RB-5-7	－	－	0.10	－	－		
RB-5-10	－	－	0.10	－	－		
RB-1-2	RHR (B)系サプレッションプールスプレイ弁	E12-F027B(MO)	0.10	1.55	○		
	FCS (B)系出口管隔離弁	2-43V-3B(MO)		1.60	○		
	FCS (B)系出口弁	2-43V-2B(MO)		1.60	○		
	MSIVステムリークドレン弁(B)	E32-FF009B(MO)		2.32	○		
	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52B		1.30	○		
	サプレッション・チェンバベント弁	2-26B-10(AO)		2.86	○		
	サプレッション・チェンバベント弁	2-26B-11(AO)		1.88	○		
	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51D1(電磁弁)		1.80	○		
	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51D2(電磁弁)		1.80	○		
RB-B1-2	RHR (B)系ミニフロー弁	E12-F064B(MO)	0.10	0.30	○		
	RHR (C)系ミニフロー弁	E12-F064C(MO)		0.30	○		
	RHR D1V-Ⅱ計装フック	H22-P021		0.38	○		
	HPCS ポンプ入口弁(CST側)	E22-F001(MO)		0.61	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V87(電磁弁)		1.10	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V88(電磁弁)		0.70	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V89(電磁弁)		0.30	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V90(電磁弁)		0.70	○		
	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V91(電磁弁)		1.10	○		
RB-B1-6	－	－	0.10	－	－		
RB-B2-3	水平方向地震加速度検出器	C72-N010A	0.83	0.10	×		
	水平方向地震加速度検出器	C72-N010B		0.10	×		
	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011A		0.10	×		
	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011B		0.10	×		
	RHR ポンプ(B)停止時冷却ライン入口弁	E12-F006B(MO)		1.74	○		
	RHR ポンプ(B)入口弁	E12-F004B(MO)		1.30	○		
	RHR (B)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-5		0.07	×	機能喪失判定に影響なし	RHR(B)，FCS(B)，RHR(B)冷却・給水
RB-B2-14	RHR ポンプ(B)	RHR-PMP-C002B	0.83	2.32	○		
RB-B2-2	－	－	0.83	－	－		
RB-B2-5	RHR ポンプ(C)	RHR-PMP-C002C	0.69	2.32	○		
	RHR ポンプ(C)入口弁	E12-F004C(MO)		1.30	○		
RB-B2-6	RHR (C)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-6	0.69	0.07	○	止水対策実施	
	SUPP CHAMBER LEVEL （伝送器）	LT-26-79.5R		1.18	○		
	SUPP CHAMBER LEVEL (B) (伝送器)	LT-26-79.5B		1.18	○		
RB-B2-4	－	－	0.83	－	－		

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値（0.2m）を差し引いた値

第 6.2.3-2 表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（ケース４）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-6
溢水源：MUW
溢水量：133(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考：

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	×	○	×	×	○	×	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

6.2.4　判定

6.2.3 の各防護対象設備の機能喪失判定を踏まえ，プラント全体として安全機能が保たれているかについて判定を実施する。

6.2.2 の評価ケースにおいては，一部の防護対象設備の機能に影響を及ぼすものの，同一の安全機能を有する他の系列の機器（残留熱除去系（B）系等）の機能は維持される。

従って，原子炉の停止機能，冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されるとともに，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることから，判定基準を満足する。

以上により代表例の評価終了となる。

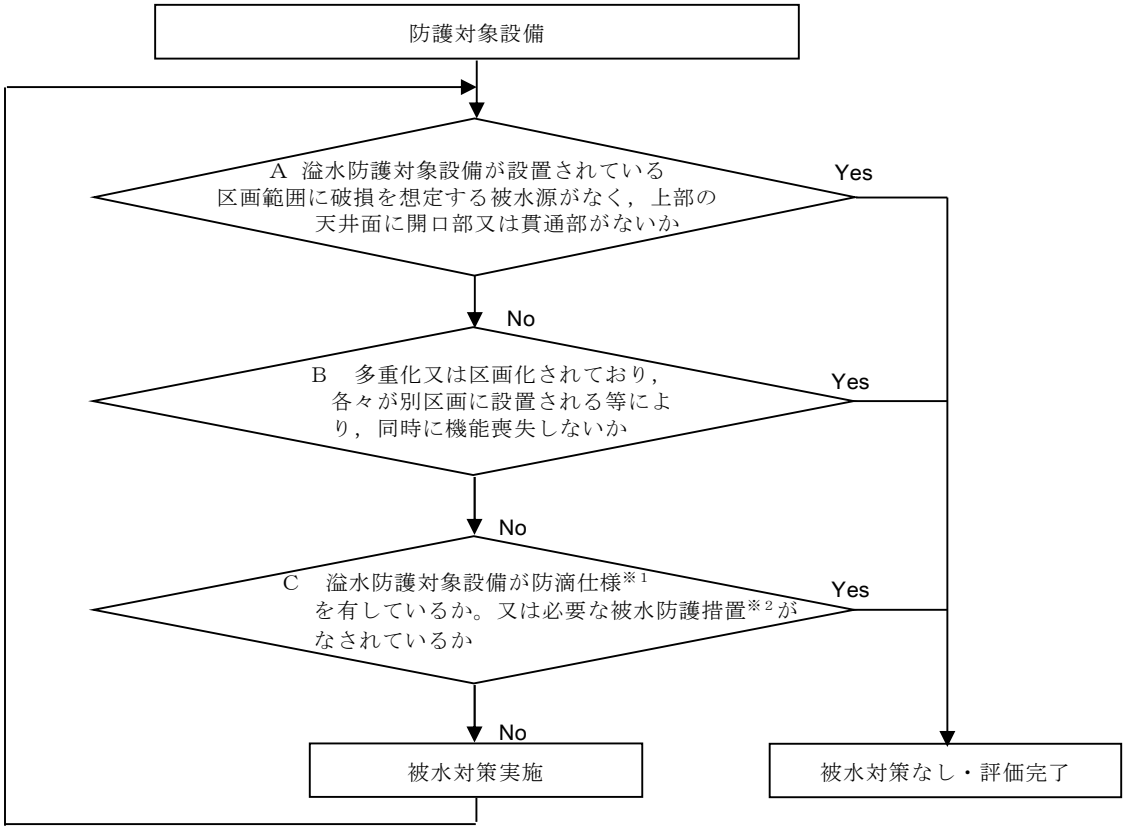
6.2.5　想定破損による没水影響評価結果

単一機器の破損により生じる溢水箇所を起点とし，溢水経路を経由して最終的な滞留箇所に到達するまでを一つの評価ケースと定め，この一連の評価を，想定される全ての単一機器破損のケース毎に実施した。代表例で示した評価ケース以外の結果について，添付資料-5，第 2 表に示す。

結果として全ての評価ケースにおいて，必要となる対策（区画の水密化，貫通部の止水処置及び堰の改造等）を行うことにより，第 6.1.5-1 表の判定基準を満足するため，原子炉の停止機能，冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

6.3　想定破損による被水影響評価

評価対象区画内に設置される配管の想定破損による被水を考慮し，溢水防護対象設備の被水影響評価を行った。想定破損による被水影響評価フローを第 6.3-1 図に示す。なお，防滴仕様の扱いについて補足説明資料-12 に示す。



第 6.3-1 図　被水影響評価フロー

※1 「ＪＩＳ Ｃ 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IP コード)」，「ＮＥＭＡ(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様。

※2 保護等級を有していないが，構造上防滴仕様を有していると評価した機器については実際の被水環境を模擬した試験を実施し防滴機能を確認する。

(1)　評価方法

想定破損による直接の被水及び溢水経路からの被水に対し，溢水防護対象設備の被水影響評価を行った。

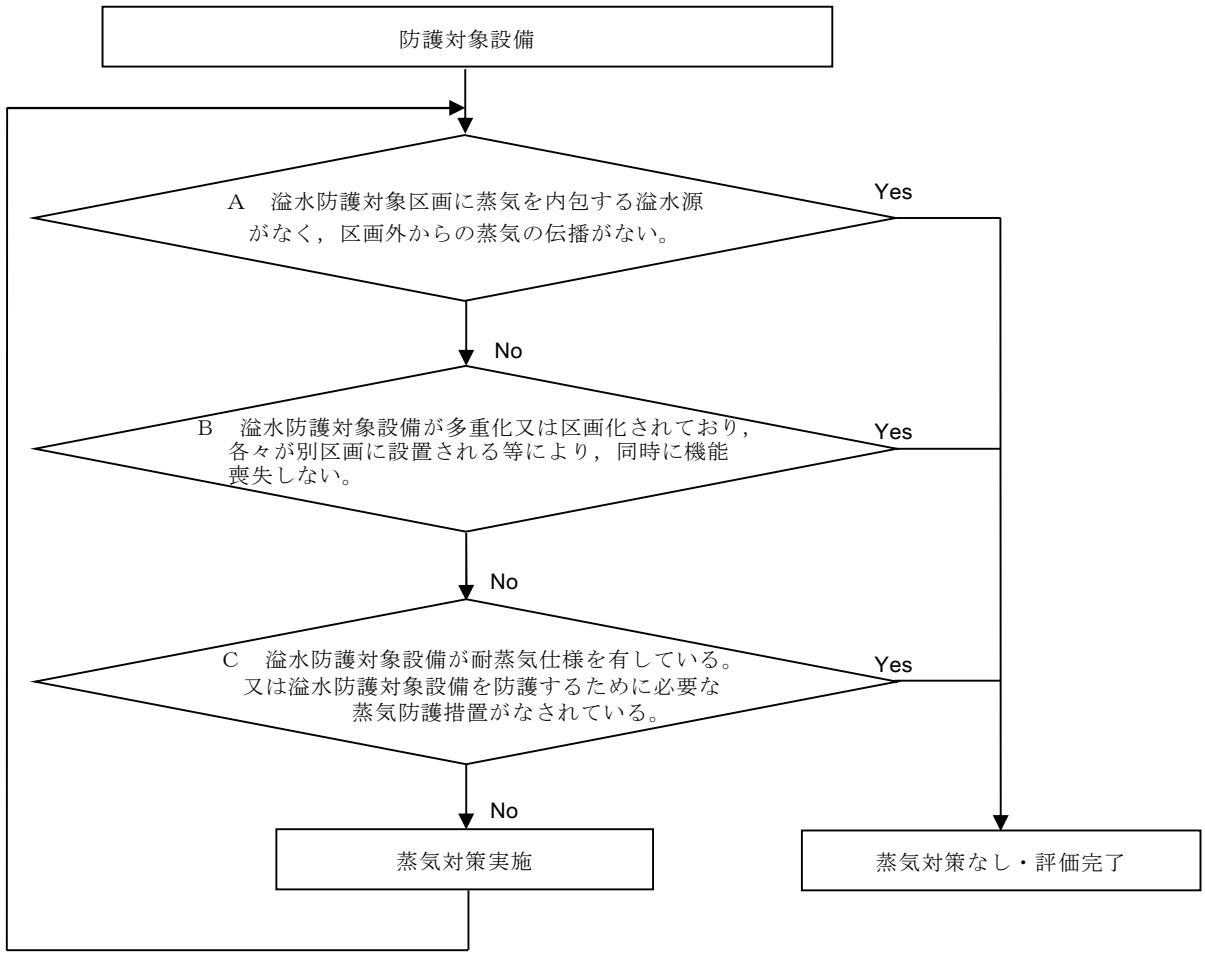
(2)　評価結果

想定した被水に対し，必要となる被水防護対策(保護カバーの設置，コーキング処理等)を実施することにより，判定基準及び第 6.1.5-1 表の判定基準を満足するため，原子炉の停止機能，冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

想定破損による被水影響評価結果を添付資料-5，第 3 表に示す。

6.4　想定破損による蒸気影響評価

高エネルギー配管の破損による放出蒸気に対して，溢水防護対象設備の蒸気影響評価を行った。想定破損による蒸気影響評価フローを第 6.4-1 図に示す。



第 6.4-1 図　蒸気影響評価フロー

(1)　評価方法

高エネルギー配管の破損により生じる蒸気発生源の有無，伝播経路，溢水防護対象設備の耐環境仕様等の観点から，溢水防護対象設備の蒸気影響評価を行った。

(2)　評価結果

想定した蒸気の影響に対し，必要となる対策（配管の撤去，耐震等補強工事，防護カバー設置，漏えい検知システム及び隔離弁の設置等）を実施することにより，判定基準及び第 6.1.5-1 表の判定基準を満足するため，原子炉の停止機能，冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

想定破損による蒸気影響評価結果を第 6.4-1 表に示す。

(3)蒸気の噴出に対する防護対象設備への影響について

配管破損区画に防護対象設備があり，配管破損位置近傍は漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響が考えられるため，原子炉隔離時冷却系蒸気配管と防護対象設備との位置関係を現場にて確認した。

蒸気配管の設置場所と蒸気噴出の影響を受ける可能性のある防護対象設備が近接する箇所（原子炉棟2階東側地震計）には，配管にカバーが設置されており，漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響はないことを確認した。詳細は，補足説明資料 - 49参照。

第 6.4-1 表　想定破損による蒸気影響評価結果

	蒸気を内包する溢水源がなく，区画外からの蒸気の伝播がない 系統名：有 ○　：無	多重化・区画化されており同時に機能喪失しない ○：有 －：無	想定破損発生時には，対象設備に機能要求がない －：有 ○：無	耐蒸気仕様又は蒸気防護措置がなされているか ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 －：否	判定理由
原子炉棟	主蒸気系 給水系 原子炉隔離時冷却系 原子炉冷却材浄化系 （所内蒸気系）	—	—	○	C	○	○	・高エネルギー配管の破断を想定した設計（既設の漏えい検知及び隔離インターロック） ①耐環境仕様 ・原子炉隔離時冷却系蒸気配管については，以下の対策を実施 ①　耐震補強と応力評価による想定破損形状の考慮 ②防護カバー設置による漏えい拡大防止 ・所内蒸気系については以下の対策を実施 ①所内蒸気系配管撤去 ・原子炉建屋附属棟の境界は気密性を考慮した設計のため伝播しない
原子炉建屋付属棟	所内蒸気系	—	—	—	C	○ アクセス性の観点より評価を実施	○	・所内蒸気系については，以下の対策を実施 ①耐震等補強工事による漏えい防止及び想定破損除外 ②防護カバー設置による漏えい拡大防止 ③漏えい検知器及び隔離弁設置による漏えい防止
海水ポンプエリア	○	—		—	A	—	○	・屋外であるため伝播しない

()は対策前の蒸気源，又は他区画から流入する蒸気源を示す。

6.5　想定破損による影響評価結果

想定破損による没水，被水，蒸気の影響評価を行い，第 6.5-1 表の必要な対策を行うことで全ての評価ケースにおいて原子炉の停止機能，冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

第 6.5-1 表　想定破損による溢水防護対策

	没水	被水	蒸気
溢水経路に対する対策	・区画分離壁の設置 ・床，壁貫通部の止水措置 ・水密扉設置 ・扉改造（流出可能な扉に取替） ・流下開口設置 ・堰の設置，撤去及び改造（高さの低減又は増加） ・逆流防止装置設置 ・床漏えい検知器設置 ・耐震補強工事	・区画分離壁の設置 ・床，壁貫通部の止水措置 ・水密扉設置 ・堰の設置，撤去及び改造（高さの低減又は増加） ・逆流防止装置設置 ・耐震補強工事	・区画分離壁の設置 ・床，壁貫通部の止水措置 ・水密扉設置 ・逆流防止装置設置 ・耐震補強工事
防護対象設備に対する対策	・浸水防護堰設置 ・設置高さのかさ上げ又は移設	・保護カバー設置 ・コーキング処理 ・耐被水試験による耐性確認 ・保護等級における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器への取替	・保護カバー設置 ・コーキング処理 ・耐蒸気試験による耐性確認 ・蒸気放出の影響に耐性を有する機器への取替
溢水源に対する対策	・耐震等補強工事 ・循環水ポンプ停止及び循環水ポンプ出口弁，復水器出入口弁停止インターロック設置 ・循環水伸縮継手のクローザジョイントへの取替	・耐震等補強工事 ・保護カバー設置	・配管撤去 ・耐震等補強工事 ・隔離弁設置 ・自動検知・遠隔隔離システム設置 ・防護カバー設置 ・温度検出器設置 ・防護区画外の元弁閉止による隔離

7.　消火水評価に用いる各項目の算出及び影響評価

7.1　溢水量の算定

火災時の消火水系統からの放水による溢水を想定し，溢水防護対象設備に対する溢水影響を評価した。なお，溢水防護対象設備が設置されている区画には，自動作動するスプリンクラーが設置されていないことから，消火栓による消火活動に伴う没水影響について評価した。

火災発生時には，1 箇所の火災源を消火することを想定するため溢水源となる区画は１箇所となる。また，放水量は溢水評価ガイドに従い放水時間を設定して算出した。

ａ．放水時間の設定

消火栓からの消火活動における放水時間は，建物内について，3 時間に設定した。

ｂ．溢水量の設定

屋内の消火栓からの溢水量の算出に用いる放水流量は，消防法施行令第十一条に規定される「屋内消火栓設備に関する基準」により，消火栓からの放水流量を 130L／min とし，２箇所同時放水を溢水流量とした。また，ａ．で設定した放水時間と溢水流量から評価に用いる消火栓からの溢水量を以下のとおりとした。

・130L／min／個×3 時間×2 箇所＝46.8m^3

屋外の消火栓からの溢水量の算出に用いる放水流量は，消防法施行令第十九条に規定される「屋外消火栓設備に関する基準」により，消火栓からの放水流量を 350L／min とし，２箇所同時放水を溢水流量とした。また，ａ．で設定した放水時間と溢水流量から評価に用いる消火栓からの溢水量を以下のとおりとした。

・350L／min／個×3 時間×2 箇所＝126.0m^3

7.2　消火水による没水影響評価

7.2.1　溢水の発生を想定する区画

火災の発生を想定する区画であって，消火器やガスによる消火を基本的な消火戦略として想定していない区画を，消火栓による消火活動に伴う溢水の発生する区画とする。消火活動に伴う溢水の発生を想定する区画を添付資料-6，第 1 表に示す。

7.2.2　火災による防護対象設備への影響

評価にあたっては，火災が発生した区画にある溢水防護対象設備は，火災の影響により機能喪失していると想定する。ただし，火災発生箇所から離隔距離が十分大きい場合や，同一区画内で火災が発生しても影響がないような対策がとられる場合は機能喪失を想定しない。

なお，火災そのものによる防護対象設備への影響に関しては設置許可基準規則第八条「火災による損傷の防止」に関する審査にて評価することとし，ここでは放水による溢水影響を評価することとする。

評価にあたっては，消火活動により当該区画の扉を開放する場合，扉の開放を考慮した滞留面積を用いて評価した。

7.2.3　消火水による没水影響評価結果

上記の火災による影響を考慮に入れ，消火水による没水影響評価を添付資料-6，第 2 表に示す。

評価の結果，消火水の放水による溢水に対し，必要な対策（区画分離，堰の改造及び扉の改造等）を行うことにより第 6.1.5-1 表の判定基準を満足するため，原子炉の停止機能，冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを

確認した。

7.3　消火水による被水影響評価

消火活動による放水に伴う被水は事象として想定しうるが，区画分離等の必要な対策を行うことで，原子炉の停止機能，冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

7.4　消火水による影響評価結果

消火水による没水，被水の影響評価を行い，第 7.4-1 表の必要な対策を行うことで全ての評価ケースにおいて原子炉の停止機能，冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

第 7.4-1 表　消火水の放水による溢水防護対策

	没水	被水	蒸気
溢水経路に対する対策	・区画分離壁の設置 ・床，壁貫通部の止水措置 ・水密扉設置 ・扉改造（流出可能な扉に取替） ・流下開口設置 ・堰の設置，撤去及び改造（高さの低減又は増加） ・逆流防止装置設置 ・床漏えい検知器設置 ・耐震補強工事	・区画分離壁の設置 ・床，壁貫通部の止水措置 ・水密扉設置 ・水消火禁止区画の運用 ・耐震補強工事	
防護対象設備に対する対策	・浸水防護堰設置 ・設置高さのかさ上げ又は移設	・保護カバー設置 ・コーキング処理 ・耐被水試験による耐性確認 ・保護等級における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器への取替	
溢水源に対する対策	・水消火を行わない消火手段の採用	・水消火禁止区画の運用	

8.　地震時評価に用いる各項目の算出及び影響評価

8.1　地震に起因する溢水源

地震に起因する溢水は，地震により破損する機器（配管，ポンプ）及び使用済燃料プールのスロッシングを溢水源として考慮する。

8.2　地震により破損して溢水源となる対象設備

「3. 溢水源の想定」に示しているとおり，溢水源となりうる系統のうち，耐震Ｂ，Ｃクラス機器（配管，ポンプ等）を溢水源とした。なお，耐震Ｓクラス機器については基準地震動$Ｓ_{s}$による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。評価対象抽出に伴う耐震クラスの確認方法について補足説明資料-31 に示す。

また，耐震Ｂ，Ｃクラス機器のうち耐震補強を行い，基準地震動$Ｓ_{s}$に対する耐震性を有することを確認出来るものは溢水源から除外する。

8.3　耐震Ｂ，Ｃクラス機器の耐震性評価

基準地震動Ｓ$_S$による地震動に対して，耐震Ｂ，Ｃクラス機器が耐震性を有することを確認する評価方法を示す。

機器の破損による溢水防止の観点から，基準地震動Ｓ$_S$による地震力に対して，耐震評価対象となる耐震Ｂ，Ｃクラス機器，配管系の構造強度評価を実施し，バウンダリ機能が確保されることを確認する。評価対象となる代表配管系については，次のとおり。

（１）　原子炉補機冷却水系（ＲＣＷ系）

（２）　燃料プール冷却浄化系（ＦＰＣ系）

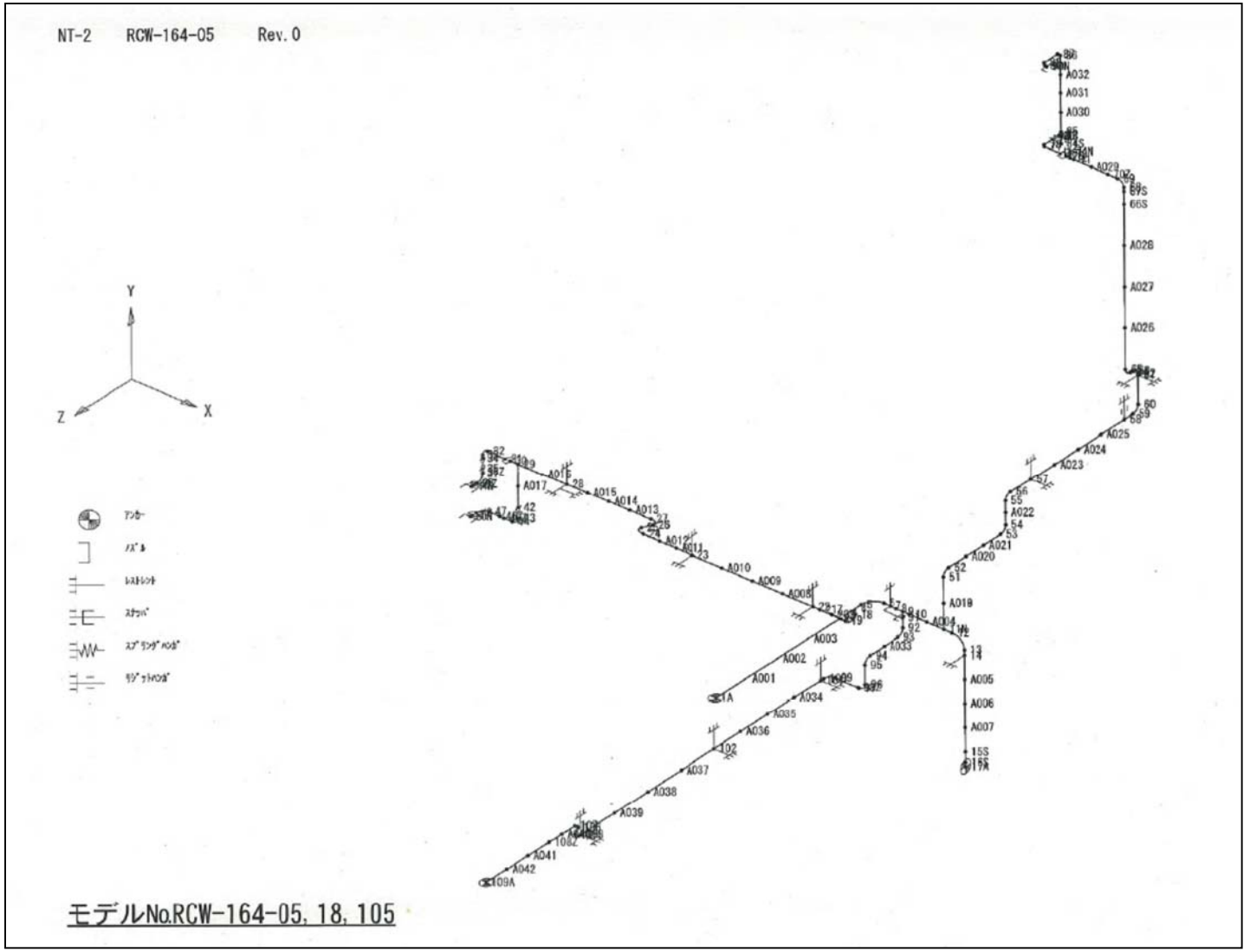
（３）　復水・純水移送系（ＭＵＷ系）

（４）　原子炉冷却材浄化系（ＣＵＷ系）

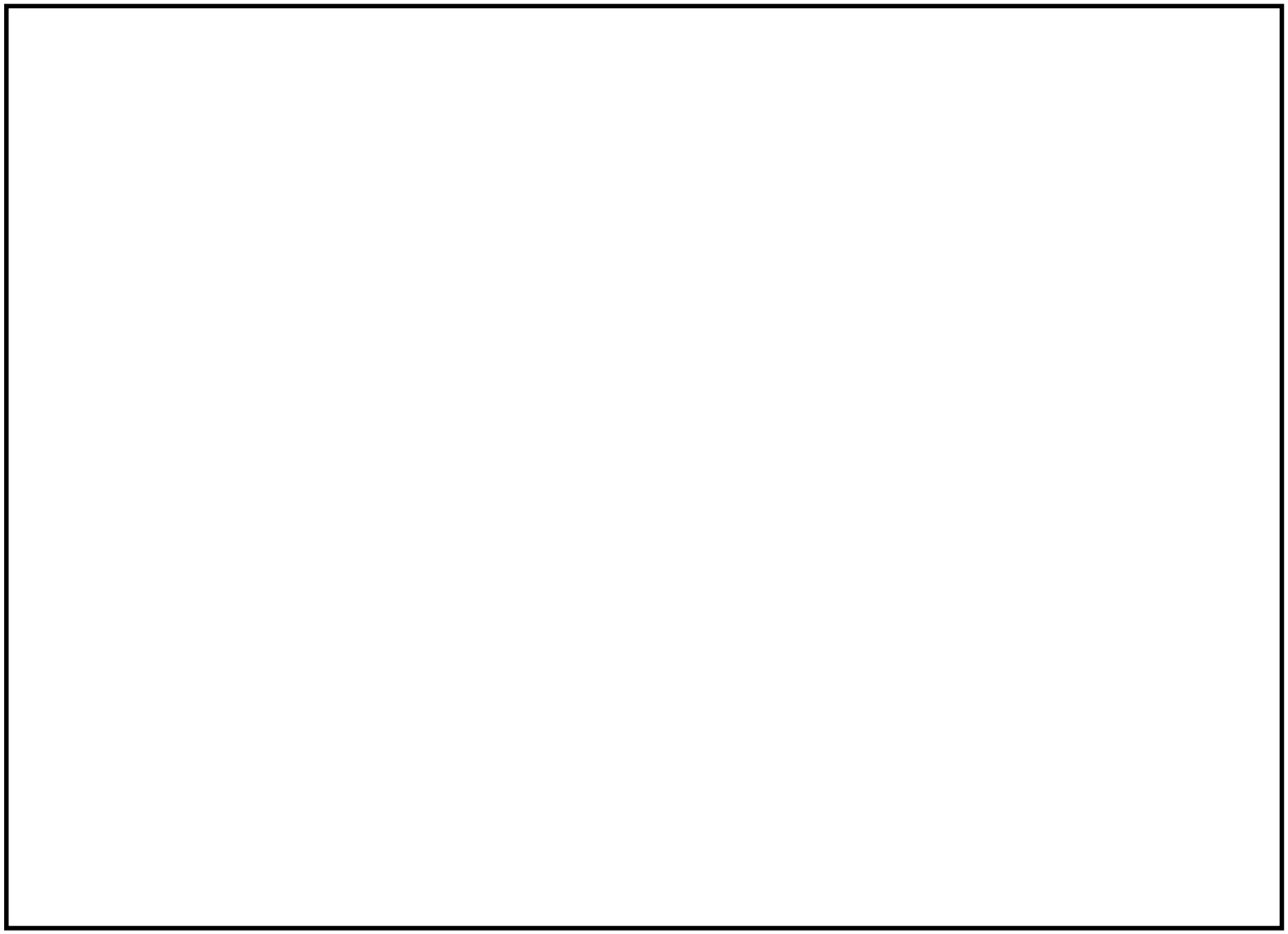
（５）　制御棒駆動系（ＣＲＤ系）

（６）　屋内消火系（ＦＰ系）

以下第 8.3-1 図に解析評価モデル（例）及び第 8.3-2 図に解析評価範囲（例）を示す。



第8.3-1図　解析評価モデル（例）



第 8.3-2 図　解析評価範囲（例）

8.3.1　機器（ポンプ，容器等）の耐震性評価

構造強度評価は第 8.3.1－1 図，第 8.3.1－2 図に示すような，各機器の振動特性に応じたモデル化を行い，当該据付床の床応答スペクトル等を用いた地震応答解析（スペクトルモーダル解析等）や，定式化された評価式により各部の応力を算定する。

応力算定手法としては，「発電用原子力設備規格設計・建設規格　ＪＳＭＥ S NC1-2005/2007」（以下「ＪＳＭＥ」という。）及び「原子力発電所耐震設計技術指針ＪＥＡＧ4601-1987，ＪＥＡＧ4601・補-1984，ＪＥＡＧ4601-1991 追補版」（以下「ＪＥＡＧ」という。）等の規格基準又は試験等で妥当性が確認されたものを用いる。

水平方向，鉛直方向の荷重等は，絶対値和又はＳＲＳＳ法により組み合わせる。

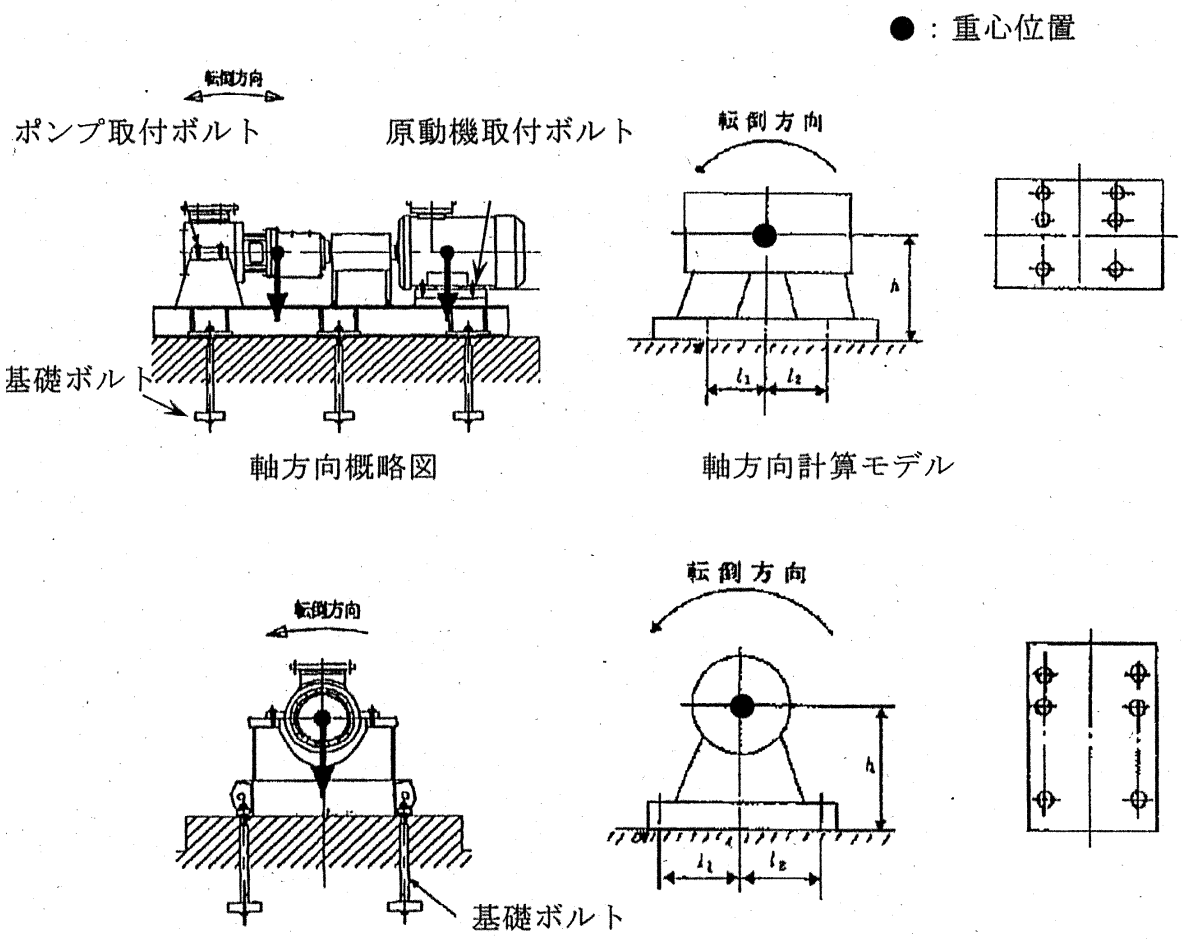
評価基準値は，ＪＳＭＥ，ＪＥＡＧ等の規格基準で規定されている値又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。

評価条件を整理して第 8.3.1－1 表に示す。耐震Ｂ，Ｃクラス機器の評価にあたっては，規格基準及び試験等で妥当性が確認されたものと異なる評価手法，条件を適用したものはない。

評価の結果，評価基準値を上回る機器については，補修工事を行い，基準地震動S_sによる地震力に対して溢水防止機能を確保する。評価結果を添付資料-7 に示す。

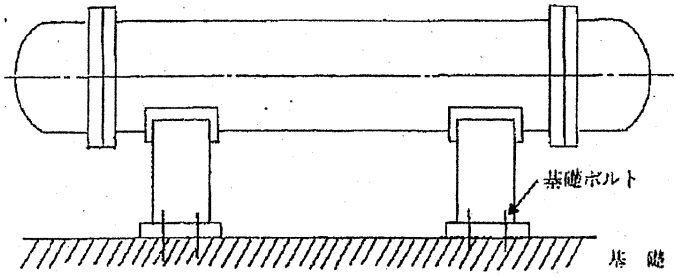
第 8.3.1-1 表　機器の評価条件

	B，Cクラス機器 （溢水影響評価）	【参考】 Sクラス機器 （設計評価）
手法	ＪＥＡＧ等に基づく 構造強度評価	同左
地震波	基準地震動S_S	基準地震動S_S 弾性設計用地震動S_d
床応答スペクトル （FRS）	±10％拡幅	同左
水平と鉛直 地震力による 荷重の組合せ	絶対値和 または 二乗和平方根（ＳＲＳＳ）	同左
減衰定数	水平:1.0％ 鉛直:1.0％	同左
許容応力状態	$Ⅳ_AS$	S_S:$Ⅳ_AS$ S_d:$Ⅲ_AS$
評価項目	ＪＥＡＧに基づくＳクラス機器等の評価項目 （例）胴本体 支持部 基礎ボルト　等	同左

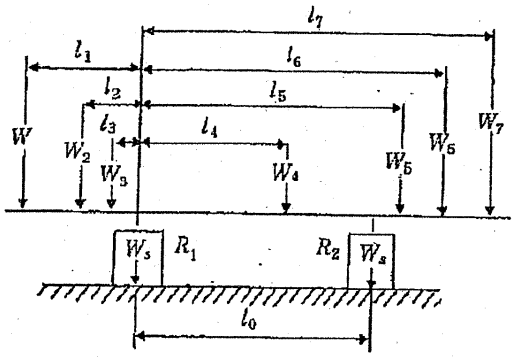


耐震性評価部位
- 基礎ボルト
- ポンプ取付ボルト
- 原動機取付ボルト

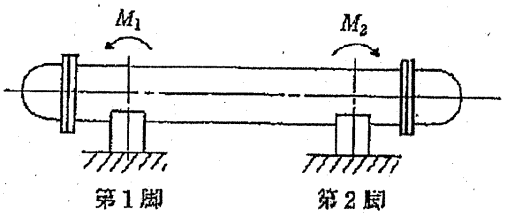
第 8.3.1-1 図　耐震評価の概要（横置きポンプの例）



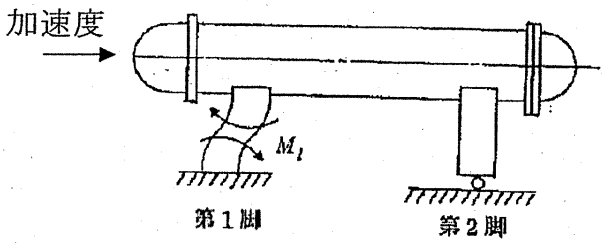
熱交換器概略図



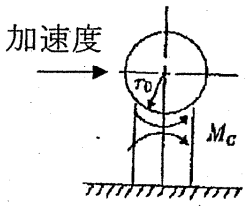
荷重状態



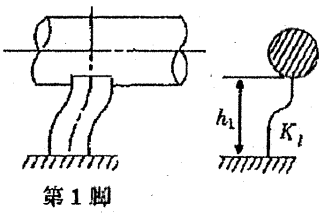
脚の位置での曲げモーメント



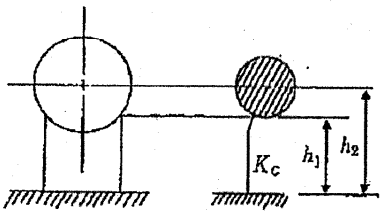
軸方向加速度により
胴が受ける局部モーメント



軸直角方向加速度により
胴が受ける局部モーメント



軸方向の固有周期計算モデル



軸直角方向の固有周期計算モデル

耐震性評価部位
- 胴板
- 脚
- 基礎ボルト

第 8.3.1-2 図　耐震評価の概要（横置円筒形容器の例）

8.3.2　配管の耐震性評価

耐震Ｂ，Ｃクラス機器のうち，耐震評価対象となる配管については，建設時に３次元はりモデルによるスペクトルモーダル解析法又は定ピッチスパン法により応答解析を行っている。

今回の構造強度評価は，３次元はりモデルによるスペクトルモーダル解析法を基本とする。ただし，建設時に小径管等で定ピッチスパン法を適用した配管については，定ピッチスパン法を用いる。配管１スパン（定ピッチスパン法による標準支持間隔）を考慮したモデル化を行い，最大床応答加速度における許容スパンと配管スパンを比較することにより行う。

許容スパンの算定手法としては，ＪＳＭＥやＪＥＡＧ等の規格基準で定められたものを用いる。水平方向，鉛直方向の荷重等は，ＳＲＳＳ法により適切に組み合わせる。

評価基準値は，ＪＳＭＥ，ＪＥＡＧ等の規格基準で規定されている値又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。

評価基準値は溢水防止の観点から疲労に着目し，ＪＳＭＥ，ＪＥＡＧ等の規格基準で規定されている値又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。評価条件を整理して第 8.3.2-1 表に示す。耐震Ｂ，Ｃクラス配管の評価にあたっては，規格基準及び試験等で妥当性が確認されたものと異なる評価手法，条件を適用したものはない。

評価の結果，評価基準値を上回る配管については，補修工事を行い，基準地震動S_sによる地震力に対して溢水防止機能を確保する。評価結果を添付資料-7 に示す。

第 8.3.2-1 表　配管の評価条件

	B，Cクラス機器 （溢水影響評価）	【参考】 Sクラス機器 （設計評価）
手法	3 次元多[um21]はりモデルによる解析及び配管スパン評価	3 次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析
地震波	基準地震動 S_S	基準地震動 S_S 弾性設計用地震動 S_d
床応答スペクトル（ＦＲＳ）	水平（NS，EW），鉛直 ±10%拡幅	同左
水平と鉛直地震力による荷重の組合せ	二乗和平方根（ＳＲＳＳ）	同左
減衰定数(%)	0.5，1.0，1.5，2.0，3.0 ※1	同左
許容応力状態	$\mathrm{IV}_A S$	S_S：$\mathrm{IV}_A S$ S_d：$\mathrm{III}_A S$
評価項目	一次応力 一次＋二次応力 疲労	一次応力 一次＋二次応力 疲労

※１　ＪＥＡＧ及び試験等で妥当性が確認された値

8.4　使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水量

基準地震動Ｓ$_S$による使用済燃料プールのスロッシング解析を行い，溢水量を算定した。評価結果を第 8.4-1 表に示す。

スロッシング評価の詳細については，「9. 使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水影響評価について」で述べる。

第 8.4-1 表　使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量

溢水源	溢水（m^3）
使用済燃料プール	81.49

8.5　溢水量の算定

地震時の溢水量の算定にあたり，基準地震動Ｓ$_S$による地震力が作用した際のプラント状態を，設計上以下のとおり想定した。

・「地震加速度大」により原子炉スクラム

・外部電源喪失(常用電源の負荷喪失)

・耐震Ｂ，Ｃクラス設備の機能喪失

次に，地震による機器の破損が複数箇所で同時に発生する可能性を考慮し，隔離による漏えい停止には期待できないものとして，建屋内の各区画において機器が破損した場合の溢水量を算定した。この結果を第 8.5-1 表に示す。

各区画における溢水量の算定手順は以下のとおり。なお，保有量算出について補足説明資料-5 に示す。

(1)　区画内の溢水源として想定する機器（配管，容器）の属する系統の保有水のうち，当該フロアを含む上層階分の保有水量を溢水量として算出する（複数の建屋にわたって敷設されている系統の場合は，全ての敷設範囲を考慮）。

(2)　区画内の各溢水源からの溢水量を合計し，当該区画における地震に起因する溢水量とする。

第 8.5-1 表　地震に起因する機器の破損に伴う溢水量（1／4）

原子炉建屋（原子炉棟）

建屋階層	区画番号 ※1,※2	溢水系統	溢水量 (m^3)	区画合計溢水量 (m^3)	保有水量※3 (m^3)
6FL	RB-6-1	SFP スロッシング	81.49	81.49	89.64
5FL	RB-5-1	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-2)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-5-3	ほう酸水注入系	0.80	0.80	0.88
	(RB-5-4)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-5)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-5-6	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-7)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-8)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-9)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-10)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-11)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-12)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-13)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-5-14	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-15)	無し	0.00	0.00	0.00
4FL	RB-4-1	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-4-2	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-4-3	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-4)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-5)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-4-6	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-7)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-8)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-4-9	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-10)	無し	0.00	0.00	0.00

※1：（）内は防護対象設備を含まない区画
※2：発生区画内防護対象設備は「添付資料1　第3表　防護対象設備リスト」参照
※3：保有水量は各区画の溢水量を 1.1 倍し，小数点以下第三位を切上げ

第 8.5-1 表　地震に起因する機器の破損に伴う溢水量（2／4）

原子炉建屋（原子炉棟）

建屋階層	区画番号 ※1,※2	溢水系統	溢水量 （m^3）	区画合計溢水量 （m^3）	保有水量※3 （m^3）
4FL	(RB-4-11)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-12)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-13)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-14)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-15)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-16)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-17)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-18)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-4-19	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-20)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-21)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-22)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-23)	無し	0.00	0.00	0.00
3FL	RB-3-1	原子炉再循環系	0.07	0.07	0.08
	RB-3-2	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-3-3	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-3-4	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-3-5	原子炉再循環系	0.38	0.38	0.42
	RB-3-6	原子炉再循環系	0.38	0.38	0.42
	(RB-3-7)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-3-8	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-3-9)	無し	0.00	0.00	0.00
2FL	RB-2-1	タービン補機冷却系	0.41	29.38	32.32
		主蒸気系	21.20		
		給水系	7.77		

※1：（）内は防護対象設備を含まない区画
※2：発生区画内防護対象設備は「添付資料1　第3表　防護対象設備リスト」参照
※3：保有水量は各区画の溢水量を 1.1 倍し，小数点以下第三位を切上げ

第 8.5-1 表　地震に起因する機器の破損に伴う溢水量（3／4）

原子炉建屋（原子炉棟）

建屋階層	区画番号 ※1,※2	溢水系統	溢水量 （m^3）	区画合計 溢水量 （m^3）	保有水量※3 （m^3）
2FL	RB-2-2	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-2-3	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-2-4	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-2-5)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-2-6	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-2-7)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-2-8	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-2-9	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-2-10	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-2-11)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-2-12)	無し	0.00	0.00	0.00
1FL	RB-1-1	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-1-2	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-1-3)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-1-4)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-1-5)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-1-6)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-1-7)	無し	0.00	0.00	0.00
B1FL	RB-B1-1	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B1-2	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B1-3	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B1-4	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B1-5	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-B1-6)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-B1-7)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B1-8	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B1-9	無し	0.00	0.00	0.00
B2FL	RB-B2-1	無し	0.00	0.00	0.00

※1：（）内は防護対象設備を含まない区画
※2：発生区画内防護対象設備は「添付資料1　第3表　防護対象設備リスト」参照
※3：保有水量は各区画の溢水量を 1.1 倍し，小数点以下第三位を切上げ

第 8.5-1 表　地震に起因する機器の破損に伴う溢水量（4／4）

原子炉建屋（原子炉棟）

建屋階層	区画番号 ※1,※2	溢水系統	溢水量 （m^3）	区画合計 溢水量 （m^3）	保有水量※3 （m^3）
B2FL	(RB-B2-2)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-3	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-B2-4)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-5	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-6	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-7	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-8	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-B2-9)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-10	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-B2-11)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-12	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-13	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-14	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-15	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-B2-16)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-17	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-18	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-B2-19	無し	0.00	0.00	0.00

※1：（）内は防護対象設備を含まない区画
※2：発生区画内防護対象設備は「添付資料1　第3表　防護対象設備リスト」参照
※3：保有水量は各区画の溢水量を 1.1 倍し，小数点以下第三位を切上げ

8.6　地震時の没水影響評価

流体を内包する機器のうち，基準地震動Ｓ$_S$によって破損が生じる可能性のある機器について破損を想定し，その影響を評価する。評価における網羅性を確保するため，複数系統・複数箇所の同時破損を想定し，伝播も考慮した上で各区画における最大の溢水量を算出し，防護対象設備への影響を評価する。この際，被水による影響も同時に評価する。

また，本事象は基準地震動Ｓ$_S$に起因して生じる可能性があることから，原則として全ての防護対象設備について必要な対策を実施する。ただし，防護対象設備であっても，基準地震動Ｓ$_S$への耐震性が確保されていない耐震Ｂ，Ｃクラス機器についてはその限りではない。

8.6.1　地震時の溢水伝播評価

地震時の溢水伝播評価においても想定破損時の伝播評価と同様，溢水伝播モデルを用いて溢水発生区画から最終滞留区画までの溢水経路に位置する溢水防護区画の溢水水位を評価する。評価にあたっては複数系統・複数箇所の同時破損であることを考慮の上，想定しうる最高水位を算出する。以下に評価を示す。

8.6.2　溢水評価

第 4.2-2 図の溢水経路モデル図（対策前現況モデル）を基に，区画及びそれらの溢水源，溢水量，面積を設定し，各区画の溢水水位を算出する。また，この場合の，滞留，流出も考慮して，最終的な浸水範囲と浸水深を確認する。評価を第 8.6.2-1 表及び第 8.6.2-2 表，第 8.6.2-1 図に示す。

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（1／17）

原子炉建屋（原子炉棟地下 2 階）（1／2）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m³）	滞留面積（m²）		最大水位（m）	防護対象設備		機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-B2-1 RB-B2-18 RB-B2-19	0.00	RB-B2-1	30.50	0.00	HPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-2	0.45	0.25	○	－	－	
					HPCS ポンプ入口弁(S/P側)	E22-F015(MO)	1.52	1.32	○	－	－	
	0.00	RB-B2-18	12.50	0.00	HPCS ポンプ	HPCS-PMP-C001	2.68	2.48	○	－	－	
	0.00	RB-B2-19	8.50	0.00	HPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-1	0.45	0.25	○	－	－	
					HPCS ミニフロー弁	E22-F012(MO)	2.48	2.28	○	－	－	
RB-B2-2	0.00 (123.26)	RB-B2-2	51.30	0.64	－	－	－	－	－	－	－	
RB-B2-3 RB-B2-14	0.00 (123.26)	RB-B2-3	61.80	0.64	水平方向地震加速度検出器	C72-N010A	0.30	0.10	－※2	－	－	※2：異区分配置により地震計の機能喪失はない
					水平方向地震加速度検出器	C72-N010B	0.30	0.10	－※2	－	－	※2：異区分配置により地震計の機能喪失はない
					鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011A	0.30	0.10	－※2	－	－	※2：異区分配置により地震計の機能喪失はない
					鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011B	0.30	0.10	－※2	－	－	※2：異区分配置により地震計の機能喪失はない
					RHR ポンプ(B)停止時冷却ライン入口弁	E12-F006B(MO)	1.94	1.74	○	－	－	
					RHR ポンプ(B)入口弁	E12-F004B(MO)	1.50	1.30	○	－	－	
					RHR (B)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-5	0.27	0.07	－	－	○	止水対策実施
	0.00 (123.26)	RB-B2-14	8.90	0.64	RHR ポンプ(B)	RHR-PMP-C002B	2.52	2.32	○	－	－	
RB-B2-4	0.00 (123.26)	RB-B2-4	38.90	0.64	－	－	－	－	－	－	－	
RB-B2-5 RB-B2-6	0.00 (123.26)	RB-B2-5	15.00	0.64	RHR ポンプ(C)	RHR-PMP-C002C	2.52	2.32	○	－	－	
	0.00 (123.26)	RB-B2-6	17.70	0.64	RHR ポンプ(C)入口弁	E12-F004C(MO)	1.50	1.30	○	－	－	
					RHR (C)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-6	0.27	0.07	－	－	○	止水対策実施
					SUPP CHAMBER LEVEL(伝送器)	LT-26-79.5R	1.38	1.18	○	－	－	
					SUPP CHAMBER LEVEL (B)(伝送器)	LT-26-79.5B	1.38	1.18	○	－	－	
RB-B2-7 RB-B2-15	0.00	RB-B2-7	21.20	0.00	RHR ポンプ(A)停止時冷却ライン入口弁	E12-F006A(MO)	2.02	1.82	○	－	－	
					RHR ポンプ(A)入口弁	E12-F004A(MO)	1.50	1.30	○	－	－	
					RHR (A)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-7	0.45	0.25	○	－	－	
	0.00	RB-B2-15	12.20	0.00	RHR ポンプ(A)	RHR-PMP-C002A	2.52	2.32	○	－	－	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（2／17）

原子炉建屋（原子炉棟地下 2 階）（2／2）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m^3）	滞留面積（m^2）		最大水位（m）	防護対象設備		機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-B2-8	0.00	RB-B2-8	36.60	0.00	水平方向地震加速度検出器	C72-N010C	0.30	0.10	○	－	－	
					水平方向地震加速度検出器	C72-N010D	0.30	0.10	○	－	－	
					鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011C	0.30	0.10	○	－	－	
					鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011D	0.30	0.10	○	－	－	
RB-B2-9 RB-B2-16	0.00 (0.00)	RB-B2-9	32.10	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
	0.00	RB-B2-16	1.40	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-B2-10 RB-B2-17	0.00	RB-B2-10	38.60	0.00	RCIC ポンプ/タービン	RCIC-PMP-C001/TBN-RCIC-C002	0.45	0.25	○	－	－	
					RCIC ポンプサプレッションプール水供給弁	E51-F031(MO)	1.50	1.30	○	－	－	
					RCIC ミニフロー弁	E51-F019(MO)	1.60	1.40	○	－	－	
					RCIC 潤滑油クーラー冷却水供給弁	E51-F046(MO)	1.53	1.33	○	－	－	
					RCIC 蒸気供給弁	E51-F045(MO)	1.90	1.70	○	－	－	
					RCIC 弁(E51-F045)バイパス弁	E51-F095(MO)	1.90	1.70	○	－	－	
					RCIC トリップ／スロットル弁	E51-C002(MO)	1.04	0.84	○	－	－	
					油圧作動弁 ガバナ弁	GOVERNING VALVE	0.45	0.25	○	－	－	
					ガバナ	-	0.45	0.25	○	－	－	
					PUMP DISCHARGE PRESS(スイッチ)	PSH-E51-N020	1.36	1.16	○	－	－	
					PUMP DISCHARGE H/L FLOW(伝送器)	FT-E51-N002	1.31	1.11	○	－	－	
					FI-E51-N002計器収納箱	-	2.66	2.46	○	－	－	
					RCIC PUMP DISCHARGE FLOW (伝送器)	FT-E51-N003	1.36	1.16	○	－	－	
					RCIC 蒸気入口ドレンポット排水弁	E51-F025(AO)	0.40	0.20	○	－	－	
	0.00	RB-B2-17	22.00	0.00	RCIC 真空ポンプ	RCIC-PMP-VAC	0.23	0.03	○	－	－	
					RCIC 復水ポンプ	RCIC-PMP-COND	0.23	0.03	○	－	－	
					RCIC バキュームタンク復水排水弁	E51-F004(AO)	0.36	0.16	○	－	－	
					RCIC バキュームタンク復水排水弁	E51-F005(AO)	0.36	0.16	○	－	－	
					RCIC ポンプ・タービン室空調機	HVAC-AH2-4	0.45	0.25	○	－	－	
RB-B2-11	0.00 (0.50)	RB-B2-11	18.00	0.01	－	－	－	－	－	－	－	
RB-B2-12 RB-B2-13	0.00 (0.50)	RB-B2-12	21.70	0.01	LPCS ポンプ	LPCS-PMP-C001	2.68	2.48	○	－	－	
					LPCS ポンプ入口弁	E21-F001(MO)	1.50	1.30	○	－	－	
					LPCS ミニフロー弁	E21-F011(MO)	0.50	0.30	○	－	－	
	0.00 (0.50)	RB-B2-13	36.90	0.01	LPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-3	0.27	0.07	○	－	－	
					SUPP CHAMBER LEVEL (A)(伝送器)	LT-26-79.5A	1.40	1.20	○	－	－	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（3／17）

原子炉建屋（原子炉棟地下 1 階）（1／2）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m^3）	滞留面積（m^2）		最大水位（m）	防護対象設備		機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-B1-1	0.00 (0.50)	RB-B1-1	219.60	0.01	CAMS (A) サプレッションプール計装ドレン出口隔離弁	D23-F004A(MO)	3.40	3.20	○	－	－	
					CAMS (A)冷却水入口弁(RHRS(A)系)	3-12F101A(MO)	0.40	0.20	○	－	－	
					CAMS (A)冷却水出口弁(RHRS(A)系)	3-12F102A(MO)	0.40	0.20	○	－	－	
					RCW 機器冷却器行き弁	7-9V31(MO)	0.50	0.30	○	－	－	
					RHR (A)系ミニフロー弁	E12-F064A(MO)	0.50	0.30	○	－	－	
					RHR DIV-Ⅰ計装ラック	H22-P018	0.62	0.42	○	－	－	
					MCC 2C-3	MCC 2C-3	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					MCC 2C-5	MCC 2C-5	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					直流125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F010B(AO)	0.50	0.30	○	－	－	
					核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F011B(AO)	0.52	0.32	○	－	－	
					RCIC タービン排気弁	E51-F068(MO)	4.20	4.00	○	－	－	
					RCIC 真空ポンプ出口弁	E51-F069(MO)	4.12	3.92	○	－	－	
					RCIC DIV-Ⅰ計装ラック	H22-P017	0.58	0.38	○	－	－	
					LPCS 計装ラック	H22-P001	0.62	0.42	○	－	－	
					ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V81(電磁弁)	1.20	1.00	○	－	－	
					ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V82(電磁弁)	0.60	0.40	○	－	－	
					ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V83(電磁弁)	0.60	0.40	○	－	－	
					ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V84(電磁弁)	1.20	1.00	○	－	－	
					ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V85(電磁弁)	1.80	1.60	○	－	－	
					ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V86(電磁弁)	1.80	1.60	○	－	－	
					格納容器酸素分析系排気弁	25-51E1(電磁弁)	3.30	3.10	○	－	－	
					格納容器酸素分析系排気弁	25-51E2(電磁弁)	3.30	3.10	○	－	－	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（4／17）

原子炉建屋（原子炉棟地下１階）（2／2）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m^3）	滞留面積（m^2）		最大水位（m）	防護対象設備 設備名称	防護対象設備 機器番号	機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定 A	判定 B	判定 C	備考
RB-B1-2 RB-B1-9	0.00 (123.26)	RB-B1-2	139.40	0.10※2	RHR (B)系ミニフロー弁	E12-F064B(MO)	0.50	0.30	○	－	－	
					RHR (C)系ミニフロー弁	E12-F064C(MO)	0.50	0.30	○	－	－	
					RHR DIV-Ⅱ計装ラック	H22-P021	0.58	0.38	○	－	－	
					HPCS ポンプ入口弁(CST側)	E22-F001(MO)	0.81	0.61	○	－	－	
					ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V87(電磁弁)	1.30	1.10	○	－	－	
					ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V88(電磁弁)	0.90	0.70	○	－	－	
					ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V89(電磁弁)	0.50	0.30	○	－	－	
					ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V90(電磁弁)	0.90	0.70	○	－	－	
					ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V91(電磁弁)	1.30	1.10	○	－	－	
	0.00 (123.26)	RB-B1-9	78.00	0.00※3	MCC 2D-3	MCC 2D-3	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					MCC 2D-5	MCC 2D-5	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					RCIC DIV-Ⅱ計装ラック	H22-P029	0.61	0.41	○	－	－	
					HPCS DIV-Ⅲ計装ラック	H22-P024	0.58	0.38	○	－	－	
RB-B1-3 RB-B1-6	0.00 (123.26)	RB-B1-3	20.90	0.00	CAMS (B)冷却水入口弁(RHRS(B)系)	3-12F101B(MO)	0.40	0.20	○	－	－	
					CAMS (B)冷却水出口弁(RHRS(B)系)	3-12F102B(MO)	0.40	0.20	○	－	－	
					RHR 熱交換器(B)バイパス弁	E12-F048B(MO)	0.69	0.49	○	－	－	
					RHR (B)系サンプリング弁(内側)	E12-F060B(AO)	0.24	0.04	○	－	－	
					RHR (B)系サンプリング弁(外側)	E12-F075B(AO)	0.24	0.04	○	－	－	
					RHRS 熱交換器(B)海水出口弁	E12-F068B(MO)	1.16	0.96	○	－	－	
	0.00 (123.26)	RB-B1-6	1.10	0.10※2	－	－	－	－	－	－	－	
RB-B1-4 RB-B1-7	0.00 (0.00)	RB-B1-4	20.20	0.00	RHR 熱交換器(A)バイパス弁	E12-F048A(MO)	0.69	0.49	○	－	－	
					RHR (A)系サンプリング弁(内側)	E12-F060A(AO)	0.69	0.49	○	－	－	
					RHR (A)系サンプリング弁(外側)	E12-F075A(AO)	0.69	0.49	○	－	－	
					RHRS 熱交換器(A)海水出口弁	E12-F068A(MO)	1.21	1.01	○	－	－	
	0.00	RB-B1-7	2.00	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-B1-5	0.00	RB-B1-5	7.20	0.00	R/B INST DIST PNL 3	－	0.10	0.00	○	－	－	止水対策実施
RB-B1-8	0.00 (123.26)	RB-B1-8	19.90	0.30	原子炉格納容器ドレン系機器ドレン隔離弁(外側)	G13-F132(AO)	3.48	3.28	○	－	－	
					原子炉格納容器ドレン系機器ドレン隔離弁(内側)	G13-F133(AO)	3.48	3.28	○	－	－	
					原子炉格納容器ドレン系床ドレン隔離弁(外側)	G13-F129(AO)	3.49	3.29	○	－	－	
					原子炉格納容器ドレン系床ドレン隔離弁(内側)	G13-F130(AO)	3.49	3.29	○	－	－	

※１：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

※２：区画最大水位は流下開口があるため，流下開口部堰高さの値

※３：区画最大水位は堰のない流下開口があるため，高さ0.00mの値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（5／17）

原子炉建屋（原子炉棟地上 1 階）（1／1）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m³）	滞留面積（m²）		最大水位（m）	防護対象設備		機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-1-1	0.00 (0.50)	RB-1-1	246.40	0.01	RHR (A)系サプレッションプールスプレイ弁	E12-F027A(MO)	2.90	2.70	○	－	－	
					RHR (A)系テストライン弁	E12-F024A(MO)	1.24	1.04	○	－	－	
					R/B INST DIST PNL 1	-	0.20	0.00	－	－	○	止水対策実施
					R/B INST DIST PNL 2	-	0.20	0.00	－	－	○	止水対策実施
					FCS (A)系出口管隔離弁	2-43V-3A(MO)	1.63	1.43	○	－	－	
					FCS (A)系出口弁	2-43V-2A(MO)	1.37	1.17	○	－	－	
					MSIVステムリークドレン弁(A)	E32-FF009A(MO)	1.86	1.66	○	－	－	
					SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52A	1.19	0.99	○	－	－	
					サプレッションチェンバー真空破壊止め弁	2-26B-3(AO)	0.60	0.40	○	－	－	
					サプレッションチェンバー真空破壊止め弁	2-26B-4(AO)	1.33	1.13	○	－	－	
					サプレッション・チェンバパージ弁	2-26B-5(AO)	0.76	0.56	○	－	－	
					サプレッション・チェンバN2ガス供給弁	2-26B-6(AO)	1.53	1.33	○	－	－	
RB-1-2	0.00 (123.26)	RB-1-2	258.50	0.10※2	RHR (B)系サプレッションプールスプレイ弁	E12-F027B(MO)	1.75	1.55	○	－	－	
					FCS (B)系出口管隔離弁	2-43V-3B(MO)	1.80	1.60	○	－	－	
					FCS (B)系出口弁	2-43V-2B(MO)	1.80	1.60	○	－	－	
					MSIVステムリークドレン弁(B)	E32-FF009B(MO)	2.52	2.32	○	－	－	
					SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52B	1.50	1.30	○	－	－	
					サプレッション・チェンバベント弁	2-26B-10(AO)	3.06	2.86	○	－	－	
					サプレッション・チェンバベント弁	2-26B-11(AO)	2.08	1.88	○	－	－	
					格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51D1(電磁弁)	2.00以上	1.80	○	－	－	
					格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51D2(電磁弁)	2.00以上	1.80	○	－	－	
RB-1-3 RB-1-6	0.00	RB-1-3	20.10	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
	0.00	RB-1-6	0.90	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-1-4	0.00	RB-1-4	2.50	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-1-5	0.00 (123.26)	RB-1-5	1.20	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-1-7	0.00 (123.26)	RB-1-7	22.00	0.00	－	－	－	－	－	－	－	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

※2：区画最大水位は流下開口があるため，流下開口部堰高さの値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（6／17）

原子炉建屋（原子炉棟地上 2 階）（1／2）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m^3）	滞留面積（m^2）		最大水位（m）	防護対象設備		機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-2-1	32.32	RB-2-1	161.70	0.10	主蒸気ドレン弁(外側隔離弁)	B22-F019(MO)	1.01	0.81	○	－	－	
					主蒸気ドレン弁(外側隔離弁)	B22-F067A(MO)	0.77	0.57	○	－	－	
					主蒸気ドレン弁(外側隔離弁)	B22-F067B(MO)	0.77	0.57	○	－	－	
					主蒸気ドレン弁(外側隔離弁)	B22-F067C(MO)	0.77	0.57	○	－	－	
					主蒸気ドレン弁(外側隔離弁)	B22-F067D(MO)	0.77	0.57	○	－	－	
					主蒸気隔離弁第2弁(A)	B22-F028A(AO)	1.62	1.42	○	－	－	
					主蒸気隔離弁第2弁(B)	B22-F028B(AO)	1.61	1.41	○	－	－	
					主蒸気隔離弁第2弁(C)	B22-F028C(AO)	1.61	1.41	○	－	－	
					主蒸気隔離弁第2弁(D)	B22-F028D(AO)	1.62	1.42	○	－	－	
					MSL AREA TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N031A	2.00以上	1.80	○	－	－	
					MSL AREA TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N031B	2.00以上	1.80	○	－	－	
					MSL AREA TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N031C	2.00以上	1.80	○	－	－	
					MSL AREA TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N031D	2.00以上	1.80	○	－	－	
RB-2-2	0.00	RB-2-2	7.40	0.00	RHR (A)系 シャットダウン注入弁	E12-F053A(MO)	0.69	0.49	○	－	－	
RB-2-3	0.00	RB-2-3	17.60	0.00	RHR シャットダウンライン隔離弁(外側)	E12-F008(MO)	2.70	2.50	○	－	－	
					RHR (B)系 格納容器スプレイ弁	E12-F016B(MO)	0.79	0.59	○	－	－	
					RHR (B)系 格納容器スプレイ弁	E12-F017B(MO)	0.79	0.59	○	－	－	
					FCS (B)系 入口管隔離弁	2-43V-1B(MO)	4.10	3.90	○	－	－	
					格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51C1(電磁弁)	4.00	3.80	○	－	－	
					格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51C2(電磁弁)	4.00	3.80	○	－	－	
RB-2-4	0.00	RB-2-4	8.50	0.00	RHR (B)系 シャットダウン注入弁	E12-F053B(MO)	0.69	0.49	○	－	－	
RB-2-5	0.00	RB-2-5	14.90	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-2-6	0.00 (0.50)	RB-2-6	33.60	0.01	TIP N2隔離弁	C51-SO-F010(電磁弁)	1.26	1.06	○	－	－	
RB-2-7	0.00	RB-2-7	8.20	0.00	－	－	－	－	－	－	－	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（7／17）

原子炉建屋（原子炉棟地上２階）（2／2）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m^3）	滞留面積（m^2）		最大水位（m）	防護対象設備		機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-2-8	0 (0.50)	RB-2-8	171.00	0.01	ジェットポンプループ(A)計装ラック	H22-P010	0.62	0.42	○	－	－	
					ジェットポンプループ(B)計装ラック	H22-P009	0.59	0.39	○	－	－	
					ドライウェル内機器原子炉補機冷却水戻り弁	2-9V33(MO)	3.86	3.66	○	－	－	
					ドライウェル内機器原子炉補機冷却水隔離弁	2-9V30(MO)	3.66	3.46	○	－	－	
					水平方向地震加速度検出器	C72-N009C	0.30	0.10	○	－	－	
					水平方向地震加速度検出器	C72-N009D	0.30	0.10	○	－	－	
					主蒸気流量(B)計装ラック	H22-P025	0.61	0.41	○	－	－	
					ドライウェル制御用空気供給元弁	2-16V11(MO)	0.91	0.71	○	－	－	
					FCS (A)系入口管隔離弁	2-43V-1A(MO)	1.88	1.68	○	－	－	
					原子炉再循環系(B)計装ラック	H22-P006	0.55	0.35	○	－	－	
					TIP 駆動装置電気盤	LCP-200	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					ドライウェル冷水入口隔離弁	7-90V13(MO)	3.50	3.30	○	－	－	
					ドライウェル冷水出口隔離弁	7-90V17(MO)	2.25	2.05	○	－	－	
					エアパージ供給入口弁	2-26B-1(AO)	3.67	3.47	○	－	－	
					格納容器／サプレッション・チェンバN2ガス供給弁	2-26B-7(AO)	1.13	0.93	○	－	－	
					N2ガスパージ供給弁	2-26B-8(AO)	3.78	3.58	○	－	－	
RB-2-9	0.00 (90.94)	RB-2-9	170.50	0.10※2	水平方向地震加速度検出器	C72-N009A	0.30	0.10	○	－	－	
					水平方向地震加速度検出器	C72-N009B	0.30	0.10	○	－	－	
					主蒸気流量(A)計装ラック	H22-P015	0.59	0.39	○	－	－	
					MSL AREA DIFF TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N030A	2.00以上	1.80	○	－	－	
					MSL AREA DIFF TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N030B	2.00以上	1.80	○	－	－	
					MSL AREA DIFF TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N030C	2.00以上	1.80	○	－	－	
					MSL AREA DIFF TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N030D	2.00以上	1.80	○	－	－	
					原子炉再循環系(A)計装ラック	H22-P022	0.58	0.38	○	－	－	
					格納容器パージ弁	2-26B-2(AO)	3.69	3.49	○	－	－	
					格納容器N2ガス供給弁	2-26B-9(AO)	3.85	3.65	○	－	－	
RB-2-10	0.00	RB-2-10	17.90	0.00	CUW 外側隔離弁	G33-F004(MO)	0.73	0.53	○	－	－	
RB-2-11	0.00 (90.94)	RB-2-11	12.30	0.20	－	－	－	－	－	－	－	
RB-2-12	0.00 (90.94)	RB-2-12	6.00	0.20	－	－	－	－	－	－	－	

※１：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

※２：区画最大水位は流下開口があるため，流下開口部堰高さの値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（8／17）

原子炉建屋（原子炉棟地上 3 階）（1／4）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m³）	滞留面積（m²）		最大水位（m）	防護対象設備		機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-3-1 RB-3-3	0.08	RB-3-1	233.40	0.01	CAMS (A) ドライウェル計装入口隔離弁	D23-F001A(MO)	4.20	4.00	○	－	－	
					CAMS (A) ドライウェル計装出口隔離弁	D23-F002A(MO)	4.00	3.80	○	－	－	
					CAMS (A) サプレッションプール計装入口隔離弁	D23-F003A(MO)	4.20	4.00	○	－	－	
					格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤(A)	LCP-188A	1.10	0.90	○	－	－	
					CAMS (A)系 ヒータ電源用変圧器	-	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					CAMS モニタラック(A)	D23-P001A	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					CAMS 校正用計器ラック(A)	D23-P002A	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					CAMS 校正用ボンベラック(A)	D23-P003A	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					ドライウェル圧力(伝送器)	PT-D23-N004A	1.30	1.10	○	－	－	
					原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P005	0.63	0.43	○	－	－	
					原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P026	0.58	0.38	○	－	－	
					MCC 2C-7	MCC 2C-7	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					MCC 2C-8	MCC 2C-8	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					N2 GAS BOMBE DISCH PRESS(指示スイッチ)	PIS-16-900.1	1.10	0.90	○	－	－	
					ドライウェルN2ボトルガス供給弁	2-16V13A(MO)	2.85	2.65	○	－	－	
					ドライウェルN2供給弁	2-16V12A(MO)	2.85	2.65	○	－	－	
					ドライウェル窒素ボンベガス供給遮断弁	3-16V900A(AO)	0.33	0.13	○	－	－	
					MSL AREA DIFF TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N029A	2.00以上	1.80	○	－	－	
					MSL AREA DIFF TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N029B	2.00以上	1.80	○	－	－	
					MSL AREA DIFF TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N029C	2.00以上	1.80	○	－	－	
					MSL AREA DIFF TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N029D	2.00以上	1.80	○	－	－	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（9／17）

原子炉建屋（原子炉棟地上 3 階）（2／4）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m^3）	滞留面積（m^2）		最大水位（m）	防護対象設備		機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-3-1 RB-3-3	0.08	RB-3-1	233.40	0.01	FCS ブロワ(A)	FCS-HVA-T49-BLOWER-A	0.30	0.10	○	－	－	
					FCS 再結合器(A)	FCS-HEX-1A	0.30	0.10	○	－	－	
					FCS 加熱器(A)	FCS-HEX-HTR-A	0.30	0.10	○	－	－	
					ブロワ(A)入口ガス温度(検出器)	TE-T49-2A	0.30	0.10	○	－	－	
					加熱管2/3位置(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-4A	0.30	0.10	○	－	－	
					加熱管(A)出口ガス温度(検出器)	TE-T49-5A	0.30	0.10	○	－	－	
					加熱管(A)出口壁温度(検出器)	TE-T49-6A	0.30	0.10	○	－	－	
					再結合(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-7A	0.30	0.10	○	－	－	
					再結合器(A)壁温度(検出器)	TE-T49-8A	0.30	0.10	○	－	－	
					再循環(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-9A	0.30	0.10	○	－	－	
					FCS ヒータ制御盤(A)	PNL-FCS-HEATER-A	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					FCS (A)冷却器冷却水元弁	E12-FF104A(MO)	0.45	0.25	○	－	－	
					FCS 冷却器冷却水入口弁	MV-10A(MO)	0.30	0.10	○	－	－	
					FCS 入口制御弁	FV-1A(MO)	0.30	0.10	○	－	－	
					FCS 再循環制御弁	FV-2A(MO)	0.30	0.10	○	－	－	
					FCS(A)系統流量計装	-	0.94	0.74	○	－	－	
					LPCS 注入弁	E21-F005(MO)	4.56	4.36	○	－	－	
					IRM＆SRM PREAMP. CABINET	H22-P030	0.89	0.69	○	－	－	
					IRM＆SRM PREAMP. CABINET	H22-P032	0.87	0.67	○	－	－	
					PCV PRESS	PT-26-79.53	1.34	1.14	○	－	－	
					D/W内サンプリングバイパス弁	V25-1008(電磁弁)	0.74	0.54	○	－	－	
					RHR (A)系 注入弁	E12-F042A(MO)	4.70	4.50	○	－	－	
	0.00	RB-3-3	36.10	0.01	水圧制御ユニット(スクラム弁含む)(東側)	-	1.55	1.35	○	－	－	

※１：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（10／17）

原子炉建屋（原子炉棟地上 3 階）（3／4）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m^3）	滞留面積（m^2）		最大水位（m）	防護対象設備 設備名称	防護対象設備 機器番号	機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定 A	判定 B	判定 C	備考
RB-3-2 RB-3-4	0.00 (90.94)	RB-3-2	259.10	0.10※2	CAMS (B) ドライウェル計装入口隔離弁	D23-F001B(MO)	5.37	5.17	○	－	－	
					CAMS (B) ドライウェル計装出口隔離弁	D23-F002B(MO)	5.37	5.17	○	－	－	
					CAMS (B) サプレッションプール計装入口隔離弁	D23-F003B(MO)	5.37	5.17	○	－	－	
					CAMS (B) サプレッションプール計装ドレン出口隔離弁	D23-F004B(MO)	5.37	5.17	○	－	－	
					ドライウェル圧力(伝送器)	PT-D23-N004B	1.06	0.86	○	－	－	
					原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P004	0.63	0.43	○	－	－	
					原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P027	0.59	0.39	○	－	－	
					RHR VALVE DIFF PRESS (A)(伝送器)	DPT-E12-N058A	1.16	0.96	○	－	－	
					RHR VALVE DIFF PRESS (B)(伝送器)	DPT-E12-N058B	1.18	0.98	○	－	－	
					RHR VALVE DIFF PRESS (C)(伝送器)	DPT-E12-N058C	1.19	0.99	○	－	－	
					MCC 2D-7	MCC 2D-7	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					MCC 2D-8	MCC 2D-8	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					N2 GAS BOMBE DISCH PRESS(指示スイッチ)	PIS-16-900.2	1.10	0.90	○	－	－	
					ドライウェルN2ボトルガス供給弁	2-16V13B(MO)	0.54	0.34	○	－	－	
					ドライウェルN2供給弁	2-16V12B(MO)	0.52	0.32	○	－	－	
					ドライウェル窒素ボンベガス供給遮断弁	3-16V900B(AO)	0.32	0.12	○	－	－	
					SLC テスト逆止弁バイパス弁	C41-FF004(AO)	2.80	2.60	○	－	－	
					核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F010A(AO)	0.60	0.40	○	－	－	
					核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F011A(AO)	0.60	0.40	○	－	－	
					FCS ブロワ(B)	FCS-HVA-T49-BLOWER-B	0.30	0.10	○	－	－	
					FCS 再結合器(B)	FCS-HEX-1B	0.30	0.10	○	－	－	
					FCS 加熱器(B)	FCS-HEX-HTR-B	0.30	0.10	○	－	－	
					ブロワ(B)入口ガス温度(検出器)	TE-T49-2B	0.30	0.10	○	－	－	
					加熱管2/3位置(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-4B	0.30	0.10	○	－	－	
					加熱管(B)出口ガス温度(検出器)	TE-T49-5B	0.30	0.10	○	－	－	
					加熱管(B)出口壁温度(検出器)	TE-T49-6B	0.30	0.10	○	－	－	
					再結合(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-7B	0.30	0.10	○	－	－	
					再結合器(B)壁温度(検出器)	TE-T49-8B	0.30	0.10	○	－	－	
					再循環(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-9B	0.30	0.10	○	－	－	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

※2：区画最大水位は流下開口があるため，流下開口部堰高さの値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（11／17）

原子炉建屋（原子炉棟地上 3 階）（4／4）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m^3）	滞留面積（m^2）		最大水位（m）	防護対象設備		機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-3-2 RB-3-4	0.00 (90.94)	RB-3-2	259.10	0.10※2	FCS ヒータ制御盤(B)	PNL-FCS-HEATER-B	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					FCS (B) 冷却器冷却水元弁	E12-FF104B(MO)	0.45	0.25	○	－	－	
					FCS 冷却器冷却水入口弁	MV-10B(MO)	0.30	0.10	○	－	－	
					FCS 入口制御弁	FV-1B(MO)	0.30	0.10	○	－	－	
					FCS 再循環制御弁	FV-2B(MO)	0.30	0.10	○	－	－	
					FCS (B) 系統流量計装	-	0.94	0.74	○	－	－	
					HPCS 注入弁	E22-F004(MO)	5.14	4.94	○	－	－	
					IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P031	0.89	0.69	○	－	－	
					IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P033	1.21	1.01	○	－	－	
					PCV PRESS (A)(伝送器)	PT-26-79.51A	1.06	0.86	○	－	－	
					PCV PRESS (B)(伝送器)	PT-26-79.51B	1.07	0.87	○	－	－	
					PCV PRESS(伝送器)	PT-26-79.5R	1.06	0.86	○	－	－	
					格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51B1(電磁弁)	3.90	3.70	○	－	－	
					格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51B2(電磁弁)	3.90	3.70	○	－	－	
					PLR 炉水サンプリング弁(外側隔離弁)	B35-F020(AO)	0.46	0.26	○	－	－	
					RHR (B)系 テストライン弁	E12-F024B(MO)	3.70	3.50	○	－	－	
					MAIN STEAM LINE (A) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003A	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					MAIN STEAM LINE (B) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003B	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					MAIN STEAM LINE (C) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003C	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					MAIN STEAM LINE (D) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003D	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
	0.00 (90.94)	RB-3-4	39.20	0.10※2	水圧制御ユニット(スクラム弁含む)(西側)	-	1.55	1.35	○	－	－	
RB-3-5	0.42 (90.94)	RB-3-5	6.00	0.30	原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V2(AO)	0.50	0.30	○	－	－	
					原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V4(AO)	0.50	0.30	○	－	－	
					原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V6(AO)	0.50	0.30	○	－	－	
					原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V8(AO)	0.50	0.30	○	－	－	
RB-3-6	0.42	RB-3-6	6.40	0.07	RCIC 外側隔離弁	E51-F064(MO)	3.38	3.18	○	－	－	
					原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V1(AO)	0.50	0.30	○	－	－	
					原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V3(AO)	0.50	0.30	○	－	－	
					原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V5(AO)	0.50	0.30	○	－	－	
					原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V7(AO)	0.50	0.30	○	－	－	
RB-3-7	0.00 (90.94)	RB-3-7	20.50	0.10※2	－	－	－	－	－	－	－	
RB-3-8	0.00	RB-3-8	44.30	0.00	RHR (B)系 注入弁	E12-F042B(MO)	4.36	4.16	○	－	－	
					RHR (C)系 注入弁	E12-F042C(MO)	4.70	4.50	○	－	－	
RB-3-9	0.00 (90.94)	RB-3-9	3.50	0.10※2	－	－	－	－	－	－	－	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

※2：区画最大水位は流下開口があるため，流下開口部堰高さの値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（12／17）

原子炉建屋（原子炉棟地上 4 階）（1／2）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m^3）	滞留面積（m^2）		最大水位（m）	防護対象設備		機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-4-1	0.00 (0.00)	RB-4-1	196.90	0.00	MCC 2A2-2	MCC 2A2-2	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					MCC 2C-9	MCC 2C-9	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					直流125V MCC 2A-2	125V DC MCC 2A-2	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					FPC SYS PUMP AREA PNL.	G41-P002	0.52	0.32	○	－	－	
					PUMP SECTION LO PRESS & ALARM(スイッチ)	PSL-G41-N007A	1.24	1.04	○	－	－	
					PUMP SECTION LO PRESS & ALARM(スイッチ)	PSL-G41-N007B	1.23	1.03	○	－	－	
					RCIC 注入弁	E51-F013(MO)	5.26	5.06	○	－	－	
					RCIC 弁(E51-F065)均圧弁	E51-FF008(AO)	4.00	3.80	○	－	－	
RB-4-2	0.00 (90.52)	RB-4-2	250.00	0.10※2	格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤(B)	LCP-188B	1.10	0.90	○	－	－	
					CAMS (B)系 ヒータ電源用変圧器	-	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					CAMS モニタラック(B)	D23-P001B	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					CAMS 校正用計器ラック(B)	D23-P002B	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					CAMS 校正用ボンベラック(B)	D23-P003B	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					MCC 2B2-2	MCC 2B2-2	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					MCC 2D-9	MCC 2D-9	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51A1(電磁弁)	1.69	1.49	○	－	－	
					格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51A2(電磁弁)	1.69	1.49	○	－	－	
RB-4-3	0.00	RB-4-3	4.90	0.00	RHR (A)系 格納容器スプレイ弁	E12-F016A(MO)	1.00	0.80	○	－	－	
					RHR (A)系 格納容器スプレイ弁	E12-F017A(MO)	1.00	0.80	○	－	－	
					ドライウェルベント弁	2-26B-12(AO)	4.73	4.53	○	－	－	
					ドライウェル 2インチ ベント弁	2-26V9(AO)	5.65	5.45	○	－	－	
RB-4-4 RB-4-5	0.00 (90.52)	RB-4-4	1.20	0.10※2	－	－	－	－	－	－	－	
		RB-4-5	4.10	0.20	－	－	－	－	－	－	－	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

※2：区画最大水位は流下開口があるため，流下開口部堰高さの値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（13／17）

原子炉建屋（原子炉棟地上 4 階）（2／2）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m^3）	滞留面積	（m^2）	最大水位（m）	防護対象設備		機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-4-6 RB-4-21	0.00	RB-4-6	9.70	0.00	FPC F/D(A)出口弁	G41-102A(AO)	1.75	1.55	○	－	－	
					FPC F/D(A)出口流量制御弁	G41-FCV-11A	1.75	1.55	○	－	－	
	0.00	RB-4-21	3.40	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-4-7 RB-4-8	0.00	RB-4-7	12.50	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
	0.00	RB-4-8	1.30	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-4-9 RB-4-10	0.00	RB-4-9	9.50	0.00	FPC F/D(B)出口弁	G41-102B(AO)	1.75	1.55	○	－	－	
					FPC F/D(B)出口流量制御弁	G41-FCV-11B	1.75	1.55	○	－	－	
	0.00	RB-4-10	3.50	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-4-11 RB-4-12 RB-4-13	0.00 (90.52)	RB-4-11	1.40	0.10※2	－	－	－	－	－	－	－	
	0.00 (90.52)	RB-4-12	50.80	0.20	－	－	－	－	－	－	－	
	0.00 (90.52)	RB-4-13	1.60	0.10※2	－	－	－	－	－	－	－	
RB-4-14 RB-4-15 RB-4-16	0.00	RB-4-14	1.80	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
	0.00	RB-4-15	57.30	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
	0.00	RB-4-16	1.40	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-4-17 RB-4-18	0.00	RB-4-17	30.20	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
	0.00	RB-4-18	0.90	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-4-19 RB-4-20	0.00	RB-4-19	20.40	0.00	FPC 再循環ポンプ(A)	FPC-PMP-C001A	0.31	0.11	○	－	－	
					FPC 再循環ポンプ(B)	FPC-PMP-C001B	0.30	0.10	○	－	－	
	0.00	RB-4-20	0.90	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-4-22	0.00	RB-4-22	18.60	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-4-23	0.00	RB-4-23	69.60	0.00	－	－	－	－	－	－	－	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

※2：区画最大水位は流下開口があるため，流下開口部堰高さの値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（14／17）

原子炉建屋（原子炉棟地上 5 階）（1／3）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m^3）	滞留面積（m^2）		最大水位（m）	防護対象設備		機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-5-1 RB-5-14	0.00	RB-5-1	74.90	0.00	FPC スキマーサージタンク補給水弁	7-18V71(MO)	4.93	4.73	○	－	－	
					FPF/DEMIN.CONTROL PNL.	PNL-G41-Z010-100	0.00	0.00	－	－	○	止水対策実施
					FPC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46A	0.72	0.52	○	－	－	
					FPC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46B	0.73	0.53	○	－	－	
					FRVS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-43	0.77	0.57	○	－	－	
					FRVS SGTS 系入口ダンパ(SB2-4A)	SB2-4A(AO)	5.10	4.90	○	－	－	
					FRVS SGTS 系入口ダンパ(SB2-4B)	SB2-4B(AO)	3.78	3.58	○	－	－	
	0.00	RB-5-14	115.70	0.00	FRVS 排風機(A)	HVAC-E2-13A	0.91	0.71	○	－	－	
					FRVS 排風機(B)	HVAC-E2-13B	0.91	0.71	○	－	－	
					FRVS トレイン(A)フィルタ	FRVS-FLT-A	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS トレイン(B)フィルタ	FRVS-FLT-B	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-44	0.78	0.58	○	－	－	
					FRVS トレイン(A)ヒータ	FRVS-HEX-EHC2-6A	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS トレイン(B)ヒータ	FRVS-HEX-EHC2-6B	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS トレイン(A)ヒータ制御盤	PNL-LCP-122	1.00	0.80	○	－	－	
					FRVS トレイン(B)ヒータ制御盤	PNL-LCP-125	1.00	0.80	○	－	－	
					FRVS (A) AIR HEATER AUTO RESET(検出器)	TE-26-940A	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS (B) AIR HEATER AUTO RESET(検出器)	TE-26-940B	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS (A) AIR HEATER HAND RESET(検出器)	TE-26-941A	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS (B) AIR HEATER HAND RESET(検出器)	TE-26-941B	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS TRAIN (A) INLET TEMP(検出器)	TE-26-31.1A	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS TRAIN (B) INLET TEMP(検出器)	TE-26-31.1B	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS TRAIN (A) OUTLET TEMP(検出器)	TE-26-31.4A	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS TRAIN (B) OUTLET TEMP(検出器)	TE-26-31.4B	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS TRAIN (A) ADSOVER IN TEMP(検出器)	TE-26-909A	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS TRAIN (B) ADSOVER IN TEMP(検出器)	TE-26-909B	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS TRAIN (A) ADSOVER OUT TEMP(検出器)	TE-26-910A	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS TRAIN (B) ADSOVER OUT TEMP(検出器)	TE-26-910B	0.40	0.20	○	－	－	
					FRVS 通常排気系隔離弁(A)	SB2-12A(AO)	4.87	4.67	○	－	－	
					FRVS 通常排気系隔離弁(B)	SB2-12B(AO)	4.14	3.94	○	－	－	
					FRVS トレイン(A)入口ダンパ	SB2-5A(AO)	1.73	1.53	○	－	－	
					FRVS トレイン(B)入口ダンパ	SB2-5B(AO)	3.52	3.32	○	－	－	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（15／17）

原子炉建屋（原子炉棟地上 5 階）（2／3）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m^3）	滞留面積（m^2）		最大水位（m）	防護対象設備 設備名称	防護対象設備 機器番号	機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定 A	判定 B	判定 C	備考
RB-5-1 RB-5-14	0.00	RB-5-14	115.70	0.00	FRVS トレイン(A)出口ダンパ	SB2-7A(AO)	1.60	1.40	○	－	－	
					FRVS トレイン(B)出口ダンパ	SB2-7B(AO)	1.60	1.40	○	－	－	
					FRVS 循環ダンパ(SB2-13A)	SB2-13A(AO)	2.37	2.17	○	－	－	
					FRVS 循環ダンパ(SB2-13B)	SB2-13B(AO)	3.08	2.88	○	－	－	
					SGTS 排風機(A)	HVAC-E2-10A	0.69	0.49	○	－	－	
					SGTS 排風機(B)	HVAC-E2-10B	0.69	0.49	○	－	－	
					SGTS トレイン(A)フィルタ	SGTS-FLT-A	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS トレイン(B)フィルタ	SGTS-FLT-B	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-47	0.86	0.66	○	－	－	
					SGTS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-48	0.86	0.66	○	－	－	
					SGTS トレイン(A)ヒータ	SGTS-HEX-EHC2-7A	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS トレイン(B)ヒータ	SGTS-HEX-EHC2-7B	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS トレイン(A)エアヒータ制御盤	PNL-LCP-116	1.10	0.90	○	－	－	
					SGTS トレイン(B)エアヒータ制御盤	PNL-LCP-119	1.15	0.95	○	－	－	
					SGTS (A) AIR HEATER AUTO RESET(検出器)	TE-26-950A	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS (B) AIR HEATER AUTO RESET(検出器)	TE-26-950B	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS (A) AIR HEATER HAND RESET(検出器)	TE-26-951A	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS (B) AIR HEATER HAND RESET(検出器)	TE-26-951B	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS TRAIN (A) INLET TEMP(検出器)	TE-26-30.1A	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS TRAIN (B) INLET TEMP(検出器)	TE-26-30.1B	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS TRAIN (A) OUTLET TEMP(検出器)	TE-26-30.4A	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS TRAIN (B) OUTLET TEMP(検出器)	TE-26-30.4B	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS TRAIN (A) ADSOVER IN TEMP(検出器)	TE-26-921A	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS TRAIN (B) ADSOVER IN TEMP(検出器)	TE-26-921B	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS TRAIN (A) ADSOVER OUT TEMP(検出器)	TE-26-922A	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS TRAIN (B) ADSOVER OUT TEMP(検出器)	TE-26-922B	0.40	0.20	○	－	－	
					SGTS トレイン(A)入口ダンパ	SB2-9A(AO)	1.60	1.40	○	－	－	
					SGTS トレイン(B)入口ダンパ	SB2-9B(AO)	1.60	1.40	○	－	－	
					SGTS トレイン(A)出口ダンパ	SB2-11A(AO)	1.60	1.40	○	－	－	
					SGTS トレイン(B)出口ダンパ	SB2-11B(AO)	1.60	1.40	○	－	－	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（16／17）

原子炉建屋（原子炉棟地上 5 階）（3／3）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m^3）	滞留面積（m^2）		最大水位（m）	防護対象設備		機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-5-1 RB-5-14	0.00	RB-5-14	115.70	0.00	FRVS-SGTS(A)HEATER CONT. PNL	LCP-133	0.61	0.41	○	－	－	
					FRVS-SGTS(B)HEATER CONT. PNL	LCP-134	0.61	0.41	○	－	－	
					原子炉建屋換気系ベント弁(SB2-14)	2-26B-13(AO)	3.60	3.40	○	－	－	
					FRVS ベント弁(SB2-3)	2-26B-14(AO)	2.37	2.17	○	－	－	
RB-5-2	0.00 (89.64)	RB-5-2	159.10	0.10※2	－	－	－	－	－	－	－	
RB-5-3	0.88	RB-5-3	29.10	0.04	ほう酸水注入ポンプ(A)	SLC-PMP-C001A	0.56	0.36	○	－	－	
					ほう酸水注入ポンプ(B)	SLC-PMP-C001B	0.56	0.36	○	－	－	
					ほう酸水貯蔵タンク	SLC-VSL-A001	0.73	0.53	○	－	－	
					SLC 計装ラック	H22-P011	0.64	0.44	○	－	－	
					SLC 貯蔵タンク出口弁(A)	C41-F001A(MO)	0.84	0.64	○	－	－	
					SLC 貯蔵タンク出口弁(B)	C41-F001B(MO)	0.84	0.64	○	－	－	
					SLC 爆破弁(A)	C41-F004A	2.01	1.81	○	－	－	
					SLC 爆破弁(B)	C41-F004B	2.01	1.81	○	－	－	
					SLC PUMP DISCH PRESS(伝送器)	PT-C41-N004	1.44	1.24	○	－	－	
RB-5-4	0.00 (89.64)	RB-5-4	18.80	0.20	－	－	－	－	－	－	－	
RB-5-5 RB-5-6	0.00 (89.64)	RB-5-5	0.90	0.10※2	－	－	－	－	－	－	－	
	0.00	RB-5-6	36.10	0.00	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(スイッチ)	LSH-G41-N004	3.51	3.31	○	－	－	
					SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL(スイッチ)	LSL-G41-N005	1.40	1.20	○	－	－	
					SKIMMER SURGE TANK LO LO LEVEL(スイッチ)	LSLL-G41-N006	0.70	0.50	○	－	－	
					SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(伝送器)	LT-G41-N100	0.45	0.25	○	－	－	
RB-5-7 RB-5-8	0.00 (89.64)	RB-5-7	0.80	0.10※2	－	－	－	－	－	－	－	
		RB-5-8	19.90	0.20	－	－	－	－	－	－	－	
RB-5-9 RB-5-10	0.00 (89.64)	RB-5-9	19.90	0.20	－	－	－	－	－	－	－	
		RB-5-10	1.40	0.10※2	－	－	－	－	－	－	－	
RB-5-11	0.00	RB-5-11	18.70	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-5-12 RB-5-13	0.00	RB-5-12	5.70	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
	0.00	RB-5-13	0.70	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-5-15	0.00	RB-5-15	6.30	0.00	－	－	－	－	－	－	－	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

※2：区画最大水位は流下開口があるため，流下開口部堰高さの値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価（17／17）

原子炉建屋（原子炉棟地上 6 階）（1／1）

溢水発生区画番号	溢水量（流出入考慮溢水量）（m^3）	滞留面積（m^2）		最大水位（m）	防護対象設備		機能喪失高さ（設置高さ）（m）	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1（m）	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-6-1	89.64	RB-6-1	759.70	0.12	RCW SURGE TANK LEVEL(スイッチ)	LSL-9-192	2.30	2.10	○	－	－	
					RCW SURGE TANK LEVEL(伝送器)	LT-9-192	0.43	0.23	○	－	－	
					燃料取替フロア　燃料プール(検出器)	RE-D21-NS03	0.73	0.53	○	－	－	
					燃料取替フロア　燃料プール(現場監視ユニット)	RIA-D21-NS03	1.36	1.16	○	－	－	
					FPC SKIMMER SURGE TANK LI	PNL-LCP-133	1.10	0.90	○	－	－	
					R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (A)(検出器)	D17-N300A	4.50	4.30	○	－	－	
					R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (B)(検出器)	D17-N300B	4.50	4.30	○	－	－	
					R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (C)(検出器)	D17-N300C	4.50	4.30	○	－	－	
					R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (D)(検出器)	D17-N300D	4.50	4.30	○	－	－	
		(SFP内)	－	－	FUEL POOL TEMP(検出器)	TE-G41-N015	－	－	－	－	○	使用済燃料プール上に設置されている機器のため被水対策実施

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度 0.2m 考慮）

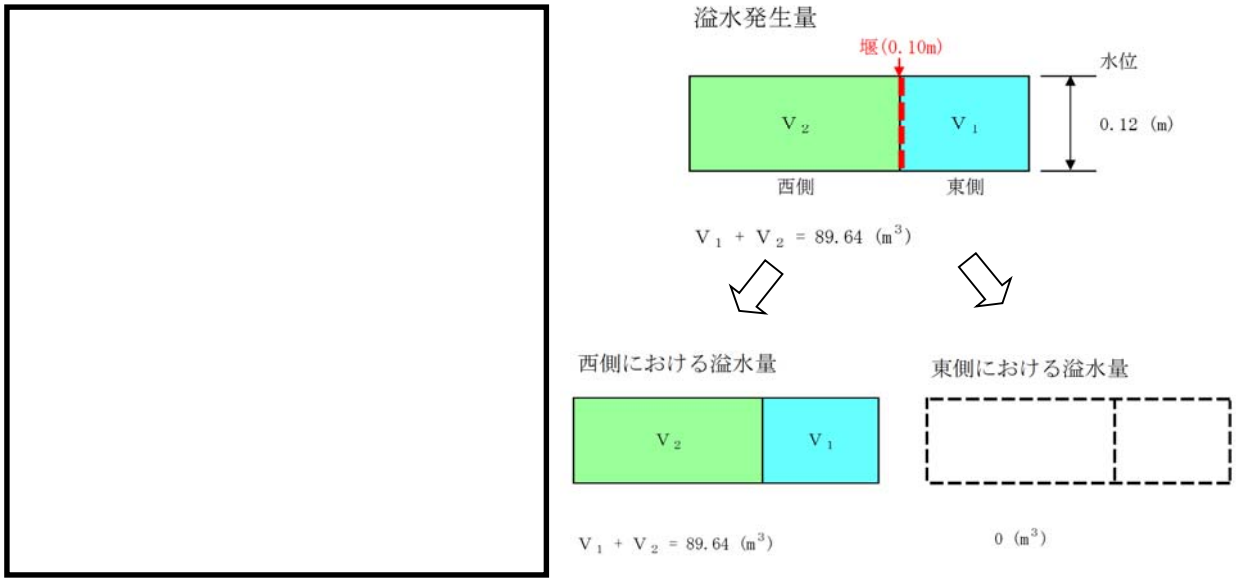
Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない

Ｃ：対策の実施

第 8.6.2-2 表　地震に起因する各階層における溢水量評価

原子炉建屋(原子炉棟)

階層	溢水量(m^3)	
	階層溢水量	
	西側	東側
地上6階 (E.L.+46.50m)	89.64	0.00
地上5階 (E.L.+38.80m)	0.88	0.00
地上4階 (E.L.+29.00m)	0.00	0.00
地上3階 (E.L.+20.30m)	0.42	0.50
地上2階 (E.L.+14.00m)	32.32	0.00
地上1階 (E.L. +8.20m)	0.00	0.00
地下1階 (E.L. +2.00m)	0.00	0.00
地下2階 (E.L.-4.00m)	0.00	0.00
合計	123.26	0.50



V_1：区画 RB-6-1 の東側に滞留する溢水量（m^3）
V_2：区画 RB-6-1 の西側に滞留する溢水量（m^3）

第 8.6.2-1 図　地震に起因する原子炉建屋 6 階における溢水量評価

使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量を，堰（0.10m）による分離を考慮しV_1，V_2で示す。

スロッシングの全溢水量 89.64(m^3)を東西に振り分けた場合，西側最下層の水位は 0.64(m)，東側最下層の水位は 1.18(m)になる。

このとき，西側最下層については，止水対策により機器を没水から防護することが可能な水位となるが，東側最下層は西側より区画面積が小さいため没水による影響を受けやすい。このため，東側の床ドレンファンネルを閉止するとともに，堰（0.10m）の分離をなくし，スロッシングによる全溢水量を西側へ流下させ評価を行った。

8.6.3　地震時の溢水伝播評価結果

8.6.2 にて実施した伝播評価を,実際の溢水伝播図及び溢水量を用いて評価し，各溢水防護区画の溢水水位を算出した。溢水水位と各区画の機能喪失高さの最も低い防護対象設備の機能喪失判定については前述の第 8.6.2-1 表のとおり。

想定した地震時に発生する溢水に対し，第 8.6.2-2 表　没水影響評価において止水対策が必要な MCC 2C-3 等の具体的対策例として 300mm 以上の浸水防止堰の設置対策を実施することにより，第 6.1.5-1 表の判定基準を満足するため,原子炉の停止機能,冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。地震に起因する溢水による評価結果を第 8.6.3-1 表に，地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画を第 8.6.3-1 図に示す。

第 8.6.3-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価結果（1／15）

原子炉建屋（原子炉棟地下２階）

溢水発生区画番号	流入溢水量 (m^3)	滞留面積 (m^2)		最大水位 (m)	防護対象設備		機能喪失高さ（設置高さ） (m)	没水判別高さ（裕度0.2m考慮）※1 (m)	判定			備考
					設備名称	機器番号			A	B	C	
RB-B2-2	123.26	RB-B2-2	51.30	0.64	－	－	－	－	－	－	－	
RB-B2-3 RB-B2-14		RB-B2-3	61.80	0.64	水平方向地震加速度検出器	C72-N010A	0.30	0.10	＿※2	－	－	※2 ：異区分配置により地震計の機能喪失はない
					水平方向地震加速度検出器	C72-N010B	0.30	0.10	＿※2	－	－	※2 ：異区分配置により地震計の機能喪失はない
					鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011A	0.30	0.10	＿※2	－	－	※2 ：異区分配置により地震計の機能喪失はない
					鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011B	0.30	0.10	＿※2	－	－	※2 ：異区分配置により地震計の機能喪失はない
					RHR ポンプ(B)停止時冷却ライン入口弁	E12-F006B(MO)	1.94	1.74	○	－	－	
					RHR ポンプ(B)入口弁	E12-F004B(MO)	1.50	1.30	○	－	－	
					RHR (B)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-5	0.27	0.07	－	－	○	止水対策実施
		RB-B2-14	8.90	0.64	RHR ポンプ(B)	RHR-PMP-C002B	2.52	2.32	○	－	－	
RB-B2-4		RB-B2-4	38.90	0.64	－	－	－	－	－	－	－	
RB-B2-5 RB-B2-6		RB-B2-5	15.00	0.64	RHR ポンプ(C)	RHR-PMP-C002C	2.52	2.32	○	－	－	
		RB-B2-6	17.70	0.64	RHR ポンプ(C)入口弁	E12-F004C(MO)	1.50	1.30	○	－	－	
					RHR (C)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-6	0.27	0.07	－	－	○	止水対策実施
					SUPP CHAMBER LEVEL(伝送器)	LT-26-79.5R	1.38	1.18	○	－	－	
RB-B2-8	0.00	RB-B2-8	36.60	0.00	水平方向地震加速度検出器	C72-N010C	0.30	0.10	○	－	－	
					水平方向地震加速度検出器	C72-N010D	0.30	0.10	○	－	－	
					鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011C	0.30	0.10	○	－	－	
					鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011D	0.30	0.10	○	－	－	
RB-B2-9	0.00	RB-B2-9	32.10	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-B2-16	0.00	RB-B2-16	1.40	0.00	－	－	－	－	－	－	－	
RB-B2-11	0.50	RB-B2-11	18.00	0.01	－	－	－	－	－	－	－	
RB-B2-12 RB-B2-13		RB-B2-12	21.70	0.01	LPCS ポンプ	LPCS-PMP-C001	2.68	2.48	○	－	－	
					LPCS ポンプ入口弁	E21-F001(MO)	1.50	1.30	○	－	－	
					LPCS ミニフロー弁	E21-F011(MO)	0.50	0.30	○	－	－	
		RB-B2-13	36.90	0.01	LPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-3	0.27	0.07	○	－	－	
					SUPP CHAMBER LEVEL (A)(伝送器)	LT-26-79.5A	1.40	1.20	○	－	－	

※1 ：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定
Ａ：最大水位≦機能喪失高さ（裕度0.2m考慮）
Ｂ：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
Ｃ：対策の実施

第 8.6.3-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価結果（2／15）

評価種別：地震
溢水発生区画：全域
溢水源：基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性が確保されない系統

総合判定	○

備考：RCW系（FPC系の冷却用）及びCST系の原子炉棟以外の部分は，地震により破損想定するためFPC(A)(B)系及びCST系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○							○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上												

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	×	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

第 8.6.3-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価結果（3／15）

発生区画 ※1,※2	溢水量 (m^3)	影響を受ける系統										判定	評価方法 ※3	備考
		緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能	低温停止機能	閉じ込め機能	SFP 冷却機能	SFP 給水機能	中央制御室換気機能			
RB-6-1	89.64	－	－	－	－	－	－	PCIS(Ⅰ) PCIS(Ⅱ) FRVS(A) FRVS(B) SGTS(A) SGTS(B)	FPC(A) FPC(B)	CST	MCR-HVAC(A) MCR-HVAC(B)	○	①	
RB-5-1	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-5-2)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
RB-5-3	0.88	－	SLC(A) SLC(B)	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-5-4)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-5-5)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-5-6	0.00	－	－	－	－	－	－	－	FPC(A) FPC(B)	CST	－	○	①	
(RB-5-7)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-5-8)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-5-9)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-5-10)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-5-11)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-5-12)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	

※1　() 内は溢水防護対象設備を含まない区画
※2　発生区画内防護対象設備は「添付資料１　第３表　防護対象設備リスト」参照
※3　①：基本評価（各区画及び階層毎における評価）下階への伝播無し
　　②：詳細評価（上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価）下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価結果（4／15）

発生区画 ※1,※2	溢水量 (m^3)	影響を受ける系統										判定	評価方法 ※3	備考
		緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能	低温停止機能	閉じ込め機能	SFP 冷却機能	SFP 給水機能	中央制御室換気機能			
(RB-5-13)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-5-14	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-5-15)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-4-1	0.00	－	SLC(A) SLC(B)	RHR(A) RHR(B)	RCIC	－	RHR(A) RHR(B)	PCIS(Ⅰ)	FPC(A) FPC(B)	CST	MCR-HVAC(A)	○	①	
RB-4-2	0.00	－	SLC(B)	RHR(B)	－	－	RHR(B)	PCIS(Ⅰ) PCIS(Ⅱ)	－	CST	MCR-HVAC(B)	○	①	
RB-4-3	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-4)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-5)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-4-6	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-7)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-8)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-4-9	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-10)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-11)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-12)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-13)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	

※1　() 内は溢水防護対象設備を含まない区画
※2　発生区画内防護対象設備は「添付資料１　第３表　防護対象設備リスト」参照
※3　①：基本評価（各区画及び階層毎における評価）下階への伝播無し
　　②：詳細評価（上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価）下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価結果（5／15）

発生区画 ※1,※2	溢水量 (m^3)	影響を受ける系統										判定	評価方法 ※3	備考
		緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能	低温停止機能	閉じ込め機能	SFP 冷却機能	SFP 給水機能	中央制御室換気機能			
(RB-4-14)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-15)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-16)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-17)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-18)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-4-19	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-20)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-21)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-22)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-4-23)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-3-1	0.08	HCU(Ⅰ・Ⅱ)	HCU(Ⅰ・Ⅱ)	RHR(A) RHR(B) LPCS HPCS ADS(A) ADS(B)	HPCS RCIC	SRV(Ⅰ・Ⅱ) ADS(A) ADS(B)	RHR(A) RHR(B)	FCS(A) FRVS(A) FRVS(B) SGTS(A) SGTS(B) PCIS(Ⅰ) PCIS(Ⅱ)	FPC(A)	－	MCR-HVAC(A) MCR-HVAC(B)	○	①	
RB-3-2	0.00	HCU(Ⅰ・Ⅱ)	HCU(Ⅰ・Ⅱ)	RHR(A) RHR(B) RHR(C) HPCS ADS(A) ADS(B)	HPCS RCIC	SRV(Ⅰ・Ⅱ) ADS(A) ADS(B)	RHR(A) RHR(B)	FCS(B) FRVS(A) FRVS(B) SGTS(A) SGTS(B) PCIS(Ⅰ) PCIS(Ⅱ)	FPC(B)	－	MCR-HVAC(A) MCR-HVAC(B)	○	①	
RB-3-3	0.00	HCU(Ⅰ・Ⅱ)	HCU(Ⅰ・Ⅱ)	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	

※1　() 内は溢水防護対象設備を含まない区画
※2　発生区画内防護対象設備は「添付資料１　第３表　防護対象設備リスト」参照
※3　①：基本評価（各区画及び階層毎における評価）下階への伝播無し
　　②：詳細評価（上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価）下階への伝播有り

第8.6.3-1表　地震に起因する溢水による没水影響評価結果（6／15）

発生区画 ※1,※2	溢水量 (m^3)	影響を受ける系統										判定	評価方法 ※3	備考
		緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能	低温停止機能	閉じ込め機能	SFP冷却機能	SFP給水機能	中央制御室換気機能			
RB-3-4	0.00	HCU(Ⅰ・Ⅱ)	HCU(Ⅰ・Ⅱ)	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-3-5	0.42	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-3-6	0.42	－	－	－	RCIC	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-3-7)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-3-8	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-3-9)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-2-1	32.32	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-2-2	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-2-3	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-2-4	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-2-5)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-2-6	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-2-7)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-2-8	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-2-9	0.00	HCU(Ⅰ・Ⅱ)	HCU(Ⅰ・Ⅱ)	RHR(A) RHR(B)	－	－	RHR(A) RHR(B)	PCIS(Ⅱ)	－	－	－	○	②	
RB-2-10	0.00	－	SLC(A) SLC(B)	－	－	－	－	PCIS(Ⅰ)	－	－	－	○	①	
(RB-2-11)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	

※1　() 内は溢水防護対象設備を含まない区画
※2　発生区画内防護対象設備は「添付資料1　第3表　防護対象設備リスト」参照
※3　①：基本評価（各区画及び階層毎における評価）下階への伝播無し
　　②：詳細評価（上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価）下階への伝播有り

第8.6.3-1表　地震に起因する溢水による没水影響評価結果（7／15）

発生区画 ※1,※2	溢水量 (m^3)	影響を受ける系統										判定	評価方法 ※3	備考
		緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能	低温停止機能	閉じ込め機能	SFP冷却機能	SFP給水機能	中央制御室換気機能			
(RB-2-12)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-1-1	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-1-2	0.00	－	－	RHR(B)	－	－	RHR(B)	FCS(B) PCIS(Ⅰ) PCIS(Ⅱ)	－	－	－	○	②	
(RB-1-3)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-1-4)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-1-5)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-1-6)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-1-7)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-B1-1	0.00	－	－	RHR(A) RHR(B) LPCS ADS(A) ADS(B)	RCIC	SRV(Ⅰ・Ⅱ) ADS(A) ADS(B)	RHR(A) RHR(B)	FCS(A) PCIS(Ⅰ) PCIS(Ⅱ)	FPC(A) FPC(B) RHR(A)	RHR(A)	－	○	②	
RB-B1-2	0.00	－	－	RHR(B) RHR(C) HPCS ADS(A) ADS(B)	HPCS	SRV(Ⅰ・Ⅱ) ADS(A) ADS(B)	RHR(B)	FCS(B)	RHR(B)	RHR(B)	－	○	②	
RB-B1-3	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-B1-4	0.00	－	－	RHR(A)	－	－	RHR(A)	FCS(A) PCIS(Ⅰ) PCIS(Ⅱ)	RHR(A)	RHR(A)	－	○	①	
RB-B1-5	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-B1-6)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	

※1　（）内は溢水防護対象設備を含まない区画
※2　発生区画内防護対象設備は「添付資料1　第3表　防護対象設備リスト」参照
※3　①：基本評価（各区画及び階層毎における評価）下階への伝播無し
　　②：詳細評価（上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価）下階への伝播有り

第8.6.3-1表　地震に起因する溢水による没水影響評価結果（8／15）

発生区画 ※1,※2	溢水量 (m^3)	影響を受ける系統										判定	評価方法 ※3	備考
		緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能	低温停止機能	閉じ込め機能	SFP冷却機能	SFP給水機能	中央制御室換気機能			
(RB-B1-7)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-B1-8	0.00	－	－	－	－	－	－	PCIS(Ⅰ) PCIS(Ⅱ)	－	－	－	○	①	
RB-B1-9	0.00	－	－	RHR(A) RHR(B) RHR(C) HPCS ADS(B)	HPCS RCIC	SRV(Ⅰ・Ⅱ) ADS(B)	RHR(A) RHR(B)	FCS(B) PCIS(Ⅱ)	FPC(A) FPC(B) RHR(B)	RHR(B)	－	○	②	
RB-B2-1	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-B2-2)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
RB-B2-3	0.00	HCU(Ⅰ・Ⅱ)	HCU(Ⅰ・Ⅱ)	RHR(B)	－	－	RHR(B)	FCS(B)	RHR(B)	RHR(B)	－	○	②	
(RB-B2-4)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-B2-5	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-B2-6	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-B2-7	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-B2-8	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-B2-9)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-B2-10	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-B2-11)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-B2-12	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-B2-13	0.00	－	－	LPCS	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-B2-14	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	

※1　() 内は溢水防護対象設備を含まない区画
※2　発生区画内防護対象設備は「添付資料1　第3表　防護対象設備リスト」参照
※3　①：基本評価（各区画及び階層毎における評価）下階への伝播無し
　　②：詳細評価（上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価）下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価結果（9／15）

発生区画 ※1,※2	溢水量（m^3）	影響を受ける系統										判定	評価方法 ※3	備考
		緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能	低温停止機能	閉じ込め機能	SFP 冷却機能	SFP 給水機能	中央制御室換気機能			
RB-B2-15	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RB-B2-16)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-B2-17	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-B2-18	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RB-B2-19	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(TB-2-1)	8.54	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-2-2)	0.53	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-2-3)	0.51	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-2-4)	0.62	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-2-5)	0.84	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-2-6)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(TB-2-7)	10.99	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-2-8)	63.17	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-2-9)	7.29	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-2-10)	8.68	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-2-11)	6.05	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-2-12)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(TB-2-13)	1.21	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	

※1　() 内は溢水防護対象設備を含まない区画
※2　発生区画内防護対象設備は「添付資料１　第３表　防護対象設備リスト」参照
※3　①：基本評価（各区画及び階層毎における評価）下階への伝播無し
　　②：詳細評価（上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価）下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価結果（10／15）

発生区画 ※1,※2	溢水量（m^3）	影響を受ける系統										判定	評価方法 ※3	備考
		緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能	低温停止機能	閉じ込め機能	SFP 冷却機能	SFP 給水機能	中央制御室換気機能			
(TB-2-14)	7.23	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-2-15)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(TB-2-16)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
TB-1-1	410.38	－	－	－	－	－	－	－	FPC(A) FPC(B)	－	－	○	②	
TB-1-2	197.45	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-1-3)	2.86	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
TB-1-4	0.38	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-1-5)	3.48	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
TB-1-6	17.43	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-1-7)	13.05	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
TB-1-8	38.34	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-1-9)	14.02	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-1-10)	4.83	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-1-11)	40.74	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
TB-1-12	0.17	－	－	－	－	－	－	－	－	CST	－	○	②	
TB-1-13	0.18	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
TB-1-14	949.39	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
TB-1-15	16.87	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	

※1　() 内は溢水防護対象設備を含まない区画
※2　発生区画内防護対象設備は「添付資料１　第３表　防護対象設備リスト」参照
※3　①：基本評価（各区画及び階層毎における評価）下階への伝播無し
　　②：詳細評価（上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価）下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価結果（11／15）

発生区画 ※1,※2	溢水量（m^3）	影響を受ける系統										判定	評価方法 ※3	備考
		緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能	低温停止機能	閉じ込め機能	SFP 冷却機能	SFP 給水機能	中央制御室換気機能			
TB-1-16	74.78	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
TB-1-17	0.84	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-1-18)	0.07	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
TB-1-19	0.90	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
TB-1-20	95.10	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
TB-B1-1	2616.74	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-B1-2)	4.37	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-B1-3)	122.16	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-B1-4)	65.48	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-B1-5)	2.13	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
TB-B1-6	497.60	－	－	－	－	－	－	－	－	CST	－	○	②	
(TB-B2-1)	0.04	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-B2-2)	533.30	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-B2-3)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-B2-4)	43.73	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(TB-B2-5)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
CST-B1-1	3122.62	－	－	HPCS	HPCS	－	－	－	－	－	－	○	①	
CST-B1-2	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	

※1　（）内は溢水防護対象設備を含まない区画
※2　発生区画内防護対象設備は「添付資料１　第３表　防護対象設備リスト」参照
※3　①：基本評価（各区画及び階層毎における評価）下階への伝播無し
　　②：詳細評価（上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価）下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価結果（12／15）

発生区画 ※1,※2	溢水量 (m^3)	影響を受ける系統										判定	評価方法 ※3	備考
		緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能	低温停止機能	閉じ込め機能	SFP 冷却機能	SFP 給水機能	中央制御室換気機能			
CS-3-1	1.08	－	－	－	RCIC	－	－	－	－	－	MCR-HVAC(A) MCR-HVAC(B)	○	①	
CS-3-2	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-3-3	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-2-1	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-2-2	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(CS-M2-1)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-1-1	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-1-2	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-1-3	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-1-4	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-1-5	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-1-6	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-1-7	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-1-8	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-B1-1	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-B1-2	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-B1-3	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-B1-4	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	

※１　() 内は溢水防護対象設備を含まない区画
※２　発生区画内防護対象設備は「添付資料１　第３表　防護対象設備リスト」参照
※３　①：基本評価（各区画及び階層毎における評価）下階への伝播無し
　　②：詳細評価（上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価）下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価結果（13／15）

発生区画 ※1,※2	溢水量（m^3）	影響を受ける系統										判定	評価方法 ※3	備考
		緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能	低温停止機能	閉じ込め機能	SFP 冷却機能	SFP 給水機能	中央制御室換気機能			
CS-B1-5	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-B1-6	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-B1-7	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-B1-8	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-B2-1	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-B2-2	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-B2-3	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-B2-4	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
CS-B2-5	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RW-4-1)	4.07	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-4-2)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RW-4-3)	0.32	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-4-4)	0.32	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-3-1)	2.40	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-3-2)	0.47	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-3-3)	0.03	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-3-4)	2.60	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-2-1)	9.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	

※１　() 内は溢水防護対象設備を含まない区画
※２　発生区画内防護対象設備は「添付資料１　第３表　防護対象設備リスト」参照
※３　①：基本評価（各区画及び階層毎における評価）下階への伝播無し
　　②：詳細評価（上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価）下階への伝播有り

第 8.6.3-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価結果（14／15）

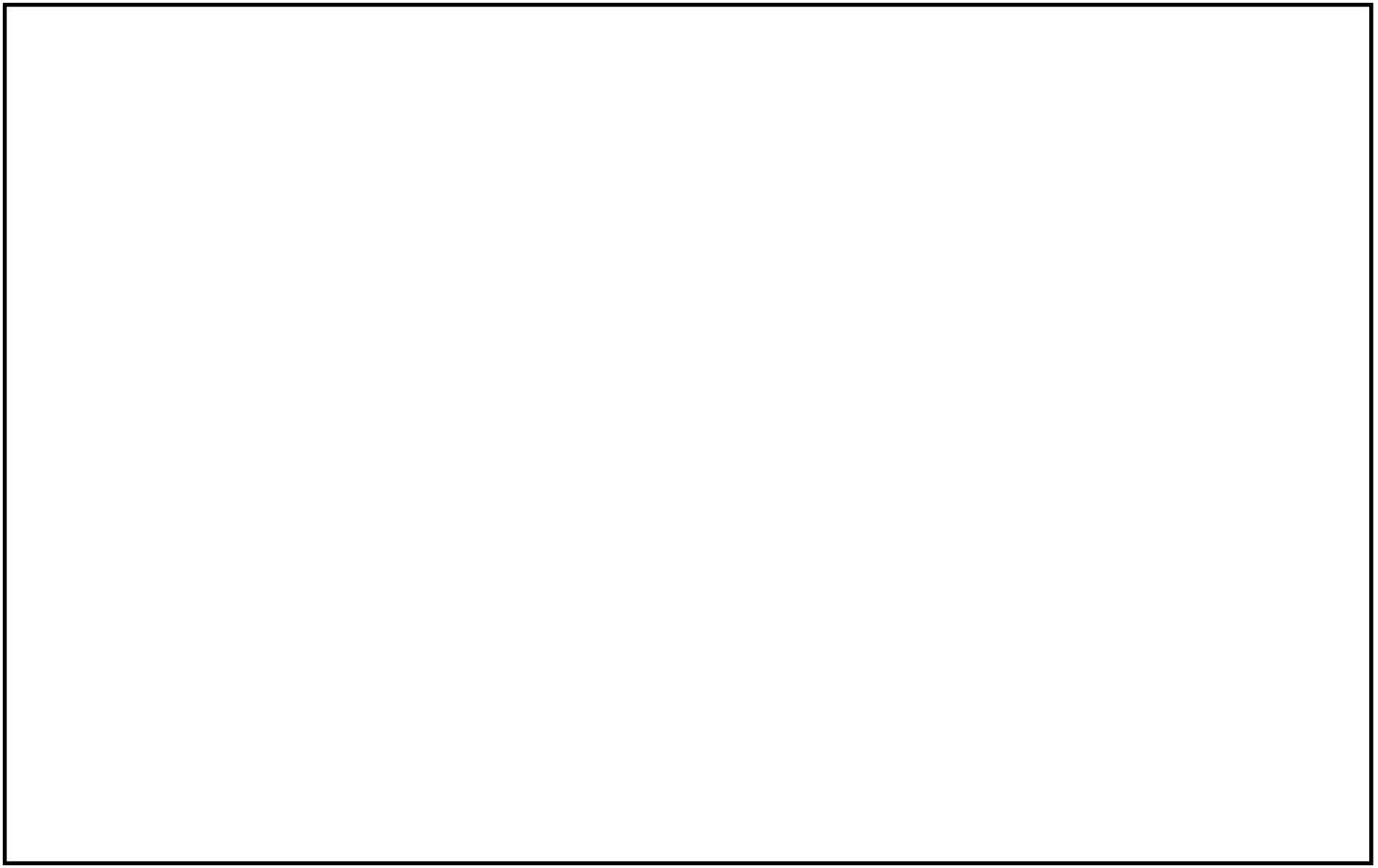
発生区画 ※1,※2	溢水量（m^3）	影響を受ける系統										判定	評価方法 ※3	備考
		緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能	低温停止機能	閉じ込め機能	SFP 冷却機能	SFP 給水機能	中央制御室換気機能			
(RW-2-2)	9.04	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
RW-2-3	2.42	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-2-4)	0.04	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-2-5)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RW-2-6)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RW-2-7)	160.19	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-2-8)	56.82	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-2-9)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RW-2-10)	0.11	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
RW-2-11	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RW-1-1)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RW-1-2)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
(RW-1-3)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	①	
RW-1-4	27.59	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-1-5)	145.86	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-MB1-1)	0.97	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-MB1-2)	213.02	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-MB1-3)	1.39	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	

※1　（）内は溢水防護対象設備を含まない区画
※2　発生区画内防護対象設備は「添付資料１　第３表　防護対象設備リスト」参照
※3　①：基本評価（各区画及び階層毎における評価）下階への伝播無し
　　②：詳細評価（上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価）下階への伝播有り

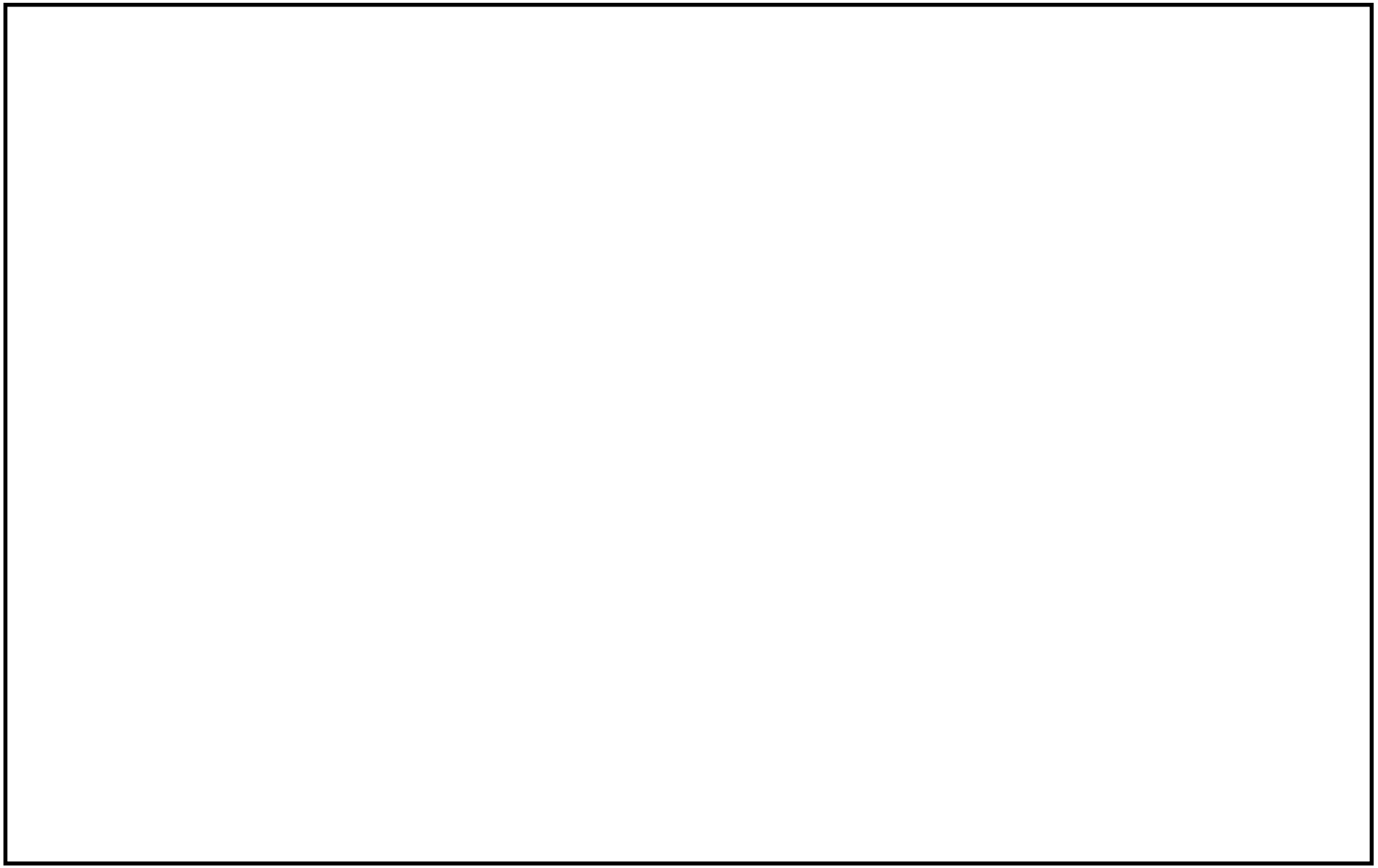
第 8.6.3-1 表　地震に起因する溢水による没水影響評価結果（15／15）

発生区画 ※1,※2	溢水量 (m^3)	影響を受ける系統										判定	評価方法 ※3	備考
		緊急停止機能	未臨界維持機能	高温停止機能	原子炉隔離時注水機能	手動逃がし機能	低温停止機能	閉じ込め機能	SFP 冷却機能	SFP 給水機能	中央制御室換気機能			
(RW-B1-1)	312.32	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-B1-2)	150.04	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-B1-3)	3.67	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-B1-4)	3.79	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-B1-5)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-B1-6)	0.05	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
RW-B1-7	26.51	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-B1-8)	475.20	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-B1-9)	577.20	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-B1-10)	1.10	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-B1-11)	0.00	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	
(RW-B1-12)	462.55	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	②	

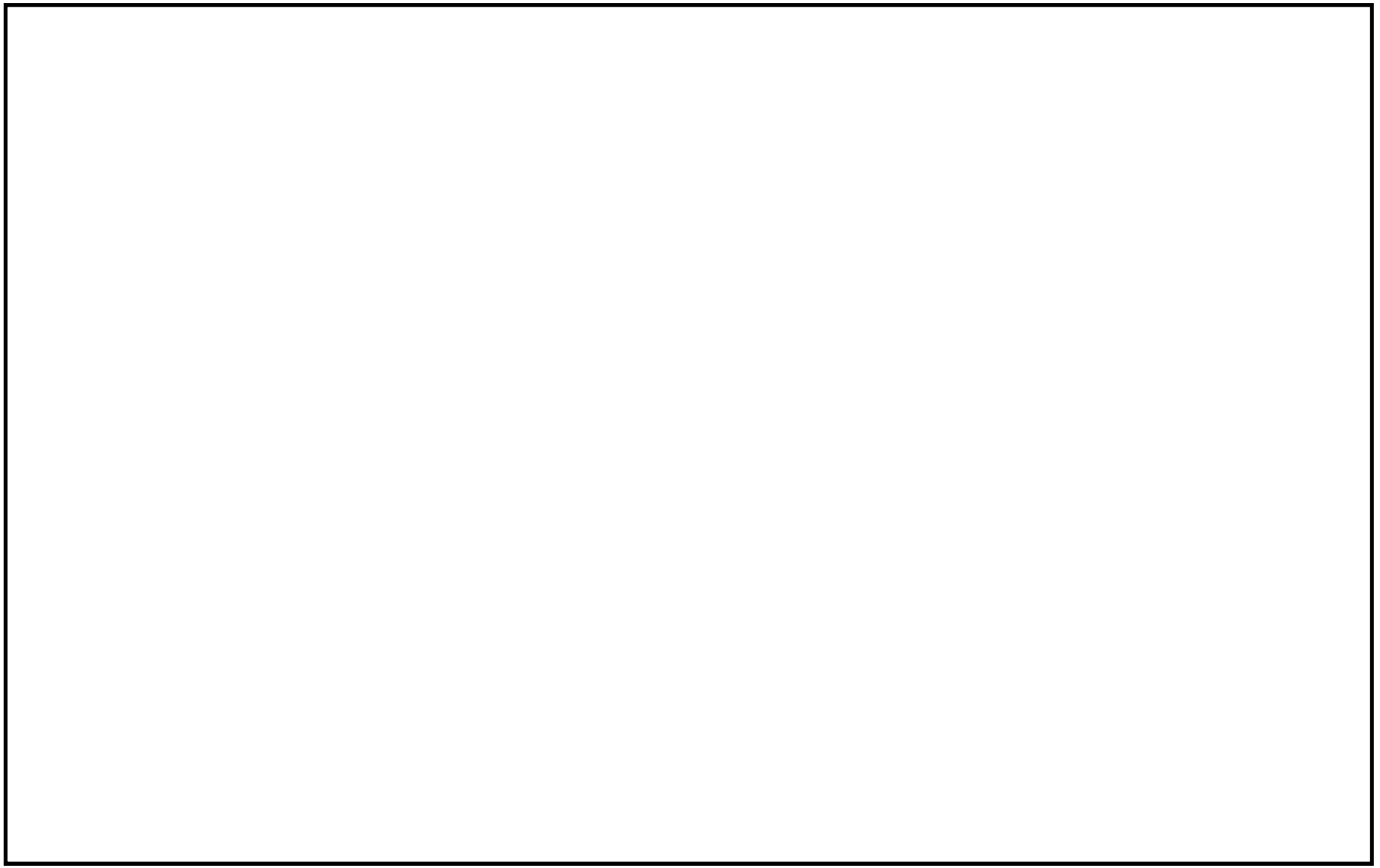
※１　() 内は溢水防護対象設備を含まない区画
※２　発生区画内防護対象設備は「添付資料１　第 3 表　防護対象設備リスト」参照
※３　①：基本評価（各区画及び階層毎における評価）下階への伝播無し
　　②：詳細評価（上階からの流入考慮及び下階への流出考慮での評価）下階への伝播有り



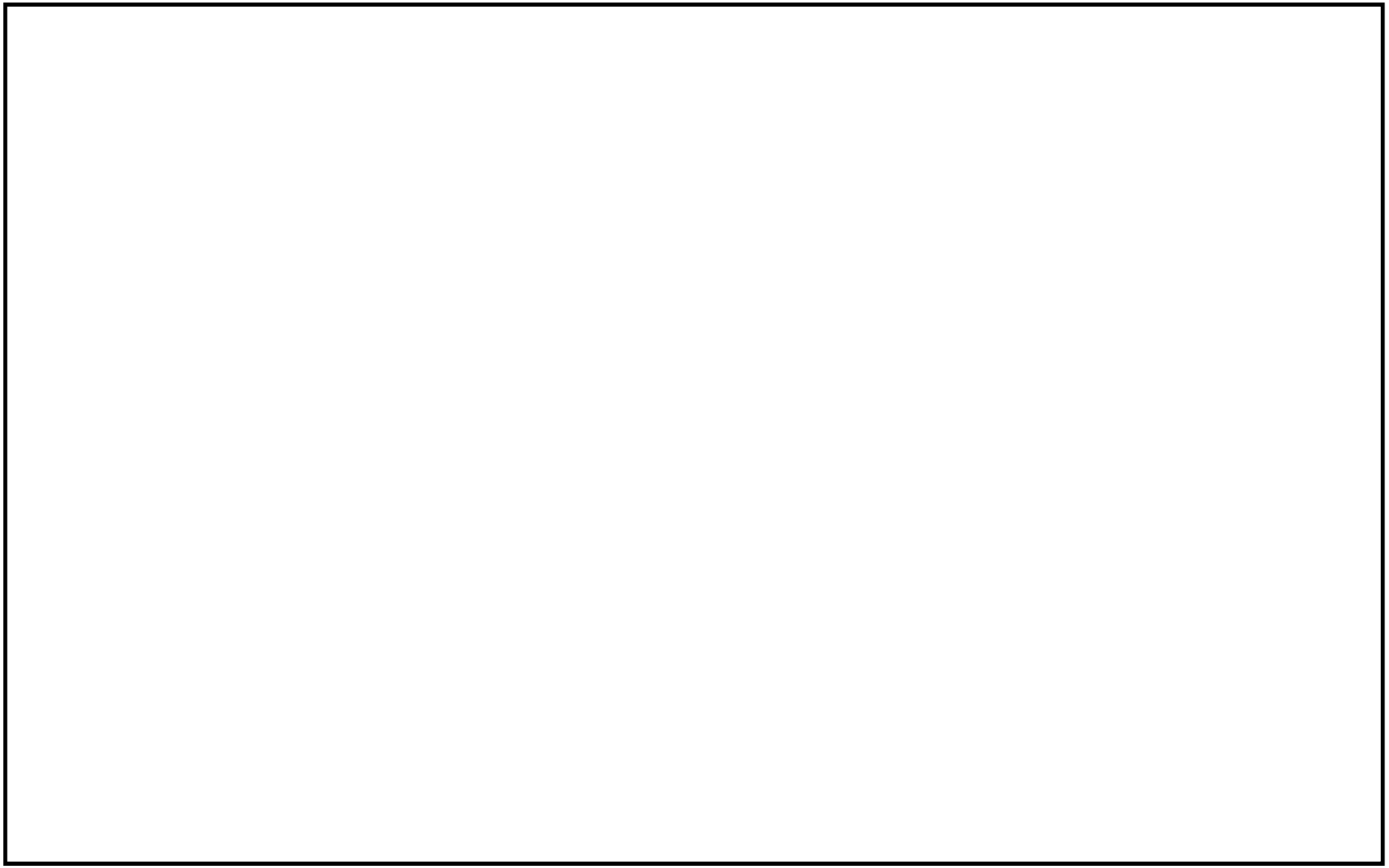
第 8.6.3-1 図　地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画（1／8）



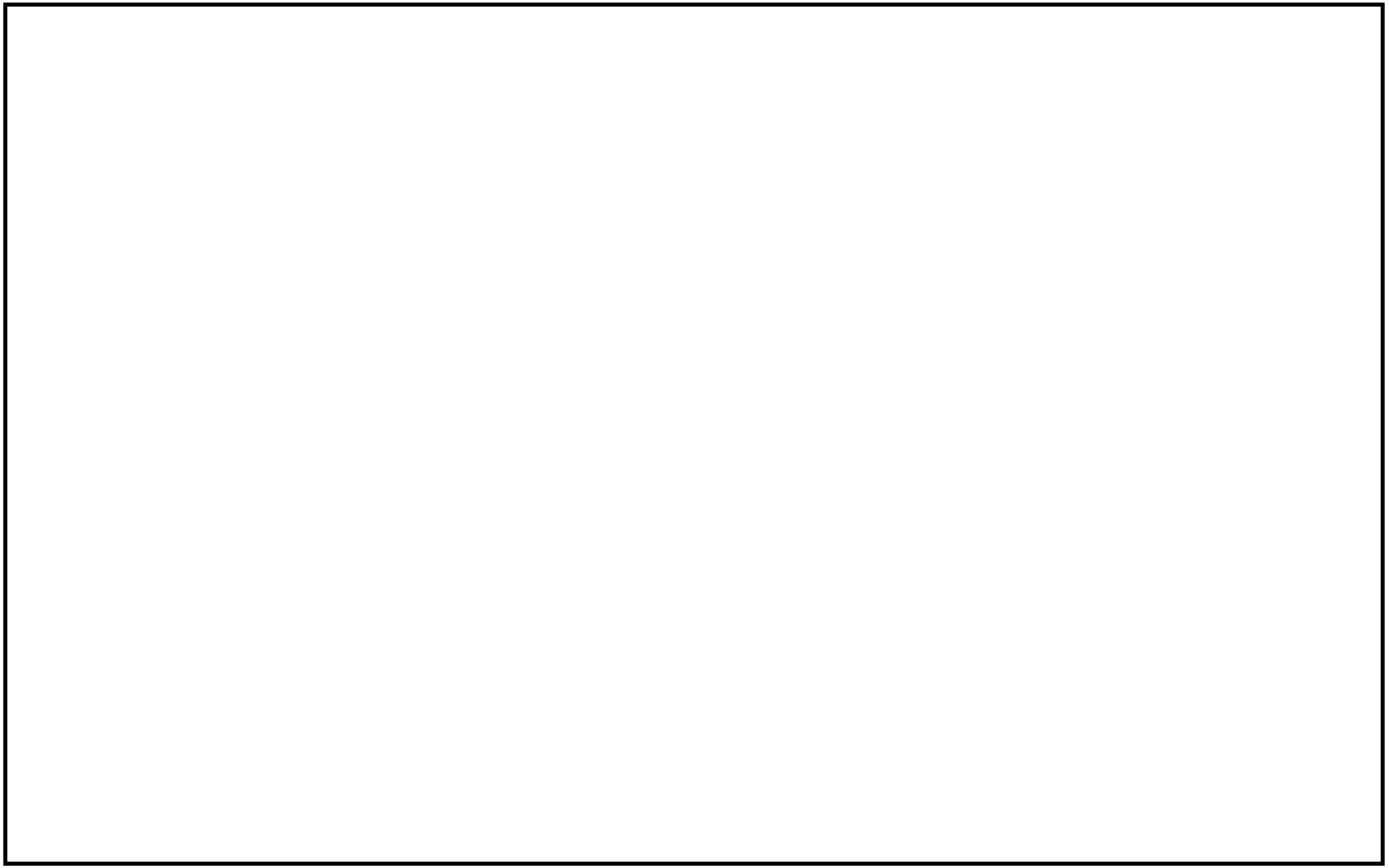
第 8.6.3-1 図　地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画（2／8）



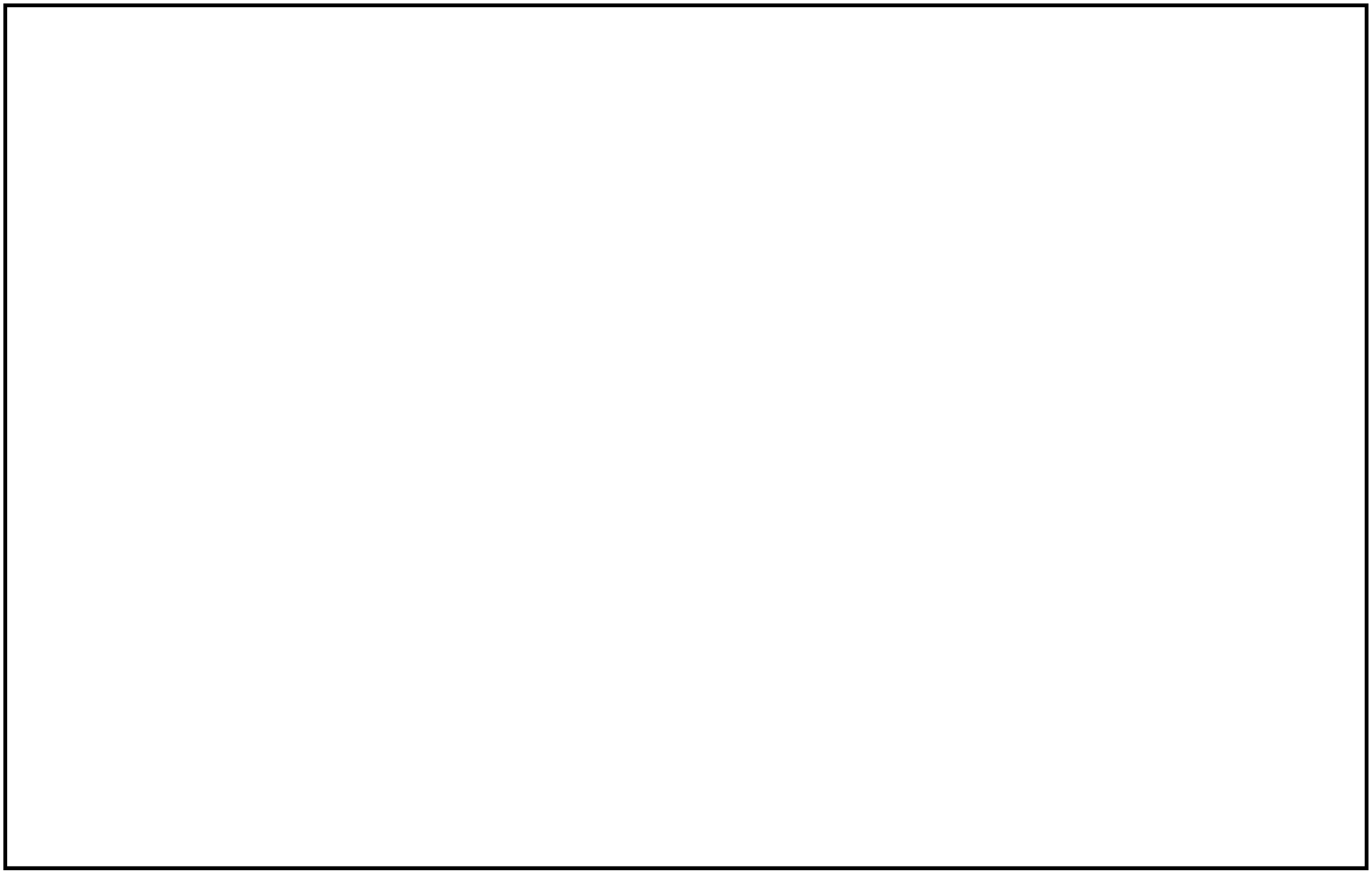
第 8.6.3-1 図　地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画（3／8）



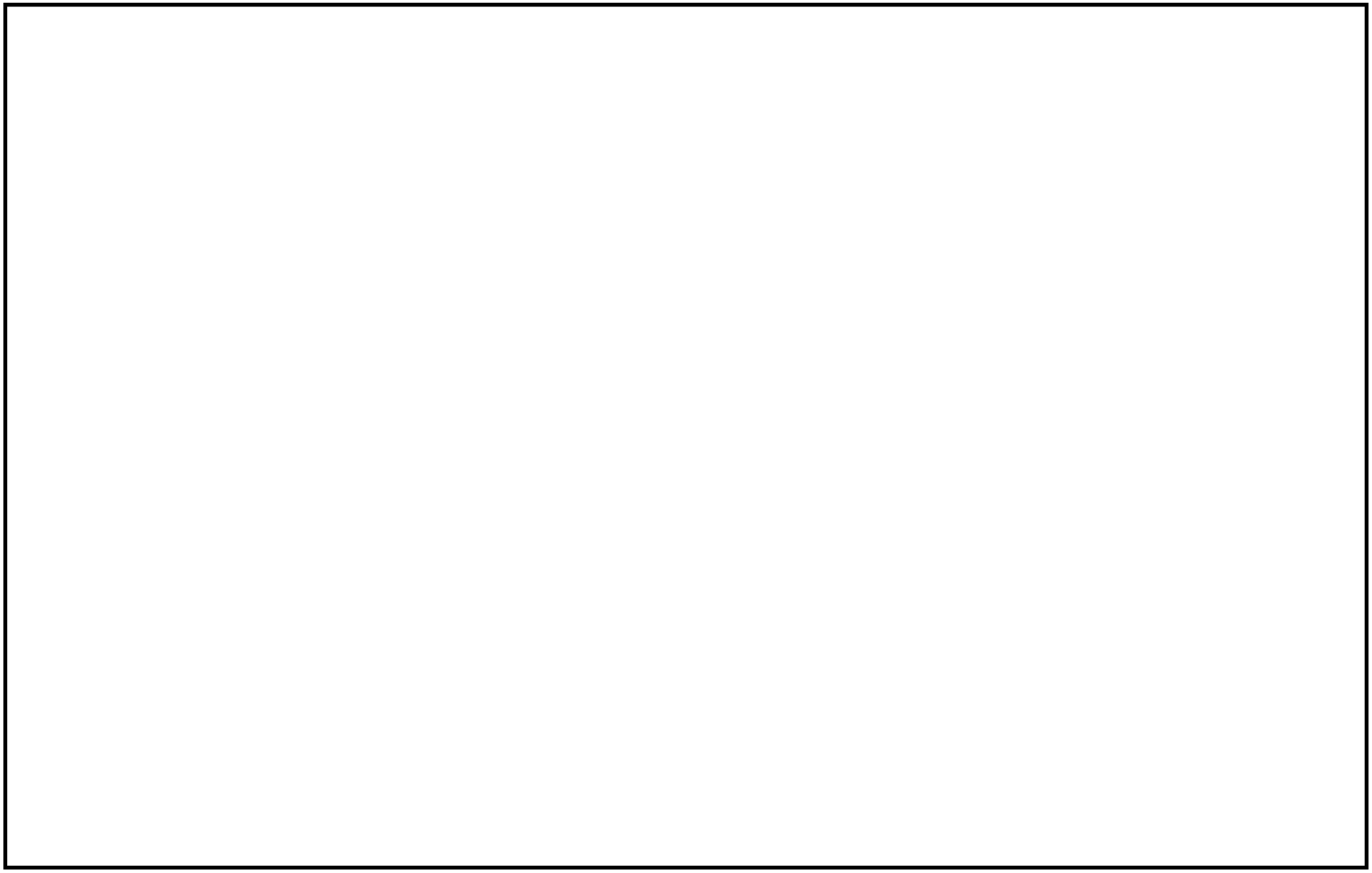
第 8.6.3-1 図　地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画（4／8）



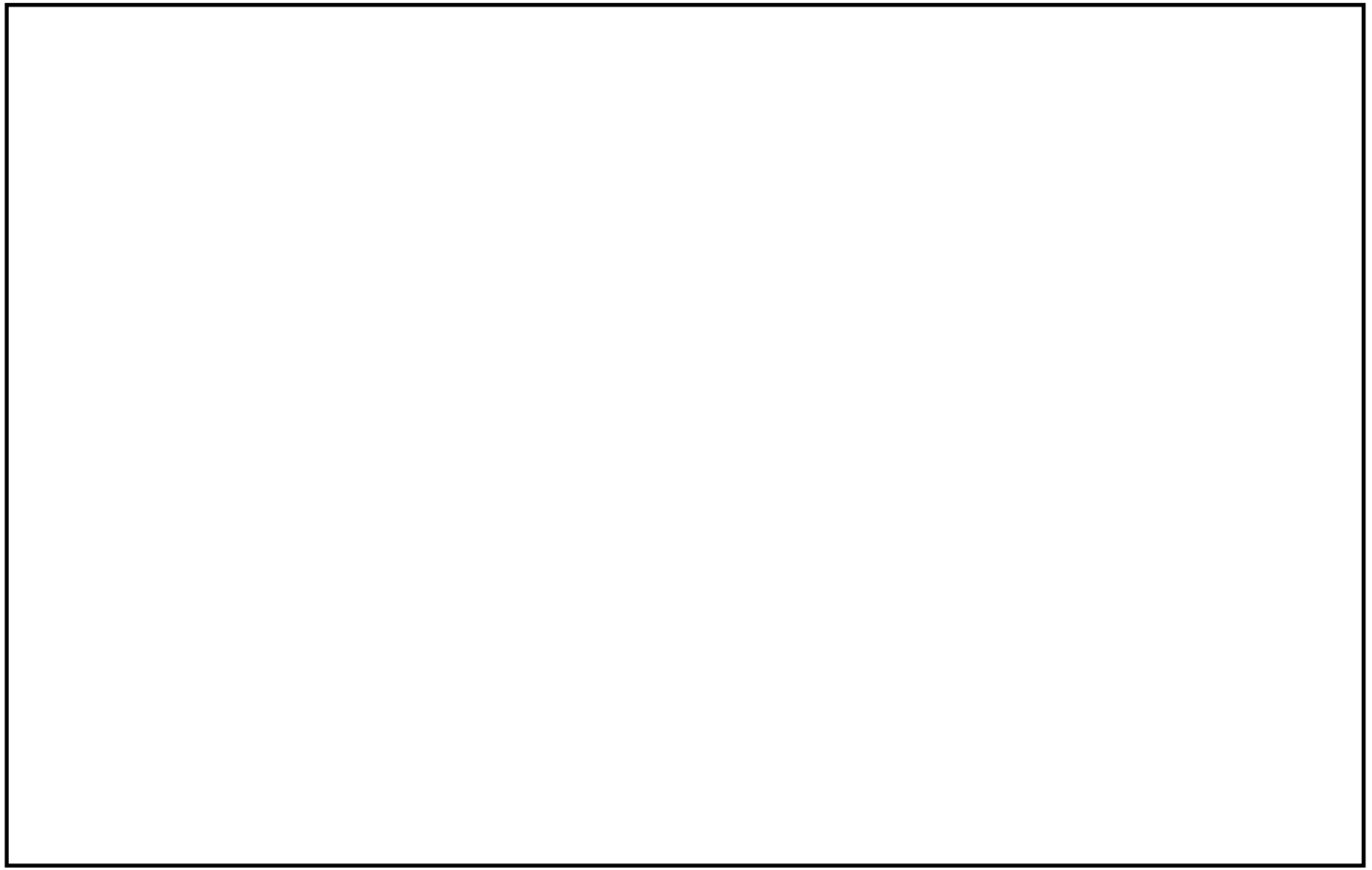
第 8.6.3-1 図　地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画（5／8）



第 8.6.3-1 図　地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画（6／8）



第 8.6.3-1 図　地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画（7／8）



第 8.6.3-1 図　地震に起因する溢水発生区画及び最下層の滞留区画（8／8）

8.7　地震時の被水影響評価

水を内包する機器の破損に伴う被水については，「8.5 溢水量の算定」に示す各区画における各溢水源の同時破損を想定した場合においても，原子炉の停止機能，冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されるよう被水対策を実施する。

上層階からの溢水の伝播による被水については，8.6 における伝播評価時に同時に評価を行っている。

8.8　地震時の蒸気影響評価

高エネルギー流体を内包する機器のうち，基準地震動Ｓ$_s$によって破損が生じる可能性のある機器について破損を想定し，その発生蒸気による影響を評価する。ただし本事象は，複数系統・複数箇所の同時破損を考慮する点が「6.4　想定破損による蒸気影響評価」と異なるのみで，蒸気の発生区域やその後の伝播は想定破損時の評価と同様である。従って，地震時の蒸気影響評価は想定破損による蒸気影響評価に包含される。

8.9　地震時の影響評価結果

地震時の没水，被水，蒸気の影響に対し，第 8.9-1 表の必要な対策を行うことで全ての評価ケースにおいて原子炉の停止機能，冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されることを確認した。

第 8.9-1 表　地震起因による溢水防護対策

	没水	被水	蒸気
溢水経路に対する対策	・区画分離壁の設置 ・床，壁貫通部の止水措置 ・水密扉設置 ・扉改造（流出可能な扉に取替） ・流下開口設置 ・堰の設置，撤去及び改造（高さの低減又は増加） ・逆流防止装置設置 ・床漏えい検知器設置 ・耐震補強工事	・区画分離壁の設置 ・床，壁貫通部の止水措置 ・水密扉設置 ・堰の設置，撤去及び改造（高さの低減又は増加） ・逆流防止装置設置 ・耐震補強工事	・区画分離壁の設置 ・床，壁貫通部の止水措置 ・水密扉設置 ・逆流防止装置設置 ・耐震補強工事
防護対象設備に対する対策	・浸水防護堰設置 ・設置高さのかさ上げ又は移設	・保護カバー設置 ・コーキング処理 ・耐被水試験による耐性確認 ・保護等級における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器への取替	・コーキング処理 ・耐蒸気試験による耐性確認 ・蒸気放出の影響に耐性を有する機器への取替
溢水源に対する対策	・耐震補強工事 ・循環水ポンプ停止及び循環水ポンプ出口弁，復水器出入口弁停止インターロック設置 ・循環水伸縮継手のクローザジョイントへの取替 ・逆流防止弁	・耐震補強工事 ・保護カバー設置	・配管撤去 ・耐震等補強工事 ・隔離弁設置 ・自動検知・遠隔隔離システム設置 ・防護カバー設置 ・温度検出器設置 ・防護区画外の元弁閉止による隔離

8.10　没水対策

想定破損,消火及び地震時の各没水評価結果より，没水伝播経路に設置されている防護対象設備に必要な対策について，第 8.10-1 表　没水対策のまとめ表に示す。

① 止水板の構造等

・構造強度は，基準地震動Ｓ$_{s}$による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれないよう鋼製材及び溶接構造等にて設計する。

・最大没水水位からの確実な止水が確保可能なよう最大没水水位+200㎜以上を確保する設計とする。

・浸水防護区画への影響を及ぼさぬよう,必要最小限の設置面積を確保する設計とする。

・防護対象設備の操作性及びメンテナンス性を考慮した設計とする。

・止水性を確実なものにするため，貫通部や接続部等を極力設けない設計とする。

② 流下開口部

設定区画：RB-B1-2

仕様　　：開口径 12Ｂ（φ300㎜）

・地震及び地震後の排水機能を維持する設計とする。

・滞留物等による流下開口部が閉塞しないよう，構造配置等を配慮すした設計とする。

・下階の火災区画からの影響を受けないよう，逆流防止を考慮した設計とする。

・必要排水量を確保する開口面積を確保する設計とする。

第 8.10-1 表　没水対策のまとめ表

溢水発生区画番号	防護対象設備		止水対策実施内容
	設備名称	機器番号	
RB-5-1	FPF/DEMIN. CONTROL PNL.	PNL-G41-Z010-100	止水板設置
RB-4-1	MCC 2A2-2	MCC 2A2-2	止水板設置
	MCC 2C-9	MCC 2C-9	止水板設置
	直流125V MCC 2A-2	125V DC MCC 2A-2	止水板設置
RB-4-2	CAMS (B)系 ヒータ電源用変圧器	-	止水板設置
	CAMS モニタラック(B)	D23-P001B	止水板設置
	CAMS 校正用計器ラック(B)	D23-P002B	止水板設置
	CAMS 校正用ボンベラック(B)	D23-P003B	止水板設置
	MCC 2B2-2	MCC 2B2-2	止水板設置
	MCC 2D-9	MCC 2D-9	止水板設置
RB-3-1	CAMS (A)系 ヒータ電源用変圧器	-	止水板設置
	CAMS モニタラック(A)	D23-P001A	止水板設置
	CAMS 校正用計器ラック(A)	D23-P002A	止水板設置
	CAMS 校正用ボンベラック(A)	D23-P003A	止水板設置
	MCC 2C-7	MCC 2C-7	止水板設置
	MCC 2C-8	MCC 2C-8	止水板設置
	FCS ヒータ制御盤(A)	PNL-FCS-HEATER-A	止水板設置
RB-3-2	MCC 2D-7	MCC 2D-7	止水板設置
	MCC 2D-8	MCC 2D-8	止水板設置
	FCS ヒータ制御盤(B)	PNL-FCS-HEATER-B	止水板設置
	MAIN STEAM LINE (A) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003A	止水板設置
	MAIN STEAM LINE (B) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003B	止水板設置
	MAIN STEAM LINE (C) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003C	止水板設置
	MAIN STEAM LINE (D) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003D	止水板設置
RB-2-8	TIP 駆動装置電気盤	LCP-200	止水板設置
RB-1-1	R/B INST DIST PNL 1	-	止水板設置
	R/B INST DIST PNL 2	-	止水板設置
RB-B1-1	MCC 2C-3	MCC 2C-3	止水板設置
	MCC 2C-5	MCC 2C-5	止水板設置
	直流125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1	止水板設置
RB-B1-9	MCC 2D-3	MCC 2D-3	止水板設置
	MCC 2D-5	MCC 2D-5	止水板設置
RB-B1-5	R/B INST DIST PNL 3	-	止水板設置
RB-B2-3	RHR (B)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-5	止水板設置
RB-B2-6	RHR (C)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-6	止水板設置
RB-B2-13	LPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-3	止水板設置

9.　使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水影響評価について

使用済燃料プールの冷却及び給水機能の維持に必要な防護対象設備については，これまでの溢水影響評価において，機能喪失しないことを確認している。

ここでは，基準地震動S_sにおけるスロッシングによる使用済燃料プールからの溢水量がプール外に流出した際の使用済燃料プール水位を求め，プール冷却機能及び使用済燃料の遮蔽機能維持に必要な水位が確保されていることを確認する。

9.1　使用済燃料プール溢水量の評価方法

原子炉建屋の使用済燃料プールのあるフロアレベルをモデル化範囲とし，３次元流動解析により溢水量を算定する。また，スロッシングによる溢水量を保守的に評価するために，使用済燃料プール及びキャスクピットが水張りされた状態とする。解析モデルは，使用済燃料貯蔵プール本体，キャスクピットを考慮するとともに，原子炉建屋６階床面への溢水の流れをシミュレートできるように空気部分もモデル化した。

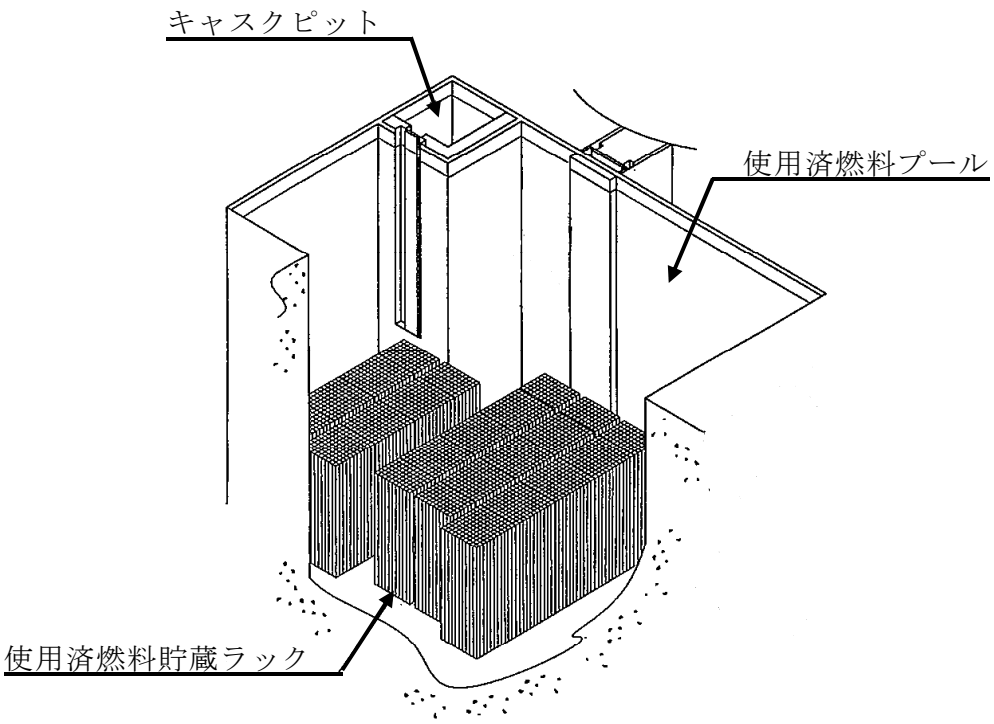
解析に用いる地震動は，基準地震動S_sの８波をそれぞれ用いて溢水量を算出し，床面への溢水量の最大値を評価に使用した。

また，プール廻りのダクト開口部については，流入防止の対策を講じることから，モデル化しない。ダクトへの流入を防止するための対応については，補足説明資料-22 に示す。

なお，原子炉建屋６階床面への溢水は無限遠へ流れるものとし，壁からの反射等によりプールに戻る水は考慮しない。

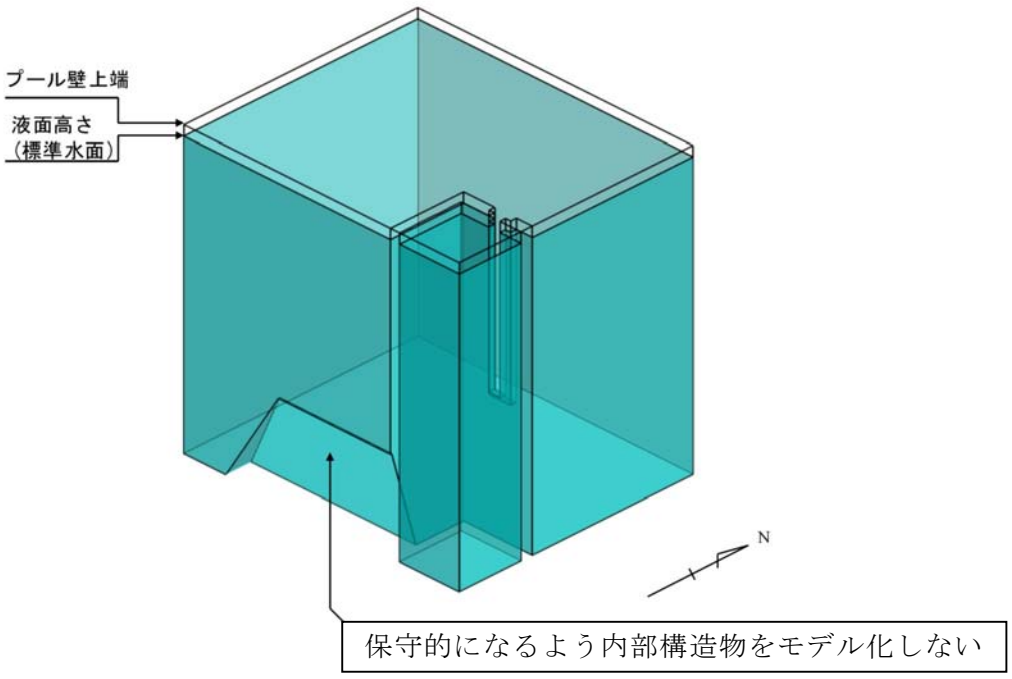
また，プール内構造物は，スロッシング抑制効果があるので保守的にモデル化しない。

使用済燃料プールの概要図を第 9.1-1 図に，使用済燃料プール周辺の概要図と使用済燃料プールのモデル概要図をそれぞれ第 9.1-2 図，第 9.1-3 図に示す。



第 9.1-1 図　使用済燃料プール概要図

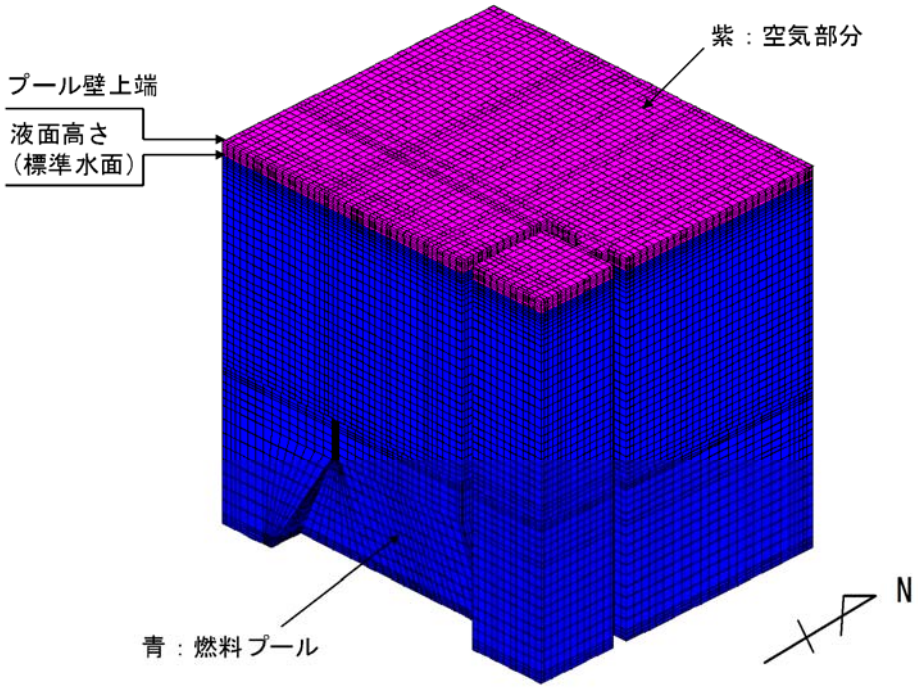
第 9.1-2 図　使用済燃料プール周辺の概要図



第 9.1-3 図　使用済燃料プールのモデル概要図

解析条件

モデル化 範囲	使用済燃料プール(キャスクピット含む)（第 9.1-4 図参照）
境界条件	上部は開放とし，他は壁による境界を設定。
初期水位	EL.+46.195m（通常水位）
評価用 地震波	基準地震動Ｓs8 波による原子炉建屋 EL.46.50m での床応答を用いた三方向(NS，EW 及び UD)同時入力時刻歴解析により評価する。
解析 コード	STAR-CD（汎用流体解析プログラム） STAR-CD は，VOF(Volume of Fluid)法を搭載した CD-adapco 社製の汎用熱流体解析コード。概要を補足説明資料-16 に示す。
その他	使用済燃料プール周りに設置されているフェンス等による流出に対する抵抗は考慮しない。



第 9.1-4 図　解析モデルメッシュ概要

9.2　使用済燃料プール溢水量の評価結果

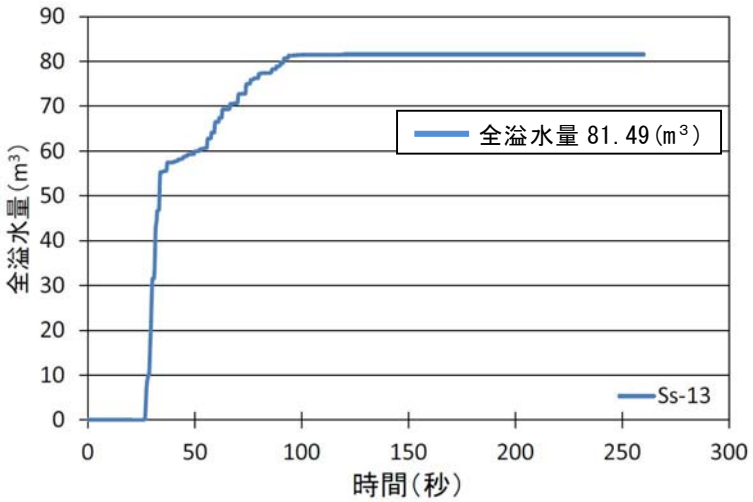
基準地震動Ｓ$_S$における使用済燃料プールのスロッシングによる最大溢水量を第 9.2-1 表，時間毎の溢水量の変化を第 9.2-1 図，溢水時の使用済燃料プール水位を第 9.2-2 表に示す。

第 9.2-1 表　スロッシングによる最大溢水量

地震波の種類	床面への溢水量 (m^3)
Ｓ$_S$-13	81.49

第 9.2-2 表　溢水時の使用済燃料プール水位

地震波の種類	合計溢水量 (m^3)	地震後の燃料プール水位 EL.(m)
Ｓ$_S$-13	81.49	45.495 (通常水位-0.70m)



第 9.2-1 図　時間毎の溢水量の変化グラフ

9.3　使用済燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能維持の確認

使用済燃料プールからの溢水量がプール外に流出した際の使用済燃料プー

ル水位を求め，使用済燃料の遮蔽に必要な水位が維持されることを確認した。

また，地震後の使用済燃料プール水位は一時的にオーバフロー水位を下回るが，残留熱除去系による給水・冷却が可能であり，冷却機能維持への影響はないことを確認した。

使用済燃料プールの水位評価結果を第 9.3-1 表に示す。

第 9.3-1 表　使用済燃料プールの水位評価

地震後の使用済燃料プール水位(m)	循環に必要な水位(m)※1	遮蔽に必要な水位(m)※2
10.75 (EL.45.495)	11.337 (EL.46.082)	10.45 (EL.45.195)

※1 スキマサージタンクに流入するオーバフローに必要な水位

※2 保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である線量率(≦1.0mSv／h)を満足する水位

溢水評価（DB）では，使用済燃料プール水位低下時は，残留熱除去系による給水が可能（使用済燃料プール付近での作業が無い）であるため，人が最も接近する可能性のある地点として，階段付近（原子炉建屋 6 階入り口として線量率が厳しくなる地点）を評価点としており，線量率（≦1.0mSv／h）を満足する水位とする。

10.　海水ポンプエリアの溢水影響評価

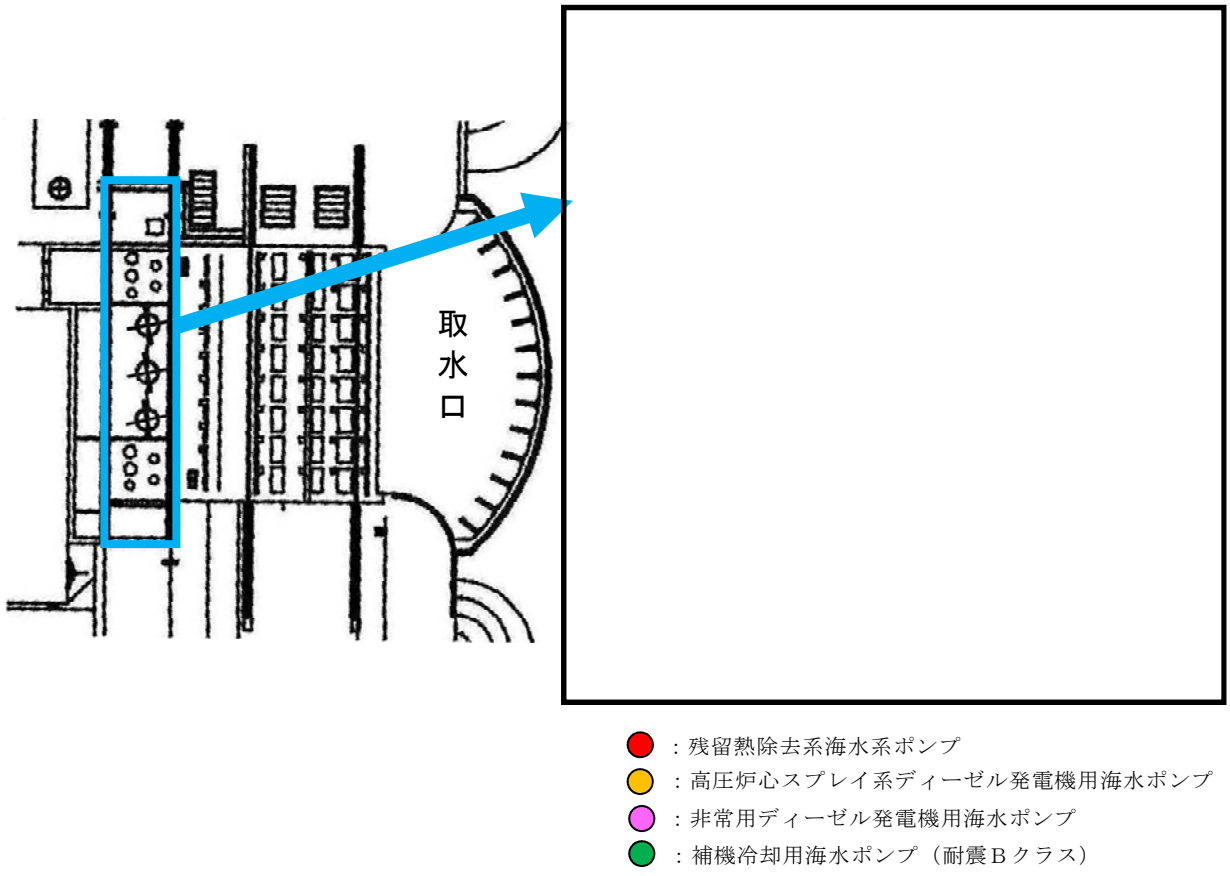
溢水防護対象設備のうち海水ポンプ等については，屋外取水口エリアに設置されていることから，他の溢水防護対象設備とは別に溢水源や溢水防護区画を設定し，溢水影響評価を行う。

海水ポンプエリアは，海水ポンプエリア防護壁の設置やエリア外からの浸水を防止する対策として，逆流防止弁の設置，貫通部止水処理等を実施する。

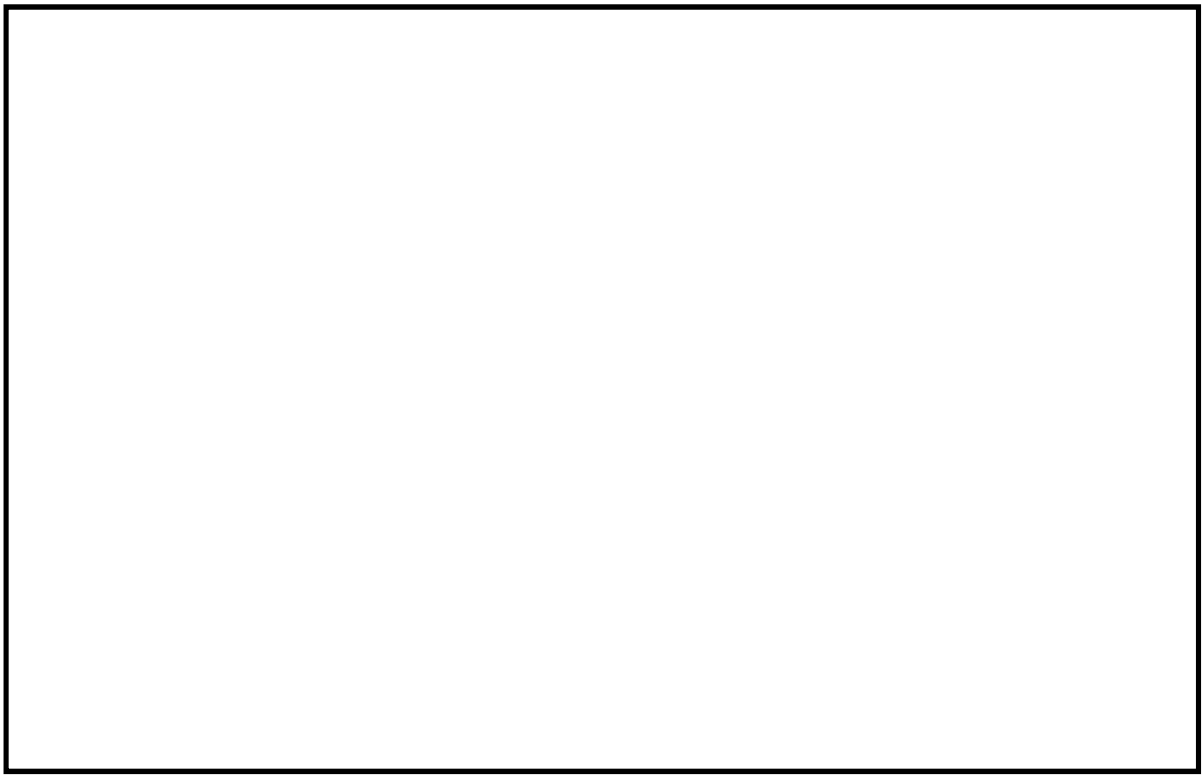
海水ポンプエリアについて，想定破損及び地震起因による溢水を評価した。

海水ポンプエリアの平面図を第 10-1 図，断面図を第 10-2 図に示す。

溢水量低減対策を図る循環水管伸縮継手の対応について補足説明資料-19 に，海水ポンプエリアの浸水防護区画及び溢水防護区画の詳細と浸水対策として機能を期待する施設・設備を補足説明資料-36 に示す。



第 10-1 図　海水ポンプエリア平面図



第 10-2 図　海水ポンプエリア断面図

10.1　想定破損による溢水影響評価

循環水ポンプエリアでの想定破損による溢水影響評価

循環水ポンプエリアでの想定破損による溢水が，隣接する海水ポンプエリアの防護対象設備である残留熱除去系海水系ポンプ及び非常用ディーゼル発電機海水系ポンプ等の設置エリアに流出しないことを確認する。

循環水ポンプエリアに敷設されている低エネルギー配管としては，循環水系の他に，タービン補機冷却系配管，所内用水系配管がある。各配管の想定破損による溢水流量及び溢水量を第 10.1-1 表に示す。

想定破損時の手動隔離時間の算出については，漏えい検知，現場移動，漏えい箇所の特定及び隔離操作等により下記(ⅰ)～(ⅳ)を組合せて算定した。

(ⅰ)　漏えいから警報発信までの時間　　10分

（ⅱ） 中央制御室から現場への移動時間　20分

（ⅲ） 漏えい箇所特定に要する時間　　30分

（ⅳ） 隔離操作時間（中央制御室での弁閉操作時間　10分）

（現場操作の場合　20分）

第 10.1-1 表　溢水源となる系統と溢水流量・溢水量

系統	溢水流量(m^3／h)	時間(分)	溢水量(m^3)
循環水系	594	70	763
タービン補機冷却系	34	80	50
所内用水系	－	80	25

溢水源となる系統のうち，溢水量が最大となるのは循環水系である。

10.2　消火活動による放水における溢水影響評価

海水ポンプエリアにおける消火活動に使用される設備には，屋外消火栓がある。消火栓の放水量を 350L／min×2 箇所（＝約 42m^3／h）とし，放水時間を連続 3 時間として消火活動による放水に伴う溢水量とした。

第 10.2-1 表に示す通り，消火水の放水による海水ポンプエリアの消火活動に使用される溢水量は，想定破損の評価で想定する溢水量より小さくなるため，消火水の放水による溢水評価は想定破損の評価に包含される。

第 10.2-1 表　消火活動による溢水量

系統	溢水量(m^3)
屋外消火系	126

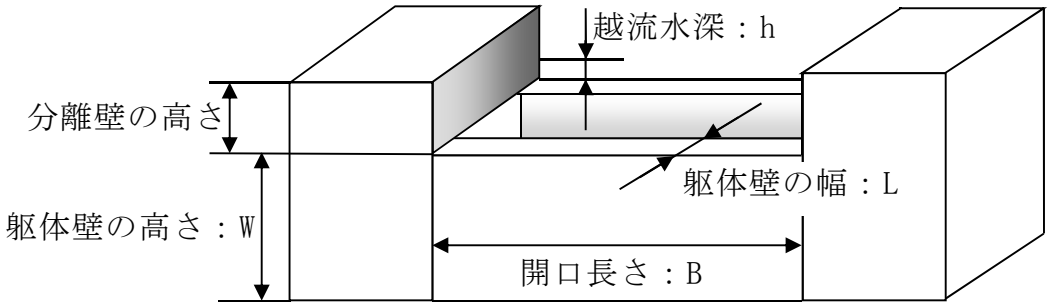
10.3　地震起因による溢水影響評価（伸縮継手の破損考慮）

地震起因により溢水源となりうる機器のうち，破損の生じるおそれがある

伸縮継手部を溢水源として評価する。循環水ポンプの通常運転圧力における伸縮継手の破損を考慮した場合，流出流量は，複数箇所の同時破断を考慮することから想定破損の流出流量より大きくなるため，評価において最大となる溢水量を地震による溢水量とする。

この際の溢水量を想定し，循環水ポンプが設置される区画での伸縮継手破損による溢水量が，海水ポンプエリア躯体壁上部から流出する際の越流水深を第 10.3-1 図のモデルに従い算出した。この結果を第 10.3-1 表に示す。

ここで，海水ポンプエリアに設置された補機冷却用海水ポンプ等の低耐震クラス機器については，波及的影響防止及び津波の浸水防止を目的として，補強対策を実施することから溢水源とはしない。



第 10.3-1 図　海水ポンプエリアモデル図

$Q = C \times B \times h^{(3/2)}$

ここで，$0.1 < h/L \leqq 0.4$ ： $C = 1.552 + 0.083\ (h/L)$

Q：越流流量(m^3/s)

B：流出を期待する開口長さ(m)

h：越流水深(m)

C：流量係数(-)

L：海水ポンプエリア躯体壁の幅(m)

W：海水ポンプエリア躯体壁の高さ(m)

1.1.2　長方形せきの越流量（図3-1.11参照）

（a）　越流水深による表示

$Q=CBh^{3/2}$ ……(3-1.5)

$0<h/L\leqq 0.1$ ； $C=1.642(h/L)^{0.022}$ ……(3-1.5.a)

$0.1<h/L\leqq 0.4$ ； $C=1.552+0.083(h/L)$ ……(3-1.5.b)

$0.4\leqq h/L\leqq(1.5\sim1.9)$ ； $C=1.444+0.352(h/L)$ …(3-1.5.c)

$(1.5\sim1.9)\leqq h/L$ ； $C=1.785+0.237(h/W)$ …(3-1.5.d)

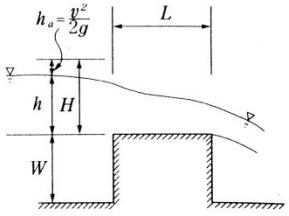


図3-1.11　長方形せきの諸元

ここに，Q：越流量（m^3/s），B：せきの幅（m），h：越流水深（m），C：流量係数（$m^{1/2}/s$），L：せき長（m），W：せき高（m）．

（「水理公式集」より）

第10.3-1表　越流水深計算結果（地震起因）

評価区画		海水ポンプエリア
W	海水ポンプエリア躯体壁の高さ(m)	5.8
B	流出を期待する開口長さ(m)	22.5
L	海水ポンプエリア躯体壁の幅(m)	1.2
Q	越流流量(m^3／h)	6,179
h	越流水深(m)	0.14

(1)　影響評価結果

循環水管伸縮継手部の想定破損による溢水が，海水ポンプエリアを越えて外部に流出する際の水位（越流水深）は0.14mであり，既設分離壁の高さ0.79mを越えて，防護対象設備の設置されている区画に流入することはないと評価した。この結果より，防護対象設備が機能喪失しないことを確認した。

(2)　循環水ポンプ停止インターロックについて

地震時に想定する海水ポンプエリアでの溢水量を確実に低減することを目的として，溢水を検知し，循環水ポンプを停止するとともにポンプ出口

弁を閉止するインターロックを設置する。これにより，循環水ポンプピット外への溢水の越流による拡大を防止することが可能となる。

10.4　海水ポンプエリアの溢水影響評価結果

海水ポンプエリア内で発生する想定破損による低エネルギー配管の貫通クラックによる溢水については，溢水の発生するエリアに設置されたポンプ等は機能喪失するが，壁，閉止板等による溢水伝播防止対策を図るため，他の区画に溢水を拡大させないことで，他区画に設置された防護対象設備を防護する。さらに，海水ポンプエリア内の多重性を有する防護対象設備を別区画に設置することにより，没水により同時に機能を損なうことはない。消火水の放水による溢水についても同様。

地震時に想定する溢水については，循環水ポンプエリアでの伸縮継手の破損による溢水で，安全機能が損なわれないことを確認した。また，海水ポンプエリアでの波及的影響防止及び津波の浸水防止を目的として，耐震クラスの低い機器を破損させない対策を実施することから，溢水により機能を損なうことはない。

以上より，海水ポンプエリア内にある防護対象設備が，海水ポンプエリア内で発生する溢水の影響を受けて，安全機能を損なわないことを確認した。

11.　タービン建屋における溢水影響評価

タービン建屋における溢水については，循環水管の伸縮継手破損及び地震に起因する耐震Ｂ，Ｃクラス機器の破損を想定する。循環水ポンプを停止，復水器出入口弁を閉止するまでの間に生じる溢水量と耐震Ｂ，Ｃクラス機器の保有水による溢水量を合算した水量が，タービン建屋空間部に滞留するものとして没水評価を実施した。

なお，想定破損による溢水量及び消火水の放水による溢水量は，地震による溢水量より少ないことから，地震による溢水の評価に包含される。

11.1　評価条件等

(1)　地震により循環水系配管の伸縮継手部及び耐震Ｂ，Ｃクラス機器が破損し，溢水が発生する。

(2)　循環水系配管の伸縮継手部の全円周状の破損を想定する。伸縮継手部からの溢水は，破損から循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止までの時間を考慮する。

(3)　循環水管破損箇所での溢水の流出圧力は，循環水ポンプ運転時の通常運転圧とする。なお，配管の圧損については，海水が流入しやすくするため保守的に考慮しない。

(4)　耐震Ｂ，Ｃクラス機器の破損による溢水は，瞬時に滞留し，循環水系配管の伸縮継手部からの溢水は循環水ポンプ停止まで継続する。

(5)　地震発生に伴い，津波が来襲することを考慮する。

11.2　循環水ポンプ停止及び復水器出入口弁閉止インターロックについて

(1)　概要

地震時に復水器近傍の循環水管伸縮継手が破損した場合，循環水管を通

じてタービン建屋内に大量の海水が流入することにより，原子炉建屋及びタービン建屋に設置されている防護対象設備が機能喪失するおそれがある。そのため，溢水量を確実に低減することを目的として，復水器周りでの溢水を検知し，循環水ポンプを停止するとともに復水器出入口弁を閉止するインターロックを設置する。

なお，自動隔離のバウンダリとなり，溢水量の低減及びタービン建屋内で機器の破損等により生じる溢水の管理区域外への漏えい防止（放射性物質を内包する液体が管理されない状態で建屋外へ漏えいすることの防止）に寄与する範囲の配管系については，基準地震動S_sに対する耐震評価を行い，必要な箇所の耐震補強を行う。

(2) インターロック

インターロック回路を第 11.2-1 図及び第 11.2-2 図に，設備概要を第 11.2-3 図に示す。

インターロック動作は，地震（原子炉スクラム信号）と漏えい検知信号の and 条件とする。インターロック回路及び復水器出入口弁は，基準地震動S_sに対して機能を維持する設計とし，非常用電源へ接続する。漏えい検知レベルは，溢水の流量及び既設漏えい検知レベルを考慮し，復水器設置床（EL.－4.0m：タービン建屋最下層の最も低く，かつ平坦な既設漏えい検知器設置と同じ箇所）の床上 100mm とする。

(3) 既設設備への影響について

設置するインターロックは，常用系のヒートシンクを喪失させるインターロックでもあるため，原子炉スクラム信号と溢水検知信号の and 条件としている。よって，本インターロック作動時には，既に原子炉はスクラム

しており，安全解析への影響はないが，原子炉運転中に本インターロックが誤動作した場合の影響について検討を行った。

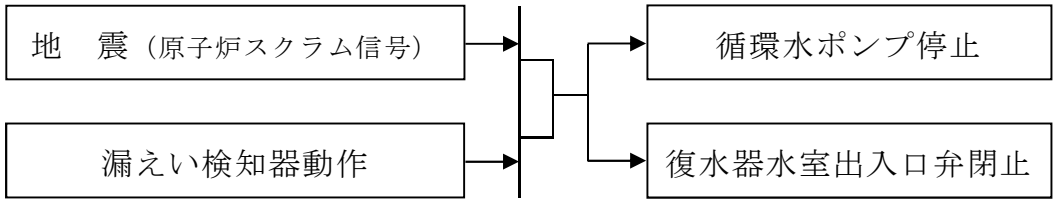
仮に，原子炉運転中に本インターロックが誤動作した場合には，復水器の真空度が低下，タービントリップのインターロックが作動して，一時的にタービンバイパス弁は動作するものの短時間で閉止する。この状況は「負荷の喪失（発電機負荷遮断，タービンバイパス弁不作動）」の解析結果に包絡される。

また，通常の停止操作の場合，循環水ポンプは３台を翼開度の低下を含め段階的に停止させるが，インターロックによる停止では全台が同時停止となる。この際の，機器側への負荷等の評価を実施し各機器への影響がないことを確認した。

(4)　自動隔離の必要性について

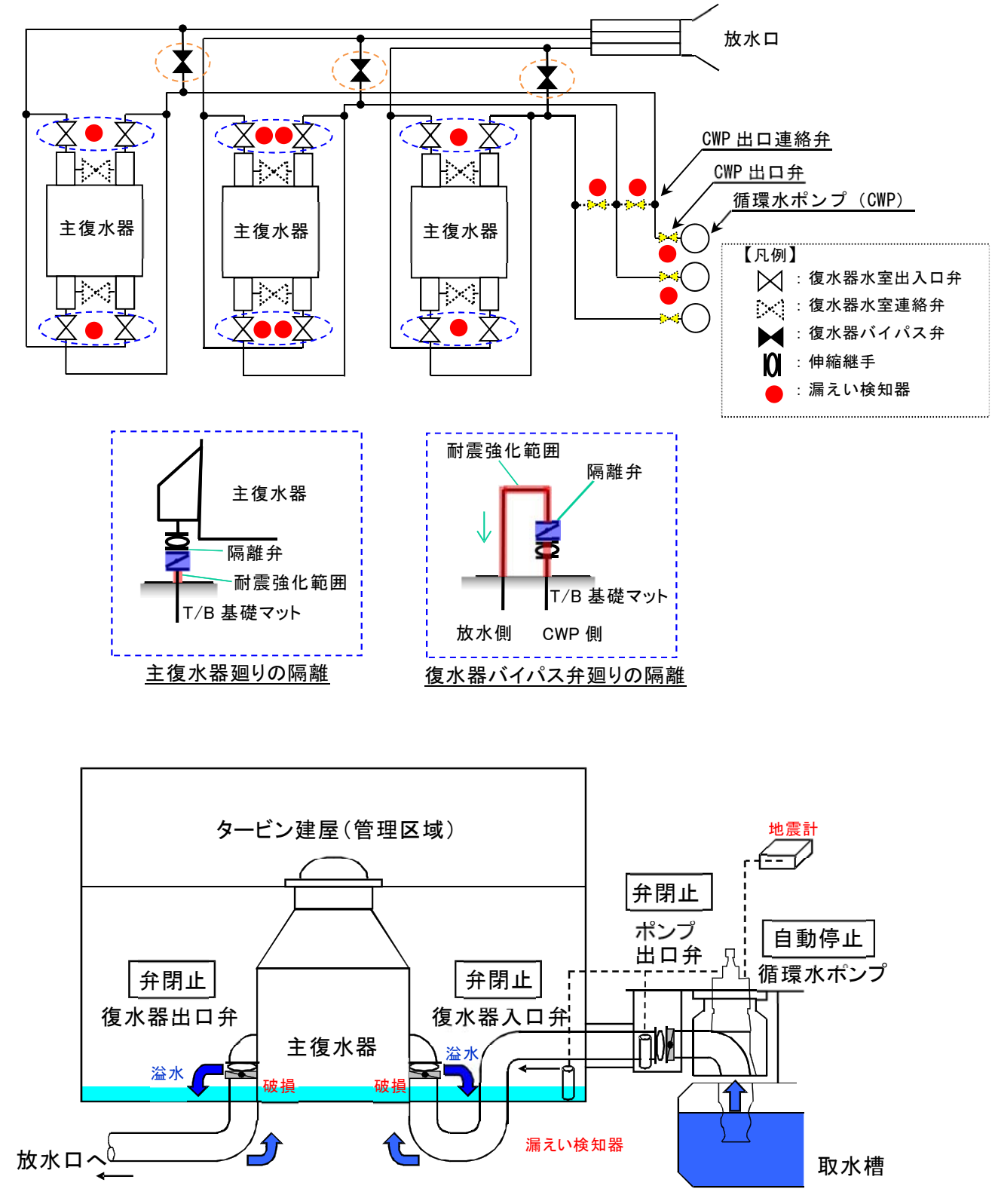
地震起因によりタービン建屋内で想定される循環水管破損等による溢水量は大量であるため，自動隔離を行わない場合，約 7 分後には発生した溢水が地上階まで達する評価となる。

放射性物質を内包する液体のタービン建屋外への漏えい防止及び原子炉建屋等重要な機器を内包する区画への溢水の拡大防止として，地震スクラム後の数分以内に本運転操作を期待することは現実的ではないため，本インターロックによる自動隔離は溢水防護上必要である。



第 11.2-1 図　インターロック回路

第 11.2-2 図　自動隔離のインターロック


放水口
CWP 出口連絡弁
CWP 出口弁
循環水ポンプ（CWP）
主復水器
主復水器
主復水器
【凡例】
：復水器水室出入口弁
：復水器水室連絡弁
：復水器バイパス弁
：伸縮継手
：漏えい検知器
主復水器
隔離弁
耐震強化範囲
T/B 基礎マット
主復水器廻りの隔離
耐震強化範囲
隔離弁
T/B 基礎マット
放水側
CWP 側
復水器バイパス弁廻りの隔離
タービン建屋（管理区域）
地震計
弁閉止
ポンプ
出口弁
自動停止
循環水ポンプ
弁閉止
復水器出口弁
弁閉止
復水器入口弁
主復水器
溢水
溢水
破損
破損
漏えい検知器
放水口へ
取水槽

第 11.2-3 図　設備概要

11.3　溢水量

(1)　想定破損による溢水量

循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量は，溢水流量，溢水時間及び循環水系の保有水量から算出した。溢水時間は，破損から運転員による循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止までの時間とした。算出した溢水流量，溢水時間及び溢水量を第 11.3-1～3 表に示す。

※　地震を伴わない場合の漏えい時対応（手動スクラム対応等）について

地震時のインターロックを伴わない，想定破損で考慮する漏えい時のポンプ停止等の対応措置は以下となる。

溢水が少量の場合は，循環水ポンプの翼開度低下等による対応で溢水量を一時的に低減させる等の対応が可能であるが，他設備等への溢水影響が大きいと判断した場合は，ポンプを手動停止する。3 台運転中の循環水ポンプ 1 台がトリップした場合，サイフォンブレーカーは作動せず 2 台のポンプで 3 主復水器通水運転が可能であるが，溢水の発生箇所により隔離が不可である場合や，溢水量が上記対応で低減しない場合は，循環水ポンプを手動停止するため，主復水器の真空悪化を招くため，原子炉を手動スクラムさせる。

上記は，運転手順書にて予め定められた操作の対応範囲であり，既存設備への影響はない。

第 11.3-1 表　想定破損による循環水系配管の伸縮継手部の溢水流量

部位	内径(mm)	破損幅(mm)	溢水流量(m^3／h)
復水器水室出入口弁部	2,400	40	約 9,331
復水器水室連絡弁部	1,800	38	約 1,787
復水器バイパス弁部	1,525	45	約 6,670

第 11.3-2 表　想定破損による循環水系配管の伸縮継手部からの溢水時間

項目	時間(分)
漏えい検知器による漏えい検知までの時間	10
現場への移動時間	20
漏えい箇所特定に要する時間	30
循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止時間	10
合計	70

第 11.3-3 表　想定破損による循環水系配管の伸縮継手部の溢水量

項目	溢水量(m^3)
破損から循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁閉止までの溢水量　（最大箇所 9,331[m^3／h]の 70 分流出）	約 10,887
循環水系の保有水量	約 400
合計	約 11,287

(2)　地震起因による溢水量

循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量は，溢水流量，溢水時間及びタービン建屋内の耐震Ｂ，Ｃクラス機器の保有水量から算出した。溢水時間は,地震発生から復水器室の漏えい検知インターロックによる循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止までの時間とした。算出した溢水流量，溢水時間及び溢水量を第 11.3-4～6 表に示す。

なお，地震時には上記のインターロックにより復水器水室出入口弁を閉止することから，津波来襲による海水の流入はない。

第 11.3-4 表　地震起因による循環水系配管の伸縮継手部の溢水流量

部位	部位数	内径(mm)	破損幅(mm)	溢水流量(m^3／h)
復水器水室出入口弁部	12	2,400	40	約 111,980
復水器水室連絡弁部	6	1,800	38	約 10,730
復水器バイパス弁部	3	1,525	45	約 20,020
合計				約 142,730

第 11.3-5 表　地震起因による循環水系配管の伸縮継手部からの溢水時間

項目	時間(分)※
伸縮継手破損による漏えい開始から検知まで	1
インターロックによる循環水ポンプ停止（1 台目，2 台目）及び復水器水室出入口弁の閉止まで	2
インターロックによる循環水ポンプ停止(3 台目)及び復水器水室出入口弁の閉止まで	2
合計	5

※ 循環水ポンプは段階的に停止するが，評価上の溢水時間は，保守的に 5 分とする。

第 11.3-6 表　地震起因による溢水量

項目		溢水量(m^3)
循環水系配管の伸縮継手部	地震発生から漏えい検知インターロックによる循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁の閉止までの溢水量	約 11,900
耐震Ｂ，Ｃクラス機器の保有水量		約　9,010
合計		約 20,910

(3)　消火水の放水による溢水量

消火水の放水による溢水量の算出に用いる放水流量を 130L／min とし，この値を 2 倍して溢水流量とした。放水時間と溢水流量から評価に用いるタービン建屋における消火水の放水による溢水量を以下のとおりとした。

・130L／min／個 ×2 箇所 ×3 時間 ＝ 46.8m^3

11.4　溢水影響評価結果

(1)　想定破損による没水影響評価結果

タービン建屋の溢水を貯留できる EL.8.20m（タービン建屋から原子炉建屋への流出高さ）以下の空間容積を第 11.4-1 表に示す。タービン建屋の容積から機器等の容積相当分を差し引き算出した。

なお，漏えい検知レベルを，復水器設置床（EL.－4.0m）の床上 100mm とすることから，復水器水室出入口弁部からの漏えいを想定した場合では，約１分で検知が可能となる。

第 11.4-1 表　タービン建屋の溢水を貯留できる空間容積

タービン建屋階層	空間容積(m^3)
EL.-4.00m ～ EL.-1.60m	約　2,784
EL.-1.60m ～ EL.　5.50m	約 17,326
EL.　5.50m ～ EL.　8.20m	約　6,589
合計	約 26,699

循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量 11,287m^3は，タービン建屋の最下層（EL.-4.00m ～ EL.-1.60m）の貯留可能容積 2,784 m^3より大きいことから，地下 1 階範囲は溢水により没水すると評価する。

溢水量がタービン建屋の溢水を貯留できる空間容積を上回らないことから，タービン建屋内の地下部に滞留が可能であり，原子炉建屋への溢水の流出はないことを確認した。

(2)　地震起因による没水影響評価結果

循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量と耐震Ｂ，Ｃクラス機器の保有水量を合計した溢水量は，タービン建屋の貯留可能容積より小さいことから，タービン建屋内の地下部に貯留可能で，原子炉建屋への流出がないことを確認した。

20.910m^3　　＜　　26,699m^3

（地震起因による溢水量）（タービン建屋地下部の貯留可能容積）

タービン建屋地下部の水密性の検討については，添付資料-10 参照。

この際，EL.－1.60m エリアが浸水し，使用済燃料プールの給水機能が喪失するが，残留熱除去系は基準地震動S_sに対して機能が維持するため

必要な機能は維持される。

(3)　消火水の放水による没水影響評価結果

消火水の放水による溢水量は，想定破損による溢水量より少ないため，想定破損による溢水の評価に包含される。

12.　防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水影響評価

屋外タンク等の破損を考慮した敷地内浸水が，防護対象設備が設置されている原子炉建屋等に及ぼす影響を確認する。

12.1　建屋外からの溢水影響評価

屋外タンク等の破損により生じる溢水が，防護対象設備の設置されている原子炉建屋，タービン建屋，海水ポンプ室，使用済燃料乾式貯蔵建屋に及ぼす影響を確認する。

溢水防護対象設備を内包する建屋の外部に存在する溢水源としては，海水を除き，屋外タンク及び西側淡水貯水設備の保有水並びに地下水が挙げられる。以下にこれらの溢水が溢水防護対象設備に与える影響を評価する。

12.2　屋外タンクの溢水による影響評価

東海第二発電所敷地近傍にある屋外タンク等の溢水が溢水防護対象設備に与える影響として詳細評価を行った。

(1)　溢水影響のある屋外タンクの抽出

東海第二発電所敷地内等にある屋外タンクのうち，溢水影響のあるタンク等の配置図を第 12.2-1 図に，タンク等容量を第 12.2-1 表に示す。ただし，耐震性が確保されるタンクは評価対象から除外する。

(2)　評価の前提条件

ａ．敷地内に広がった溢水は，構内排水路からの流出や，地中への浸透は評価上考慮しない。

ｂ．タンクから漏えいした溢水は敷地全体に均一に広がるものとする。

ｃ．溢水量の算出では，基準地震動S_sによる地震力によって破損が生じ

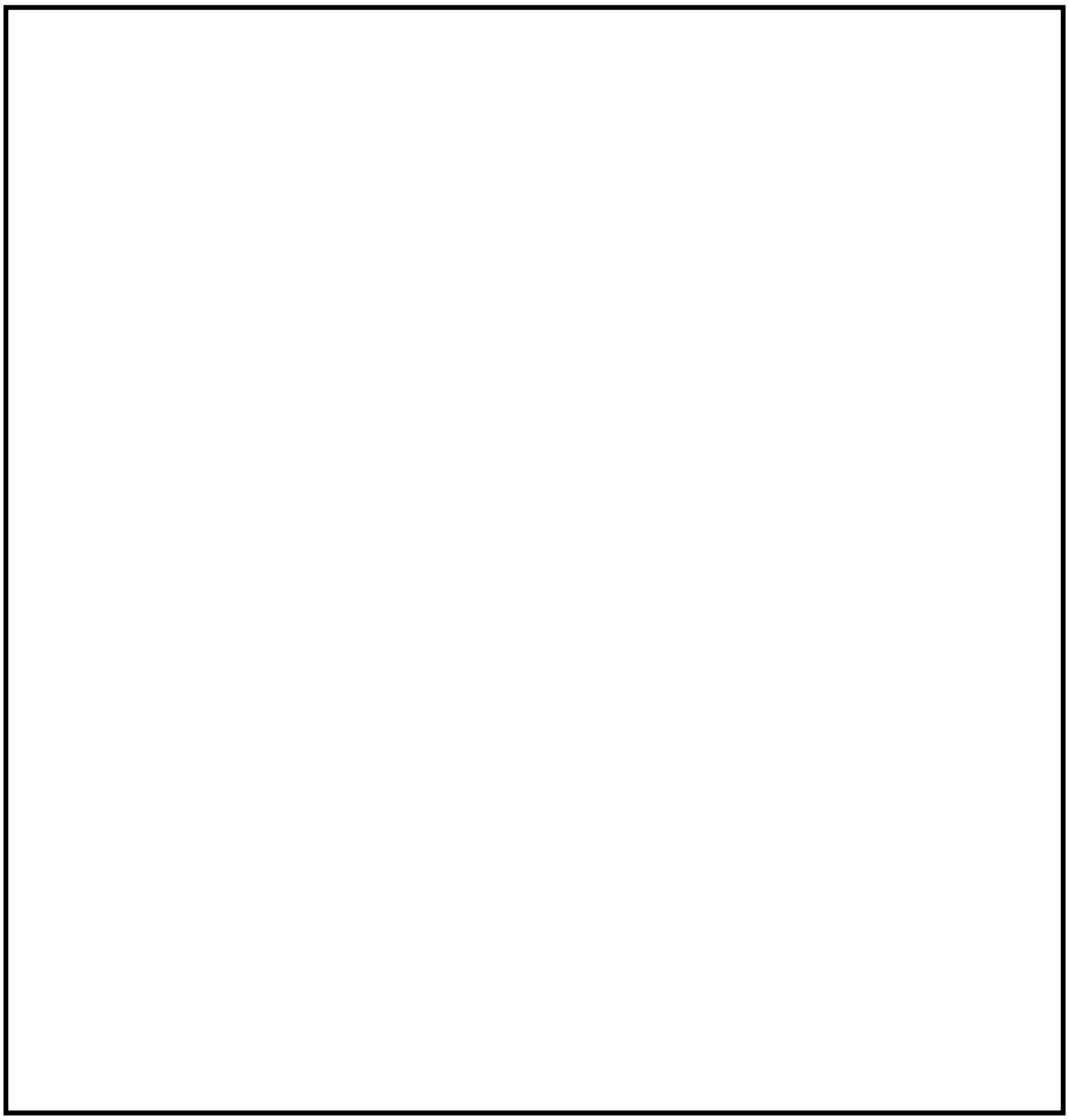
るおそれのある屋外タンク等からは，全量が流出することとし，基準地震動S_sによる地震力によって破損が生じないものは除外した。

d．西側淡水貯水設備については，スロッシング時においても溢水を発生させない設計とすることから，溢水源としては考慮しない。

e．復水貯蔵タンクについては，管理区域に設定された堰内に設置であることから，耐震クラスに応じた評価を実施する。

(3) 屋外タンク等による溢水影響評価

屋外タンク等の破損により生じる溢水が，防護対象設備の設置されている原子炉建屋，タービン建屋，海水ポンプ室及び使用済燃料乾式貯蔵建屋に影響を及ぼさないことを確認した。第 12.2-2 表に評価結果を示す。



第 12.2-1 図　屋外タンク等の配置図

第 12.2-1 表　敷地内におけるタンク・貯槽類（1／3）

	タンク等の名称	内容物	容量 (m^3)	基数	堰の有無	備考
1	碍子洗浄タンク	水	100	1	無	
2	取水口ろ過水ヘッドタンク	水	20	1	無	
3	ブローダウンタンク	水	1.67	1	無	
4	多目的タンク	水	1,500	1	無	
5	第１ろ過水タンク	水	150	1	無	
6	第２ろ過水タンク	水	150	1	無	
7	濃縮槽	水	62	1	無	
8	No.1 pH 調整槽	水	2.7	1	無	
9	No.2 pH 調整槽	水	1.32	1	無	
10	凝集沈殿槽	水	78	1	無	
11	原水タンク	水	1,000	1	無	
12	ろ過水貯蔵タンク	水	1,500	1	無	
13	純水貯蔵タンク	水	500	1	無	
14	600 トン純水タンク	水	600	1	無	
15	モノスコアフィルター	水	15.3	1	無	
16	溶融炉灯油タンク	灯油	10	1	有	
17	重油貯蔵タンク	重油	(500)※1	1	有	移設予定 埋設タンク
18	少量危険物貯蔵所	絶縁油	1	3	無	敷地内移設
19	予備変圧器	絶縁油	35.9	1	有※2	移設予定
20	起動変圧器	絶縁油	A 45.95 B 46.75	1 1	有※2	
21	主変圧器	絶縁油	136	1	有※2	
22	所内変圧器	絶縁油	21	2	有※2	
23	油倉庫	油	42.5	1	無	
24	工事協力会油倉庫	油	9.5	1	無	敷地内移設
25	No.1 保修用油倉庫	油	94.1	1	無	

※１：評価上容量を考慮しない機器（埋設タンク）
※２：地下排油槽

第 12.2-1 表　敷地内におけるタンク・貯槽類（2／3）

	タンク等の名称	内容物	容量 (m^3)	基数	堰の有無	備考
26	No.2 保修用油倉庫	油	100	1	無	
27	保修用屋外油貯蔵所	潤滑油	80	1	無	敷地内移設
28	絶縁油保管タンク	絶縁油	200	1	有	
29	硫酸貯蔵タンク	硫酸	50	1	有	
30	苛性ソーダ貯蔵タンク	苛性ソーダ	50	1	有	
31	硫酸第一鉄薬注タンク	硫酸第一鉄	7	1	無	
32	溶融炉苛性ソーダタンク	苛性ソーダ	3	1	有	
33	溶融炉アンモニアタンク	アンモニア	1	1	有	
34	アニオン塔	アニオン樹脂	5.40	2	無	
35	カチオン塔	カチオン樹脂	3.49	2	無	
36	66kV 非常用変圧器	絶縁油	6.6	1	無	
37	構内服洗濯用タンク	重油	1.82	1	有	
38	1 号エステート変圧器	絶縁油	1.1	1	無	
39	2 号エステート変圧器	絶縁油	1.1	1	無	
40	硫酸貯槽	硫酸	3	1	有	
41	硫酸希釈槽	硫酸	1.19	1	有	
42	苛性ソーダ貯槽	苛性ソーダ	10	1	有	
43	PAC 貯槽	ﾎﾟﾘ塩化ｱﾙﾐﾆｳﾑ	6	1	有	
44	HHOG 冷却塔	水	1.5	1	無	
45	HHOG 補給水タンク	水	2.39	1	無	
46	加圧水槽	水	1.1	1	無	
47	モノバルブフィルター	水	92.2	2	無	
48	活性炭ろ過器	水	40	2	無	
49	脱炭酸水槽	水	2	2	無	
50	温水槽	水	14	1	無	

第 12.2-1 表　敷地内におけるタンク・貯槽類（3／3）

	タンク等の名称	内容物	容量 (m^3)	基数	堰の有無	備考
51	パルセーター	水	200	1	無	
52	加圧浮上分離槽	水	74.82	1	無	
53	薬品混合槽	混合薬品	8.4	1	無	
54	中間層	水	15	1	無	
55	S/B 飲料水タンク	水	10	1	無	
56	ろ過用水高築水槽	水	20	1	無	
57	放管センター受水槽	水	22	1	無	
58	工事協力会事務所受水槽	水	30	1	無	
59	原子力館受水槽(濾過水)	水	12	1	無	
60	原子力館受水槽(飲料水)	水	12	1	無	
61	AD ビル飲料水タンク	水	22	1	無	
62	チェックポイント高置水槽	水	4	1	無	
63	構内服ランドリー受水槽	水	4	1	無	
64	復水貯蔵タンク	水	2,000	2	有	
合計		7,407.89(m^3)				

(4)　評価結果

第 12.2-1 表から，敷地内にある水源タンク等（水，薬品及び油）の溢水及び漏えいは，仮に上記の全タンク等（計 64 箇所）が破損したと評価した場合においても，最大水位は約 0.1m であり，溢水防護対象設備が設置されている建物等の外壁に設置した扉等の開口部は敷地高さ EL.＋8.0m より 0.2m 以上高い位置に設置されているため，屋外タンク等の溢水により溢水防護対象設備に影響を及ぼすことはない。

屋外タンク等による溢水の滞留箇所である EL.＋8.0m 及び EL.＋3.3m の敷地レベル図を第 12.2－2 図，溢水水位を第 12.2－2 表及び第 12.2－3 表に示す。

なお，EL.＋3.3m の敷地範囲についても，屋外タンク等の溢水をすべて滞留させることができる容積を有しているが，溢水水位の算出にあたっては，海水ポンプ室を除き敷地高さ EL.＋3.3m への排出は考慮せず，保守的に EL.＋8.0m の敷地面積のみで評価した。補足説明資料-20 にエリアの局所的な溢水水位の評価を示す。

第 12.2-2 表　屋外タンク等による溢水影響評価結果

EL.+8.0m エリア	許容浸水深 (m)	溢水量 (m^3)	敷地面積 (m^2)	敷地浸水深 (m)	評価
原子炉建屋	0.2※1	7,408	151,000	0.1	○
タービン建屋	0.2※1				○
使用済燃料乾式貯蔵建屋	0.3※1				○

※1 設置高さから敷地レベル EL.+8.0m を引いた値（設計床高さまでの高さ）

第 12.2-3 表　屋外タンク等による溢水影響評価結果

EL.+3.3m エリア	許容浸水深 (m)	溢水量 (m^3)	海水ポンプ室周りの滞留可能容積 (m^3)	敷地浸水深 (m)	評価
海水ポンプ室	約 4.0※2	7,408	9,000	2.4	○

※2 既設分離壁の上端から設置高さを引いた値

【設計床高さの根拠について】

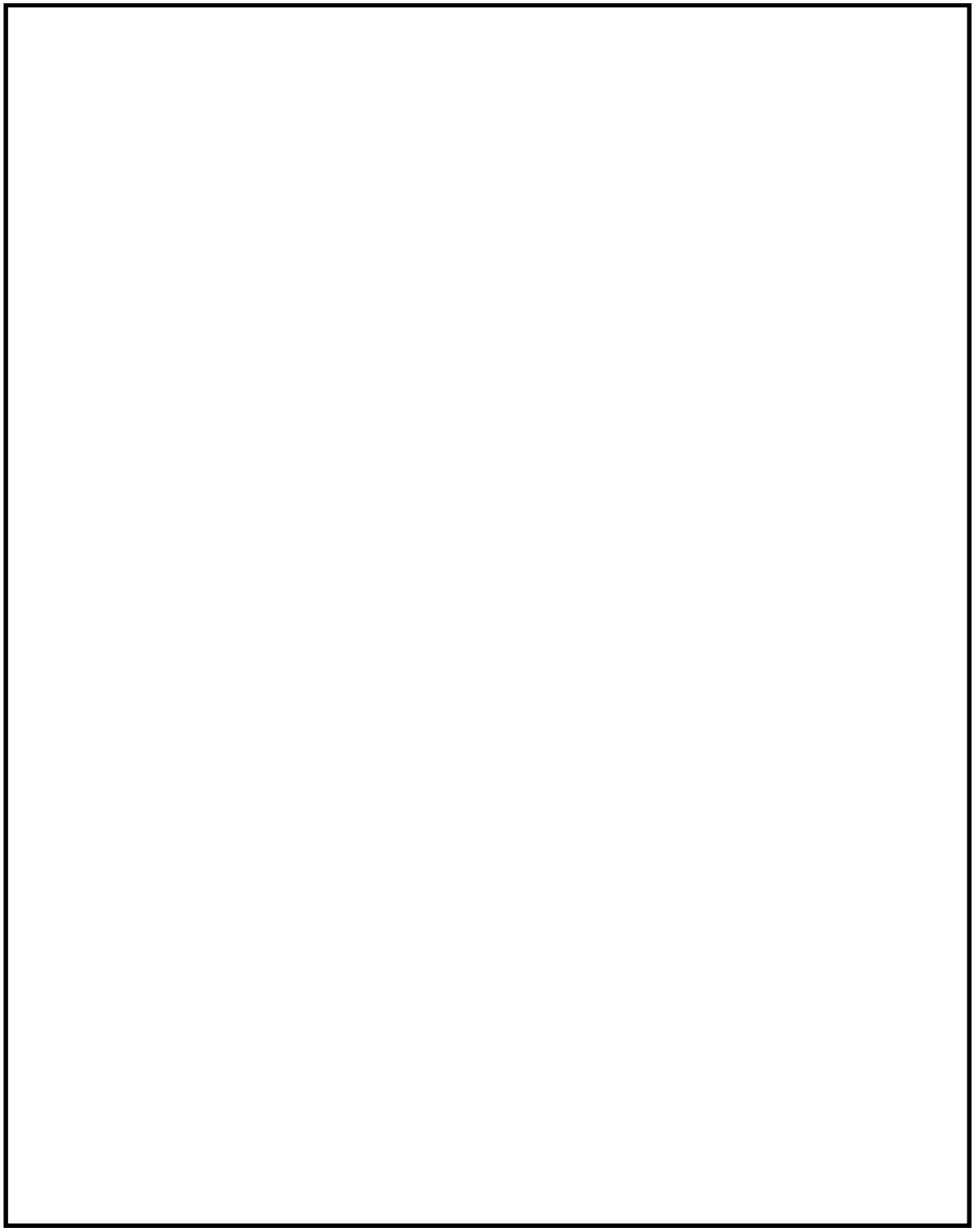
主要な建屋への外部からの水の浸入を防ぐ措置としては，建設時の敷地内排水設計を基にした，雨水等の浸水防止のための「設計床高さ」を考慮している。

さらに，建物内への浸水を防ぐ措置としては，敷地への津波等を考慮した，浸水防止が必要な高さまでの建物外部から建屋内部への貫通部に水の浸入防止措置を行う対策を実施している。

東海第二発電所においては，この主要な建屋の床高さ「設計床高さ」を敷地高さから 200mm 以上としている。

建　　屋	建屋設置の 敷地高さ(EL.)	設計床高さ(EL.)
原子炉建屋	8.0	8.2
タービン建屋	8.0	8.2
使用済燃料乾式貯蔵建屋	8.0	8.3

今後，想定を超える一時的な豪雨や，防潮堤の設置による排水経路の変更についても，127.5 ㎜／h クラスの降雨を想定した排水路を新規設置するため，200 ㎜以上の設定で問題はない。



第 12.2-2 図　東海第二発電所敷地のレベル図

12.3　廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋からの溢水影響評価

溢水源となりうる機器が存在する廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋において，想定する機器の破損等により発生する溢水について，溢水防護対象設備を設置している原子炉建屋原子炉棟及びタービン建屋への溢水影響について評価を行った。

なお，廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋における単一機器の破損により生じる溢水量及び消火水の放水により生じる溢水量は，地震に起因する機器の破損に伴う溢水量に包含されることから，ここでは，地震に起因する機器の破損に伴う溢水量について評価を行う。

(1)　溢水源及び溢水量

廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋において地震に起因する機器の破損に伴う溢水量として，耐震Ｂ，Ｃクラス機器の系統保有水量を算出した。地震時に想定する溢水量は，それぞれ，廃棄物処理棟約 2,700m^3，廃棄物処理建屋約 4,300m^3である。

(2)　溢水影響評価結果

廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋の溢水影響評価を第 12.3－1 表に示す。滞留可能な空間容積は，それぞれ，廃棄物処理棟 6,319m^3，廃棄物処理建屋 6,970m^3であるため，発生する溢水量と比較して十分余裕があることから，滞留が可能であり，原子炉建屋原子炉棟及びタービン建屋へ連絡通路等を通じて溢水することはなく，防護対象設備への影響はない。

第 12.3-1 表　廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋における溢水影響評価

エリア	溢水量 (m^3)	滞留可能容積 (m^3)	判定	滞留箇所
廃棄物処理棟	約 2,700	6,319	○	B1FL 全域
廃棄物処理建屋	約 4,300	6,970	○	B3FL 全域

12.4　その他の地震起因による敷地内溢水影響評価

地震起因による評価において，屋外タンクの破損以外に機器等の複数同時破損を想定した溢水量について考慮すべき範囲を確認する。

その結果，機器等の破損により生じる溢水が，防護対象設備の設置されている原子炉建屋，タービン建屋，海水ポンプ室及び使用済燃料乾式貯蔵建屋に影響を及ぼさないことを確認した。

(1)　溢水影響のある機器の抽出

東海第二発電所敷地内にある屋外設備のうち，溢水影響のある機器等を抽出した結果，耐震補強工事により，地上化した安全系ポンプの放出ライン配管のＢ，Ｃクラス範囲の破損ケースを選定した。

(2)　評価条件

ａ．海水ポンプ（安全系）は全台運転とし，溢水量を定格流量にて算出した。

ｂ．敷地内に広がった溢水は，構内排水路からの流出や，地中への浸透は評価上考慮しない。

ｃ．放出ラインから漏えいした溢水は敷地全体に均一に広がるものとする。

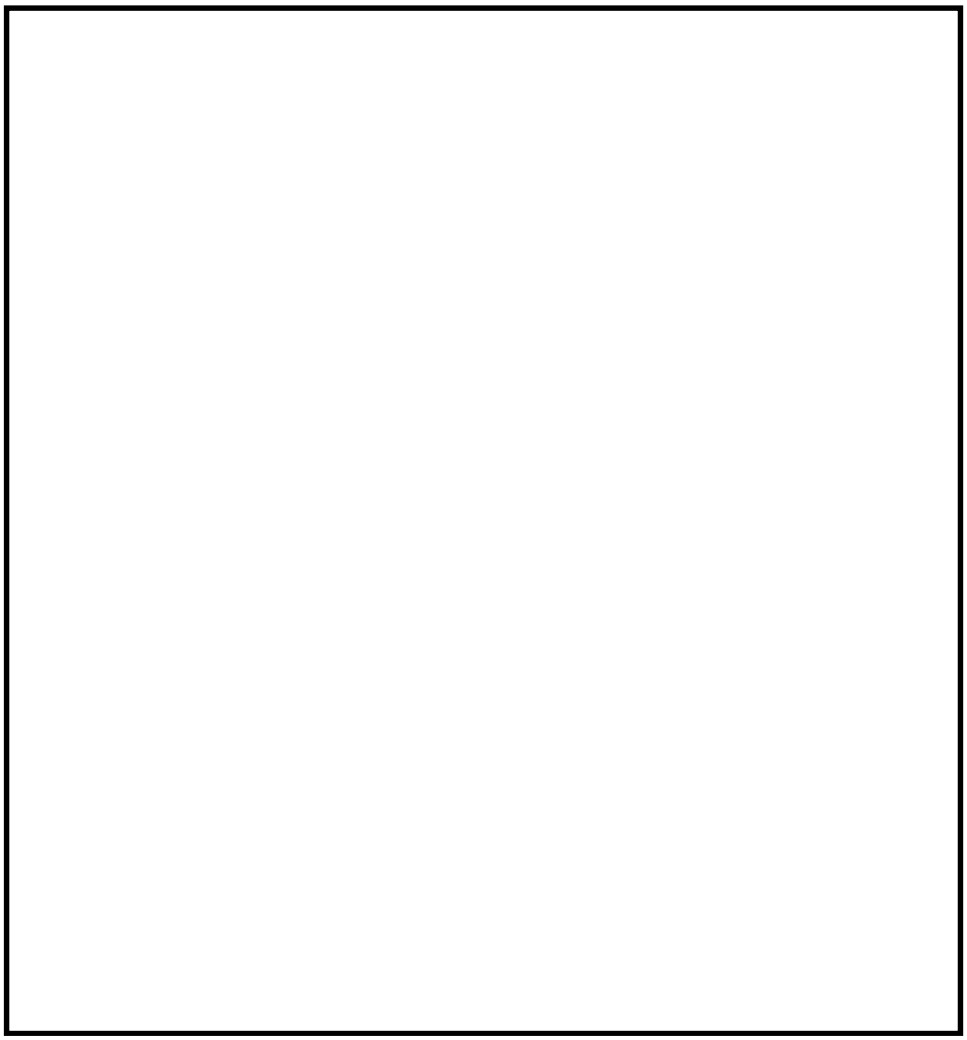
(3)　評価結果

屋外放出ラインルート図を第 12.4-1 図に，放出ラインからの溢水量の評価結果を第 12.4-1 表に示す。この結果，敷地内における溢水量については，対象のポンプ全てについて，運転及び放出配管の破損を考慮した場合においても，1 時間当たり約 30㎜ である。敷地内で想定される溢水については，排水設計 127.5 ㎜／h を行うことから，溢水防護対象設備が設

置されている建物等の外壁に設置した扉等の開口部高さ 0.2m に対しても，影響がないと評価した。

第 12.4-1 表　放出ラインからの溢水量

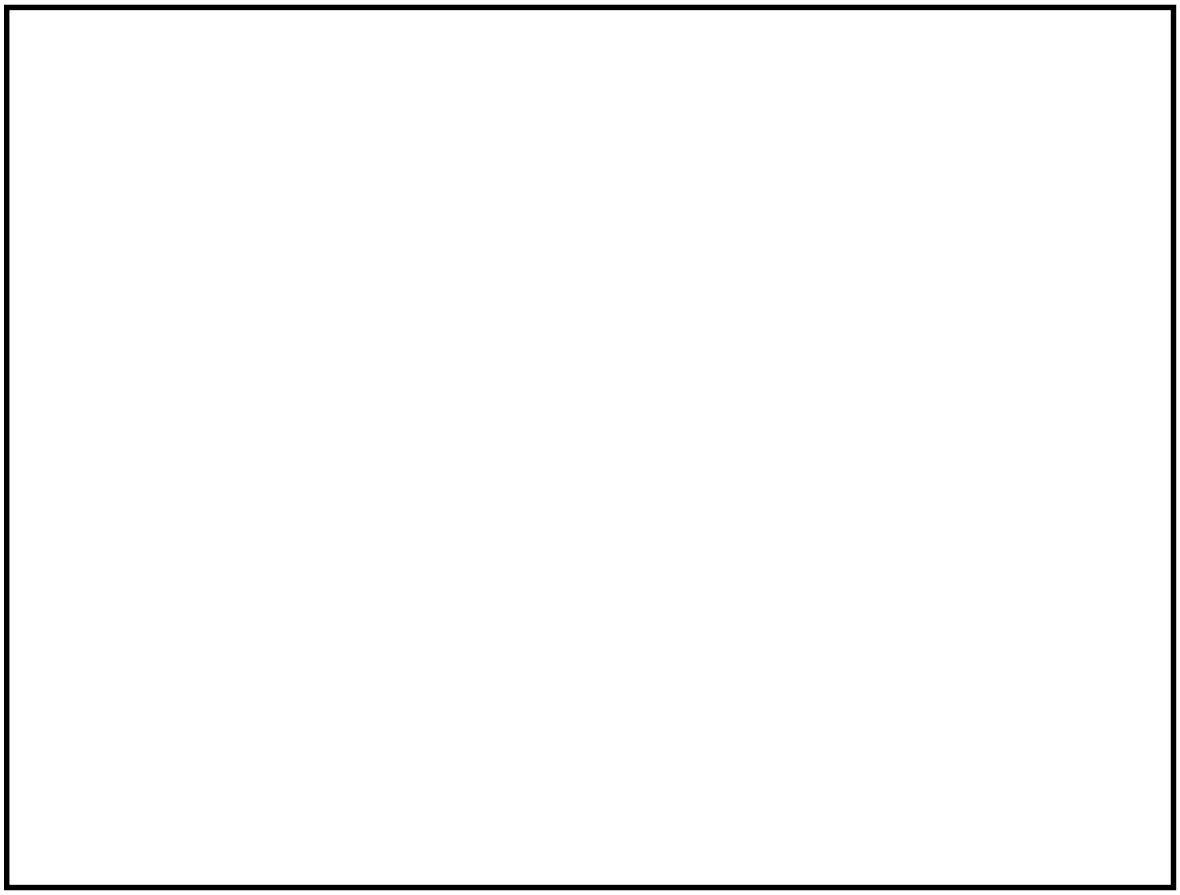
対象ポンプ	吐出流量 (m^3／h・台)	運転台数	溢水流量 (m^3／h)	敷地浸水深評価 (mm／h)
RHRS ポンプ	885.7	4	3,542.8	約 30
DGSW ポンプ	272.6	2	545.2	
HPCS　DGSW ポンプ	232.8	1	232.8	



第 12.4-1 図　屋外放出ラインルート図

12.5　地下水による影響評価

東海第二発電所では，溢水防護対象設備を内包する原子炉建屋，タービン建屋等の周辺地下部に第 12.5-1 図に示すように排水設備（サブドレン）を設置しており，同設備により各建屋周辺に流入する地下水の排出を行っている。地震によりすべての排水ポンプが同時に機能喪失することを想定し，その際の排水不能となった地下水が溢水防護対象設備に与える影響について評価を行った。



第 12.5-1 図　サブドレン概要図

(1)　サブドレンの排水方法について

サブドレンは，ピット及び排水ポンプより構成され，ピット間は配管で相互に接続されているため，一箇所の排水ポンプが故障した場合でも，他のピット及び排水ポンプにより排水することができる。また，地震によりポンプ電源が喪失した場合は，一時的な水位上昇のおそれがあるが，仮設分電盤及び仮設ポンプを常備していることから排水は可能となっている。

(2)　建屋周辺に流入する地下水量評価

過去（平成 25 年度）のサブドレンによる排水実績調査によると，年間を通じて季節による変動はあるが，1 日当たり最大で約 200m^3 程度の流入が想定される。仮に 7 日間排水作業が実施できないとして，建屋周辺で約 1,500m^3 程度の流入を考慮した場合でも有意な水位上昇とはならない。また，保守的に止水壁がないと想定した場合でも，建屋周囲の地下水位は周辺の地下水位と平衡した水位（原子炉建屋設置位置で，約 T.P.＋1.5m）で上昇が止まるものと考えられる。これを保守的に地表面(T.P.＋8.0m)までの上昇とした場合は，建屋最下層(T.P.－4.0m)での水位は，約 12m 相当となる。

建屋地下部の配管等の貫通部における止水措置としては，敷地への津波浸水等も考慮した仕様とすることから，30m 耐水圧相当の仕様とするため，地下水の上昇時においても影響はない。

(3)　影響評価

地下水の溢水防護区画への浸水経路としては，建屋外壁地下部における配管等の貫通部の隙間及び建屋間の接合部が考えられるが，これらについ

ては，配管貫通部の隙間には止水措置を行っており，地下水が防護区画内に浸水することはない。地下部止水措置状況を補足説明資料-37 に示す。

以上より，地震によりサブドレンが機能喪失した際に生じる建屋周辺に流入する地下水は，溢水防護対象設備に影響を与えることがないものと評価する。

13. 放射性物質を内包する液体の漏えいの防止

前述の各建屋における溢水評価のとおり，管理区域内で発生した溢水は，建屋内及び建屋の地下階等に貯留されることから，貯留される範囲及び溢水の伝播経路となる範囲について，溢水防護措置（堰の設置，水密扉の設置，配管等貫通部への止水処置等）を構ずることにより，機器の破損等により生じた放射性物質を含んだ液体が，管理区域外に伝播しないことを確認した。

機能喪失判定の考え方と選定された防護対象設備について

1.1　防護対象設備の機能喪失判定

1.1.1　没水による機能喪失高さ

没水により防護対象設備の機能が喪失する溢水高さをその設備の機能喪失高さとし，その考え方を以下のように定める。

機能喪失高さは，「評価高さ」を基本とするが，この評価において，没水と評価された機器については，改めてより現実的な設定としている「実力高さ」を用いた再評価による判定を行う。

ただし，当初から電源盤等の没水を許容せず，防護する方針としている設備については，「評価高さ」による判定のみで対策が必要としている。

機能喪失高さの扱いを第１表及び第１図に示す。また，各高さの関連を第2図に示す。

第1表　溢水による各設備の機能喪失高さの考え方

機器	機能喪失高さ	
	実力高さ	評価高さ
弁	①電動弁：弁駆動装置下部 ②空気作動弁，各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・電動弁，空気作動弁とも弁配管の中心高さ
ダンパ及びダクト	・各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・ダンパ，ダクトとも中心高さ（配管ダクトの場合） ・ダンパ，ダクトの下端高さ
ポンプ	①ポンプ又はモータのいずれか低い方の下端 ②モータは下端部	・ポンプ，モータの基礎＋架台高さのいずれか低い箇所
ファン	・モータ下端部又は吸込み口高さの低い方	・ファン又はモータの基礎＋架台高さのいずれか低い箇所の高さ
計器	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方 ・計器ラックは床面高さ
電源・盤	・端子台等最下部	・床面高さ

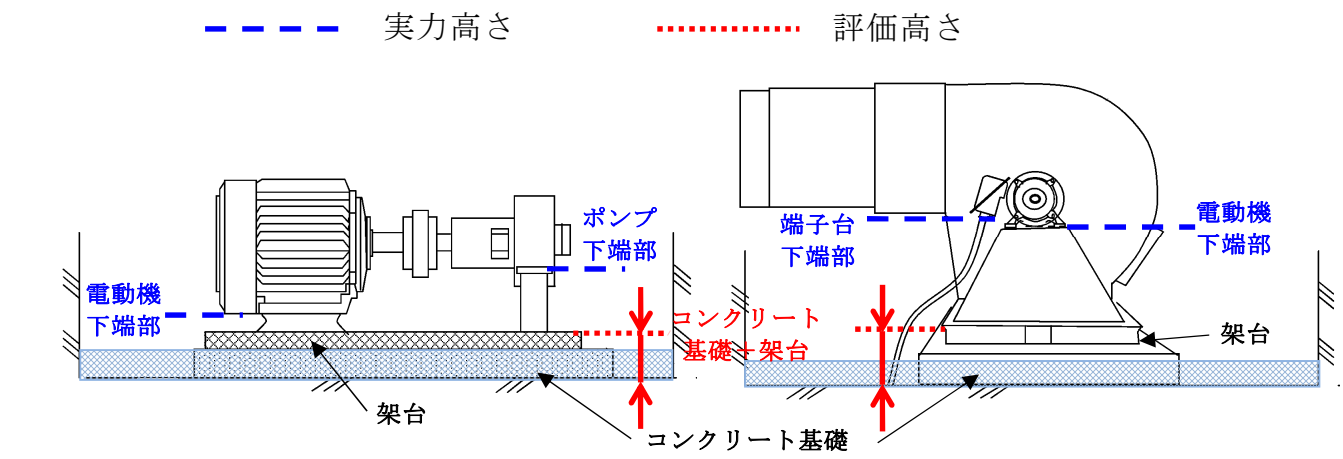
機能喪失高さ：没水評価判定に用いる高さ

実力高さ　　：各防護対象機器等の機能喪失部位の高さ

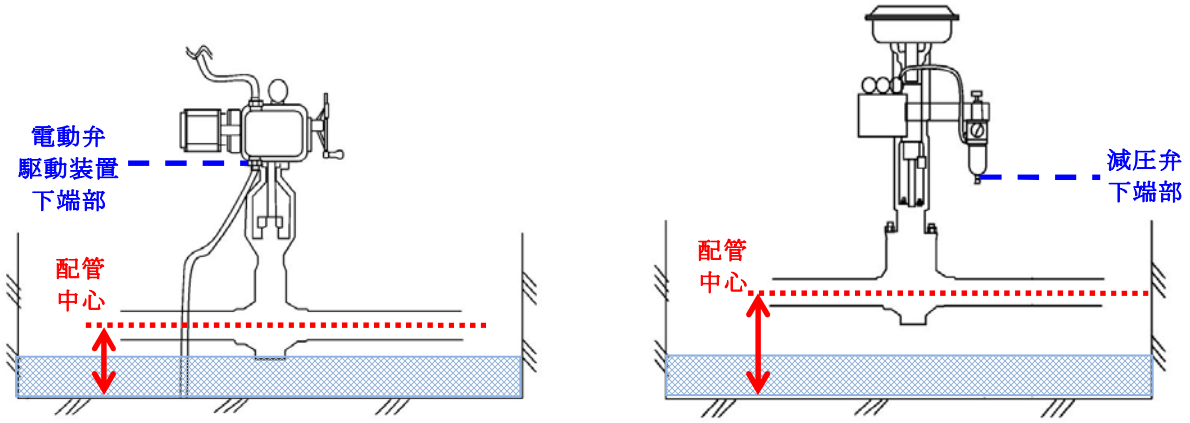
（現場での実測等により確認した数値に裕度を考慮した高さ）

評価高さ　　：実力高さに余裕を考慮した高さ（図面等によりエビデンスが確認できる数値を基本とした，裕度を含む高さ（計器類を除く））

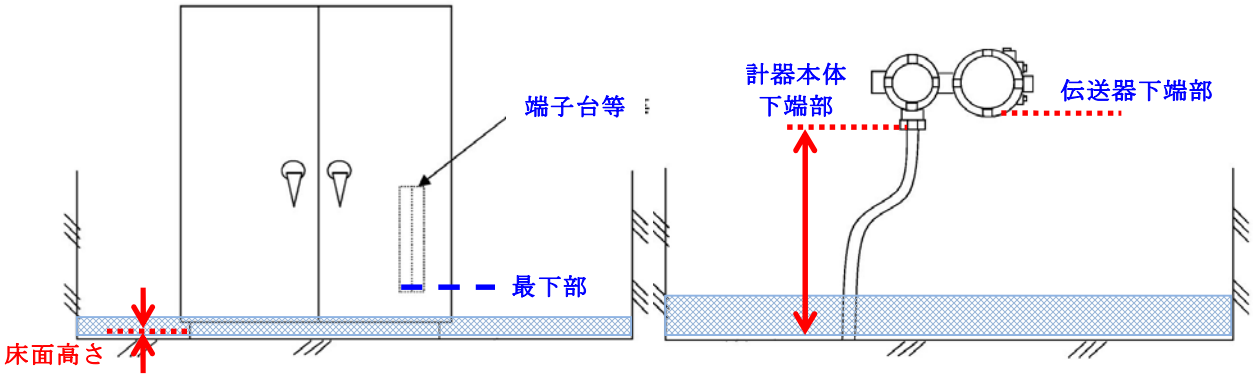
補　足：評価においては，ゆらぎと水上高さを考慮して，機能喪失高さを一律200㎜下げ没水評価を実施する。（第2図参照）



ポンプにおける機能喪失高さ　　ファンにおける機能喪失高さ



電動弁における機能喪失高さ　　空気作動弁における機能喪失高さ

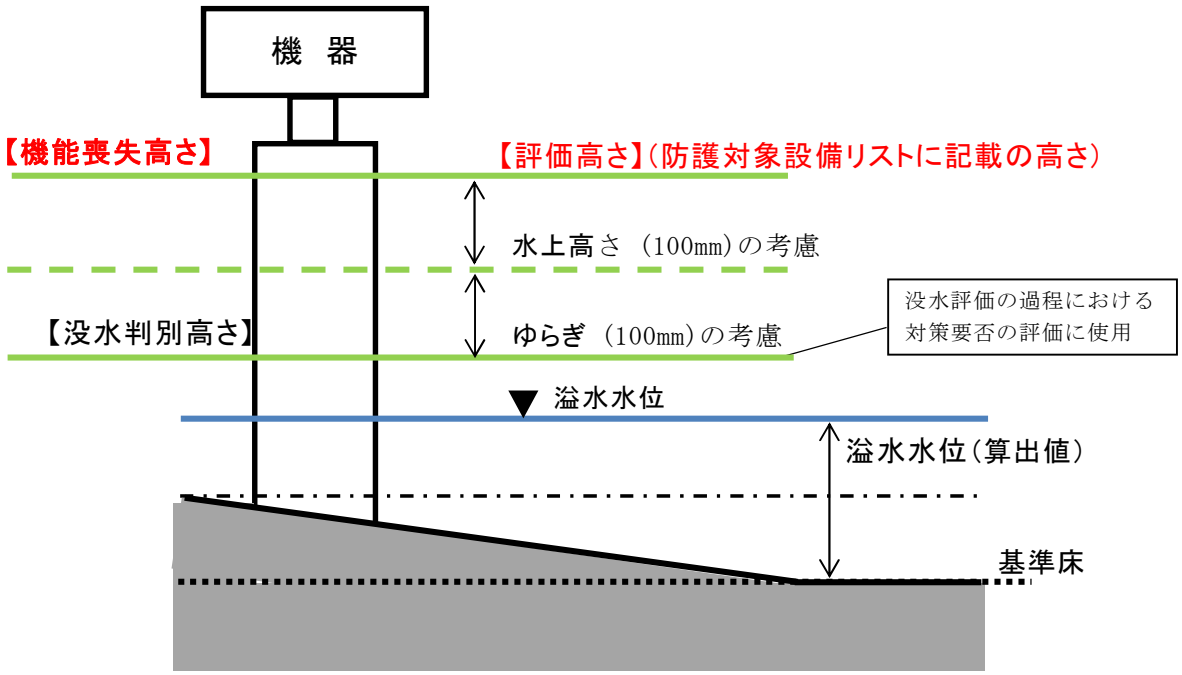


電源・盤における機能喪失高さ　　計器における機能喪失高さ

電源盤，計器ラック等は地絡等を考慮し
機能喪失高さを床面高さとして評価

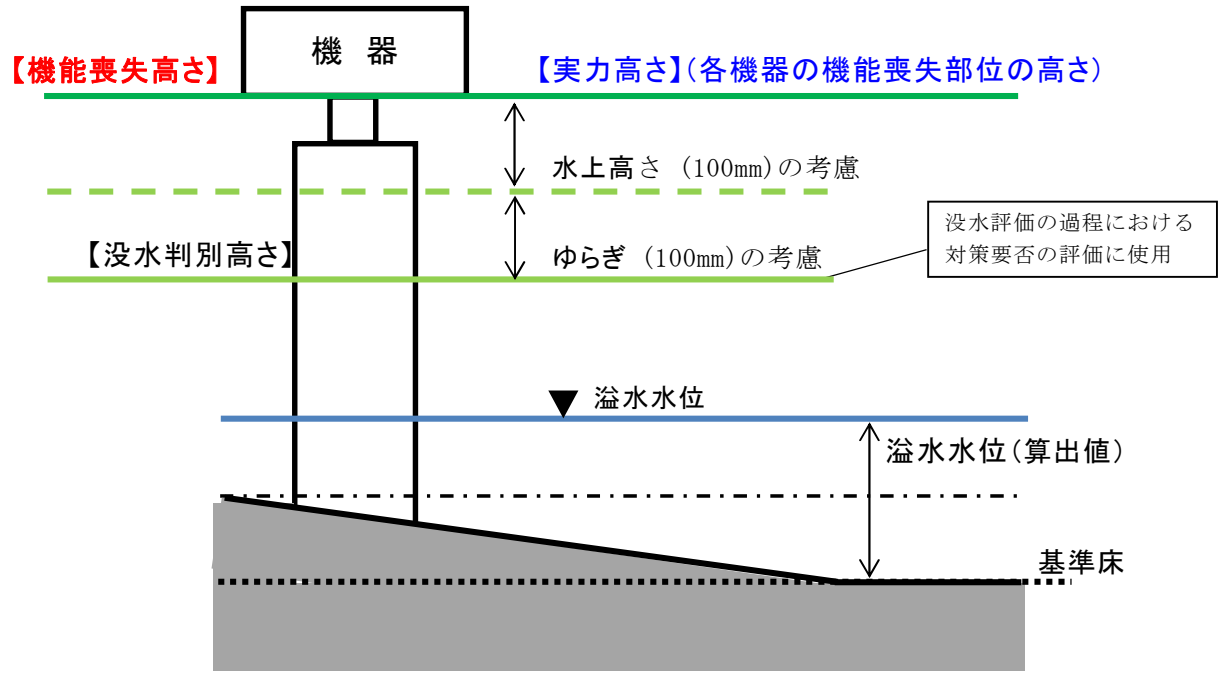
第 1 図　機能喪失高さに関する「評価高さ」と「実力高さ」の関係

（１）評価高さを機能喪失高さとする場合



第２図　内部溢水評価に用いる高さの関連図（1/2）

（２）実力高さを機能喪失高さとする場合



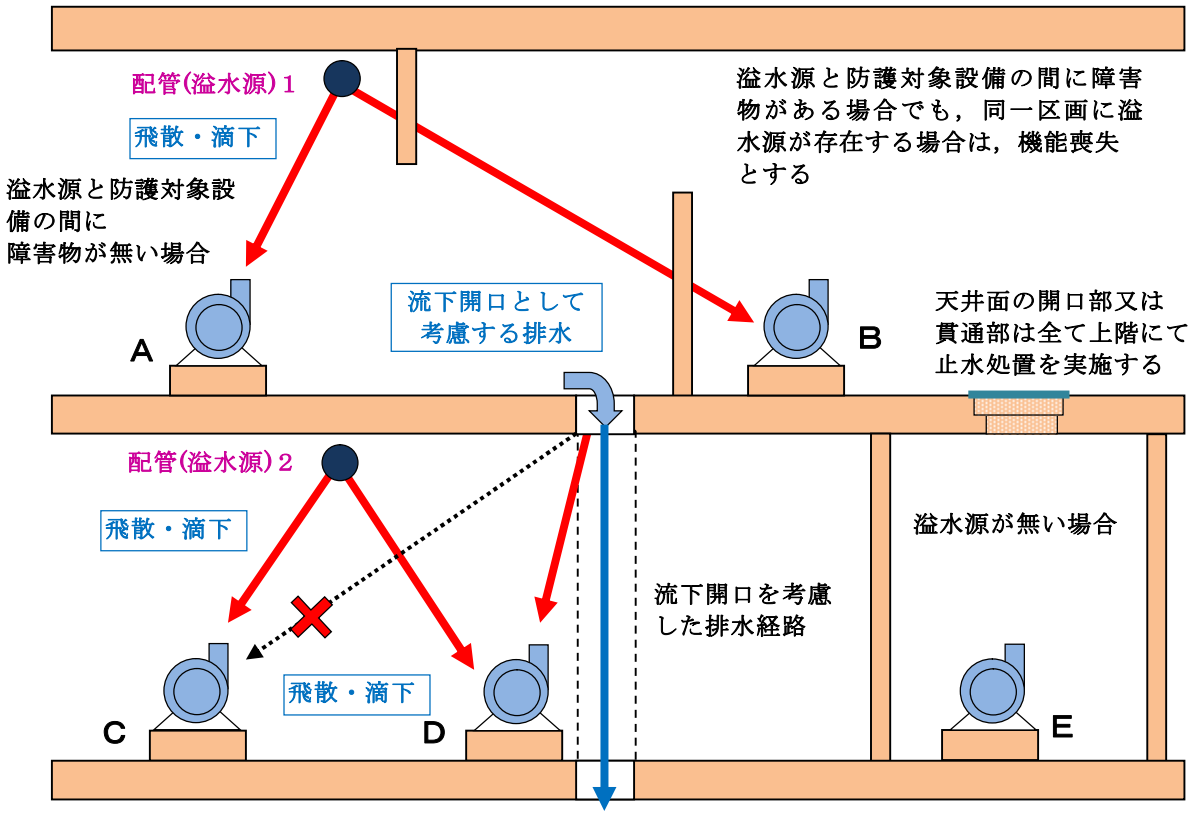
第２図　内部溢水評価に用いる高さの関連図（2/2）

1.1.2　被水による機能喪失判定

被水により防護対象設備の機能が喪失する場合の被水源及び上層階からの伝播経路と防護対象設備の位置関係について，溢水評価ガイドを参考に第2表及び第2図のように定める。

第2表　被水による機能喪失の考え方

防護対象設備	溢水源1	溢水源2
A	機能喪失	機能喪失せず
B	機能喪失	機能喪失せず
C	機能喪失せず	機能喪失
D	機能喪失	機能喪失
E	機能喪失せず	機能喪失せず



第2図　被水による機能喪失の考え方

1.1.3　蒸気による機能喪失判定

防護対象設備の蒸気による機能喪失判定は，防護対象設備の仕様（温度，湿度及びその継続時間等）と蒸気漏えい発生時の環境条件を比較する。蒸気漏えい発生時の環境条件は建設時に求めた環境条件に包絡されるため，防護対象設備の仕様を比較し，環境条件がより厳しい場合は機能喪失と判定する。

1.2　抽出された防護対象設備

1.2.1　防護対象設備リストの整理

第 2.2-1 図に示した防護対象設備の選定フローにより選定された防護対象設備について，系統，設備名，設置建屋，機能喪失高さ及び設置高さを防護対象設備リストとして，第 3 表に示す。

1.3　溢水評価の対象外とする防護対象設備の考え方について

原子炉の停止機能，冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能が維持されること，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能が維持されるために必要な設備の抽出に際しては，系統図により使用する設備を明確にしている。

一方，抽出された設備のうち容器，熱交換器，安全弁，逆止弁等，配管等の静的機器は，構造が単純で外部からの動力の供給を必要としないことから，溢水により機能喪失はしないことから詳細評価の対象外としている。

安全機能上必須の設備では原子炉格納容器（以下「PCV」という。）内の重要度の特に高い安全機能を有する設備は，設計基準事故において最も環境が苛酷な原子炉冷却材喪失事故時の PCV 内の状態を考慮した耐環境仕様で設計されているため，溢水影響評価において対象外としている。その考え方について補足説明資料-7 に示す。

また，状態監視のみの現場指示計，プラント停止操作時に動作要求のない

電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁等は，機能喪失しても安全機能に影響しないことから対象外としている。

他の設備により要求機能が代替できる設備は，機能喪失しても安全機能に影響しないことから，対象外とする。

1.3.1　溢水影響評価上の防護対象設備から除外された機器

1.3 の溢水影響評価の対象外とする防護対象設備の考え方を第 4 表に整理するとともに，1.2.1 同様に選定フローにより詳細な評価の対象から除外された設備について，系統，設置場所，設備名及び除外理由をリストとしてまとめ，第 5 表に示す。

第3表　防護対象設備リスト（1／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
制御棒駆動系	原子炉建屋	RB-3-3	水圧制御ユニット(スクラム弁含む)（東側）	-	1.45	1.55	21.85	Ⅰ，Ⅱ
制御棒駆動系	原子炉建屋	RB-3-4	水圧制御ユニット(スクラム弁含む)（西側）	-	1.45	1.55	21.85	Ⅰ，Ⅱ
エリア放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-6-1	燃料取替フロア　燃料プール(検出器)	RE-D21-NS03	0.63	0.73	47.23	Ⅰ，Ⅱ
エリア放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-6-1	燃料取替フロア　燃料プール(現場監視ユニット)	RIA-D21-NS03	1.26	1.36	47.86	Ⅰ，Ⅱ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-4-2	格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤(B)	LCP-188B	1.00	1.10	30.10	Ⅱ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-4-2	CAMS (B)系 ヒータ電源用変圧器	-	0.20	0.00	29.00	Ⅱ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-4-2	CAMS モニタラック(B)	D23-P001B	0.20	0.00	29.00	Ⅱ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-4-2	CAMS 校正用計器ラック(B)	D23-P002B	0.20	0.00	29.00	Ⅱ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-4-2	CAMS 校正用ボンベラック(B)	D23-P003B	0.20	0.00	29.00	Ⅱ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	CAMS (A) ドライウェル計装入口隔離弁	D23-F001A(MO)	4.10	4.20	24.50	Ⅰ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	CAMS (A) ドライウェル計装出口隔離弁	D23-F002A(MO)	3.90	4.00	24.30	Ⅰ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	CAMS (A) サプレッションプール計装入口隔離弁	D23-F003A(MO)	4.10	4.20	24.50	Ⅰ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	格納容器雰囲気モニタヒータ電源盤(A)	LCP-188A	1.00	1.10	21.40	Ⅰ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	CAMS (A)系 ヒータ電源用変圧器	-	0.20	0.00	20.30	Ⅰ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-2	CAMS (B) ドライウェル計装入口隔離弁	D23-F001B(MO)	5.27	5.37	25.67	Ⅱ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-2	CAMS (B) ドライウェル計装出口隔離弁	D23-F002B(MO)	5.27	5.37	25.67	Ⅱ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-2	CAMS (B) サプレッションプール計装入口隔離弁	D23-F003B(MO)	5.27	5.37	25.67	Ⅱ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-2	CAMS (B) サプレッションプール計装ドレン出口隔離弁	D23-F004B(MO)	5.27	5.37	25.67	Ⅱ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	CAMS モニタラック(A)	D23-P001A	0.20	0.00	20.30	Ⅰ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	CAMS 校正用計器ラック(A)	D23-P002A	0.20	0.00	20.30	Ⅰ

第3表　防護対象設備リスト（2／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	CAMS 校正用ボンベラック(A)	D23-P003A	0.20	0.00	20.30	Ⅰ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-1	ドライウェル圧力（伝送器）	PT-D23-N004A	1.20	1.30	21.60	Ⅰ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-3-2	ドライウェル圧力（伝送器）	PT-D23-N004B	0.96	1.06	21.36	Ⅱ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-B1-1	CAMS (A) サプレッションプール計装ドレン出口隔離弁	D23-F004A(MO)	3.30	3.40	5.40	Ⅰ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-B1-1	CAMS (A) 冷却水入口弁(RHRS(A)系)	3-12F101A (MO)	0.20	0.40	2.40	Ⅰ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-B1-1	CAMS (A) 冷却水出口弁(RHRS(A)系)	3-12F102A (MO)	0.30	0.40	2.40	Ⅰ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-B1-3	CAMS (B) 冷却水入口弁(RHRS(B)系)	3-12F101B (MO)	0.49	0.40	2.40	Ⅱ
格納容器雰囲気監視系	原子炉建屋	RB-B1-3	CAMS (B) 冷却水出口弁(RHRS(B)系)	3-12F102B (MO)	0.52	0.40	2.40	Ⅱ
原子炉系	原子炉建屋	RB-3-2	原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P004	0.53	0.63 ※1	20.93	Ⅲ
原子炉系	原子炉建屋	RB-3-1	原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P005	0.53	0.63 ※1	20.93	Ⅲ
原子炉系	原子炉建屋	RB-3-1	原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P026	0.48	0.58 ※1	20.88	Ⅱ
原子炉系	原子炉建屋	RB-3-2	原子炉水位・圧力計装ラック	H22-P027	0.49	0.59 ※1	20.89	Ⅱ
原子炉系	原子炉建屋	RB-2-8	ジェットポンプループ(A)計装ラック	H22-P010	0.52	0.62 ※1	14.62	Ⅰ
原子炉系	原子炉建屋	RB-2-8	ジェットポンプループ(B)計装ラック	H22-P009	0.49	0.59 ※1	14.59	Ⅱ

※1 床面から計器本体下端部までの高さ

第3表　防護対象設備リスト（3／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
原子炉系	タービン建屋	TB-1-1	COND VAC (A)(伝送器)	PT-B22-N075A	1.15	1.25	11.25	－
原子炉系	タービン建屋	TB-1-1	COND VAC (B)(伝送器)	PT-B22-N075B	1.15	1.25	11.25	－
原子炉系	タービン建屋	TB-1-1	COND VAC (C)(伝送器)	PT-B22-N075C	1.04	1.14	11.14	－
原子炉系	タービン建屋	TB-1-1	COND VAC (D)(伝送器)	PT-B22-N075D	1.03	1.13	11.13	－
原子炉系	タービン建屋	TB-1-20	MSL PRESS ISO(A)(伝送器)	PT-B22-N076A	1.28	1.38	9.58	－
原子炉系	タービン建屋	TB-1-20	MSL PRESS ISO(B)(伝送器)	PT-B22-N076B	1.28	1.38	9.58	－
原子炉系	タービン建屋	TB-1-2	MSL PRESS ISO(C)(伝送器)	PT-B22-N076C	1.16	1.26	9.46	－
原子炉系	タービン建屋	TB-1-2	MSL PRESS ISO(D)(伝送器)	PT-B22-N076D	1.15	1.25	9.45	－
原子炉補機冷却系	原子炉建屋	RB-6-1	RCW SURGE TANK LEVEL(スイッチ)	LSL-9-192	2.20	2.30	48.80	Ⅰ
原子炉補機冷却系	原子炉建屋	RB-6-1	RCW SURGE TANK LEVEL (伝送器)	LT-9-192	0.33	0.43	46.93	Ⅰ
原子炉補機冷却系	原子炉建屋	RB-2-8	ドライウェル内機器原子炉補機冷却水戻り弁	2-9V33(MO)	3.76	3.86 ※1	17.86	Ⅰ
原子炉補機冷却系	原子炉建屋	RB-2-8	ドライウェル内機器原子炉補機冷却水隔離弁	2-9V30(MO)	3.56	3.66 ※1	17.66	Ⅰ
原子炉補機冷却系	原子炉建屋	RB-B1-1	RCW 機器冷却器行き弁	7-9V31(MO)	1.17	0.50	2.50	Ⅱ
原子炉補機冷却系	タービン建屋	TB-1-1	RCW ポンプ(A)	RCW-PMP-A	0.26	0.36	10.36	Ⅰ
原子炉補機冷却系	タービン建屋	TB-1-1	RCW ポンプ(B)	RCW-PMP-B	0.24	0.34	10.34	Ⅱ
原子炉補機冷却系	タービン建屋	TB-1-1	RCW ポンプ(C)	RCW-PMP-C	0.25	0.35	10.35	－
原子炉補機冷却系	タービン建屋	TB-1-1	RCW 熱交バイパス温度制御弁	TCV-9-92	0.76	0.66	10.66	－

※1　機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正

第3表　防護対象設備リスト（4／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
原子炉補機冷却系	タービン建屋	TB-1-1	RCW TEMP CONTROL（指示調節計）	TIC-9-92	1.10	1.20	11.20	－
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-2-9	水平方向地震加速度検出器	C72-N009A	0.20	0.30	14.30	Ⅰ
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-2-9	水平方向地震加速度検出器	C72-N009B	0.20	0.30	14.30	Ⅱ
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-2-8	水平方向地震加速度検出器	C72-N009C	0.20	0.30	14.30	Ⅰ
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-2-8	水平方向地震加速度検出器	C72-N009D	0.20	0.30	14.30	Ⅱ
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-3	水平方向地震加速度検出器	C72-N010A	0.20	0.30	-3.70	Ⅰ
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-3	水平方向地震加速度検出器	C72-N010B	0.20	0.30	-3.70	Ⅱ
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-3	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011A	0.20	0.30	-3.70	Ⅰ
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-3	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011B	0.20	0.30	-3.70	Ⅱ
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-8	水平方向地震加速度検出器	C72-N010C	0.20	0.30	-3.70	Ⅰ
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-8	水平方向地震加速度検出器	C72-N010D	0.20	0.30	-3.70	Ⅱ
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-8	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011C	0.20	0.30	-3.70	Ⅰ
原子炉保護系	原子炉建屋	RB-B2-8	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011D	0.20	0.30	-3.70	Ⅱ
原子炉保護系	原子炉建屋	CS-1-3	RPS M-Gセット(2A)(発電機/電動機)	RPS-MG-A-GEN /RPS-MG-A-MTR	0.00	0.42	8.62	Ⅰ
原子炉保護系	原子炉建屋	CS-1-3	RPS M-Gセット(2B)（発電機/電動機）	RPS-MG-B-GEN /RPS-MG-B-MTR	0.00	0.42	8.62	Ⅱ
原子炉保護系	原子炉建屋	CS-1-3	RPS M-Gセット(2A) 制御盤	LCP-184A	0.32	0.00	8.20	Ⅰ
原子炉保護系	原子炉建屋	CS-1-3	RPS M-Gセット(2B) 制御盤	LCP-184B	0.32	0.00	8.20	Ⅱ
原子炉保護系	原子炉建屋	CS-1-3	RPS 分電盤(A)	PNL-C72-P001	0.68	0.78	8.98	Ⅰ
原子炉保護系	原子炉建屋	CS-1-3	RPS 分電盤(B)	PNL-C72-P002	0.68	0.78	8.98	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-4-3	RHR (A)系 格納容器スプレイ弁	E12-F016A(MO)	0.90	1.00	30.00	Ⅰ

第3表　防護対象設備リスト（5／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-4-3	RHR (A)系 格納容器スプレイ弁	E12-F017A(MO)	0.90	1.00	30.00	Ⅰ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-3-1	RHR (A)系 注入弁	E12-F042A(MO)	4.60	4.70 ※1	25.00	Ⅰ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-3-2	RHR VALVE DIFF PRESS A (伝送器)	DPT-E12-N058A	1.06	1.16	21.46	Ⅰ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-3-2	RHR VALVE DIFF PRESS B (伝送器)	DPT-E12-N058B	1.08	1.18	21.48	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-3-2	RHR VALVE DIFF PRESS C (伝送器)	DPT-E12-N058C	1.09	1.19	21.49	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-3-2	RHR (B)系 テストライン弁	E12-F024B(MO)	4.12	3.70	24.00	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-3-8	RHR (B)系 注入弁	E12-F042B(MO)	4.26	4.36 ※1	24.66	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-3-8	RHR (C)系 注入弁	E12-F042C(MO)	4.60	4.70 ※1	25.00	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-2-2	RHR (A)系 シャットダウン注入弁	E12-F053A(MO)	1.78	0.69	14.69	Ⅰ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-2-3	RHR シャットダウンライン隔離弁 (外側)	E12-F008(MO)	2.60	2.70 ※2	16.70	Ⅰ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-2-3	RHR (B)系 格納容器スプレイ弁	E12-F016B(MO)	1.45	0.79	14.79	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-2-3	RHR (B)系 格納容器スプレイ弁	E12-F017B(MO)	1.45	0.79	14.79	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-2-4	RHR (B)系 シャットダウン注入弁	E12-F053B(MO)	1.50	0.69	14.69	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-1-1	RHR (A)系サプレッションプールスプレイ弁	E12-F027A(MO)	2.80	2.90	11.10	Ⅰ

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正
※2 床面から電動弁駆動装置下端部までの高さ

第3表　防護対象設備リスト（6／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-1-1	RHR (A)系テストライン弁	E12-F024A(MO)	1.14	1.24 ※1	9.44	Ⅰ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-1-2	RHR (B)系サプレッションプールスプレイ弁	E12-F027B(MO)	1.65	1.75 ※1	9.95	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-1	RHR (A)系ミニフロー弁	E12-F064A(MO)	1.07	0.50	2.50	Ⅰ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-2	RHR (B)系ミニフロー弁	E12-F064B(MO)	1.07	0.50	2.50	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-2	RHR (C)系ミニフロー弁	E12-F064C(MO)	1.07	0.50	2.50	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-1	RHR DIV-Ⅰ計装ラック	H22-P018	0.52	0.62 ※2	2.62	Ⅰ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-2	RHR DIV-Ⅱ計装ラック	H22-P021	0.48	0.58 ※2	2.58	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-3	RHR 熱交換器(B)バイパス弁	E12-F048B(MO)	1.39	0.69	2.69	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-4	RHR 熱交換器(A)バイパス弁	E12-F048A(MO)	0.84	0.69	2.69	Ⅰ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-3	RHR ポンプ(B)停止時冷却ライン入口弁	E12-F006B(MO)	1.84	1.94 ※1	-2.06	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-3	RHR ポンプ(B)入口弁	E12-F004B(MO)	1.40	1.50	-2.50	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-14	RHR ポンプ(B)	RHR-PMP-C002B	2.42	2.52 ※3	-1.48	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-5	RHR ポンプ(C)	RHR-PMP-C002C	2.42	2.52 ※3	-1.48	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-6	RHR ポンプ(C)入口弁	E12-F004C(MO)	1.40	1.50	-2.50	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-7	RHR ポンプ(A)停止時冷却ライン入口弁	E12-F006A (MO)	2.12	2.02 ※1	-1.98	Ⅰ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-7	RHR ポンプ(A)入口弁	E12-F004A (MO)	2.17	1.50	-2.50	Ⅰ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-15	RHR ポンプ(A)	RHR-PMP-C002A	2.42	2.52 ※3	-1.48	Ⅰ

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正
※2 床面から計器本体下端部までの高さ
※3 床面からモーター下端部までの高さ

第3表　防護対象設備リスト（7／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-3	RHR (B)系サンプリング弁（内側）	E12-F060B(AO)	0.38	0.24	2.24	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-3	RHR (B)系サンプリング弁（外側）	E12-F075B(AO)	0.38	0.24	2.24	Ⅰ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-4	RHR (A)系サンプリング弁（内側）	E12-F060A(AO)	0.84	0.69	2.69	Ⅱ
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-4	RHR (A)系サンプリング弁（外側）	E12-F075A(AO)	0.84	0.69	2.69	Ⅰ
残留熱除去系海水系	原子炉建屋	RB-B1-3	RHRS 熱交換器(B)海水出口弁	E12-F068B(MO)	1.06	1.16 ※1	3.16	Ⅱ
残留熱除去系海水系	原子炉建屋	RB-B1-4	RHRS 熱交換器(A)海水出口弁	E12-F068A (MO)	1.11	1.21 ※1	3.21	Ⅰ
残留熱除去系海水系	原子炉建屋	RW-B1-7	HX (A) SEA WATER FLOW（伝送器）	FT-E12-N007A	※2	※2	-	Ⅰ
残留熱除去系海水系	原子炉建屋	RW-B1-7	HX (B) SEA WATER FLOW（伝送器）	FT-E12-N007B	※2	※2	-	Ⅱ
残留熱除去系海水系	屋外	（取水口）	RHRS ポンプ(A)	RHRS-PMP-A	1.87	1.97 ※3	2.77	Ⅰ
残留熱除去系海水系	屋外	（取水口）	RHRS ポンプ(B)	RHRS-PMP-B	1.87	1.97 ※3	2.77	Ⅱ
残留熱除去系海水系	屋外	（取水口）	RHRS ポンプ(C)	RHRS-PMP-C	1.87	1.97 ※3	2.77	Ⅰ
残留熱除去系海水系	屋外	（取水口）	RHRS ポンプ(D)	RHRS-PMP-D	1.87	1.97 ※3	2.77	Ⅱ
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気ドレン弁（外側隔離弁）	B22-F019(MO)	1.42	1.01	15.01	Ⅰ
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気ドレン弁（外側隔離弁）	B22-F067A(MO)	1.30	0.77	14.77	Ⅰ
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気ドレン弁（外側隔離弁）	B22-F067B(MO)	1.30	0.77	14.77	Ⅰ
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気ドレン弁（外側隔離弁）	B22-F067C(MO)	1.30	0.77	14.77	Ⅰ
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気ドレン弁（外側隔離弁）	B22-F067D(MO)	1.30	0.77	14.77	Ⅰ

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正
※2 溢水影響が及ばない区画に移設
※3 床面からモーター下端部までの高さ

第3表　防護対象設備リスト（8／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-9	主蒸気流量(A)計装ラック	H22-P015	0.49	0.59 ※1	14.59	Ⅰ
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-8	主蒸気流量(B)計装ラック	H22-P025	0.51	0.61 ※1	14.61	Ⅱ
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁第2弁(A)	B22-F028A(AO)	1.52	1.62	15.62	Ⅰ
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁第2弁(B)	B22-F028B(AO)	1.51	1.61	15.61	Ⅰ
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁第2弁(C)	B22-F028C(AO)	1.51	1.61	15.61	Ⅰ
主蒸気系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁第2弁(D)	B22-F028D(AO)	1.52	1.62	15.62	Ⅰ
所内電源系	原子炉建屋	RB-4-1	MCC 2A2-2	MCC 2A2-2	0.20	0.00	29.00	－
所内電源系	原子炉建屋	RB-4-2	MCC 2B2-2	MCC 2B2-2	0.20	0.00	29.00	－
所内電源系	原子炉建屋	RB-4-1	MCC 2C-9	MCC 2C-9	0.20	0.00	29.00	Ⅰ
所内電源系	原子炉建屋	RB-4-2	MCC 2D-9	MCC 2D-9	0.20	0.00	29.00	Ⅱ
所内電源系	原子炉建屋	RB-3-1	MCC 2C-7	MCC 2C-7	0.20	0.00	20.30	Ⅰ
所内電源系	原子炉建屋	RB-3-1	MCC 2C-8	MCC 2C-8	0.20	0.00	20.30	Ⅰ
所内電源系	原子炉建屋	RB-3-2	MCC 2D-7	MCC 2D-7	0.20	0.00	20.30	Ⅱ
所内電源系	原子炉建屋	RB-3-2	MCC 2D-8	MCC 2D-8	0.20	0.00	20.30	Ⅱ
所内電源系	原子炉建屋	RB-1-1	R/B INST DIST PNL 1	-	0.20	0.20	8.40	Ⅰ
所内電源系	原子炉建屋	RB-1-1	R/B INST DIST PNL 2	-	0.20	0.20	8.40	Ⅰ
所内電源系	原子炉建屋	RB-B1-1	MCC 2C-3	MCC 2C-3	0.20	0.00	2.00	Ⅰ

※1 床面から計器本体下端部までの高さ

第3表　防護対象設備リスト（9／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
所内電源系	原子炉建屋	RB-B1-1	MCC 2C-5	MCC 2C-5	0.20	0.00	2.00	Ⅰ
所内電源系	原子炉建屋	RB-B1-9	MCC 2D-3	MCC 2D-3	0.20	0.00	2.00	Ⅱ
所内電源系	原子炉建屋	RB-B1-9	MCC 2D-5	MCC 2D-5	0.20	0.00	2.00	Ⅱ
所内電源系	原子炉建屋	RB-B1-5	R/B INST DIST PNL 3	－	0.20	0.10	2.10	Ⅰ
所内電源系	タービン建屋	TB-1-2	MCC 2C-1	MCC 2C-1	0.00	0.00	8.20	Ⅰ
所内電源系	タービン建屋	TB-1-2	MCC 2D-1	MCC 2D-1	0.00	0.00	8.20	Ⅱ
所内電源系	タービン建屋	TB-1-12	MCC 2C-2	MCC 2C-2	0.00	0.00	8.20	Ⅰ
所内電源系	タービン建屋	TB-1-12	MCC 2D-2	MCC 2D-2	0.00	0.00	13.50	Ⅱ
所内電源系	原子炉建屋	CS-2-1	中央制御室120V交流計装用分電盤2A-1	PNL-DP-2A-1-AC	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
所内電源系	原子炉建屋	CS-2-1	中央制御室120V交流計装用分電盤2A-2	PNL-DP-2A-2-AC	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
所内電源系	原子炉建屋	CS-2-1	中央制御室120V交流計装用分電盤2B-1	PNL-DP-2B-1-AC	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
所内電源系	原子炉建屋	CS-2-1	中央制御室120V交流計装用分電盤2B-2	PNL-DP-2B-2-AC	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
所内電源系	原子炉建屋	CS-1-3	MCC 2C-6	MCC 2C-6	0.00	0.00	8.20	Ⅰ
所内電源系	原子炉建屋	CS-1-3	MCC 2D-6	MCC 2D-6	0.00	0.00	8.20	Ⅱ
所内電源系	原子炉建屋	CS-1-3	120/240V　AC INST.DIST.CTR	－	0.00	0.00	8.20	Ⅰ
所内電源系	原子炉建屋	CS-1-4	120V AC INST HPCS DIST PNL	－	0.79	0.89	9.09	Ⅲ
所内電源系	原子炉建屋	CS-1-3	120V AC MCR DIST PNL NOR	－	0.09	0.19	8.39	－
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-1	6.9kV SWGR. 2B-1	－	0.00	0.00	2.56	－
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-1	6.9kV SWGR. 2B-2	－	0.00	0.00	2.56	－
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-1	6.9kV SWGR. 2D	－	0.00	0.00	2.56	Ⅱ

第3表　防護対象設備リスト（10／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-2	6.9kV SWGR. 2E	-	0.00	0.00	2.56	－
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-1	480V PWR. CTR. 2D	-	0.00	0.00	2.56	Ⅱ
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-1	480V PWR. CTR. 2B-2	-	0.00	0.00	2.56	－
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-5	MCC 2C-4	MCC 2C-4	0.10	0.00	0.70	Ⅰ
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-3	MCC 2D-4	MCC 2D-4	0.10	0.00	0.70	Ⅱ
所内電源系	原子炉建屋	CS-B1-4	MCC HPCS	MCC HPCS	0.00	0.00	0.70	Ⅲ
所内電源系	原子炉建屋	CS-B2-1	6.9kV SWGR. 2A-1	-	0.00	0.00	-4.00	－
所内電源系	原子炉建屋	CS-B2-1	6.9kV SWGR. 2A-2	-	0.00	0.00	-4.00	－
所内電源系	原子炉建屋	CS-B2-1	6.9kV SWGR. 2C	-	0.00	0.00	-4.00	Ⅰ
所内電源系	原子炉建屋	CS-B2-2	6.9kV SWGR. HPCS	-	0.00	0.00	-4.00	Ⅲ
所内電源系	原子炉建屋	CS-B2-1	480V PWR. CTR. 2C	-	0.00	0.00	-4.00	Ⅰ
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-1	N2 GAS BOMBE DISCH PRESS(指示スイッチ)	PIS-16-900.1	1.00	1.10	21.40	－
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-2	N2 GAS BOMBE DISCH PRESS(指示スイッチ)	PIS-16-900.2	1.00	1.10	21.40	－
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-1	ドライウェルN2ボトルガス供給弁	2-16V13A(MO)	3.27	2.85	23.15	Ⅰ
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-2	ドライウェルN2ボトルガス供給弁	2-16V13B(MO)	0.44	0.54 ※1	20.84	Ⅱ
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-1	ドライウェルN2供給弁	2-16V12A(MO)	3.27	2.85	23.15	Ⅰ
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-2	ドライウェルN2供給弁	2-16V12B(MO)	0.42	0.52 ※1	20.82	Ⅱ
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-2-8	ドライウェル制御用空気供給元弁	2-16V11(MO)	0.81	0.91 ※1	14.91	Ⅱ
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-1	ドライウェル窒素ボンベガス供給遮断弁	3-16V900A(AO)	0.23	0.33 ※2	20.63	－
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-2	ドライウェル窒素ボンベガス供給遮断弁	3-16V900B(AO)	0.22	0.32 ※2	20.62	－

第3表　防護対象設備リスト（11／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
中央制御室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	中央制御室チラーユニット(WC2-1)	HVAC-WC2-1	0.80	0.90	31.20	Ⅱ
中央制御室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	中央制御室チラーユニット(WC2-2)	HVAC-WC2-2	0.80	0.90	31.20	Ⅰ
中央制御室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	中央制御室チラーユニット(WC2-1)制御盤	T41-P036	0.80	0.90	31.20	Ⅱ
中央制御室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	中央制御室チラーユニット(WC2-2)制御盤	T41-P037	0.80	0.90	31.20	Ⅰ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室エアハンドリングユニットファン(A)	HVAC-AH2-9A	0.17	0.27	23.27	Ⅰ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室エアハンドリングユニットファン(B)	HVAC-AH2-9B	0.17	0.27	23.27	Ⅱ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室換気系フィルタユニット(A)	HVAC-FLT-A	0.50	0.60	23.60	Ⅰ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室換気系フィルタユニット(B)	HVAC-FLT-B	0.50	0.60	23.60	Ⅱ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室排気ファン	HVAC-E2-15	4.95	5.05	28.05	Ⅰ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室チラー冷水循環ポンプ(A)	HVAC-PMP-P2-3	0.17	0.27	23.27	Ⅰ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室チラー冷水循環ポンプ(B)	HVAC-PMP-P2-4	0.17	0.27	23.27	Ⅱ

※1 床面から電動弁駆動装置下端部までの高さ
※2 床面から空気作動弁付属品下端部までの高さ

第3表　防護対象設備リスト（12／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室換気系計装ラック	T41-P020	0.20	0.00	23.00	Ⅰ，Ⅱ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室換気系計装ラック	T41-P021	0.20	0.00	23.00	Ⅰ，Ⅱ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室給気隔離弁	SB2-18A(MO)	4.61	4.71 ※1	27.71	Ⅱ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室給気隔離弁	SB2-18B(MO)	4.61	4.71 ※1	27.71	Ⅰ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室給気隔離弁	SB2-19A(MO)	4.65	4.75 ※1	27.75	Ⅱ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室給気隔離弁	SB2-19B(MO)	4.65	4.75 ※1	27.75	Ⅰ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室排気隔離弁	SB2-20A(MO)	4.65	4.75 ※1	27.75	Ⅱ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室排気隔離弁	SB2-20B(MO)	4.65	4.75 ※1	27.75	Ⅰ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室ブースターファン(A)	HVAC-E2-14A	0.78	0.88	23.88	Ⅰ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	中央制御室ブースターファン(B)	HVAC-E2-14B	0.78	0.88	23.88	Ⅱ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	ファン(AH2-9A)入口ダンパ	DMP-AO-T41-F090	0.30	0.40 ※1	23.40	Ⅰ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	ファン(AH2-9B)入口ダンパ	DMP-AO-T41-F091	0.30	0.40 ※1	23.40	Ⅱ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	非常用MCRフィルターファンE2-14A(S)	DMP-AO-T41-F086	2.70	2.80 ※1	25.80	Ⅰ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	非常用MCRフィルターファンE2-14B(S)	DMP-AO-T41-F088	2.70	2.80 ※1	25.80	Ⅱ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-9(A)出口温度制御弁	TCV-T41-F084A	2.05	2.15 ※2	25.15	Ⅰ
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-9(B)出口温度制御弁	TCV-T41-F084B	2.05	2.15 ※2	25.15	Ⅱ
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	スイッチギヤ室エアーハンドリングユニットファン(A)	HVAC-AH2-10A	0.17	0.27	23.27	Ⅰ

※1 機能喪失高さがダクト中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正
※2 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正

第3表　防護対象設備リスト（13／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	スイッチギヤ室エアーハンドリングユニットファン(B)	HVAC-AH2-10B	0.17	0.27	23.27	Ⅱ
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-10A 外気取り入れダンパ	DMP-AO-T41-F056	1.17	1.27 ※1	24.27	Ⅰ
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-10B 外気取り入れダンパ	DMP-AO-T41-F059	1.17	1.27 ※1	24.27	Ⅱ
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-10A 入口ダンパ	DMP-AO-T41-F057	3.15	3.25 ※1	26.25	Ⅰ
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-10B 入口ダンパ	DMP-AO-T41-F058	3.15	3.25 ※1	26.25	Ⅱ
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	HVAC SWITCHGEAR VENTILATING SYS.	PNL-T41-P023	0.20	0.00	23.00	Ⅰ，Ⅱ
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	ＳＷＧＲ室チラー冷水循環ポンプ(A)	HVAC-PMP-P2-5	0.17	0.27	23.27	Ⅰ
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	ＳＷＧＲ室チラー冷水循環ポンプ(B)	HVAC-PMP-P2-6	0.17	0.27	23.27	Ⅱ
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-10(A)出口温度制御弁	TCV-T41-F005A	2.42	2.52 ※2	25.52	Ⅰ
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	AH2-10(B)出口温度制御弁	TCV-T41-F005B	2.42	2.52 ※2	25.52	Ⅱ
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	ＳＷＧＲチラーユニット(WC2-3A)	HVAC-WC2-3A	0.80	0.90	31.20	Ⅰ
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	ＳＷＧＲチラーユニット(WC2-3B)	HVAC-WC2-3B	0.80	0.90	31.20	Ⅰ
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	ＳＷＧＲチラーユニット(WC2-4A)	HVAC-WC2-4A	0.80	0.90	31.20	Ⅱ
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	ＳＷＧＲチラーユニット(WC2-4B)	HVAC-WC2-4B	0.80	0.90	31.20	Ⅱ
バッテリー室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	バッテリー室エアーハンドリングユニットファン(A)	HVAC-AH2-12A	2.35	2.45	32.75	Ⅰ
バッテリー室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	バッテリー室エアーハンドリングユニットファン(B)	HVAC-AH2-12B	2.35	2.45	32.75	Ⅱ
バッテリー室換気系	原子炉建屋	CS-2-2	バッテリー室排風機(A)	HVAC-E2-11A	0.35	0.45	18.45	Ⅰ

※1 機能喪失高さがダクト中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正
※2 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正

第3表　防護対象設備リスト（14／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
バッテリー室換気系	原子炉建屋	CS-2-2	バッテリー室排風機(B)	HVAC-E2-11B	0.35	0.45	18.45	Ⅱ
バッテリー室換気系	原子炉建屋	CS-2-2	E2-11(A)出口ダンパ	DMP-AO-T41-F054	2.25	2.35 ※1	20.35	Ⅰ
バッテリー室換気系	原子炉建屋	CS-2-2	E2-11(B)出口ダンパ	DMP-AO-T41-F055	2.25	2.35 ※1	20.35	Ⅱ
バッテリー室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	HVAC BATTERY ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P022	0.20	0.00	23.00	Ⅰ，Ⅱ
直流電源設備	原子炉建屋	RB-4-1	直流125V MCC 2A-2	125V DC MCC 2A-2	0.20	0.00	29.00	Ⅰ
直流電源設備	原子炉建屋	RB-B1-1	直流125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1	0.20	0.00	2.00	Ⅰ
直流電源設備	タービン建屋	TB-1-13	直流 250V 蓄電池	250V DC BATTERY	0.00	0.10	8.30	Ⅱ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-2	直流 125V 蓄電池(HPCS)	125V DC HPCS BATTERY	0.00	0.10	10.60	Ⅲ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 充電器(2A)	125V DC 2A BATT.CHARGER	0.00	0.00	8.20	Ⅰ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 充電器(2B)	125V DC 2B BATT.CHARGER	0.00	0.00	8.20	Ⅱ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-4	直流 125V 充電器(HPCS)	125V DC HPCS BATT.CHARGER	0.00	0.00	8.20	Ⅲ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 配電盤(2A)	125V DC DIST CTR 2A	0.00	0.00	8.20	Ⅰ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 配電盤(2B)	125V DC DIST CTR 2B	0.00	0.00	8.20	Ⅱ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-4	直流 125V 配電盤(HPCS)	125V DC DIST CTR HPCS	0.00	0.00	8.20	Ⅲ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 250V タービン配電盤	250V DC TURB DIST CTR	0.00	0.00	8.20	Ⅱ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 分電盤(2A-1)	125V DC DIST PNL 2A-1	0.10	0.20	8.40	Ⅰ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 分電盤(2A-2)	125V DC DIST PNL 2A-2	0.10	0.20	8.40	Ⅰ

※1 機能喪失高さがダクト中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正

第3表　防護対象設備リスト（15／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 分電盤(2B-1)	125V DC DIST PNL 2B-1	0.10	0.20	8.40	Ⅱ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 125V 分電盤(2B-2)	125V DC DIST PNL 2B-2	0.10	0.20	8.40	Ⅱ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-4	直流 125V 分電盤(HPCS)	125V DC DIST PNL HPCS	0.60	0.70	8.90	Ⅲ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-5	直流 125V 分電盤(2B-2-1)	125V DC DIST PNL 2B-2-1	0.00	0.00	8.20	Ⅱ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 250V 充電器(常用,予備)	250V DC BATT.CHARGER	0.00	0.00	8.20	Ⅱ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 ±24V 分電盤(2A)	24V DC DIST PNL 2A	0.70	0.80	9.00	Ⅰ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 ±24V 分電盤(2B)	24V DC DIST PNL 2B	0.70	0.80	9.00	Ⅱ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 ±24V 充電器(2A)	24V DC 2A BATT.CHARGER	0.00	0.00	8.20	Ⅰ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	直流 ±24V 充電器(2B)	24V DC 2B BATT.CHARGER	0.00	0.00	8.20	Ⅱ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-6	直流 ±24V 蓄電池(2A)	24V DC 2A BATTERY	0.02	0.12	8.32	Ⅰ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-8	直流 ±24V 蓄電池(2B)	24V DC 2B BATTERY	0.00	0.12	8.32	Ⅱ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	地絡検出盤 (直流分電盤2A-1)	PNL-LCP-177	0.00	0.00	8.20	Ⅰ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	地絡検出盤 (直流分電盤2A-2)	PNL-LCP-178	0.00	0.00	8.20	Ⅰ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-3	地絡検出盤 (直流分電盤2B-1)	PNL-LCP-179	0.00	0.00	8.20	Ⅱ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-1	直流 125V 蓄電池(2A)	125V DC 2A BATTERY	0.00	0.10	10.60	Ⅰ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-7	直流 125V 蓄電池(2B)	125V DC 2B BATTERY	0.00	0.10	8.30	Ⅱ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-1-8	直流 125V 蓄電池(2B)	125V DC 2B BATTERY	0.02	0.10	8.30	Ⅱ
直流電源設備	原子炉建屋	CS-B2-1	直流 125V 分電盤(2A-2-1)	125V DC DIST PNL 2A-2-1	0.00	0.00	-4.00	Ⅰ
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-5-1	FPC スキマーサージタンク補給水弁	7-18V71(MO)	4.83	4.93 ※1	43.73	－
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-5-6	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(スイッチ)	LSH-G41-N004	3.41	3.51	42.31	Ⅰ

第3表　防護対象設備リスト（16／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-5-6	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL(スイッチ)	LSL-G41-N005	1.30	1.40	40.20	Ⅰ
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-6-1	FPC SKIMMER SURGE TANK LI	PNL-LCP-133	1.00	1.10	47.60	－
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	SFP内	FUEL POOL TEMP (検出器)	TE-G41-N015	※3	※3	-	－
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-5-1	FPF/DEMIN.CONTROL PNL.	PNL-G41-Z010-100	0.20	0.00	38.80	Ⅰ
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-5-1	FPC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46A	0.62	0.72 ※2	39.52	Ⅰ
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-5-1	FPC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46B	0.63	0.73 ※2	39.53	Ⅰ
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-5-6	SKIMMER SURGE TANK LO LOLEVEL(スイッチ)	LSLL-G41-N006	0.60	0.70	39.50	Ⅰ
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-5-6	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(伝送器)	LT-G41-N100	0.35	0.45	39.25	Ⅰ
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-1	FPC SYS PUMP AREA PNL.	G41-P002	0.42	0.52 ※2	29.52	Ⅰ
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-1	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM(スイッチ)	PSL-G41-N007A	1.13	1.24	30.24	Ⅰ
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-1	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM(スイッチ)	PSL-G41-N007B	1.14	1.23	30.23	Ⅱ
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-6	FPC F/D(A)出口弁	G41-102A(AO)	1.98	1.75	30.75	Ⅰ
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-6	FPC F/D(A)出口流量制御弁	G41-FCV-11A	1.65	1.75	30.75	Ⅰ
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-9	FPC F/D(B)出口弁	G41-102B(AO)	1.65	1.75	30.75	－

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正
※2 床面から計器本体下端部までの高さ
※3 使用済燃料プール上に設置されている機器

第3表　防護対象設備リスト（17／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-9	FPC F/D(B)出口流量制御弁	G41-FCV-11B	1.65	1.75	30.75	－
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-19	FPC 再循環ポンプ(A)	FPC-PMP-C001A	0.21	0.31 ※1	29.31	Ⅰ
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-19	FPC 再循環ポンプ(B)	FPC-PMP-C001B	0.20	0.30 ※1	29.30	Ⅱ
バイタル交流電源設備	原子炉建屋	CS-2-1	バイタル交流分電盤	PNL-VITAL-AC-1	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
バイタル交流電源設備	原子炉建屋	CS-1-5	バイタル交流電源装置	PNL-SUPS	0.00	0.00	8.20	Ⅱ
バイタル交流電源設備	原子炉建屋	CS-1-5	バイタル交流分電盤2	PNL-VITAL-AC-2	0.70	0.80	9.00	Ⅱ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-1	FRVS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-43	0.67	0.77 ※2	39.57	Ⅰ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS 排風機(A)	HVAC-E2-13A	1.25	0.91	39.71	Ⅰ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS 排風機(B)	HVAC-E2-13B	1.25	0.91	39.71	Ⅱ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(A)フィルタ	FRVS-FLT-A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(B)フィルタ	FRVS-FLT-B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-44	0.68	0.78 ※2	39.58	Ⅱ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(A)ヒータ	FRVS-HEX-EHC2-6A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(B)ヒータ	FRVS-HEX-EHC2-6B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(A)ヒータ制御盤	PNL-LCP-122	0.90	1.00	39.80	Ⅰ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(B)ヒータ制御盤	PNL-LCP-125	0.90	1.00	39.80	Ⅱ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS (A) AIR HEATER AUTO RESET(検出器)	TE-26-940A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ

※1 床面からモーター下端部までの高さ
※2 床面から計器本体下端部までの高さ

第3表　防護対象設備リスト（18／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS (B) AIR HEATER AUTO RESET(検出器)	TE-26-940B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS (A) AIR HEATER HAND RESET(検出器)	TE-26-941A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS (B) AIR HEATER HAND RESET(検出器)	TE-26-941B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (A) INLET TEMP(検出器)	TE-26-31.1A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (B) INLET TEMP(検出器)	TE-26-31.1B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (A) OUTLET TEMP(検出器)	TE-26-31.4A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (B) OUTLET TEMP(検出器)	TE-26-31.4B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (A) ADSOVER IN TEMP(検出器)	TE-26-909A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (B) ADSOVER IN TEMP(検出器)	TE-26-909B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (A) ADSOVER OUT TEMP(検出器)	TE-26-910A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS TRAIN (B) ADSOVER OUT TEMP(検出器)	TE-26-910B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS 通常排気系隔離弁(A)	SB2-12A(AO)	4.77	4.87 ※1	43.67	Ⅰ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS 通常排気系隔離弁(B)	SB2-12B(AO)	4.04	4.14 ※1	42.94	Ⅱ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(A)入口ダンパ	SB2-5A(AO)	1.63	1.73 ※1	40.53	Ⅰ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(B)入口ダンパ	SB2-5B(AO)	3.42	3.52 ※1	42.32	Ⅱ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(A)出口ダンパ	SB2-7A(AO)	1.99	1.60	40.40	Ⅰ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS トレイン(B)出口ダンパ	SB2-7B(AO)	1.99	1.60	40.40	Ⅱ

※1 機能喪失高さがダクト中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正

第3表　防護対象設備リスト（19／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS 循環ダンパ（SB2-13A）	SB2-13A(AO)	2.27	2.37 ※1	41.17	Ⅰ
非常用ガス再循環系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS 循環ダンパ（SB2-13B）	SB2-13B(AO)	2.98	3.08 ※1	41.88	Ⅱ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS 排風機(A)	HVAC-E2-10A	0.59	0.69	39.49	Ⅰ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS 排風機(B)	HVAC-E2-10B	0.59	0.69	39.49	Ⅱ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(A)フィルタ	SGTS-FLT-A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(B)フィルタ	SGTS-FLT-B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-47	0.76	0.86 ※2	39.66	Ⅰ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-48	0.76	0.86 ※2	39.66	Ⅱ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(A)ヒータ	SGTS-HEX-EHC2-7A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(B)ヒータ	SGTS-HEX-EHC2-7B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(A)エアヒータ制御盤	PNL-LCP-116	1.00	1.10	39.90	Ⅰ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(B)エアヒータ制御盤	PNL-LCP-119	1.05	1.15	39.95	Ⅱ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS (A) AIR HEATER AUTO RESET(検出器)	TE-26-950A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS (B) AIR HEATER AUTO RESET(検出器)	TE-26-950B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS (A) AIR HEATER HAND RESET(検出器)	TE-26-951A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS (B) AIR HEATER HAND RESET(検出器)	TE-26-951B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (A) INLET TEMP(検出器)	TE-26-30.1A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ

※1 機能喪失高さがダクト中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正
※2 床面から計器本体下端部までの高さ

第3表　防護対象設備リスト（20／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (B) INLET TEMP(検出器)	TE-26-30.1B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (A) OUTLET TEMP(検出器)	TE-26-30.4A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (B) OUTLET TEMP(検出器)	TE-26-30.4B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (A) ADSOVER IN TEMP(検出器)	TE-26-921A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (B) ADSOVER IN TEMP(検出器)	TE-26-921B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (A) ADSOVER OUT TEMP(検出器)	TE-26-922A	0.30	0.40	39.20	Ⅰ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS TRAIN (B) ADSOVER OUT TEMP(検出器)	TE-26-922B	0.30	0.40	39.20	Ⅱ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(A)入口ダンパ	SB2-9A(AO)	1.88	1.60	40.40	Ⅰ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(B)入口ダンパ	SB2-9B(AO)	1.88	1.60	40.40	Ⅱ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(A)出口ダンパ	SB2-11A(AO)	1.88	1.60	40.40	Ⅰ
非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	SGTS トレイン(B)出口ダンパ	SB2-11B(AO)	1.88	1.60	40.40	Ⅱ
非常用ガス再循環系／非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS-SGTS(A)HEATER CONT. PNL	LCP-133	0.51	0.61	39.41	Ⅰ
非常用ガス再循環系／非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS-SGTS(B)HEATER CONT. PNL	LCP-134	0.51	0.61	39.41	Ⅱ
非常用ガス再循環系／非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-1	FRVS SGTS 系入口ダンパ(SB2-4A)	SB2-4A(AO)	5.49	5.10	43.90	Ⅰ
非常用ガス再循環系／非常用ガス処理系	原子炉建屋	RB-5-1	FRVS SGTS 系入口ダンパ(SB2-4B)	SB2-4B(AO)	3.68	3.78 ※1	42.58	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	2C ディーゼル発電機／機関	GEN-DG-2C/DGU-2C	0.24	0.34	1.04	Ⅰ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C 制御盤	DGCP/2C	0.10	0.00	0.70	Ⅰ

※1 機能喪失高さがダクト中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正

第3表　防護対象設備リスト（21／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-2C	0.10	0.00	0.70	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-2C	0.10	0.00	0.70	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C シリコン整流器盤	PNL-DG-SR-2C	0.10	0.00	0.70	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C 交流リアクトル盤	PNL-ACX-2C	0.10	0.00	0.70	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C シリコン整流器用変圧器盤	PNL-SRT-2C	0.10	0.00	0.70	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C 可飽和変流器	PNL-SCT-2C	0.10	0.00	0.70	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C 始動用電磁弁(No.1)	3-14E147D-1	0.45	0.55	1.25	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C 始動用電磁弁(No.2)	3-14E147D-2	0.45	0.55	1.25	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C INST. RACK	R-56	0.27	0.37 ※1	1.07	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C DIESEL ENGINE INST. RACK	R-65	1.18	1.28 ※1	1.98	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C シリンダー油タンク	DG-VSL-2C-DGLO-2	4.20	4.30	5.00	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B2-5	DG 2C 潤滑油サンプタンク	DG-VSL-2C-DGLO-1	2.80	2.90	-1.10	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2C潤滑油サンプタンクベント管	7-6-DGLO-125	2.36	2.46	11.46	－
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-8	DG 2C燃料油タンク(燃料デイタンク)	DG-VSL-2C-DO-1	※2	※2	-	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2C燃料油タンクベント管	3-11/4-DO-120	2.65	2.75	11.75	－
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-8	燃料デイタンク液面レベルスイッチ(2C)	DG-LITS-105	0.87	0.97	5.02	I
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2C機関ベント管	7-8-DGLO-113	3.00	3.10	12.10	－

※1 床面から計器本体下端部までの高さ
※2 当該区画内では被水・没水の影響を受けない機器（ベント管が他区画にあるため対象機器として記載）

第3表　防護対象設備リスト（22／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	2D ディーゼル発電機／機関	GEN-DG-2D/DGU-2D	0.24	0.34	1.04	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D 制御盤	DGCP/2D	0.10	0.00	0.70	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-2D	0.10	0.00	0.70	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-2D	0.10	0.00	0.70	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D シリコン整流器盤	PNL-DG-SR-2D	0.10	0.00	0.70	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D 交流リアクトル盤	PNL-ACX-2D	0.10	0.00	0.70	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D シリコン整流器用変圧器盤	PNL-SRT-2D	0.10	0.00	0.70	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D 可飽和変流器	PNL-SCT-2D	0.10	0.00	0.70	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D 始動用電磁弁(No.1)	3-14-E47D-1	0.45	0.55	1.25	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D 始動用電磁弁(No.2)	3-14-E47D-2	0.45	0.55	1.25	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D INST. RACK	R-52	0.30	0.40 ※1	1.10	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D DIESEL ENGINE INST. RACK	R-64	1.18	1.28 ※1	1.98	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D シリンダー油タンク	DG-VSL-2D-DGLO-2	4.80	4.90	5.60	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B2-3	DG 2D 潤滑油サンプタンク	DG-VSL-2D-DGLO-1	2.80	2.90	-1.10	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2D潤滑油サンプタンクベント管	7-6-DGLO-25	3.16	3.26	12.26	－
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-6	DG 2D燃料油タンク(燃料デイタンク)	DG-VSL-2D-DO-1	※2	※2	-	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2D燃料油タンクベント管	3-11/4-DO-20	2.65	2.75	11.75	－

※1 床面から計器本体下端部までの高さ
※2 当該区画内では被水・没水の影響を受けない機器（ベント管が他区画にあるため対象機器として記載）

第3表　防護対象設備リスト（23／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-6	燃料デイタンク液面レベルスイッチ(2D)	DG-LITS-5	0.86	0.96	5.61	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2D機関ベント管	7-8-DGLO-13	3.20	3.30	12.30	－
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2C吸気系フィルタ（L側）	DG-2C-AE-FLT-INTAKE-L	3.14	3.24	12.24	Ⅰ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2C吸気系フィルタ（R側）	DG-2C-AE-FLT-INTAKE-R	3.14	3.24	12.24	Ⅰ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2D吸気系フィルタ（L側）	DG-2D-AE-FLT-INTAKE-L	3.14	3.24	12.24	Ⅱ
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2D吸気系フィルタ（R側）	DG-2D-AE-FLT-INTAKE-R	3.14	3.24	12.24	Ⅱ
非常用ディーゼル発電機海水系	屋外	(取水口)	DGSW ポンプ(2C)	DGSW-PMP-2C	1.29	1.39 ※1	2.19	Ⅰ
非常用ディーゼル発電機海水系	屋外	(取水口)	DGSW ポンプ(2D)	DGSW-PMP-2D	1.29	1.39 ※1	2.19	Ⅱ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS ディーゼル発電機／機関	GEN-DG-HPCS/DGU-HPCS	0.24	0.34	1.04	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	DG HPCS 制御盤	DGCP/2H	0.00	0.00	0.70	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-HPCS	0.00	0.00	0.70	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-HPCS	0.00	0.00	0.70	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG シリコン整流器盤	PNL-DG-SR-HPCS	0.00	0.00	0.70	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG 交流リアクトル盤	PNL-ACX-HPCS	0.00	0.00	0.70	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG シリコン整流器用変圧器盤	PNL-SRT-HPCS	0.00	0.00	0.70	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG 可飽和変流器盤	PNL-SCT-HPCS	0.00	0.00	0.70	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG 起動用電磁弁(No.1)	3-14E247D-1	0.45	0.55	1.25	Ⅲ

※1 床面からモーター下端部までの高さ

第3表　防護対象設備リスト（24／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG 起動用電磁弁(No.2)	3-14E247D-2	0.45	0.55	1.25	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	DG HPCS INST. RACK	R-60	0.27	0.37 ※1	1.07	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	DG HPCS DIESEL ENGINE INST. RACK	R-66	1.18	1.28 ※1	1.98	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG シリンダー油タンク	DG-VSL-HPCS-DGLO-2	4.80	4.90	5.60	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B2-4	HPCS DG 潤滑油サンプタンク	DG-VSL-HPCS-DGLO-1	2.80	2.90	-1.10	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG潤滑油サンプタンクベント管	7-6-DGLO-225	2.36	2.46	11.46	－
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-7	HPCS DG燃料油タンク(燃料デイタンク)	DG-VSL-HPCS-DO-1	※3	※3	-	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG燃料油タンクベント管	3-11/4-DO-220	2.65	2.75	11.75	－
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-7	燃料デイタンク液面レベルスイッチ(HPCS)	DG-LITS-205	0.84	0.94	5.59	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG機関ベント管	7-8-DGLO-213	3.10	3.20	12.20	－
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG吸気系フィルタ（L側）	DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-L	3.14	3.24	12.24	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG吸気系フィルタ（R側）	DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-R	3.14	3.24	12.24	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	屋外	（取水口）	HPCS-DGSW ポンプ	DGSW-PMP-HPCS	1.29	1.39 ※2	2.19	Ⅲ
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2Cルーフベントファン	PV2-10	0.40	0.50	9.50	Ⅰ
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2Cルーフベントファン	PV2-11	0.40	0.50	9.50	Ⅰ
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2Dルーフベントファン	PV2-6	0.40	0.50	9.50	Ⅱ
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG 2Dルーフベントファン	PV2-7	0.40	0.50	9.50	Ⅱ

※1 床面から計器本体下端部までの高さ
※2 床面からモーター下端部までの高さ
※3 当該区画内では被水・没水の影響を受けない機器（ベント管が他区画にあるため対象機器として記載）

第3表　防護対象設備リスト（25／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG HPCSルーフベントファン	PV2-8	0.40	0.50	9.50	Ⅲ
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	DG HPCSルーフベントファン	PV2-9	0.40	0.50	9.50	Ⅲ
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(A)	AO-T41-F060A	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(B)	AO-T41-F060B	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(C)	AO-T41-F060C	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(D)	AO-T41-F060D	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(E)	AO-T41-F060E	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(F)	AO-T41-F060F	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(A)	AO-T41-F061A	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(B)	AO-T41-F061B	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(C)	AO-T41-F061C	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2D DG室外気取入ダンパ(D)	AO-T41-F061D	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	CS-B1-3	HVAC D/G 2D EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P008	0.70	0.80	1.50	Ⅱ
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(A)	AO-T41-F062A	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(B)	AO-T41-F062B	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(C)	AO-T41-F062C	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(D)	AO-T41-F062D	0.40	0.50 ※1	9.50	－

※1 機能喪失高さがガラリ中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正

第3表　防護対象設備リスト（26／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(A)	AO-T41-F063A	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(B)	AO-T41-F063B	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(C)	AO-T41-F063C	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	HPCS DG室外気取入ダンパ(D)	AO-T41-F063D	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	CS-B1-4	HVAC D/G HPCS EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P009	0.50	0.60	1.30	Ⅲ
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(A)	AO-T41-F064A	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(B)	AO-T41-F064B	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(C)	AO-T41-F064C	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(D)	AO-T41-F064D	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(A)	AO-T41-F065A	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(B)	AO-T41-F065B	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(C)	AO-T41-F065C	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	(C/S屋上)	2C DG室外気取入ダンパ(D)	AO-T41-F065D	0.40	0.50 ※1	9.50	－
ディーゼル室換気系	原子炉建屋	CS-B1-5	HVAC D/G 2C EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P010	0.50	0.60	1.30	Ⅰ
ディーゼル発電機燃料油系	屋外	(屋外)	燃料移送ポンプ(A)	DO-PMP-A	※2	※2	-	Ⅱ
ディーゼル発電機燃料油系	屋外	(屋外)	燃料移送ポンプ(B)	DO-PMP-B	※2	※2	-	Ⅲ
ディーゼル発電機燃料油系	屋外	(屋外)	燃料移送ポンプ(C)	DO-PMP-C	※2	※2	-	Ⅰ
ディーゼル発電機燃料油系	屋外	(屋外)	軽油貯蔵タンク	-	※2	※2	-	Ⅰ，Ⅱ

※1 機能喪失高さがガラリ中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正
※2 移設(地下化)計画中であり，溢水影響が及ばないように設計

第3表　防護対象設備リスト（27／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-6-1	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (A)(検出器)	D17-N300A	4.40	4.50	51.00	Ⅰ
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-6-1	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (B)(検出器)	D17-N300B	4.40	4.50	51.00	Ⅰ
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-6-1	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (C)(検出器)	D17-N300C	4.40	4.50	51.00	Ⅱ
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-6-1	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (D)(検出器)	D17-N300D	4.40	4.50	51.00	Ⅱ
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-3-2	MAIN STEAM LINE (A) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003A	0.20	0.00	20.30	Ⅰ
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-3-2	MAIN STEAM LINE (B) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003B	0.20	0.00	20.30	Ⅰ
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-3-2	MAIN STEAM LINE (C) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003C	0.20	0.00	20.30	Ⅱ
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RB-3-2	MAIN STEAM LINE (D) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003D	0.20	0.00	20.30	Ⅱ
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	CS-3-2	原子炉建屋排気筒モニタ(A)(検出器)	D17-N009A	3.19	3.29	25.29	Ⅰ
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	CS-3-2	原子炉建屋排気筒モニタ(B)(検出器)	D17-N009B	3.19	3.29	25.29	Ⅰ
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	CS-3-2	原子炉建屋排気筒モニタ(C)(検出器)	D17-N009C	3.19	3.29	25.29	Ⅱ
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	CS-3-2	原子炉建屋排気筒モニタ(D)(検出器)	D17-N009D	3.19	3.29	25.29	Ⅱ
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	ほう酸水注入ポンプ(A)	SLC-PMP-C001A	0.46	0.56	39.36	Ⅰ
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	ほう酸水注入ポンプ(B)	SLC-PMP-C001B	0.46	0.56	39.36	Ⅱ
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	ほう酸水貯蔵タンク	SLC-VSL-A001	0.63	0.73	39.53	Ⅰ，Ⅱ
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	SLC 計装ラック	H22-P011	0.54	0.64 ※1	39.44	Ⅱ
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	SLC 貯蔵タンク出口弁(A)	C41-F001A(MO)	0.74	0.84	39.64	Ⅰ
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	SLC 貯蔵タンク出口弁(B)	C41-F001B(MO)	0.74	0.84	39.64	Ⅱ
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	SLC 爆破弁(A)	C41-F004A	1.91	2.01	40.81	Ⅰ
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	SLC 爆破弁(B)	C41-F004B	1.91	2.01	40.81	Ⅱ

第3表　防護対象設備リスト（28／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-5-3	SLC PUMP DISCH PRESS（伝送器)	PT-C41-N004	1.34	1.44	40.24	Ⅰ，Ⅱ
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-3-2	SLC テスト逆止弁バイパス弁	C41-FF004(AO)	2.98	2.80	23.10	Ⅱ
補機冷却海水系	屋外	(取水口)	ASW ポンプ(A)	ASW-PMP-A	1.95	2.05 ※2	2.85	Ⅰ
補機冷却海水系	屋外	(取水口)	ASW ポンプ(B)	ASW-PMP-B	1.95	2.05 ※2	2.85	Ⅱ
補機冷却海水系	屋外	(取水口)	ASW ポンプ(C)	ASW-PMP-C	1.95	2.05 ※2	2.85	－
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-3-1	MSL AREA DIFF TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N029A	1.90以上	2.00以上	22.30以上	Ⅰ
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-3-1	MSL AREA DIFF TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N029B	1.90以上	2.00以上	22.30以上	Ⅱ
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-3-1	MSL AREA DIFF TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N029C	1.90以上	2.00以上	22.30以上	Ⅰ

※1 床面から計器本体下端部までの高さ
※2 床面からモーター下端部までの高さ

第3表　防護対象設備リスト（29／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-3-1	MSL AREA DIFF TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N029D	1.90以上	2.00以上	22.30以上	Ⅱ
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-1	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N031A	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅰ
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-1	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N031B	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅱ
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-1	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N031C	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅰ
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-1	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N031D	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅱ
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-9	MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N030A	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅰ
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-9	MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N030B	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅱ
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-9	MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N030C	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅰ
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-2-9	MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N030D	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅱ
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-3-2	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F010A(AO)	0.50	0.60	20.90	Ⅰ
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-3-2	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F011A(AO)	0.50	0.60	20.90	Ⅱ
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-B1-1	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F010B(AO)	0.40	0.50	2.50	Ⅰ
漏えい検出系	原子炉建屋	RB-B1-1	核分裂生成物モニタ系サンプリング弁	E31-F011B(AO)	0.42	0.52	2.52	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N044A	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N044B	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N044C	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N044D	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N045A	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N045B	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N045C	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅰ

第3表　防護対象設備リスト（30／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N045D	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N046A	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N046B	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N046C	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N046D	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-15	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N039A	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-15	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N039B	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-15	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N039C	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-15	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N039D	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N040A	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N040B	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N040C	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N040D	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N041A	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N041B	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N041C	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N041D	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N042A	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N042B	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N042C	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅰ

第3表　防護対象設備リスト（31／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N042D	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N043A	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N043B	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N043C	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-16	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N043D	1.90以上	2.00以上	16.00以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N047A	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N047B	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅱ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N047C	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅰ
漏えい検出系	タービン建屋	TB-1-14	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N047D	1.90以上	2.00以上	10.20以上	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS ブロワ(A)	FCS-HVA-T49-BLOWER-A	0.20	0.30	20.60	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS 再結合器(A)	FCS-HEX-1A	0.20	0.30	20.60	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS 加熱器(A)	FCS-HEX-HTR-A	0.20	0.30	20.60	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	ブロワ(A)入口ガス温度(検出器)	TE-T49-2A	0.20	0.30	20.60	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	加熱管2/3位置(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-4A	0.20	0.30	20.60	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	加熱管(A)出口ガス温度(検出器)	TE-T49-5A	0.20	0.30	20.60	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	加熱管(A)出口壁温度(検出器)	TE-T49-6A	0.20	0.30	20.60	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	再結合(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-7A	0.20	0.30	20.60	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	再結合器(A)壁温度(検出器)	TE-T49-8A	0.20	0.30	20.60	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	再循環(A)ガス温度(検出器)	TE-T49-9A	0.20	0.30	20.60	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS ヒータ制御盤(A)	PNL-FCS-HEATER-A	0.20	0.00	20.30	Ⅰ

第3表　防護対象設備リスト（32／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS (A)冷却器冷却水元弁	E12-FF104A(MO)	0.35	0.45	20.75	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS 冷却器冷却水入口弁	MV-10A(MO)	0.20	0.30	20.60	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS 入口制御弁	FV-1A(MO)	0.20	0.30	20.60	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS 再循環制御弁	FV-2A(MO)	0.20	0.30	20.60	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS(A)系統流量計装	-	0.84	0.94 ※1	21.24	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS ブロワ(B)	FCS-HVA-T49-BLOWER-B	0.20	0.30	20.60	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS 再結合器(B)	FCS-HEX-1B	0.20	0.30	20.60	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS 加熱器(B)	FCS-HEX-HTR-B	0.20	0.30	20.60	Ⅱ

※1　床面から計器本体下端部までの高さ

第3表　防護対象設備リスト（33／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	ブロワ(B)入口ガス温度(検出器)	TE-T49-2B	0.20	0.30	20.60	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	加熱管2/3位置(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-4B	0.20	0.30	20.60	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	加熱管(B)出口ガス温度(検出器)	TE-T49-5B	0.20	0.30	20.60	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	加熱管(B)出口壁温度(検出器)	TE-T49-6B	0.20	0.30	20.60	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	再結合(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-7B	0.20	0.30	20.60	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	再結合器(B)壁温度(検出器)	TE-T49-8B	0.20	0.30	20.60	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	再循環(B)ガス温度(検出器)	TE-T49-9B	0.20	0.30	20.60	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS ヒータ制御盤(B)	PNL-FCS-HEATER-B	0.20	0.00	20.30	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS (B) 冷却器冷却水元弁	E12-FF104B(MO)	0.74	0.45	20.75	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS 冷却器冷却水入口弁	MV-10B(MO)	0.20	0.30	20.60	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS 入口制御弁	FV-1B(MO)	0.20	0.30	20.60	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS 再循環制御弁	FV-2B(MO)	0.20	0.30	20.60	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS (B) 系統流量計装	-	0.84	0.94 ※1	21.24	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-2-3	FCS (B)系 入口管隔離弁	2-43V-1B(MO)	4.00	4.10 ※2	18.10	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-2-8	FCS (A)系入口管隔離弁	2-43V-1A(MO)	1.78	1.88 ※2	15.88	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-1-1	FCS (A)系出口管隔離弁	2-43V-3A(MO)	1.53	1.63 ※2	9.83	Ⅰ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-1-1	FCS (A)系出口弁	2-43V-2A(MO)	1.27	1.37 ※2	9.57	Ⅰ

※1 床面から計器本体下端部までの高さ
※2 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正

第3表　防護対象設備リスト（34／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-1-2	FCS (B)系出口管隔離弁	2-43V-3B(MO)	2.24	1.80	10.00	Ⅱ
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-1-2	FCS (B)系出口弁	2-43V-2B(MO)	2.24	1.80	10.00	Ⅱ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-4-1	RCIC 注入弁	E51-F013(MO)	5.67	5.26	34.26	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-3-6	RCIC 外側隔離弁	E51-F064(MO)	3.28	3.38 ※1	23.68	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B1-1	RCIC タービン排気弁	E51-F068(MO)	4.10	4.20	6.20	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B1-1	RCIC 真空ポンプ出口弁	E51-F069(MO)	4.40	4.12	6.12	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B1-1	RCIC DIV-Ⅰ計装ラック	H22-P017	0.48	0.58 ※2	2.58	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B1-9	RCIC DIV-Ⅱ計装ラック	H22-P029	0.51	0.61 ※2	2.61	Ⅱ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC ポンプ/タービン	RCIC-PMP-C001/TBN-RCIC-C002	0.35	0.45	-3.55	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC ポンプサプレッションプール水供給弁	E51-F031(MO)	1.85	1.50	-2.50	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC ミニフロー弁	E51-F019(MO)	1.50	1.60 ※1	-2.40	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC 潤滑油クーラー冷却水供給弁	E51-F046(MO)	1.43	1.53 ※1	-2.47	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC 蒸気供給弁	E51-F045(MO)	2.24	1.90	-2.10	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC 弁(E51-F045)バイパス弁	E51-F095(MO)	1.80	1.90	-2.10	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC トリップ／スロットル弁	E51-C002(MO)	0.94	1.04	-2.96	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	油圧作動弁 ガバナ弁	GOVERNING VALVE	0.35	0.45	-3.55	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	ガバナ	-	0.35	0.45	-3.55	Ⅰ

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正
※2 床面から計器本体下端部までの高さ

第3表　防護対象設備リスト（35／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	PUMP DISCHARGE PRESS（スイッチ）	PSH-E51-N020	1.26	1.36	-2.64	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	PUMP DISCHARGE H/L FLOW(伝送器)	FT-E51-N002	1.21	1.31	-2.69	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	FI-E51-N002計器収納箱	-	2.56	2.66	-1.34	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC PUMP DISCHARGE FLOW(伝送器)	FT-E51-N003	1.26	1.36	-2.64	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC 蒸気入口ドレンポット排水弁	E51-F025(AO)	0.80	0.40	-3.60	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-17	RCIC 真空ポンプ	RCIC-PMP-VAC	0.13	0.23 ※1	-3.77	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-17	RCIC 復水ポンプ	RCIC-PMP-COND	0.13	0.23 ※1	-3.77	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-17	RCIC バキュームタンク復水排水弁	E51-F004(AO)	0.53	0.36	-3.64	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-17	RCIC バキュームタンク復水排水弁	E51-F005(AO)	0.53	0.36	-3.64	Ⅱ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	CS-3-1	RCIC TURBINE CONTROL BOX	LCP-105	0.20	0.00	23.00	Ⅰ
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-4-1	RCIC 弁(E51-F065)均圧弁	E51-FF008(AO)	3.90	4.00	33.00	Ⅰ
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	RB-B2-1	HPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-2	0.35	0.45	-3.55	Ⅲ
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	RB-B2-19	HPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-1	0.35	0.45	-3.55	Ⅲ
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	RB-B2-3	RHR (B)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-5	0.64	0.27	-3.73	Ⅱ
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	RB-B2-6	RHR (C)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-6	0.64	0.27	-3.73	Ⅱ
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	RB-B2-7	RHR (A)ポンプ室空調機	HVAC-AH2-7	0.35	0.45	-3.55	Ⅰ
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	RB-B2-17	RCIC ポンプ・タービン室空調機	HVAC-AH2-4	0.35	0.45	-3.55	Ⅰ

※1 床面からモーター下端部までの高さ

第3表　防護対象設備リスト（36／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	RB-B2-13	LPCS ポンプ室空調機	HVAC-AH2-3	0.62	0.27	-3.73	Ⅰ
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-1	C/S給気隔離ダンパ（通常系）	SB2-1A(AO)	1.17	1.27 ※1	24.27	Ⅰ
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-1	C/S給気隔離ダンパ（通常系）	SB2-1B(AO)	1.17	1.27 ※1	24.27	Ⅱ
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-1	C/S給気隔離ダンパ	SB2-1C(AO)	2.90	3.00 ※1	30.50	Ⅰ
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-1	C/S給気隔離ダンパ	SB2-1D(AO)	5.30	5.40 ※1	32.90	Ⅱ
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-2	C/S排気隔離ダンパ（通常系）	SB2-2A(AO)	2.00	2.10 ※1	24.10	Ⅱ
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-2	C/S排気隔離ダンパ（通常系）	SB2-2B(AO)	2.00	2.10 ※1	24.10	Ⅰ
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-3	C/S排気隔離ダンパ	SB2-2C(AO)	2.00	2.10 ※1	24.10	Ⅱ
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-3	C/S排気隔離ダンパ	SB2-2D(AO)	2.00	2.10 ※1	24.10	Ⅰ
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-2-9	原子炉再循環系(A)計装ラック	H22-P022	0.48	0.58 ※2	14.58	Ⅱ
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-2-8	原子炉再循環系(B)計装ラック	H22-P006	0.45	0.55 ※2	14.55	Ⅰ
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-5	原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V2(AO)	0.40	0.50	20.80	－
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-5	原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V4(AO)	0.40	0.50	20.80	－
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-5	原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V6(AO)	0.40	0.50	20.80	－
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-5	原子炉再循環ポンプ(B)流量制御弁	B35-F060B-V8(AO)	0.40	0.50	20.80	－
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-6	原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V1(AO)	0.40	0.50	20.80	－
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-6	原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V3(AO)	0.40	0.50	20.80	－

※1 機能喪失高さがダクト中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正
※2 床面から計器本体下端部までの高さ

第3表　防護対象設備リスト（37／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-6	原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V5(AO)	0.40	0.50	20.80	－
原子炉再循環系	原子炉建屋	RB-3-6	原子炉再循環ポンプ(A)流量制御弁	B35-F060A-V7(AO)	0.40	0.50	20.80	－
原子炉冷却材浄化系	原子炉建屋	RB-2-10	CUW 外側隔離弁	G33-F004(MO)	1.54	0.73	14.73	Ⅰ
高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-3-2	HPCS 注入弁	E22-F004(MO)	6.10	5.14	25.44	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B1-9	HPCS DIV-Ⅲ計装ラック	H22-P024	0.48	0.58 ※1	2.58	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B1-2	HPCS ポンプ入口弁(CST側)	E22-F001(MO)	1.85	0.81	2.81	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B2-18	HPCS ポンプ	HPCS-PMP-C001	2.58	2.68 ※2	-1.32	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B2-19	HPCS ミニフロー弁	E22-F012(MO)	2.38	2.48 ※3	-1.52	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B2-1	HPCS ポンプ入口弁(S/P側)	E22-F015(MO)	2.25	1.52	-2.48	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系	CSTエリア	CST-B1-1	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054A	0.82	0.92	3.92	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系	CSTエリア	CST-B1-1	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054B	0.82	0.92	3.92	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系	CSTエリア	CST-B1-1	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054C	0.80	0.90	3.90	Ⅲ
高圧炉心スプレイ系	CSTエリア	CST-B1-1	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054D	0.81	0.91	3.91	Ⅲ
低圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-3-1	LPCS 注入弁	E21-F005(MO)	4.46	4.56 ※3	24.86	Ⅰ
低圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B1-1	LPCS 計装ラック	H22-P001	0.52	0.62 ※1	2.62	Ⅰ
低圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B2-12	LPCS ポンプ	LPCS-PMP-C001	2.58	2.68 ※2	-1.32	Ⅰ
低圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B2-12	LPCS ポンプ入口弁	E21-F001(MO)	2.19	1.50	-2.50	Ⅰ

※1 床面から計器本体下端部までの高さ
※2 床面からモーター下端部までの高さ
※3 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正

第3表　防護対象設備リスト（38／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
低圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-B2-12	LPCS ミニフロー弁	E21-F011(MO)	0.82	0.50	-3.50	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	プロセス放射線モニタ記録計盤	H13-P600	0.00	0.00	18.00	Ⅰ，Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	非常用炉心冷却系制御盤	H13-P601	0.00	0.00	18.00	Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉補機制御盤	H13-P602	0.00	0.00	18.00	Ⅰ，Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉制御操作盤	H13-P603	0.00	0.00	18.00	Ⅰ，Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	プロセス放射線モニタ計装盤	H13-P604	0.00	0.00	18.00	Ⅰ，Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	TIP 制御盤	H13-P607	0.00	0.00	18.00	Ⅰ，Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	出力領域モニタ計装盤	H13-P608	0.00	0.00	18.00	Ⅰ，Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉保護系(A)継電器盤	H13-P609	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉保護系(B)継電器盤	H13-P611	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	プロセス計装盤	H13-P613	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	プロセス計装盤	H13-P617	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	残留熱除去系(B),(C)補助継電器盤	H13-P618	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	ジェットポンプ計装盤	H13-P619	0.00	0.00	18.00	Ⅰ，Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉隔離時冷却系継電器盤	H13-P621	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉格納容器内側隔離系継電器盤	H13-P622	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉格納容器外側隔離系継電器盤	H13-P623	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	高圧炉心スプレイ系継電器盤	H13-P625	0.00	0.00	18.00	Ⅲ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	自動減圧系(A)継電器盤	H13-P628	0.00	0.00	18.00	Ⅰ

第3表　防護対象設備リスト（39／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系(A)補助継電器盤	H13-P629	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	自動減圧系(B)継電器盤	H13-P631	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	漏えい検出系操作盤	H13-P632	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	プロセス放射線モニタ，起動時領域モニタ(A)操作盤	H13-P635	0.00	0.00	18.00	Ⅰ，Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	プロセス放射線モニタ，起動時領域モニタ(B)操作盤	H13-P636	0.00	0.00	18.00	Ⅰ，Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	格納容器雰囲気監視系(A)操作盤	H13-P638	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	格納容器雰囲気監視系(B)操作盤	H13-P639	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	漏えい検出系操作盤	H13-P642	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	サプレッションプール温度記録計盤(A)	H13-P689	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	サプレッションプール温度記録計盤(B)	H13-P690	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉保護系(1A)トリップユニット盤	H13-P921	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉保護系(1B)トリップユニット盤	H13-P922	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉保護系(2A)トリップユニット盤	H13-P923	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉保護系(2B)トリップユニット盤	H13-P924	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	緊急時炉心冷却系(DIV-Ⅰ-1)トリップユニット盤	H13-P925	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	緊急時炉心冷却系(DIV-Ⅱ-1)トリップユニット盤	H13-P926	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	緊急時炉心冷却系(DIV-Ⅰ-2)トリップユニット盤	H13-P927	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	高圧炉心スプレイ系トリップユニット盤	H13-P929	0.00	0.00	18.00	Ⅲ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	所内電気操作盤	CP-1	0.00	0.00	18.00	Ⅰ，Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	タービン発電機操作盤	CP-2	0.00	0.00	18.00	Ⅱ

第3表　防護対象設備リスト（40／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	タービン補機操作盤	CP-3	0.00	0.00	18.00	－
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	タービン補機盤	CP-4	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	窒素置換－空調換気制御盤	CP-5	0.00	0.00	18.00	Ⅰ，Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	非常用ガス処理系，非常用ガス循環系(A)操作盤	CP-6A	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	非常用ガス処理系，非常用ガス循環系(B)操作盤	CP-6B	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	TURBINE　GENERATOR　V. B	CP-8	0.00	0.00	18.00	－
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	タービン補機補助継電器盤	CP-9	0.00	0.00	18.00	Ⅰ，Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	発電機・主変圧器保護リレー盤	CP-10A	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	発電機・主変圧器保護リレー盤	CP-10B	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	予備変圧器保護リレー盤	CP-10C	0.00	0.00	18.00	Ⅲ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	タービン補機盤	CP-11	0.00	0.00	18.00	－
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	ＭＳＩＶ-ＬＣＳ(A)制御盤	CP-13	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	ＭＳＩＶ-ＬＣＳ(B)制御盤	CP-14	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	可燃性ガス濃度制御盤(A)	CP-15	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	可燃性ガス濃度制御盤(B)	CP-16	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	送・受電系統制御盤	CP-30	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	開閉所保護リレー盤	CP-32	0.00	0.00	18.00	Ⅱ
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	原子炉廻り温度記録計盤	H13-P614	0.00	0.00	18.00	Ⅰ
中性子計装系	原子炉建屋	RB-3-1	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P030	0.79	0.89	21.19	Ⅰ
中性子計装系	原子炉建屋	RB-3-2	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P031	0.79	0.89	21.19	Ⅰ

第3表　防護対象設備リスト（41／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
中性子計装系	原子炉建屋	RB-3-1	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P032	0.77	0.87	21.17	Ⅱ
中性子計装系	原子炉建屋	RB-3-2	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P033	1.11	1.21	21.51	Ⅱ
中性子計装系	原子炉建屋	RB-2-8	TIP 駆動装置電気盤	LCP-200	0.20	0.00	14.00	Ⅰ
中性子計装系	原子炉建屋	RB-2-6	TIP N2隔離弁	C51-SO-F010(電磁弁)	1.16	1.26	15.26	Ⅰ
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-1-1	MSIVステムリークドレン弁(A)	E32-FF009A(MO)	1.76	1.86 ※1	10.06	Ⅰ
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-1-2	MSIVステムリークドレン弁(B)	E32-FF009B(MO)	2.42	2.52	10.72	Ⅱ
ドライウェル冷却系	原子炉建屋	RB-2-8	ドライウェル冷水入口隔離弁	7-90V13(MO)	3.40	3.50 ※1	17.50	Ⅰ
ドライウェル冷却系	原子炉建屋	RB-2-8	ドライウェル冷水出口隔離弁	7-90V17(MO)	2.15	2.25 ※1	16.25	Ⅰ

※1　機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正

第3表　防護対象設備リスト（42／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-3-2	PCV PRESS (A) (伝送器)	PT-26-79.51A	0.96	1.06	21.36	Ⅰ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-3-2	PCV PRESS (B) (伝送器)	PT-26-79.51B	0.97	1.07	21.37	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-3-1	PCV PRESS	PT-26-79.53	1.24	1.34	21.64	Ⅰ，Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-3-2	PCV PRESS (伝送器)	PT-26-79.5R	0.96	1.06	21.36	Ⅰ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-1	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52A	1.09	1.19	9.39	－
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-2	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52B	1.40	1.50	9.70	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B2-6	SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器)	LT-26-79.5R	1.28	1.38	-2.62	Ⅰ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B2-13	SUPP CHAMBER LEVEL (A) (伝送器)	LT-26-79.5A	1.30	1.40	-2.60	Ⅰ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B2-6	SUPP CHAMBER LEVEL (B) (伝送器)	LT-26-79.5B	1.28	1.38	-2.62	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-5-14	原子炉建屋換気系ベント弁(SB2-14)	2-26B-13(AO)	3.50	3.60 ※1	42.40	Ⅰ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-5-14	FRVS ベント弁 (SB2-3)	2-26B-14(AO)	2.27	2.37 ※1	41.17	Ⅰ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-4-3	ドライウェルベント弁	2-26B-12(AO)	4.63	4.73 ※1	33.73	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-4-3	ドライウェル 2インチ ベント弁	2-26V9(AO)	5.55	5.65	34.65	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-2	サプレッション・チェンバベント弁	2-26B-10(AO)	2.96	3.06 ※1	11.26	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-2	サプレッション・チェンバベント弁	2-26B-11(AO)	1.98	2.08 ※1	10.28	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-1	サプレッション・チェンバ真空破壊止め弁	2-26B-3(AO)	1.05	0.60	8.80	Ⅰ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-1	サプレッション・チェンバ真空破壊止め弁	2-26B-4(AO)	1.30	1.33 ※1	9.53	Ⅱ

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正

第3表　防護対象設備リスト（43／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-1	サプレッション・チェンバパージ弁	2-26B-5(AO)	0.66	0.76 ※1	8.96	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-1-1	サプレッション・チェンバN2ガス供給弁	2-26B-6(AO)	1.51	1.53 ※1	9.73	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-2-8	エアパージ供給入口弁	2-26B-1(AO)	3.57	3.67 ※1	17.67	Ⅰ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-2-9	格納容器パージ弁	2-26B-2(AO)	3.59	3.69 ※1	17.69	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-2-8	格納容器／サプレッション・チェンバN2ガス供給弁	2-26B-7(AO)	1.03	1.13 ※1	15.13	Ⅰ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-2-8	N2ガスパージ供給弁	2-26B-8(AO)	3.68	3.78 ※1	17.78	Ⅰ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-2-9	格納容器N2ガス供給弁	2-26B-9(AO)	3.93	3.85	17.85	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-1	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V81(電磁弁)	1.10	1.20	3.20	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-1	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V82(電磁弁)	0.50	0.60	2.60	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-1	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V83(電磁弁)	0.50	0.60	2.60	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-1	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V84(電磁弁)	1.10	1.20	3.20	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-1	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V85(電磁弁)	1.70	1.80	3.80	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-1	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V86(電磁弁)	1.70	1.80	3.80	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-2	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V87(電磁弁)	1.20	1.30	3.30	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-2	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V88(電磁弁)	0.80	0.90	2.90	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-2	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V89(電磁弁)	0.40	0.50	2.50	Ⅱ
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-2	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V90(電磁弁)	0.80	0.90	2.90	Ⅱ

※1　機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正

第3表　防護対象設備リスト（44／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
不活性ガス系	原子炉建屋	RB-B1-2	ドライウェル真空破壊弁テスト用電磁弁	2-26V91(電磁弁)	1.20	1.30	3.30	Ⅱ
事故時サンプリング系	原子炉建屋	RB-3-1	D/W内サンプリングバイパス弁	V25-1008(電磁弁)	0.64	0.74	21.04	Ⅱ
試料採取系	原子炉建屋	RB-4-2	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51A1(電磁弁)	1.59	1.69	30.69	－
試料採取系	原子炉建屋	RB-4-2	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51A2(電磁弁)	1.59	1.69	30.69	－
試料採取系	原子炉建屋	RB-3-2	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51B1(電磁弁)	3.80	3.90	24.20	－
試料採取系	原子炉建屋	RB-3-2	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51B2(電磁弁)	3.80	3.90	24.20	－
試料採取系	原子炉建屋	RB-3-2	PLR 炉水サンプリング弁(外側隔離弁)	B35-F020(AO)	0.62	0.46	20.76	Ⅰ
試料採取系	原子炉建屋	RB-2-3	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51C1(電磁弁)	3.90	4.00	18.00	－
試料採取系	原子炉建屋	RB-2-3	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51C2(電磁弁)	3.90	4.00	18.00	－
試料採取系	原子炉建屋	RB-1-2	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51D1(電磁弁)	1.90以上	2.00以上	10.20以上	－
試料採取系	原子炉建屋	RB-1-2	格納容器酸素分析系サンプリング弁	25-51D2(電磁弁)	1.90以上	2.00以上	10.20以上	－
試料採取系	原子炉建屋	RB-B1-1	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E1(電磁弁)	3.20	3.30	5.30	－
試料採取系	原子炉建屋	RB-B1-1	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E2(電磁弁)	3.20	3.30	5.30	－
放射性廃棄物処理系	原子炉建屋	RB-B1-8	原子炉格納容器ドレン系機器ドレン隔離弁（外側）	G13-F132(AO)	3.63	3.48	5.48	Ⅰ
放射性廃棄物処理系	原子炉建屋	RB-B1-8	原子炉格納容器ドレン系機器ドレン隔離弁（内側）	G13-F133(AO)	3.63	3.48	5.48	Ⅱ
放射性廃棄物処理系	原子炉建屋	RB-B1-8	原子炉格納容器ドレン系床ドレン隔離弁（外側）	G13-F129(AO)	3.64	3.49	5.49	Ⅰ
放射性廃棄物処理系	原子炉建屋	RB-B1-8	原子炉格納容器ドレン系床ドレン隔離弁（内側）	G13-F130(AO)	3.64	3.49	5.49	Ⅱ
復水移送系	タービン建屋	TB-B1-6	復水移送ポンプ(A)	MUW-PMP-CST-A	0.26	0.36	-1.24	Ⅰ
復水移送系	タービン建屋	TB-B1-6	復水移送ポンプ(B)	MUW-PMP-CST-B	0.26	0.36	-1.24	Ⅱ
復水移送系	タービン建屋	TB-B1-6	COND TRANS PUMP DISCH PRESS	PT-18-190.5	0.76	0.86	-0.74	－

第3表　防護対象設備リスト（45／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
復水移送系	CSTエリア	CST-B1-2	CST (A) LEVEL (伝送器)	LT-18-190A	0.76	0.86	3.86	Ⅰ
復水移送系	CSTエリア	CST-B1-2	CST (B) LEVEL (伝送器)	LT-18-190B	0.76	0.86	3.86	Ⅱ
所内電源系	タービン建屋	TB-1-12	TB 120V AC INST DIST PNL 1	-	0.10	0.20	8.40	Ⅰ
所内電源系	タービン建屋	TB-1-12	MCC 2A3-1	MCC 2A3-1	0.00	0.00	13.50	－
所内電源系	タービン建屋	TB-1-12	MCC 2B3-1	MCC 2B3-1	0.00	0.00	13.50	－
所内電源系	タービン建屋	TB-1-12	PC 2A-3	-	0.00	0.00	8.20	－
所内電源系	タービン建屋	TB-1-12	PC 2B-3	-	0.00	0.00	8.20	－
プロセス放射線モニタ系	タービン建屋	TB-1-2	OFF GAS PRE HOLD UP(A)プリアンプ	RAM-D17-K020A	6.43	6.53	14.73	－
プロセス放射線モニタ系	タービン建屋	TB-1-2	OFF GAS PRE HOLD UP(B)プリアンプ	RAM-D17-K020B	6.43	6.53	14.73	－
プロセス放射線モニタ系	タービン建屋	TB-B1-1	OFF GAS PRE HOLD UP(A) (検出器)	D17-N002A	7.36	7.46	5.86	－
プロセス放射線モニタ系	タービン建屋	TB-B1-1	OFF GAS PRE HOLD UP(B) (検出器)	D17-N002B	7.36	7.46	5.86	－
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-11	OFF GAS PRE TREATMENT(A)プリアンプ	RAM-D17-K030A	0.65	0.75	14.75	－

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正

第3表　防護対象設備リスト（46／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-11	OFF GAS PRE TREATMENT(B)プリアンプ	RAM-D17-K030B	0.65	0.75	14.75	－
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-11	OFF GAS PRE TREATMENT(A)(検出器)	D17-N022A	2.02	2.12	14.12	Ⅰ
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-11	OFF GAS PRE TREATMENT(B)(検出器)	D17-N022B	2.02	2.12	14.12	Ⅱ
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-3	OFF GAS POST TREATMENT(A)プリアンプ	RAM-D17-K500A	0.10	0.00	14.00	－
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-3	OFF GAS POST TREATMENT(B)プリアンプ	RAM-D17-K500B	0.10	0.00	14.00	－
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-3	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK	D17-J011	0.10	0.00	14.00	－
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	RW-2-3	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK	D17-J011-1	0.10	0.00	14.00	－
プロセス放射線モニタ系	タービン建屋	TB-B1-1	OFF GAS PRE HOLD UP LINEAR(検出器)	D17-N021	7.36	7.46	5.86	－
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋	CS-B1-1	光変換器盤収納盤	D17-P112	0.13	0.23	2.79	－
プロセス放射線モニタ系	スタック建屋	(スタック建屋)	光変換器盤収納盤	-	0.50	0.60	8.90	－
プロセス放射線モニタ系	スタック建屋	(スタック建屋)	排気筒モニタ盤	D17-P012	0.00	0.00	8.30	－
プロセス放射線モニタ系	スタック建屋	(スタック建屋)	主排気筒モニタガスサンプラ(A)	D17-P101A	0.00	0.00	8.30	－
プロセス放射線モニタ系	スタック建屋	(スタック建屋)	主排気筒モニタガスサンプラ(B)	D17-P101B	0.00	0.00	8.30	－
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	OFF GAS CHACOAL SYS. V. B	CP-31	0.00	0.00	18.00	－
中央制御室制御盤	原子炉建屋	CS-2-1	TURB. GEN TEST&CHECKOUT V. B	CP-7	0.00	0.00	18.00	－
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-4	OFF GAS SYSTEM INST. RACK	PNL-LR-R-4	0.00	0.00	8.20	－
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-8	OFF GAS PREHEATERS TEMP	TE-23-164	8.20	8.30	16.50	－
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-8	主蒸気式空気抽出器(A)出口弁	6-23V1(MO)	3.47	3.08	11.28	－
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-8	主蒸気式空気抽出器(B)出口弁	6-23V2(MO)	3.47	3.08	11.28	－
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-19	オフガスプレヒータ(A)入口弁	6-23V5(AO)	2.37	0.76	12.26	－

第3表　防護対象設備リスト（47／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-17	オフガスプレヒータ(B)入口弁	6-23V4(AO)	0.66	0.76	12.26	－
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-2	排ガス予熱器(A)蒸気温度制御弁	TCV-23-164.1A(AO)	6.94	6.80	15.00	－
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-6	排ガス予熱器(B)蒸気温度制御弁	TCV-23-164.1B(AO)	8.04	7.90	16.10	－
気体廃棄物処理系	原子炉建屋	RW-1-4	排ガス空気抽出器(A)入口弁	OGC-F019A(AO)	0.64	0.57	8.77	－
気体廃棄物処理系	原子炉建屋	RW-1-4	排ガス空気抽出器(B)入口弁	OGC-F019B(AO)	0.64	0.57	8.77	－
気体廃棄物処理系	原子炉建屋	RW-1-4	排ガス空気抽出器(A)再循環圧力制御弁	PCV-F051A	1.14	0.80	9.00	－
気体廃棄物処理系	原子炉建屋	RW-1-4	排ガス空気抽出器(B)再循環圧力制御弁	PCV-F051B	1.14	0.80	9.00	－
気体廃棄物処理系	原子炉建屋	RW-1-4	排ガス空気抽出器(A)入口弁	OGC-F103A(AO)	0.88	0.60	8.80	－
気体廃棄物処理系	原子炉建屋	RW-1-4	排ガス空気抽出器(B)入口弁	OGC-F103B(AO)	0.53	0.25	8.45	－
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-19	OFF GAS RECOMBINER HEATER(A)	－	0.90	1.00	12.50	－
気体廃棄物処理系	タービン建屋	TB-1-17	OFF GAS RECOMBINER HEATER(B)	－	0.90	1.00	12.50	－
空気抽出系	タービン建屋	TB-1-8	第1段SJAE(A)空気入口弁	6-22V2(MO)	4.54	4.64 ※1	12.84	－
空気抽出系	タービン建屋	TB-1-8	第1段SJAE(B)空気入口弁	6-22V3(MO)	4.54	4.64 ※1	12.84	－
空気抽出系	タービン建屋	TB-1-8	SJAE 蒸気 BLOCK	AO-7-119A	0.90	1.00	9.20	－

※1 機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正

第3表　防護対象設備リスト（48／48）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	実力高さ(水上高さ0.1mを考慮)(m)	機能喪失高さ(m)	設置高さEL.(m)	安全区分
空気抽出系	タービン建屋	TB-1-8	SJAE 蒸気 BLOCK	AO-7-119B	0.90	1.00	9.20	－
タービン補助蒸気系	タービン建屋	TB-1-8	主蒸気式空気抽出器(A)第1段蒸気入口弁	6-7V31A(MO)	3.26	3.36 ※1	11.56	－
タービン補助蒸気系	タービン建屋	TB-1-8	主蒸気式空気抽出器(A)第2段蒸気入口弁	6-7V31B(MO)	3.26	3.36 ※1	11.56	－
タービン補助蒸気系	タービン建屋	TB-1-8	主蒸気式空気抽出器(B)第1段蒸気入口弁	6-7V32A(MO)	2.76	2.86 ※1	11.06	－
タービン補助蒸気系	タービン建屋	TB-1-8	主蒸気式空気抽出器(B)第2段蒸気入口弁	6-7V32B(MO)	2.76	2.86 ※1	11.06	－

※1　機能喪失高さが配管中心(評価高さ)より低いため，現場調査を踏まえ補正

第 4 表　溢水影響評価の対象外とした理由の結果一覧

各ステップの項目	理由
① 溢水により機能を喪失しない	容器，熱交換器，ろ過脱塩器，フィルタ，安全弁，逆止弁，配管等の静的機器は，構造が単純で外部からの動力の供給を必要としないことから，溢水により機能喪失はしない。※1
② ＰＣＶ内耐環境仕様の設備である	ＰＣＶ内設備のうち，温度・圧力条件及び溢水影響を考慮した耐環境仕様の設備は，溢水により機能喪失しない。 なお，対象設備が耐環境仕様であることの確認は，メーカ試験等で行った事故時の環境条件を模擬した試験結果を確認することにより行う。
③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない※2	機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁等は，機能喪失しても安全機能に影響しない。

※１：配管(材質 STPG370，口径 200A，公称肉厚 sch40(管の外径 216.3 ㎜，管の厚さ 8.2㎜)，許容引張応力Ｓ=93ＭＰa[gage](常温))を設計・建設規格 PPD-3411(2)に基づき強度評価をすると，2ＭＰa[gage]以上の外圧に対して十分な強度を維持することから，内部溢水影響評価上考慮する浸水に対しても十分機能を維持することができる。

※２：フェイルセーフ設計となっている機器であっても，電磁弁，空気作動弁については，溢水による誤動作等防止の観点から安全側に防護対象設備に分類。

第５表　評価対象除外リスト（1／13）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
制御棒駆動系	原子炉建屋	(PCV 内)	制御棒駆動機構	－	①
原子炉補機冷却系	原子炉建屋	RB-6-1	RCW サージタンク	RCW-VSL-ST	①
原子炉補機冷却系	タービン建屋	TB-1-1	RCW 熱交換器(A)	RCW-HEX-A	①
原子炉補機冷却系	タービン建屋	TB-1-1	RCW 熱交換器(B)	RCW-HEX-B	①
原子炉補機冷却系	タービン建屋	TB-1-1	RCW 熱交換器(C)	RCW-HEX-C	①
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-4-1	RHR ヘッドスプレイ隔離弁	E12-F023(MO)	③
残留熱除去系	原子炉建屋	(PCV 内)	RHR (A)系 注入ラインテスト逆止弁	E12-F041A(NO)	①
残留熱除去系	原子炉建屋	(PCV 内)	RHR (B)系 注入ラインテスト逆止弁	E12-F041B(NO)	①
残留熱除去系	原子炉建屋	(PCV 内)	RHR (C)系 注入ラインテスト逆止弁	E12-F041C(NO)	①
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-3-1	RHR (C)系 テストライン弁	E12-F021(MO)	③
残留熱除去系	原子炉建屋	(PCV 内)	RHR シャットダウンライン隔離弁(内側)	E12-F009(MO)	②
残留熱除去系	原子炉建屋	(PCV 内)	RHR (A)系試験可能逆止弁バイパス弁	E12-F099A(MO)	②
残留熱除去系	原子炉建屋	(PCV 内)	RHR (B)系試験可能逆止弁バイパス弁	E12-F099B(MO)	②
残留熱除去系	原子炉建屋	(PCV 内)	RHR (A)系停止時冷却ラインテスト逆止弁	E12-F050A(NO)	①
残留熱除去系	原子炉建屋	(PCV 内)	RHR (B)系停止時冷却ラインテスト逆止弁	E12-F050B(NO)	①

※除外理由

①溢水により機能を喪失しない

②原子炉格納容器（ＰＣＶ）内耐環境仕様の設備である

③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表　評価対象除外リスト（2／13）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-1-3	RHR 熱交換器(A)入口弁	E12-F047A(MO)	③
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-1-7	RHR 熱交換器(B)入口弁	E12-F047B(MO)	③
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-3	RHR (B)凝縮水ラインドレン弁	E12-F011B(MO)	③
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-3	RHR 熱交換器(B)出口弁	E12-F003B(MO)	③
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-4	RHR (A)ラドウエスト隔離弁（内側）	E12-F040(MO)	③
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-4	RHR (A)ラドウエスト隔離弁（外側）	E12-F049(MO)	③
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-4	RHR (A)凝縮水ラインドレン弁	E12-F011A(MO)	③
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B1-4	RHR 熱交換器(A)出口弁	E12-F003A(MO)	③
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-4	RHR 熱交換器(B)	RHR-HEX-B001B	①
残留熱除去系	原子炉建屋	RB-B2-9	RHR 熱交換器(A)	RHR-HEX-B001A	①
残留熱除去系	原子炉建屋	(PCV 内)	スプレヘッダ (サプレッション・チェンバ側)	－	①
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(A)	B22-F013A(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(B)	B22-F013B(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(C)	B22-F013C(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(D)	B22-F013D(AO)	②

※除外理由
①溢水により機能を喪失しない
②原子炉格納容器（ＰＣＶ）内耐環境仕様の設備である
③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表　評価対象除外リスト（3／13）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(E)	B22-F013E(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(F)	B22-F013F(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(G)	B22-F013G(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(H)	B22-F013H(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(J)	B22-F013J(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(K)	B22-F013K(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(L)	B22-F013L(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(M)	B22-F013M(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(N)	B22-F013N(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(P)	B22-F013P(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(R)	B22-F013R(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(S)	B22-F013S(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(U)	B22-F013U(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気逃がし安全弁(V)	B22-F013V(AO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気隔離弁第1弁(A)	B22-F022A(NO)	②

※除外理由
①溢水により機能を喪失しない
②原子炉格納容器（ＰＣＶ）内耐環境仕様の設備である
③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表　評価対象除外リスト（4／13）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気隔離弁第1弁(B)	B22-F022B(NO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気隔離弁第1弁(C)	B22-F022C(NO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気隔離弁第1弁(D)	B22-F022D(NO)	②
主蒸気系	原子炉建屋	(PCV 内)	主蒸気ドレン弁（内側隔離弁）	B22-F016(MO)	②
給水系	原子炉建屋	RB-2-1	給水管(A)逆止弁	B22-F032A(AO)	①
給水系	原子炉建屋	RB-2-1	給水管(B)逆止弁	B22-F032B(AO)	①
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-1	ADS 用 窒素ガスボンベ（東）	-	①
制御用圧縮空気系	原子炉建屋	RB-3-2	ADS 用 窒素ガスボンベ（西）	-	①
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	EXP.TK.	HVAC-VSL-MCR-EXP-1	①
中央制御室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	EXP.TK.	HVAC-VSL-MCR-EXP-2	①
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	EXP.TK.	HVAC-VSL-SWGR-EXP-1	①
スイッチギヤ室換気系	原子炉建屋	CS-3-1	EXP.TK.	HVAC-VSL-SWGR-EXP-2	①
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	(5F ボトム)	FPC スキマサージタンク(A)	FPC-VSL-A001A	①
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	(5F ボトム)	FPC スキマサージタンク(B)	FPC-VSL-A001B	①
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-6	FPC F/D(A)入口弁	G41-20A(MO)	③

※除外理由
①溢水により機能を喪失しない
②原子炉格納容器（ＰＣＶ）内耐環境仕様の設備である
③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第５表　評価対象除外リスト（5／13）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-9	FPC F/D(B)入口弁	G41-20B(MO)	③
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-6	FPC フィルタ脱塩器(A)	FPC-FLT-1A	①
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-9	FPC フィルタ脱塩器(B)	FPC-FLT-1B	①
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-17	FPC 熱交換器(A)	FPC-HEX-B001A	①
燃料プール冷却浄化系	原子炉建屋	RB-4-17	FPC 熱交換器(B)	FPC-HEX-B001B	①
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B2-5	始動空気だめ（2C）	VSL-2C-DGAE-1A	①
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B2-3	始動空気だめ（2D）	VSL-2D-DGAE-1A	①
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-3	DG 2D 清水膨張タンク	DG-VSL-2D-DGCW-1	①
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-5	DG 2C 清水膨張タンク	DG-VSL-2C-DGCW-1	①
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B2-5	DG 2C 清水冷却器	DG-2C-DGCW-HEX-1	①
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B2-5	DG 2C 潤滑油冷却器	DG-2C-DGLO-HEX-1	①
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B2-3	DG 2D 清水冷却器	DG-2D-DGCW-HEX-1	①
非常用ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B2-3	DG 2D 潤滑油冷却器	DG-2D-DGLO-HEX-1	①
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B2-4	HPCS DG 清水冷却器	DG-HPCS-DGCW-HEX-1	①
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B2-4	HPCS DG 潤滑油冷却器	DG-HPCS-DGLO-HEX-1	①

※除外理由
①溢水により機能を喪失しない
②原子炉格納容器（ＰＣＶ）内耐環境仕様の設備である
③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第５表　評価対象除外リスト（6／13）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B1-4	HPCS DG 清水膨張タンク	DG-VSL-HPCS-DGCW-1	①
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	原子炉建屋	CS-B2-4	始動空気だめ（HPCS）	VSL-HPCS-DGAE-1A	①
ほう酸水注入系	原子炉建屋	RB-3-2	SLC テスト逆止弁	C41-F006(AO)	①
補機冷却海水系	タービン建屋	TB-1-1	RCW 熱交換器(A)四方弁(ASW)	7-11W1A(MO)	③
補機冷却海水系	タービン建屋	TB-1-1	RCW 熱交換器(B)四方弁(ASW)	7-11W1B(MO)	③
補機冷却海水系	タービン建屋	TB-1-1	RCW 熱交換器(C)四方弁(ASW)	7-11W1C(MO)	③
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	(PCV 内)	RCIC 内側テスト逆止弁	E51-F066(NO)	①
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	(PCV 内)	RCIC 内側隔離弁	E51-F063(MO)	②
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-4-1	RCIC 外側テスト逆止弁	E51-F065(AO)	①
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-8	RCIC 復水貯蔵タンク水供給弁	E51-F010(MO)	③
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	オイルクーラー	-	①
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	RCIC ポンプ出口弁	E51-F012(MO)	③
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-10	原子炉隔離時冷却系テストバイパス弁	E51-F022(MO)	③
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-17	バロメトリックコンデンサー	RCIC-HEX-C002/VT	①
原子炉隔離時冷却系	原子炉建屋	RB-B2-17	真空タンク	RCIC-HEX-C002/VT	①

※除外理由
①溢水により機能を喪失しない
②原子炉格納容器（ＰＣＶ）内耐環境仕様の設備である
③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表　評価対象除外リスト（7／13）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-1	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-1A アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2-1A-ACCUM	①
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-1	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-1B アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2-1B-ACCUM	①
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-1	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-1C アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2-1C-ACCUM	①
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-1	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-1D アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2-1D-ACCUM	①
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-2	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-2A アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2-2A-ACCUM	①
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-2	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-2B アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2-2B-ACCUM	①
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-3	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-2C アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2-2C-ACCUM	①
原子炉建屋換気系	原子炉建屋	CS-3-3	C/S 給気隔離ダンパ SB-2-2D アキュムレータ	HVAC-VSL-SB2-2D-ACCUM	①
原子炉再循環系	原子炉建屋	(PCV 内)	PLR 炉水サンプリング弁（内側隔離弁）	B35-F019(AO)	②
原子炉冷却材浄化系	原子炉建屋	(PCV 内)	CUW 内側隔離弁	G33-F001(MO)	②
高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	(PCV 内)	HPCS テスタブル逆止弁	E22-F005(NO)	①
高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-1-2	HPCS SUPP.テスト弁	E22-F023(MO)	③
高圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-1-2	高圧炉心スプレイ系 CST テスト弁	E22-F010(MO)	③
低圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	(PCV 内)	LPCS テスト逆止弁	E21-F006(NO)	①
低圧炉心スプレイ系	原子炉建屋	RB-1-1	LPCS テストバイパス弁	E21-F012(MO)	③

※除外理由
①溢水により機能を喪失しない
②原子炉格納容器（ＰＣＶ）内耐環境仕様の設備である
③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第５表　評価対象除外リスト（8／13）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
中性子計装系	原子炉建屋	(PCV 内/炉内)	SRNM CH (A) (検出器)	C51-N002A	②
中性子計装系	原子炉建屋	(PCV 内/炉内)	SRNM CH (B) (検出器)	C51-N002B	②
中性子計装系	原子炉建屋	(PCV 内/炉内)	SRNM CH (C) (検出器)	C51-N002C	②
中性子計装系	原子炉建屋	(PCV 内/炉内)	SRNM CH (D) (検出器)	C51-N002D	②
中性子計装系	原子炉建屋	(PCV 内/炉内)	SRNM CH (E) (検出器)	C51-N002E	②
中性子計装系	原子炉建屋	(PCV 内/炉内)	SRNM CH (F) (検出器)	C51-N002F	②
中性子計装系	原子炉建屋	(PCV 内/炉内)	SRNM CH (G) (検出器)	C51-N002G	②
中性子計装系	原子炉建屋	(PCV 内/炉内)	SRNM CH (H) (検出器)	C51-N002H	②
中性子計装系	原子炉建屋	RB-2-6	TIP バルブアッセンブリィ (A)	VALVE ASS A (MO)	③
中性子計装系	原子炉建屋	RB-2-6	TIP バルブアッセンブリィ (B)	VALVE ASS B (MO)	③
中性子計装系	原子炉建屋	RB-2-6	TIP バルブアッセンブリィ (C)	VALVE ASS C (MO)	③
中性子計装系	原子炉建屋	RB-2-6	TIP バルブアッセンブリィ (D)	VALVE ASS D (MO)	③
中性子計装系	原子炉建屋	RB-2-6	TIP バルブアッセンブリィ (E)	VALVE ASS E (MO)	③
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン(A)入口弁	E32-F002E(MO)	③
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン(B)入口弁	E32-F002F(MO)	③

※除外理由

①溢水により機能を喪失しない

②原子炉格納容器（ＰＣＶ）内耐環境仕様の設備である

③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第５表　評価対象除外リスト（9／13）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン(C)入口弁	E32-F002G(MO)	③
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン(D)入口弁	E32-F002H(MO)	③
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン（A）ベント元弁	E32-F004E(MO)	③
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン（B）ベント元弁	E32-F004F(MO)	③
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン（C）ベント元弁	E32-F004G(MO)	③
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-2-1	主蒸気隔離弁ブリードライン（D）ベント元弁	E32-F004H(MO)	③
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-1-1	MSIV-LCS(A)共通ベント逆止弁	E32-F008A(AO)	①
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-1-2	MSIV-LCS(B)共通ベント逆止弁	E32-F008B(AO)	①
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-1-1	MSIV-LCS 共通ベント弁(A)	E32-F007A(MO)	③
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	原子炉建屋	RB-1-2	MSIV-LCS 共通ベント弁(B)	E32-F007B(MO)	③
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	SUPP CHAMBER WATER TEMP（検出器）	TE-26-79.50A	②
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	SUPP CHAMBER WATER TEMP（検出器）	TE-26-79.50C	②
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	DRYWELL TEMP（検出器）	TE-26-79.51	②
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	DRYWELL TEMP（検出器）	TE-26-79.52	②
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	CRD ENCL BETWEEN PIPES TEMP（検出器）	TE-26-79.53A	②

※除外理由
①溢水により機能を喪失しない
②原子炉格納容器（ＰＣＶ）内耐環境仕様の設備である
③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表　評価対象除外リスト（10／13）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	CRD ENCL AT WALL TEMP (検出器)	TE-26-79.53B	②
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	ドライウェル真空破壊弁(AC 系)	2-26V40(NO)	②
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	ドライウェル真空破壊弁(AC 系)	2-26V41(NO)	②
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	ドライウェル真空破壊弁(AC 系)	2-26V42(NO)	②
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	ドライウェル真空破壊弁(AC 系)	2-26V43(NO)	②
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	ドライウェル真空破壊弁(AC 系)	2-26V44(NO)	②
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	ドライウェル真空破壊弁(AC 系)	2-26V45(NO)	②
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	ドライウェル真空破壊弁(AC 系)	2-26V46(NO)	②
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	ドライウェル真空破壊弁(AC 系)	2-26V47(NO)	②
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	ドライウェル真空破壊弁(AC 系)	2-26V48(NO)	②
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	ドライウェル真空破壊弁(AC 系)	2-26V49(NO)	②
不活性ガス系	原子炉建屋	(PCV 内)	ドライウェル真空破壊弁(AC 系)	2-26V56(NO)	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH223° PEDE WELL SENSOR(A) (検出器)	TE-T23-N001A	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH223° PEDE WELL SENSOR(B) (検出器)	TE-T23-N001B	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH223° PEDE WELL SENSOR(C) (検出器)	TE-T23-N001C	②

※除外理由
①溢水により機能を喪失しない
②原子炉格納容器（ＰＣＶ）内耐環境仕様の設備である
③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表　評価対象除外リスト（11／13）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH223° PEDE WELL SENSOR(D)(検出器)	TE-T23-N001D	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH343° PEDE WELL SENSOR(A)(検出器)	TE-T23-N002A	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH343° PEDE WELL SENSOR(B)(検出器)	TE-T23-N002B	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH343° PEDE WELL SENSOR(C)(検出器)	TE-T23-N002C	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH343° PEDE WELL SENSOR(D)(検出器)	TE-T23-N002D	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH103° PEDE WELL SENSOR(A)(検出器)	TE-T23-N003A	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH103° PEDE WELL SENSOR(B)(検出器)	TE-T23-N003B	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH103° PEDE WELL SENSOR(C)(検出器)	TE-T23-N003C	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH103° PEDE WELL SENSOR(D)(検出器)	TE-T23-N003D	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH163° PEDE WELL SENSOR(A)(検出器)	TE-T23-N004A	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH163° PEDE WELL SENSOR(B)(検出器)	TE-T23-N004B	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH163° PEDE WELL SENSOR(C)(検出器)	TE-T23-N004C	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH163° PEDE WELL SENSOR(D)(検出器)	TE-T23-N004D	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH283° PEDE WELL SENSOR(A)(検出器)	TE-T23-N005A	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH283° PEDE WELL SENSOR(B)(検出器)	TE-T23-N005B	②

※除外理由
①溢水により機能を喪失しない
②原子炉格納容器（ＰＣＶ）内耐環境仕様の設備である
③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表　評価対象除外リスト（12／13）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH283° PEDE WELL SENSOR(C)（検出器）	TE-T23-N005C	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH283° PEDE WELL SENSOR(D)（検出器）	TE-T23-N005D	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH43° PEDE WELL SENSOR(A)（検出器）	TE-T23-N006A	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH43° PEDE WELL SENSOR(B)（検出器）	TE-T23-N006B	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH43° PEDE WELL SENSOR(C)（検出器）	TE-T23-N006C	②
原子炉系	原子炉建屋	(PCV 内)	AZIMUTH43° PEDE WELL SENSOR(D)（検出器）	TE-T23-N006D	②
復水移送系	CST エリア	CST-B1-1	復水貯蔵タンク(A)	CST-VSL-A	①
復水移送系	CST エリア	CST-B1-1	復水貯蔵タンク(B)	CST-VSL-B	①
消火系	原子炉建屋	RB-3-1	ペデスタル注入ライン隔離弁	2-20V603(MO)	③
事故時サンプリング系	原子炉建屋	RB-2-2	事故時サンプリング装置 炉水サンプリング第1隔離弁	V25-1001(MO)	③
事故時サンプリング系	原子炉建屋	RB-2-2	事故時サンプリング装置 炉水サンプリング第2隔離弁	V25-1002(MO)	③
事故時サンプリング系	原子炉建屋	RB-1-1	事故時サンプリング装置 RHR サンプリング第1隔離弁	V25-1003(MO)	③
事故時サンプリング系	原子炉建屋	RB-1-1	事故時サンプリング装置 RHR サンプリング第2隔離弁	V25-1004(MO)	③
事故時サンプリング系	原子炉建屋	RB-B1-1	事故時サンプリング装置 炉水サンプリング戻り第1隔離弁	V25-1005(MO)	③
事故時サンプリング系	原子炉建屋	RB-B1-1	事故時サンプリング装置 炉水サンプリング戻り第2隔離弁	V25-1006(MO)	③

※除外理由
①溢水により機能を喪失しない
②原子炉格納容器（ＰＣＶ）内耐環境仕様の設備である
③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

第5表　評価対象除外リスト（13／13）

系統名称	設置場所	区画番号	機器名称	機器番号	除外理由
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS 冷却器(A)	FCS-HEX-2A	①
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	FCS 気水分離器(A)	FCS-WATER-SEPARATOR-A	①
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-1	REACTION CHAMBER(A)	-	①
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS 冷却器(B)	FCS-HEX-2B	①
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	FCS 気水分離器(B)	FCS-WATER-SEPARATOR-B	①
可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋	RB-3-2	REACTION CHAMBER(B)	-	①
全対象系統	全対象エリア	-	手動弁，逆止弁，手動ダンパ，過流量阻止弁等	-	①
全対象系統	全対象エリア	-	配管，鋼管ダクト一式	-	①
全対象系統	全対象エリア	-	ストレーナ，フィルタ，オリフィス一式	-	①
使用済燃料乾式貯蔵設備	使用済燃料乾式貯蔵建屋	-	使用済燃料乾式貯蔵容器	-	①

※除外理由
①溢水により機能を喪失しない
②原子炉格納容器（ＰＣＶ）内耐環境仕様の設備である
③動作機能の喪失により安全機能に影響しない

溢水源の分類及び運用について

2.1　高エネルギー配管のうち低エネルギー配管に分類できる系統について

想定破損評価においては，配管を高エネルギー及び低エネルギー配管に分類し評価を実施しているが，高エネルギー配管に分類される系統であっても，運転期間が短時間である場合については，評価上は低エネルギー配管として評価を実施している。この考え方を以下に示す。

溢水評価ガイド付録Ａには，「高エネルギー配管であっても高エネルギー状態にある運転期間の割合がプラント運転期間の 1%より小さければ，低エネルギー配管とすることができる」と記載があることから，この割合を基準とした。

なお，この場合の「プラント運転期間」の定義については，米国 NRC の Standard Review Plan(SRP) Branch Technical Position(BTP)3-4「Postulated Rupture Locations in Fluid System Piping Inside and Outside Containment」では，「原子炉起動，出力運転中，高温待機，低温停止状態までの冷却期間」とすることからこれに従った。

上記の条件から低エネルギー配管とした 6 系統について，高エネルギー状態にある運転期間を確認した結果を第 1 表に示す。この結果より，すべての系統において，「高エネルギー状態にある運転期間」が「通常運転」の期間の 1%より小さいことを確認した。

なお，これらの系統は通常，待機状態であるため，高エネルギー状態にある運転期間としては，定期試験及び施設定期検査中の作業時の試運転を考慮した。

また，残留熱除去系については，施設定期検査中の停止時冷却モード運転も考慮した。

第1表　高エネルギー状態の運転期間割合算出結果

系統名称	運転時間割合（%）		計算式（X※1／Y※2）
ほう酸水注入系	A系	0.08	142（h）／196,848（h）＝0.08%　＜１%
	B系	0.08	156（h）／196,848（h）＝0.08%　＜１%
残留熱除去系	A系	0.06	117（h）／196,848（h）＝0.06%　＜１%
	B系	0.05	80（h）／196,848（h）＝0.05%　＜１%
	C系	0.10	179（h）／196,848（h）＝0.10%　＜１%
残留熱除去系海水系	A系	0.16	311（h）／196,848（h）＝0.16%　＜１%
	B系	0.11	216（h）／196,848（h）＝0.11%　＜１%
高圧炉心スプレイ系	0.11		209（h）／196,848（h）＝0.11%　＜１%
低圧炉心スプレイ系	0.08		147（h）／196,848（h）＝0.08%　＜１%
原子炉隔離時冷却系	0.13		247（h）／196,848（h）＝0.13%　＜１%

※１：高エネルギー状態にある運転期間（時間）

※２：25サイクル分の通常運転期間（時間）

（S53.11.28（営業運転開始）～H23.3.11（第25回定検解列））

2.2　原子炉建屋内における所内蒸気系の破損評価について

原子炉建屋内における所内蒸気系は，廃棄物処理設備濃縮廃液処理系等の加温用熱源，主蒸気隔離弁漏えい率試験装置の温水供給用熱源及び制御棒駆動機構補修室内分解洗浄槽の加温用熱源として原子炉建屋に配管が敷設されている。

このうち，防護対象設備の存在する原子炉棟内については，実質的に所内蒸気を使用しておらず，隔離運用としているが，今後は，区画外での隔離措置及び撤去を行い，蒸気漏えいの発生防止を図ることとする。

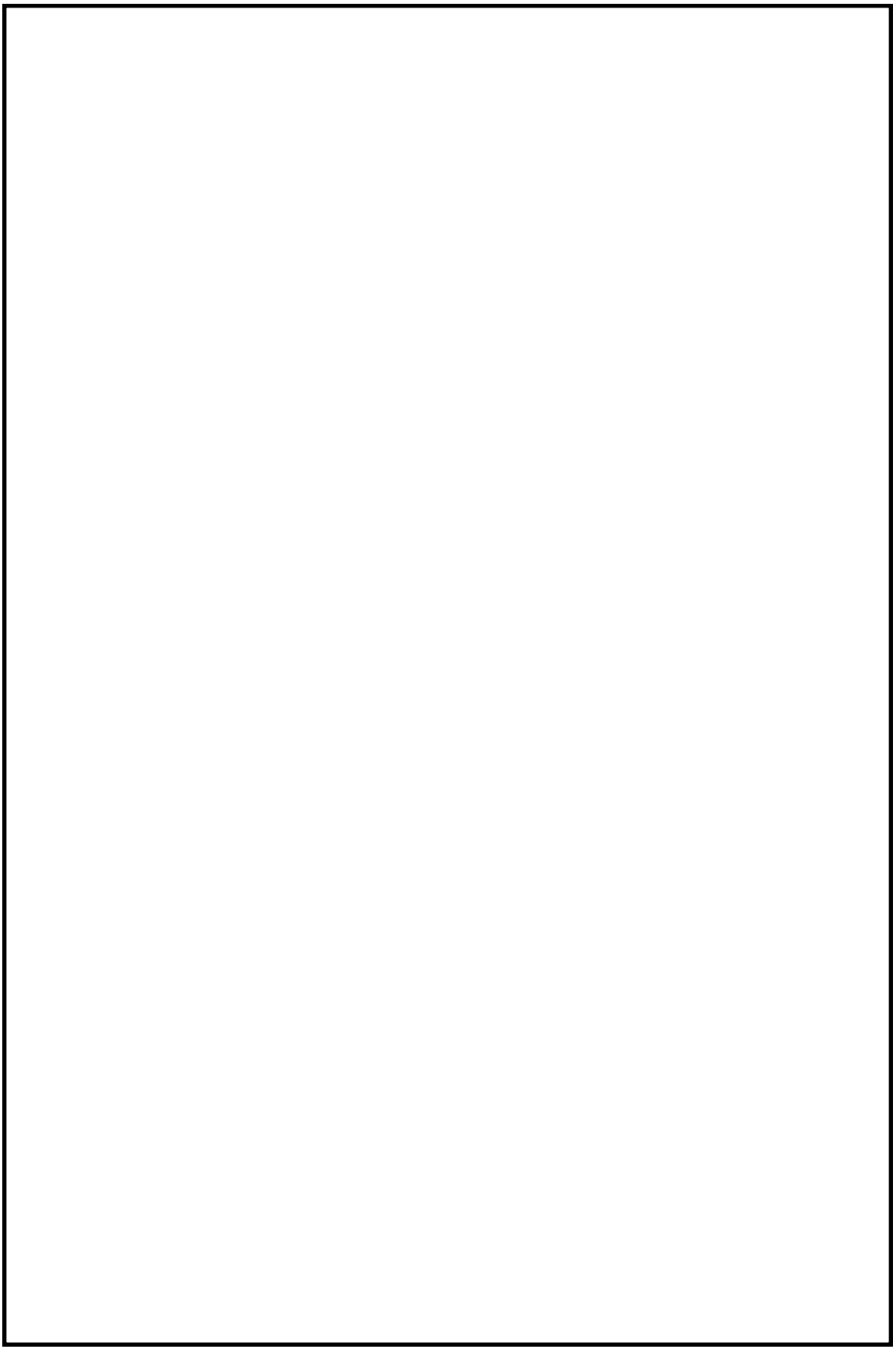
具体的な配置を第1図に示す。

その他の原子炉建屋区画については，所内蒸気系の配管が敷設されている範囲について，アクセス性の観点より評価を行い，以下の対策を実施する。

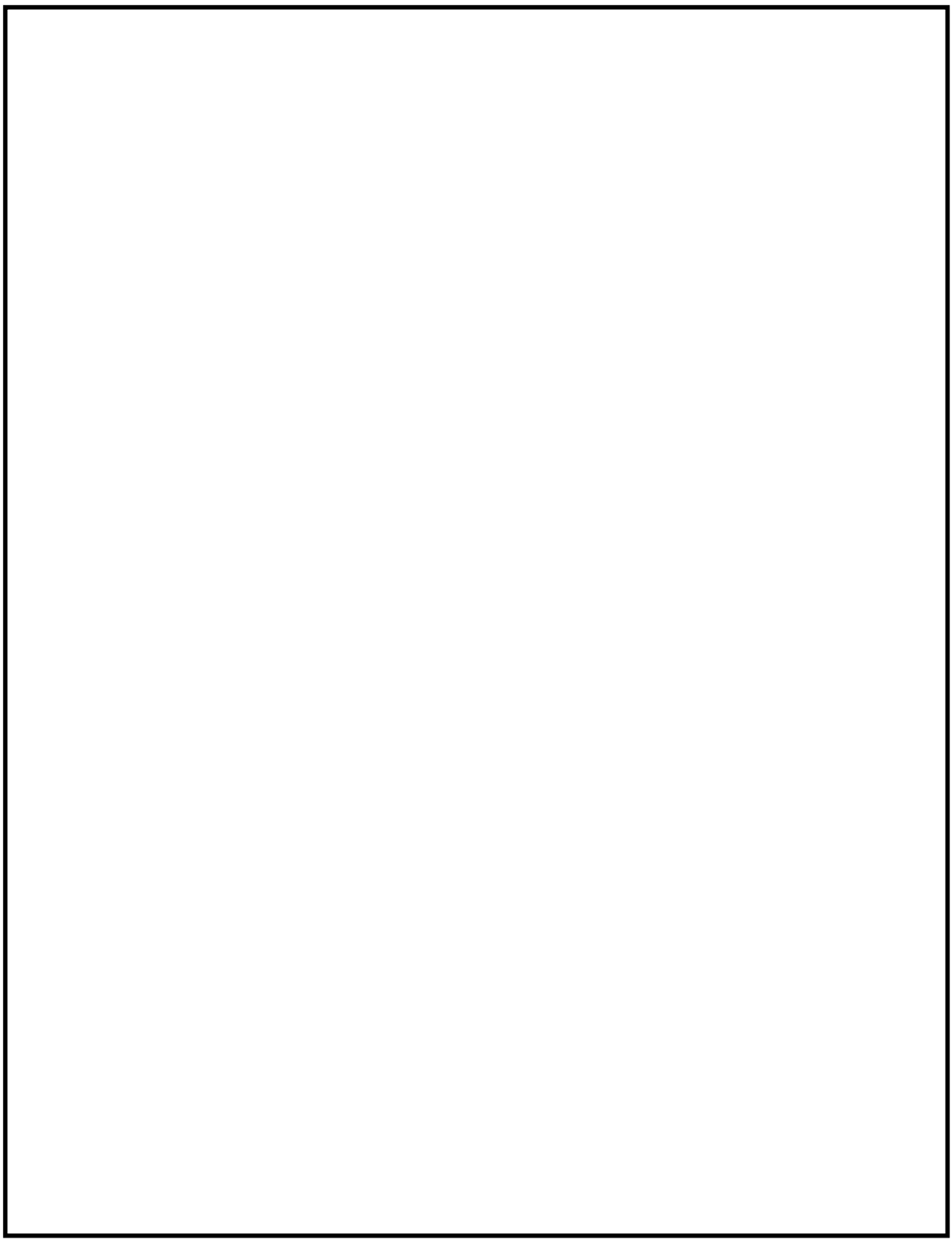
耐震補強工事による漏えい防止及び詳細な応力評価を行い，「溢水評価ガイド附属書Ａ」の記載による「破損想定不要」の考えを適用する。また，蒸気影響を緩和するための対策として，蒸気の漏えいを自動検知し，遠隔隔離を行うために自動検知・遠隔隔離システムを設置する。システムを構成するものとして，温度検出器，蒸気遮断弁，検知制御盤及び検知監視盤を設置する。さらに，自動検知・遠隔隔離対策だけでは雰囲気環境及びアクセス性が確保されない破損想定箇所については，防護カバー等を設置し，配管と防護カバーのすき間を設定することで漏えい蒸気量を抑制して，建屋内環境への温度影響を軽減する設計とする。

また，信頼性向上の観点から，防護カバー近傍には小規模漏えい検知を目的とした特定配置温度検出器を設置し，蒸気の漏えいを早期に自動検知する設計とする。

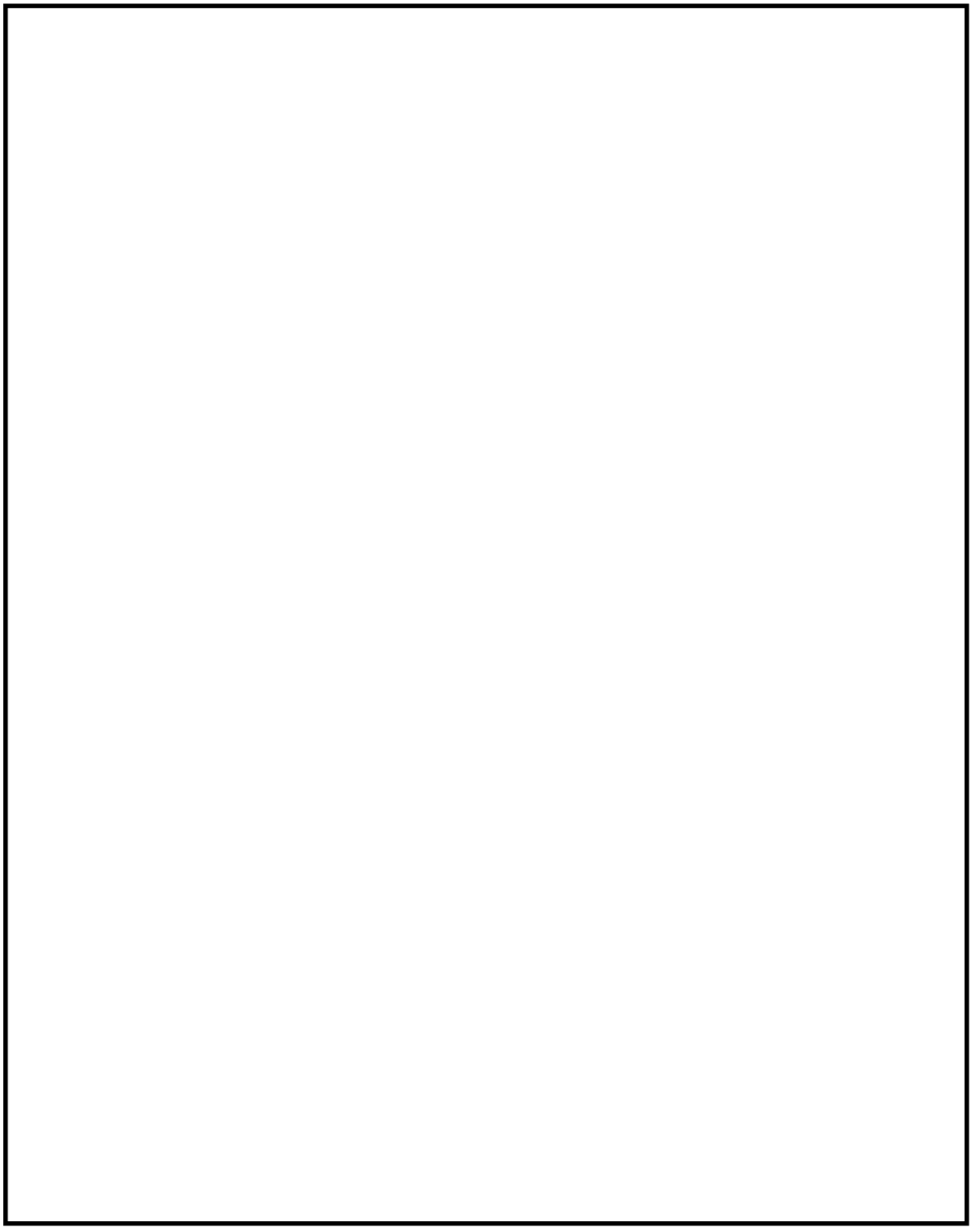
所内蒸気系以外の蒸気影響範囲については，補足説明資料-11に示す。



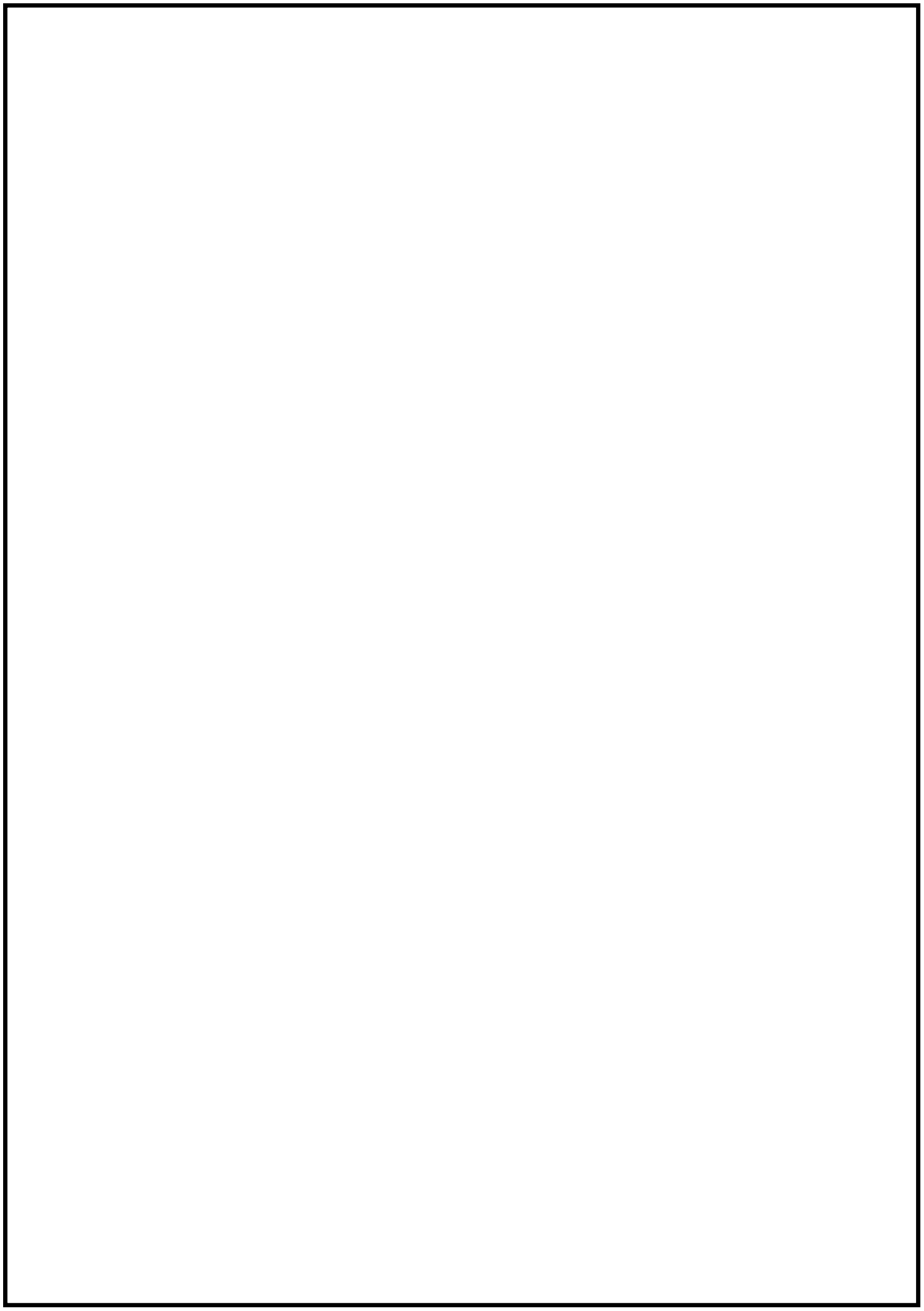
第 1 図　原子炉建屋内所内蒸気系配管配置図



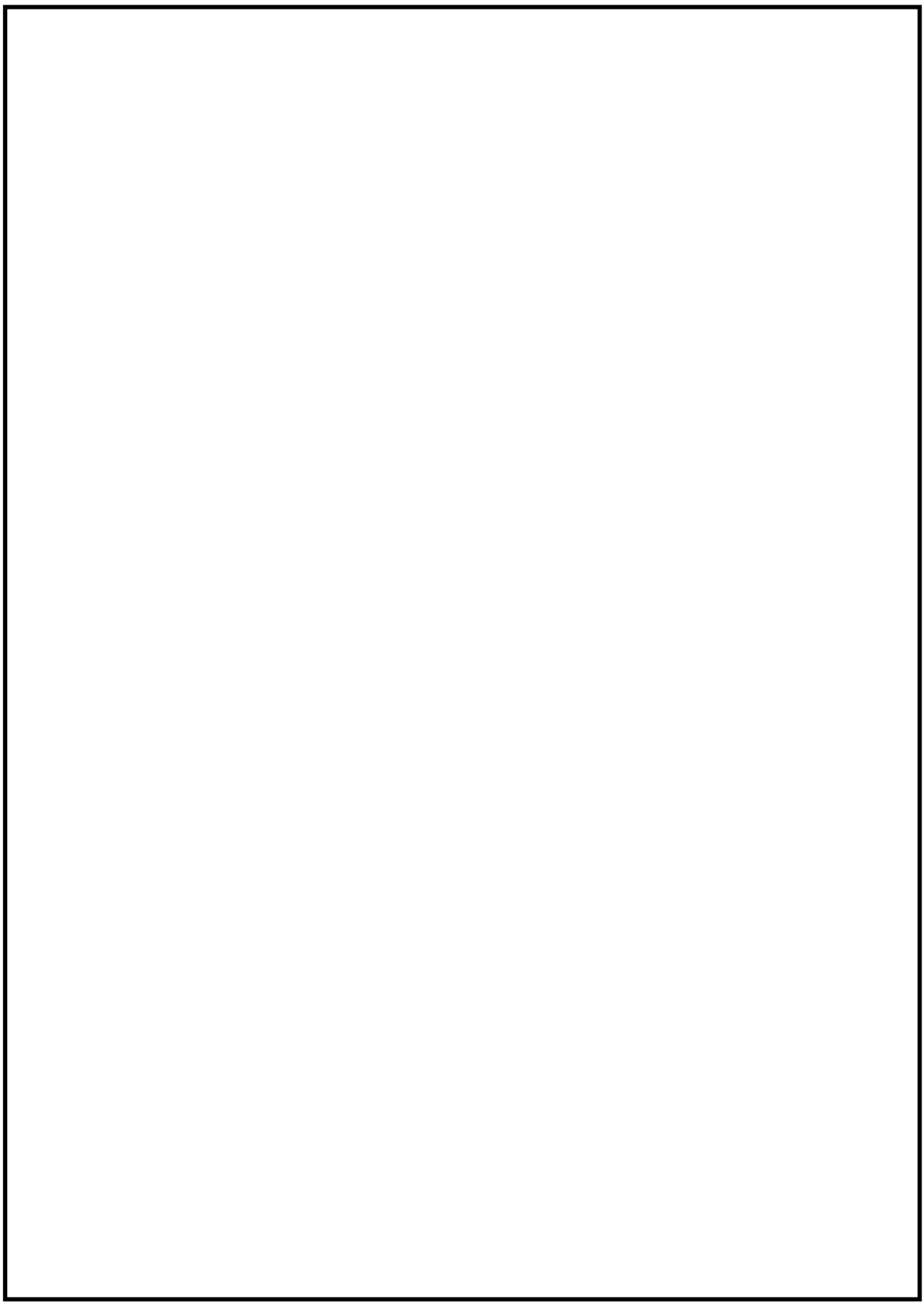
第 2 図　原子炉建屋廃棄物処理棟における運転時環境最高温度（1／3）



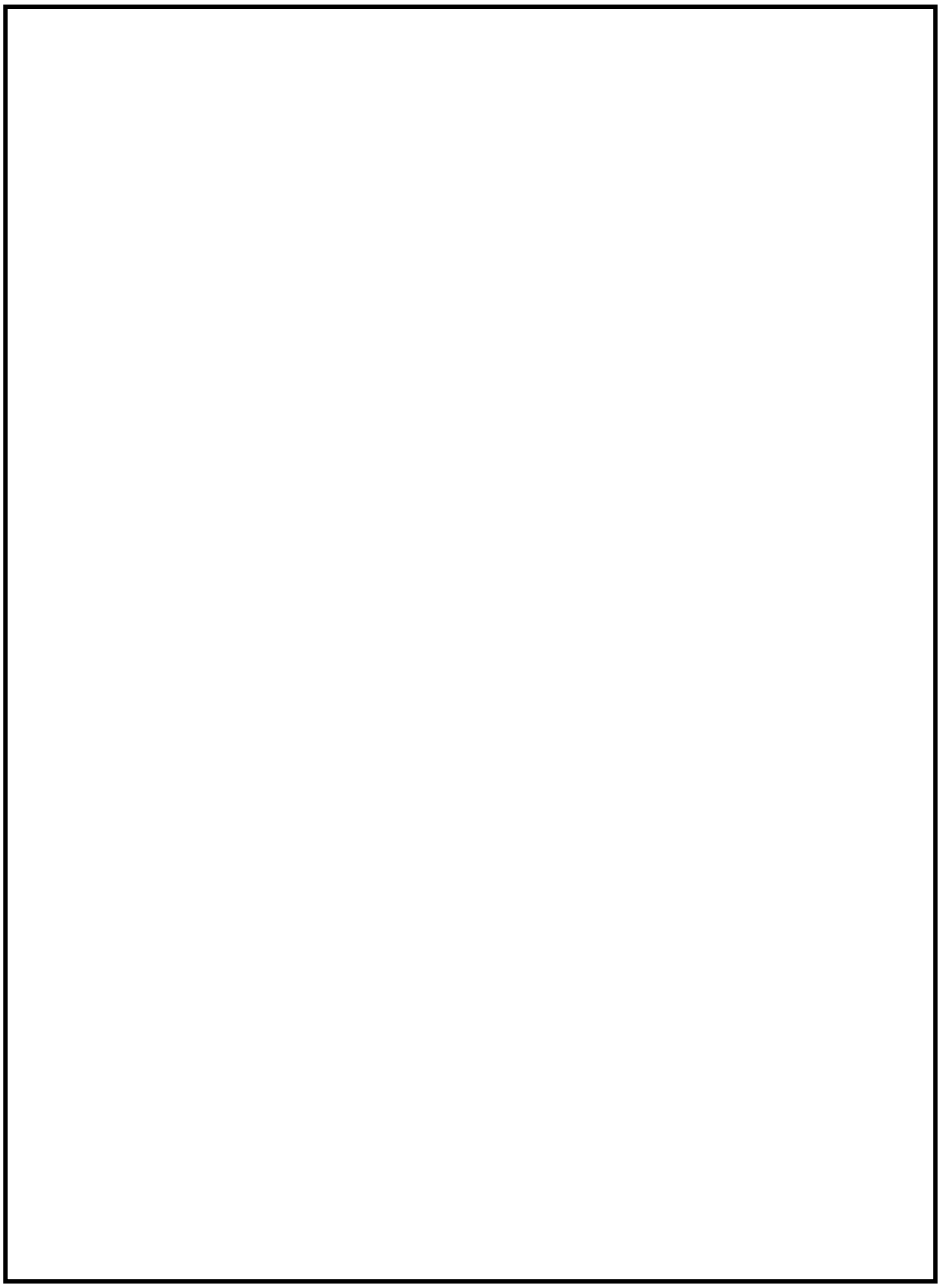
第 2 図　原子炉建屋廃棄物処理棟における運転時環境最高温度（2／3）



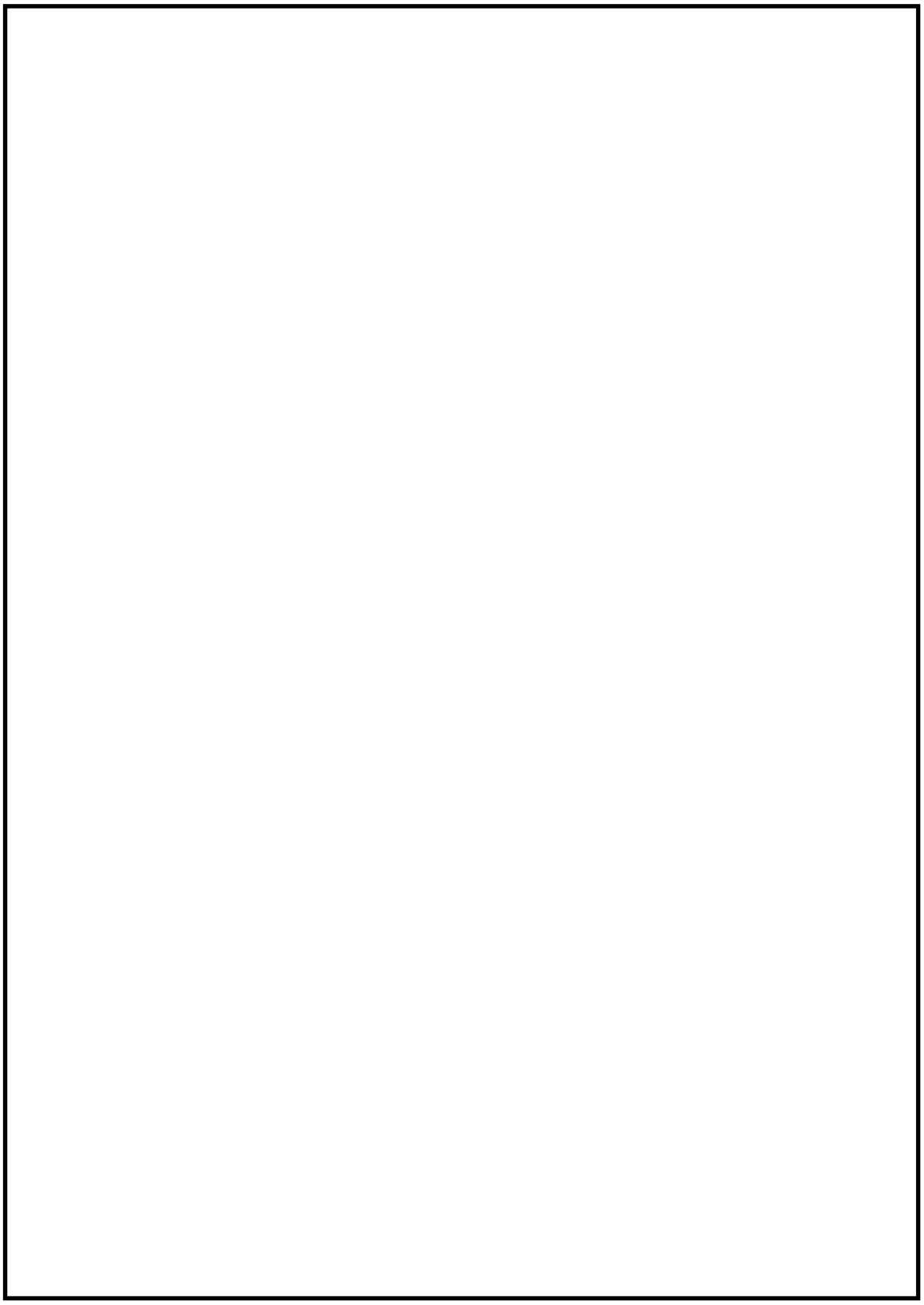
第 2 図　原子炉建屋廃棄物処理棟における運転時環境最高温度（3／3）



第 3 図　原子炉建屋廃棄物処理棟における蒸気影響評価検討範囲（1／3）



第 3 図　原子炉建屋廃棄物処理棟における蒸気影響評価検討範囲（2／3）



第 3 図　原子炉建屋廃棄物処理棟における蒸気影響評価検討範囲（3／3）

溢水源となる機器のリスト

溢水源となりうる機器として，原子炉建屋，タービン建屋に設置される流体を内包する容器（タンク，熱交換器，ろ過脱塩器等）及び配管類を抽出した。溢水源となる機器のリストを第 1 表に示す。なお，静的機器の機能喪失高さの確認について補足説明資料-35 に示す。

第１表　溢水源となる機器のリスト（1／14）

設置場所		管理区域区分	機器名称	Ｓクラス：○ Ｓクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする　：×
建屋	階層				
原子炉建屋(原子炉棟)	B2F	内	残留熱除去系ポンプ（A）シールクーラ	○	－
		内	残留熱除去系ポンプ（B）シールクーラ	○	－
		内	残留熱除去系ポンプ（C）シールクーラ	○	－
		内	高圧炉心スプレイ系ポンプシールクーラ	○	－
		内	低圧炉心スプレイ系ポンプシールクーラ	○	－
		内	原子炉隔離時冷却系バロメトリックコンデンサ	○	－
		内	原子炉隔離時冷却系真空タンク	○	－
		内	原子炉隔離時冷却系油冷却器	○	－
		内	Ｒ／Ｂ機器ドレンサンプ熱交換器（A）	×	○
		内	Ｒ／Ｂ機器ドレンサンプ熱交換器（B）	×	○
		内	高圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機 （ＨＶＡＣ－ＡＨ２－１）	○	－
		内	高圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機 （ＨＶＡＣ－ＡＨ２－２）	○	－
		内	低圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機 （ＨＶＡＣ－ＡＨ２－３）	○	－
		内	原子炉隔離時冷却系ポンプ・タービン室空調機 （ＨＶＡＣ－ＡＨ２－４）	○	－
		内	残留熱除去系Ｂポンプ室空調機 （ＨＶＡＣ－ＡＨ２－５）	○	－
		内	残留熱除去系Ｃポンプ室空調機 （ＨＶＡＣ－ＡＨ２－６）	○	－
		内	残留熱除去系Ａポンプ室空調機 （ＨＶＡＣ－ＡＨ２－７）	○	－
		内	配管	○	－
		内	配管	×	※
原子炉建屋(原子炉棟)	B1F	内	制御棒駆動水加熱器	×	○
		内	制御棒駆動水系ポンプ（A）　サクションフィルタ	×	○
		内	制御棒駆動水系ポンプ　（B）サクションフィルタ	×	○
		内	制御棒駆動水ポンプ潤滑油冷却器（A）	×	○
		内	制御棒駆動水ポンプ潤滑油冷却器（B）	×	○
		内	残留熱除去系熱交換器（A）	○	－
		内	残留熱除去系熱交換器（B）	○	－
		内	配管	○	－
		内	配管	×	※
原子炉建屋(原子炉棟)	1F	内	サンプルクーラ（３A）	×	○
		内	サンプルクーラ（３B）	×	○
		内	サンプルクーラ（４A）	×	○
		内	サンプルクーラ（４B）	×	○

第１表　溢水源となる機器のリスト（2／14）

設置場所		管理区域区分	機器名称	Ｓクラス：○ Ｓクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする　：×
建屋	階層				
原子炉建屋(原子炉棟)	1F	内	ＰＡＳＳクーラ	×	○
		内	配管	○	－
		内	配管	×	※
原子炉建屋(原子炉棟)	2F	内	ＣＵＷ循環ポンプ（Ａ）シールクーラ	×	○
		内	ＣＵＷ循環ポンプ（Ｂ）シールクーラ	×	○
		内	Ｒ／Ｂ　２Ｆ用冷房装置	×	○
		内	ＭＳトンネル室空調機（ＡＨ２－８Ａ）	×	×
		内	ＭＳトンネル室空調機（ＡＨ２－８Ｂ）	×	×
		内	配管	○	－
		内	配管	×	※
原子炉建屋(原子炉棟)	3F	内	水圧制御ユニット（東側）	○	－
		内	水圧制御ユニット（西側）	○	－
		内	スクラム排出水容器（Ⅰ）	×	○
		内	スクラム排出水容器（Ⅱ）	×	○
		内	ＨＰＵオイルタンク（Ａ）	×	×
		内	ＨＰＵオイルタンク（Ｂ）	×	×
		内	原子炉再循環ポンプシールパージフィルタ	×	×
		内	ＭＳＩＶ－ＬＣＳ低圧マニホールド（Ａ）	○	－
		内	ＭＳＩＶ－ＬＣＳ低圧マニホールド（Ｂ）	○	－
		内	サンプルクーラ（Ｇ３３－Ｚ０２０－１）	×	○
		内	可燃性ガス濃度制御系冷却器（Ａ）	○	－
		内	可燃性ガス濃度制御系冷却器（Ｂ）	○	－
		内	格納容器雰囲気監視系モニタラック（Ａ）	○	－
		内	配管	○	－
		内	配管	×	※
原子炉建屋(原子炉棟)	4F	内	原子炉冷却材浄化系逆洗水受タンク	×	○
		内	原子炉冷却材浄化系逆洗水移送ポンプ	×	○
		内	再生熱交換器（Ａ）	×	○
		内	再生熱交換器（Ｂ）	×	○
		内	再生熱交換器（Ｃ）	×	○
		内	非再生熱交換器（Ａ）	×	○
		内	非再生熱交換器（Ｂ）	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系熱交換器（Ａ）	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系熱交換器（Ｂ）	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系フィルタ脱塩器（Ａ）	×	○

第１表　溢水源となる機器のリスト（3／14）

設置場所		管理区域区分	機器名称	Ｓクラス：○ Ｓクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする　：×
建屋	階層				
原子炉建屋(原子炉棟)	4F	内	燃料プール冷却浄化系フィルタ脱塩器（Ｂ）	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系逆洗水受タンク	×	○
		内	ＰＬＲ－ＬＦＭＧ室空調機（ＳＣＵ２－１）	×	○
		内	ＰＬＲ－ＬＦＭＧ室空調機（ＳＣＵ２－２）	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系再循環ポンプＡ	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系再循環ポンプＢ	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系逆洗水移送ポンプ	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系保持ポンプＡ	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系保持ポンプＢ	×	○
		内	サンプルクーラ（５Ａ）	×	○
		内	サンプルクーラ（５Ｂ）	×	○
		内	Ｒ／Ｂ　４Ｆ用冷房装置	×	○
		内	格納容器雰囲気監視系モニタラック（Ｂ）	○	－
		内	配管	○	－
		内	配管	×	※
原子炉建屋(原子炉棟)	5F	内	燃料プール冷却浄化系スキマサージタンク（Ａ）	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系スキマサージタンク（Ｂ）	×	○
		内	ほう酸水注入系貯蔵タンク	○	－
		内	ほう酸水注入系テストタンク	×	×
		内	原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器（Ａ）	×	○
		内	原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器（Ｂ）	×	○
		内	原子炉冷却材浄化系プリコートタンク	×	○
		内	原子炉冷却材浄化系プリコートポンプ	×	○
		内	原子炉冷却材浄化系保持ポンプＡ	×	○
		内	原子炉冷却材浄化系保持ポンプＢ	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系プリコートタンク	×	○
		内	燃料プール冷却浄化系プリコートポンプ	×	○
		内	Ｒ／Ｂ　５Ｆ用冷房装置	×	○
		内	ドライウェル除湿機（ＷＣ２－５）	×	○
		内	ＤＨＣ冷水ポンプ（Ｐ２－７）	×	○
		内	配管	○	－
		内	配管	×	※
原子炉建屋(原子炉棟)	6F	内	原子炉補機冷却系サージタンク	×	○
		内	Ｒ／Ｂ　６Ｆローカルクーラ	×	○
		内	配管	○	－
		内	配管	×	※

第１表　溢水源となる機器のリスト（4／14）

設置場所		管理区域区分	機器名称	Ｓクラス：○ Ｓクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする　：×
建屋	階層				
原子炉建屋（付属棟）	B2F	外	ＤＧ　２Ｃ潤滑油サンプタンク	○	－
		外	ＤＧ　２Ｃ清水冷却器	○	－
		外	ＤＧ　２Ｃ潤滑油冷却器	○	－
		外	ＤＧ　２Ｃ潤滑油加熱器	○	－
		外	ＤＧ　２Ｄ潤滑油サンプタンク	○	－
		外	ＤＧ　２Ｄ清水冷却器	○	－
		外	ＤＧ　２Ｄ潤滑油冷却器	○	－
		外	ＤＧ　２Ｄ潤滑油加熱器	○	－
		外	ＨＰＣＳ　ＤＧ潤滑油サンプタンク	○	－
		外	ＨＰＣＳ　ＤＧ清水冷却器	○	－
		外	ＨＰＣＳ　ＤＧ潤滑油冷却器	○	－
		外	ＨＰＣＳ　ＤＧ潤滑油加熱器	○	－
		外	配管	○	－
		外	配管	×	×
原子炉建屋（付属棟）	B1F	外	ＤＧ　２Ｃ清水膨張タンク	○	－
		外	ＤＧ　２Ｃシリンダー注油タンク	○	－
		外	ＤＧ　２Ｃ燃料油タンク（燃料デイタンク）	○	－
		外	ＤＧ　２Ｃ空気冷却器（Ａ）	○	－
		外	ＤＧ　２Ｃ空気冷却器（Ｂ）	○	－
		外	ＤＧ　２Ｃ清水加熱器	○	－
		外	ＤＧ　２Ｄ清水膨張タンク	○	－
		外	ＤＧ　２Ｄシリンダー注油タンク	○	－
		外	ＤＧ　２Ｄ燃料油タンク（燃料デイタンク）	○	－
		外	ＤＧ　２Ｄ空気冷却器（Ａ）	○	－
		外	ＤＧ　２Ｄ空気冷却器（Ｂ）	○	－
		外	ＤＧ　２Ｄ清水加熱器	○	－
		外	ＨＰＣＳ　ＤＧ清水膨張タンク	○	－
		外	ＨＰＣＳ　ＤＧシリンダー注油タンク	○	－
		外	ＨＰＣＳ　ＤＧ燃料油タンク（燃料デイタンク）	○	－
		外	ＨＰＣＳ　ＤＧ空気冷却器（Ａ）	○	－
		外	ＨＰＣＳ　ＤＧ空気冷却器（Ｂ）	○	－
		外	ＨＰＣＳ　ＤＧ清水加熱器	○	－
		外	配管	○	－
		外	配管	×	×

第１表　溢水源となる機器のリスト（5／14）

設置場所		管理区域区分	機器名称	Ｓクラス：○ Ｓクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする　：×
建屋	階層				
原子炉建屋（付属棟）	3F	外	中央制御室エアハンドリングユニットファン（Ａ）	○	－
		外	中央制御室エアハンドリングユニットファン（Ｂ）	○	－
		外	ＲＸＰ．ＴＫ（ＭＣＲ空調膨張タンク－１）	○	－
		外	ＲＸＰ．ＴＫ（ＭＣＲ空調膨張タンク－２）	○	－
		外	スイッチギヤ室エアハンドリング ユニットファン（Ａ）	○	－
		外	スイッチギヤ室エアハンドリング ユニットファン（Ｂ）	○	－
		外	ＲＸＰ．ＴＫ（ＳＷＧＲ空調膨張タンク－１）	○	－
		外	ＲＸＰ．ＴＫ（ＳＷＧＲ空調膨張タンク－２）	○	－
		外	ユニットヒータ（ＵＨ２－２４）	×	×
		外	ユニットヒータ（ＵＨ２－２５）	×	×
		外	ユニットヒータ（ＵＨ２－２６）	×	×
		外	ユニットヒータ（ＵＨ２－２７）	×	×
		外	ユニットヒータ（ＵＨ２－２８）	×	×
		外	配管	○	－
		外	配管	×	×
原子炉建屋（付属棟）	屋上	外	バッテリー室エアハンドリング ユニットファン（Ａ）	○	－
		外	バッテリー室エアハンドリング ユニットファン（Ｂ）	○	－
		外	中央制御室チラーユニット（ＷＣ２－１）	×	×
		外	中央制御室チラーユニット（ＷＣ２－２）	×	×
		外	ＳＷＧＲチラーユニット（ＷＣ２－３Ａ）	×	×
		外	ＳＷＧＲチラーユニット（ＷＣ２－３Ｂ）	×	×
		外	ＳＷＧＲチラーユニット（ＷＣ２－４Ａ）	×	×
		外	ＳＷＧＲチラーユニット（ＷＣ２－４Ｂ）	×	×
		外	配管	○	－
		外	配管	×	×
原子炉建屋（廃棄物処理棟）	B1F	内	廃液収集タンク	×	×
		内	サージタンク（Ａ）	×	×
		内	サージタンク（Ｂ）	×	×
		内	床ドレン収集タンク	×	×
		内	濃縮廃液貯蔵タンク（Ａ）	×	×
		内	濃縮廃液貯蔵タンク（Ｂ）	×	×
		内	濃縮廃液貯蔵タンク（Ｃ）	×	×
		内	蒸気復水冷却器	×	×
		内	所内蒸気復水タンク	×	×

第1表　溢水源となる機器のリスト（6／14）

設置場所		管理区域区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする　：×
建屋	階層				
原子炉建屋(廃棄物処理棟)	B1F	内	廃液中和タンク（A）	×	×
		内	廃液中和タンク（B）	×	×
		内	洗濯廃液ドレンタンク（A）	×	×
		内	洗濯廃液ドレンタンク（B）	×	×
		内	廃液スラッジ貯蔵タンク（A）	×	×
		内	廃液スラッジ貯蔵タンク（B）	×	×
		内	床ドレンスラッジ貯蔵タンク	×	×
		内	使用済樹脂貯蔵タンク	×	×
		内	使用済粉末樹脂貯蔵タンク（A）	×	×
		内	使用済粉末樹脂貯蔵タンク（B）	×	×
		内	配管	×	×
原子炉建屋(廃棄物処理棟)	MB1F	内	タンクベント冷却器	×	×
		内	タンクベント加熱器	×	×
		内	所内蒸気系蒸気加熱器	×	×
		内	配管	×	×
原子炉建屋(廃棄物処理棟)	1F	内	排ガスブロワ後置冷却器（A）	×	×
		内	排ガスブロワ後置冷却器（B）	×	×
		内	グリコール冷凍機（A）	×	×
		内	グリコール冷凍機（B）	×	×
		内	排ガス系グリコールタンク	×	×
		内	排ガス前置除湿器（A）	×	×
		内	排ガス前置除湿器（B）	×	×
		内	中和硫酸タンク	×	×
		内	中和苛性タンク	×	×
		内	りん酸ソーダタンク	×	×
		内	廃液脱塩器	×	×
		内	凝縮水脱塩器	×	×
		内	凝縮水サンプルタンク	×	×
		内	床ドレンサンプルタンク（A）	×	×
		内	床ドレンサンプルタンク（B）	×	×
		内	廃液サンプルタンク（A）	×	×
		内	廃液サンプルタンク（B）	×	×
		内	配管	○	—
		内	配管	×	×

第１表　溢水源となる機器のリスト（7／14）

設置場所		管理区域区分	機器名称	Ｓクラス：○ Ｓクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする　：×
建屋	階層				
原子炉建屋(廃棄物処理棟)	2F	内	廃液濃縮器加熱器（A）	×	×
		内	廃液濃縮器加熱器（B）	×	×
		内	廃液濃縮器蒸発缶（A）	×	×
		内	廃液濃縮器蒸発缶（B）	×	×
		内	凝縮水収集タンク	×	×
		内	凝集沈殿装置供給タンク	×	×
		内	凝集沈殿装置	×	×
		内	配管	○	―
		内	配管	×	×
原子炉建屋(廃棄物処理棟)	3F	内	オフガス再生室エアハンドリングユニット（ＡＨ２－２１）	×	×
		内	オフガス再生室チラーユニット（ＷＣ２－２１）	×	×
		内	ＳＵＲＧＥ　ＴＡＮＫ	×	×
		内	再生ガス冷却器	×	×
		内	再生ガスブロワ（A）	×	×
		内	再生ガスブロワ（B）	×	×
		内	配管	×	×
原子炉建屋(廃棄物処理棟)	4F	内	廃液濃縮器復水器（A）	×	×
		内	廃液濃縮器復水器（B）	×	×
		内	封水冷却器（A）	×	×
		内	封水冷却器（B）	×	×
		内	スパージングブロワ入口冷却器	×	×
		内	スパージングブロワ出口冷却器	×	×
		内	スパージングブロワ	×	×
		内	配管	×	×
タービン建屋	B1F	内	復水器（A）	×	×
		内	復水器（B）	×	×
		内	復水器（C）	×	×
		内	給水加熱器（３A）	×	×
		内	給水加熱器（３B）	×	×
		内	給水加熱器（３C）	×	×
		内	給水加熱器（４A）	×	×
		内	給水加熱器（４B）	×	×
		内	給水加熱器（４C）	×	×

第１表　溢水源となる機器のリスト（8／14）

設置場所		管理区域区分	機器名称	Ｓクラス：○ Ｓクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする　：×
建屋	階層				
タービン建屋	B1F	内	給水加熱器（５Ａ）	×	×
		内	給水加熱器（５Ｂ）	×	×
		内	給水加熱器（５Ｃ）	×	×
		内	高圧復水ポンプ（Ａ）潤滑油タンク	×	×
		内	高圧復水ポンプ（Ｂ）潤滑油タンク	×	×
		内	高圧復水ポンプ（Ｃ）潤滑油タンク	×	×
		内	高圧復水ポンプ（Ａ）潤滑油冷却器	×	×
		内	高圧復水ポンプ（Ｂ）潤滑油冷却器	×	×
		内	高圧復水ポンプ（Ｃ）潤滑油冷却器	×	×
		内	ＨＰＣＰ（Ａ）モータクーラ	×	×
		内	ＨＰＣＰ（Ｂ）モータクーラ	×	×
		内	ＨＰＣＰ（Ｃ）モータクーラ	×	×
		内	制御油タンク	×	×
		内	貯油タンク	×	×
		内	制御油冷却器（Ａ）	×	×
		内	制御油冷却器（Ｂ）	×	×
		内	バッチオイルタンク	×	×
		内	計装用空気圧縮機（Ａ）	×	×
		内	計装用空気圧縮機（Ｂ）	×	×
		内	計装用空気系アフタークーラ（Ａ）	×	×
		内	計装用空気系アフタークーラ（Ｂ）	×	×
		内	電動駆動原子炉給水ポンプシールドレン コレクタータンク	×	×
		内	所内用空気圧縮機（Ａ）	×	×
		内	所内用空気圧縮機（Ｂ）	×	×
		内	所内用空気系アフタークーラ（Ａ）	×	×
		内	所内用空気系アフタークーラ（Ｂ）	×	×
		内	脱塩塔Ｎｏ．１	×	×
		内	脱塩塔Ｎｏ．２	×	×
		内	脱塩塔Ｎｏ．３	×	×
		内	脱塩塔Ｎｏ．４	×	×
		内	脱塩塔Ｎｏ．５	×	×
		内	脱塩塔Ｎｏ．６	×	×
		内	脱塩塔Ｎｏ．７	×	×

第１表　溢水源となる機器のリスト（9／14）

設置場所		管理区域区分	機器名称	Ｓクラス：○ Ｓクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする　：×
建屋	階層				
タービン建屋	B1F	内	脱塩塔Ｎｏ．８	×	×
		内	脱塩塔Ｎｏ．９	×	×
		内	脱塩塔Ｎｏ．１０	×	×
		内	硫酸計量槽	×	×
		内	アニオン樹脂再生塔	×	×
		内	苛性ソーダ計量槽	×	×
		内	カチオン樹脂再生塔	×	×
		内	中間樹脂槽	×	×
		内	樹脂貯槽	×	×
		内	コンデミリサイクルポンプ（Ａ）クーラ	×	×
		内	コンデミリサイクルポンプ（Ｂ）クーラ	×	×
		内	サンプルラック（２２）	×	×
		内	サンプルラック（２４）	×	×
		内	サンプルラック（H_2O_2）	×	×
		内	サンプルラック（２５）	×	×
		内	サンプルラック（２８）	×	×
		内	ＬＰＣＰ（Ａ）油クーラ	×	×
		内	ＬＰＣＰ（Ｂ）油クーラ	×	×
		内	ＬＰＣＰ（Ｃ）油クーラ	×	×
		内	ＬＰＣＰ（Ａ）モータクーラ	×	×
		内	ＬＰＣＰ（Ｂ）モータクーラ	×	×
		内	ＬＰＣＰ（Ｃ）モータクーラ	×	×
		内	配管	×	×
		内	配管（タービン建屋基礎マット～復水器廻り隔離弁及び復水器バイパス弁迄）	×	○
タービン建屋	1F	内	ＶＡＣＵＵＭ　ＴＡＮＫ	×	×
		内	原子炉補機冷却系熱交換器（Ａ）	×	×
		内	原子炉補機冷却系熱交換器（Ｂ）	×	×
		内	原子炉補機冷却系熱交換器（Ｃ）	×	×
		内	サンプルクーラ（６Ｂ）	×	×
		内	排ガス復水器（Ａ）	×	×
		内	排ガス復水器（Ｂ）	×	×
		内	排ガス予熱器（Ａ）	×	×
		内	排ガス予熱器（Ｂ）	×	×
		内	給水加熱器（１Ａ）	×	×

第１表　溢水源となる機器のリスト（10／14）

設置場所		管理区域区分	機器名称	Ｓクラス：○ Ｓクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする　：×
建屋	階層				
タービン建屋	1F	内	給水加熱器（１Ｂ）	×	×
		内	給水加熱器（１Ｃ）	×	×
		内	給水加熱器（２Ａ）	×	×
		内	給水加熱器（２Ｂ）	×	×
		内	給水加熱器（２Ｃ）	×	×
		内	給水加熱器（６Ａ）	×	×
		内	給水加熱器（６Ｂ）	×	×
		内	給水加熱器（６Ｃ）	×	×
		内	グランド蒸気蒸発器（４Ｓエバポレータ）	×	×
		内	グランド蒸気蒸発器（４Ｓエバポレータ） ドレンタンク	×	×
		内	グランド蒸気復水器	×	×
		内	湿分分離器（Ａ）	×	×
		内	湿分分離器（Ｂ）	×	×
		内	湿分分離器ドレンタンク（Ａ）	×	×
		内	湿分分離器ドレンタンク（Ｂ）	×	×
		内	復水器真空ポンプ用ウォータセパレータ	×	×
		内	真空ポンプシール水クーラ	×	×
		内	空気抽出器	×	×
		内	電動機駆動原子炉給水ポンプ（Ａ）潤滑油タンク	×	×
		内	電動機駆動原子炉給水ポンプ（Ｂ）潤滑油タンク	×	×
		内	電動機駆動原子炉給水ポンプ（Ａ）潤滑油冷却器	×	×
		内	電動機駆動原子炉給水ポンプ（Ｂ）潤滑油冷却器	×	×
		内	ＭＤＲＦＰ（Ａ）モータクーラ	×	×
		内	ＭＤＲＦＰ（Ｂ）モータクーラ	×	×
		内	サンプルラック（３１）	×	×
		内	サンプルラック（Ｂ２２－Ｚ００１）	×	×
		内	サンプルラック（３３）	×	×
		内	サンプルラック（３０）	×	×
		内	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン（Ａ） 油タンク	×	×
		内	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン（Ｂ） 油タンク	×	×
		内	油冷却器Ｎｏ．１（Ａ１）	×	×
		内	油冷却器Ｎｏ．１（Ｂ１）	×	×
		内	油冷却器Ｎｏ．２（Ａ２）	×	×
		内	油冷却器Ｎｏ．２（Ｂ２）	×	×

第１表　溢水源となる機器のリスト（11／14）

設置場所		管理区域区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする　：×
建屋	階層				
タービン建屋	1F	内	補助油タンク	×	×
		内	油清浄機	×	×
		内	主油タンク	×	×
		内	主油タンク冷却器（A）	×	×
		内	主油タンク冷却器（B）	×	×
		内	発電機水素密封油装置	×	×
		内	固定子冷却装置	×	×
		内	固定子冷却水冷却器（A）	×	×
		内	固定子冷却水冷却器（B）	×	×
		内	タービン補機冷却系熱交換器（A）	×	×
		内	タービン補機冷却系熱交換器（B）	×	×
		内	タービン補機冷却系熱交換器（C）	×	×
		内	補助ボイラ（２A）	×	×
		内	補助ボイラ（２B）	×	×
		内	補助ボイラ蒸気溜	×	×
		内	薬注タンク	×	×
		内	補助ボイラ連続ブロー熱交換器	×	×
		内	給水タンク	×	×
		内	重油サービスタンク	×	×
		内	ディーゼル駆動消火ポンプ用デイタンク	×	×
		内	アフタークーラ	×	×
		内	復水脱塩装置空気圧縮機	×	×
		内	相分離母線空気冷却器（A）	×	×
		内	相分離母線空気冷却器（B）	×	×
		内	復水器プライミングポンプクーラ（A）	×	×
		内	復水器プライミングポンプクーラ（B）	×	×
		内	配管	×	×
タービン建屋	2F	内	原子炉補機冷却系防錆剤注入タンク	×	×
		内	タービン補機冷却系サージタンク	×	×
		内	励磁機空気冷却器	×	×
		内	発電機水素冷却器（A）	×	×
		内	発電機水素冷却器（B）	×	×
		内	発電機水素冷却器（C）	×	×
		内	発電機水素冷却器（D）	×	×

第１表　溢水源となる機器のリスト（12／14）

設置場所		管理区域区分	機器名称	Sクラス：○ Sクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする　：×
建屋	階層				
タービン建屋	2F	内	タービン建屋送風機ヒーティングコイル（ＨＣ２－１）	×	×
		内	タービン建屋送風機ヒーティングコイル（ＨＣ２－２）	×	×
		内	原子炉建屋換気系送風機ヒーティングコイル（ＨＣ２－３）	×	×
		内	原子炉建屋換気系送風機ヒーティングコイル（ＨＣ２－４）	×	×
		内	廃棄物処理棟給気ファンヒーティングコイル（ＨＣ２－５）	×	×
		内	廃棄物処理棟給気ファンヒーティングコイル（ＨＣ２－６）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－１）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－２）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－３）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－４）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－５）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－６）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－７）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－８）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－１０）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－１１）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－１２）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－１５）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－１６）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－１７）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－１９）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－２０）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－２１）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－２２）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－２３）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－２９）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－３０）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－３１）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－３２）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－３３）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－３４）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－３５）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－３６）	×	×

第１表　溢水源となる機器のリスト（13／14）

設置場所		管理区域区分	機器名称	Ｓクラス：○ Ｓクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする　：×
建屋	階層				
タービン建屋	2F	内	ユニットヒータ（ＵＨ２－３７）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－３８）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－３９）	×	×
		内	ユニットヒータ（ＵＨ２－４０）	×	×
		内	配管	×	×
タービン建屋	屋上	外	真空脱気器	×	×
		外	配管	×	×
ＣＳＴエリア	屋外	内	復水貯蔵タンク（Ａ）	×	○
		内	復水貯蔵タンク（Ｂ）	×	○
		内	配管	×	×
サービス建屋	1F	外	ランドリーボイラＮｏ．１	×	×
		外	ランドリーボイラＮｏ．２	×	×
		外	ランドリーボイラＮｏ．３	×	×
		外	ホットウェルタンクＮｏ．１	×	×
		外	ホットウェルタンクＮｏ．２	×	×
		外	蒸気ヘッダ（ＳＨ－１）	×	×
		外	蒸気ヘッダ（ＳＨ－２）	×	×
		外	オイルプレヒータ　１号	×	×
		外	オイルプレヒータ　２号	×	×
		外	オイルプレヒータ　３号	×	×
		外	給湯用熱交換器	×	×
		内・外	配管	×	×
サービス建屋	M2F	外	ＨＶＡＣ室空調機（ＡＣ－３）	×	×
		外	ＨＶＡＣ室空調機（ＨＣ－１）	×	×
		内・外	配管	×	×
サービス建屋	2F	外	機械室（ＣＯＬＤ）空調機（ＡＣ－４）	×	×
		外	機械室（ＣＯＬＤ）空調機（ＨＣ－７）	×	×
		外	冷凍機（Ｒ－３）	×	×
		内	サービスビル電気温水ボイラ	×	×
		内・外	配管	×	×
サービス建屋	3F	外	ＨＶＡＣ室空調機（ＡＣ－１）	×	×
		外	ＨＶＡＣ室空調機（ＡＣ－２）	×	×
		内・外	配管	×	×
サービス建屋	屋上	外	冷凍機（Ｒ－１）	×	×
		外	冷凍機（Ｒ－２）	×	×

第１表　溢水源となる機器のリスト（14／14）

設置場所		管理区域区分	機器名称	Ｓクラス：○ Ｓクラス以外：×	溢水源としない (耐震性を確認)：○ 溢水源とする　：×
建屋	階層				
サービス建屋	屋上	外	冷却塔ファン（ＣＴ－１）	×	×
		外	冷却塔ファン（ＣＴ－２）	×	×
		外	冷却塔ファン（ＣＴ－３）	×	×
		外	膨張タンク	×	×
		外	Ｓ／Ｂ飲料水タンク	×	×
		外	ろ過用水高築水槽	×	×
		外	配管	×	×
海水ポンプエリア	屋外	外	ＡＳＷ ポンプ（A）	×	○
		外	ＡＳＷ ポンプ(B)	×	○
		外	ＡＳＷ ポンプ(C)	×	○
		外	ＲＨＲＳ ポンプ(A)	○	—
		外	ＲＨＲＳ ポンプ(B)	○	—
		外	ＲＨＲＳ ポンプ(C)	○	—
		外	ＲＨＲＳ ポンプ(D)	○	—
		外	ＤＧＳＷ ポンプ(２C)	○	—
		外	ＤＧＳＷ ポンプ(２D)	○	—
		外	ＨＰＣＳ-ＤＧＳＷ ポンプ	○	—
		外	配管	○	○
		外	配管（補機冷却系海水配管，所内用水系配管）	×	○

※原子炉補機冷却水系，燃料プール冷却浄化系，復水・純水移送系，原子炉冷却材浄化系，制御棒駆動系，消火系については，耐震性を確認し溢水源としない。

溢水影響評価において期待する設備について

4.1　伝播経路に対する溢水防護の概要

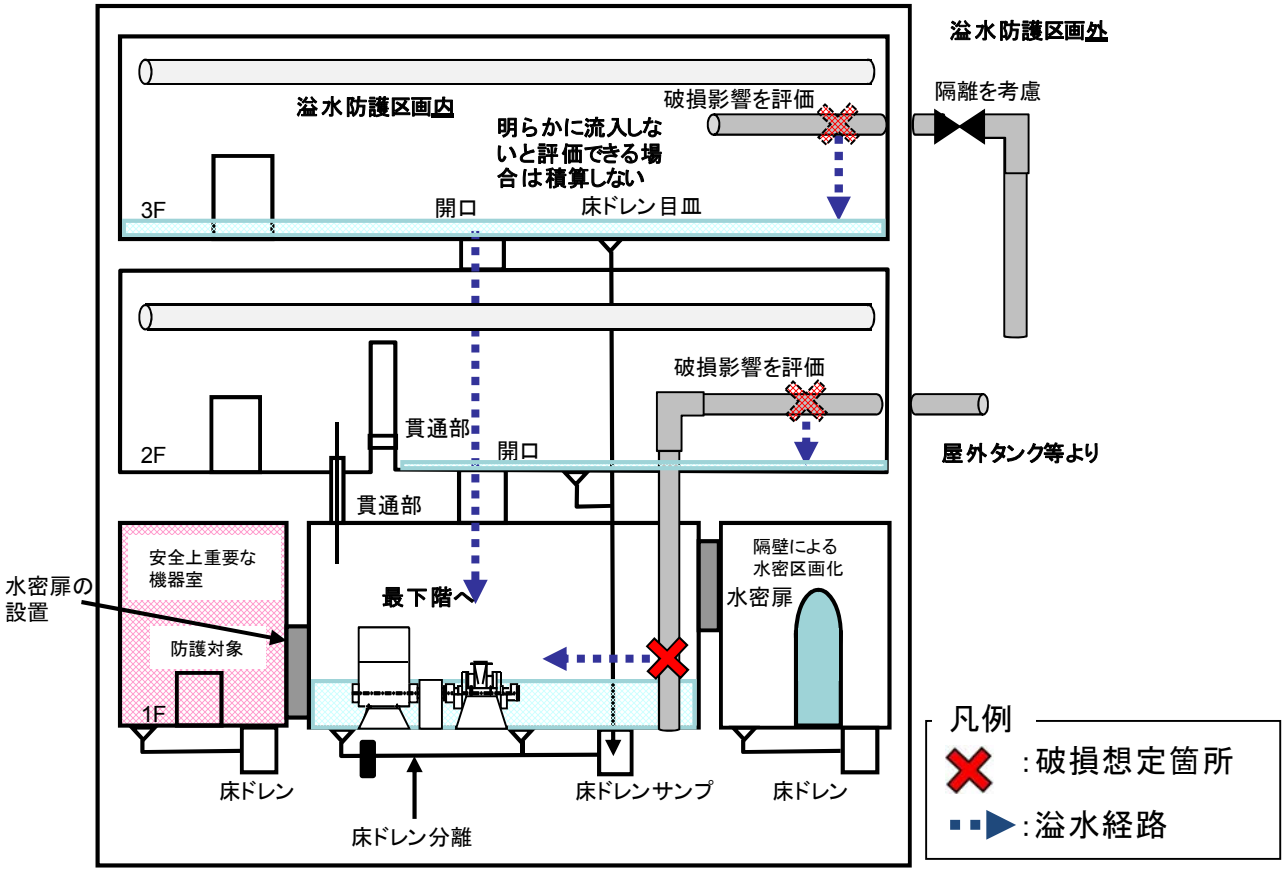
溢水評価ガイドに従い，内部溢水の発生を想定した場合，貫通部や扉の間隙などを介して広範囲に溢水が伝播するおそれがある。このような伝播経路に対して止水措置などの溢水防護対策を実施することにより，防護対象設備が設置される区画への溢水の伝播を防ぐなど，溢水の影響を限定的にすることができ，溢水想定下においても安全機能を維持することが可能となる。

上記を踏まえ，発生要因毎の溢水源の特性を考慮し，以下の基本方針に基づき溢水防護対策を検討した。

4.1.1　想定破損（想定する機器の単一破損により生じる溢水）

溢水源の想定にあたっては，防護対象設備自体を含め，一系統における単一の機器の破損による溢水を想定する。単一の機器の破損により，多重性又は多様性を有する機器の間に伝播経路が存在する場合，同一の機能を有する複数の系統に影響を与えるおそれがある。

上記を踏まえ，多重性・多様性が損なわれないよう，止水措置による安全系統の分離を行う。これらの概要を第 1 図に示す。



第１図　想定破損に対する溢水防護概念図

4.1.2　消火系統等の作動(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)

溢水源の想定にあたっては，4.1.1 の想定破損と同様に，消火活動に伴う放水による単一の溢水を想定する。伝播経路に対する溢水防護も想定破損と同様に実施している。

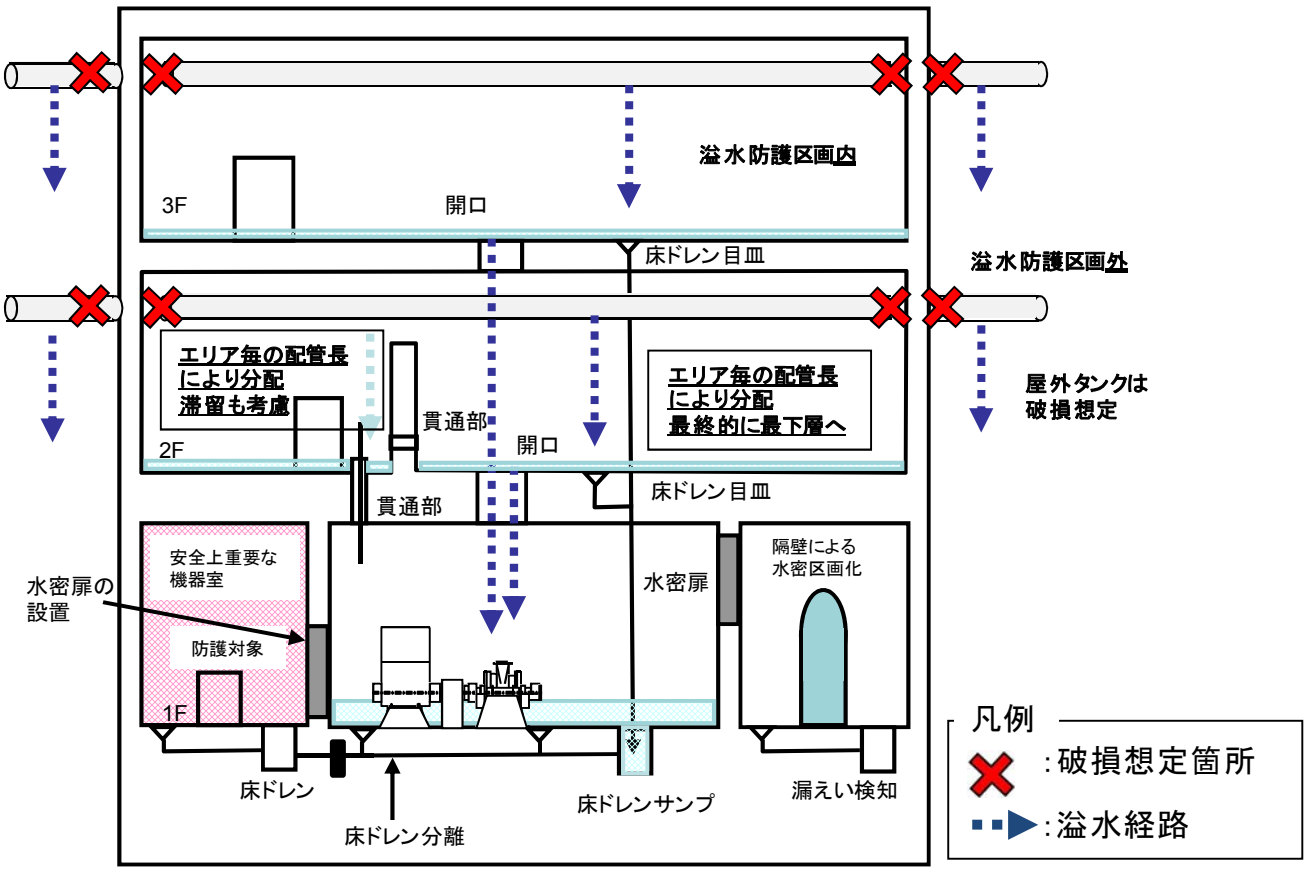
4.1.3　地震起因の破損（地震に起因する機器の破損等により生じる溢水）

溢水源の想定にあたっては，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対する耐震性が確認されていない耐震Ｂ，Ｃクラスに属する系統からの溢水を想定する。

4.1.1，4.1.2 と異なり複数の破損が想定されるため，想定破損に比べて

溢水防護区画外からの溢水の影響が大きくなる。

上記を踏まえ，溢水防護区画外の溢水により多重性又は多様性を有する安全機能が損なわれないよう止水措置により溢水防護区画と他の区画との分離を行う。これらの概要を第 2 図に示す。

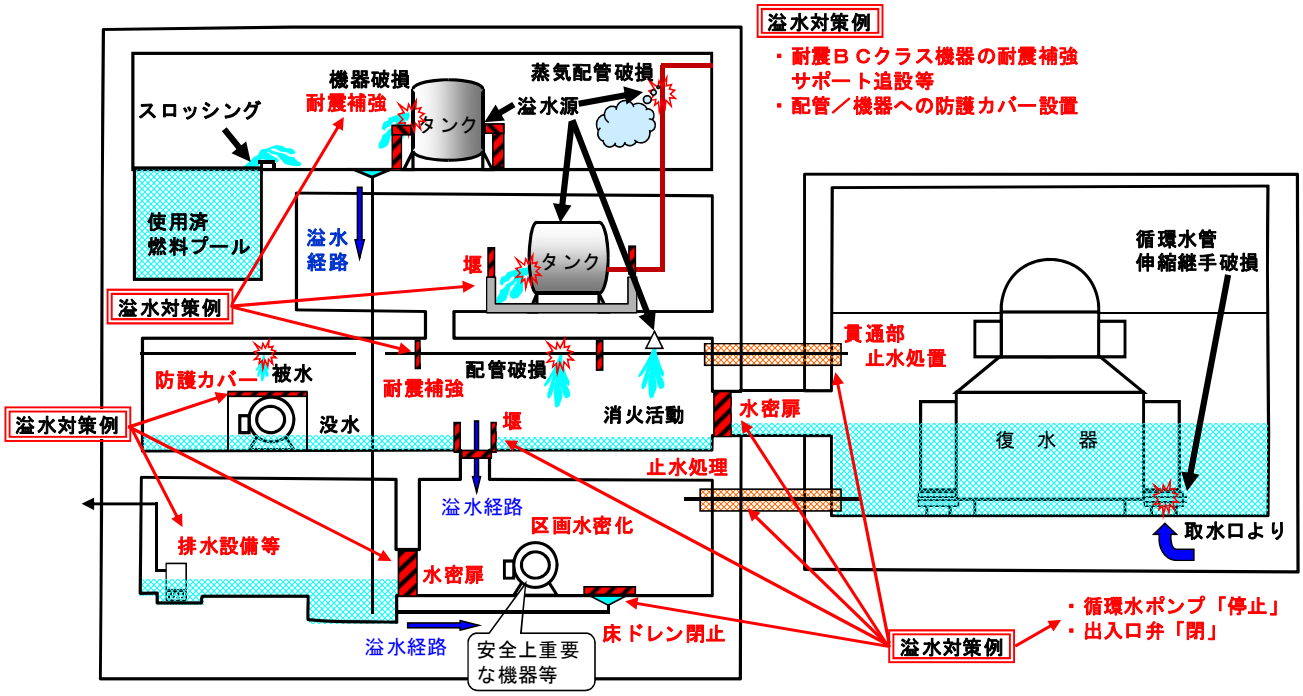


第 2 図　地震起因の破損等に対する溢水防護概念図

4.2　溢水防護対策

溢水防護が必要となる伝播経路には壁面・床面貫通部（配管，電線管，ケーブルトレイ，空調ダクト），ハッチ，扉，床ドレン等があり，構造に応じた溢水防護対策を実施する。

防護対策の例を第 3 図及び第 4 図に，溢水防護対策上止水に期待する設備を第 1 表に示す。また，設備の位置，仕様，構造を第 5 図に示す。



第 3 図　溢水防護対策（例）

水密扉	止水措置（機器ハッチ）
止水措置（堰）	止水措置（床ファンネル）

第 4 図　既設浸水防護対策（例）

第 1 表　溢水防護対策上止水に期待する設備

設置建屋	階層(EL.m)	設備名	区分	箇所数
原子炉建屋原子炉棟	46.5	堰	新設	1
		堰	改造	7
	38.8	堰	新設	3
		堰	改造	2
		堰	既設	5
	29.0	堰	新設	3
		堰	改造	1
		堰	既設	12
	20.3	堰	新設	4
		堰	改造	3
		堰	既設	2
	14.0	堰	新設	3
		堰	改造	1
		堰	既設	5
	8.2	堰	改造	4
		堰	既設	1
		水密扉	既設	3
	2.0	堰	新設	1
		堰	改造	5
		堰	既設	3
	-4.0	堰	既設	13
		水密扉	既設	4
		逆流防止装置	既設	15

4.2.1　堰の設置高さと溢水経路の設定の関係について

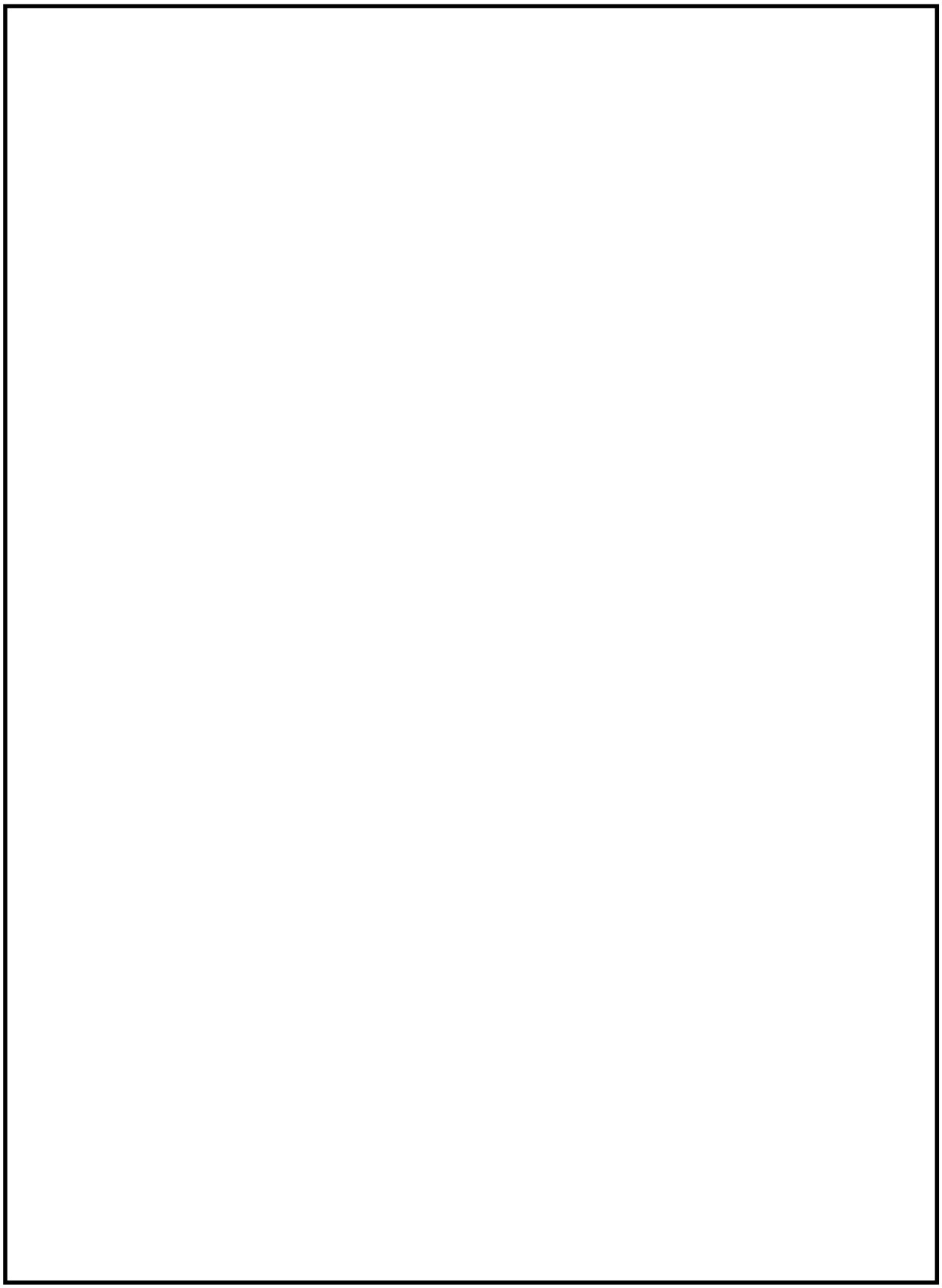
第 4.2 章にて示した，第 4.2-4 図　溢水伝播経路図（全体共通）においては，溢水防護の観点から溢水経路をコントロールする開口部，階段部の堰を示しており，これらは溢水拡大防止堰及び溢水拡大軽減堰に分類される。堰の高さを設定する際の考え方を第 2 表に示す。

第２表　堰高さの設定の考え方

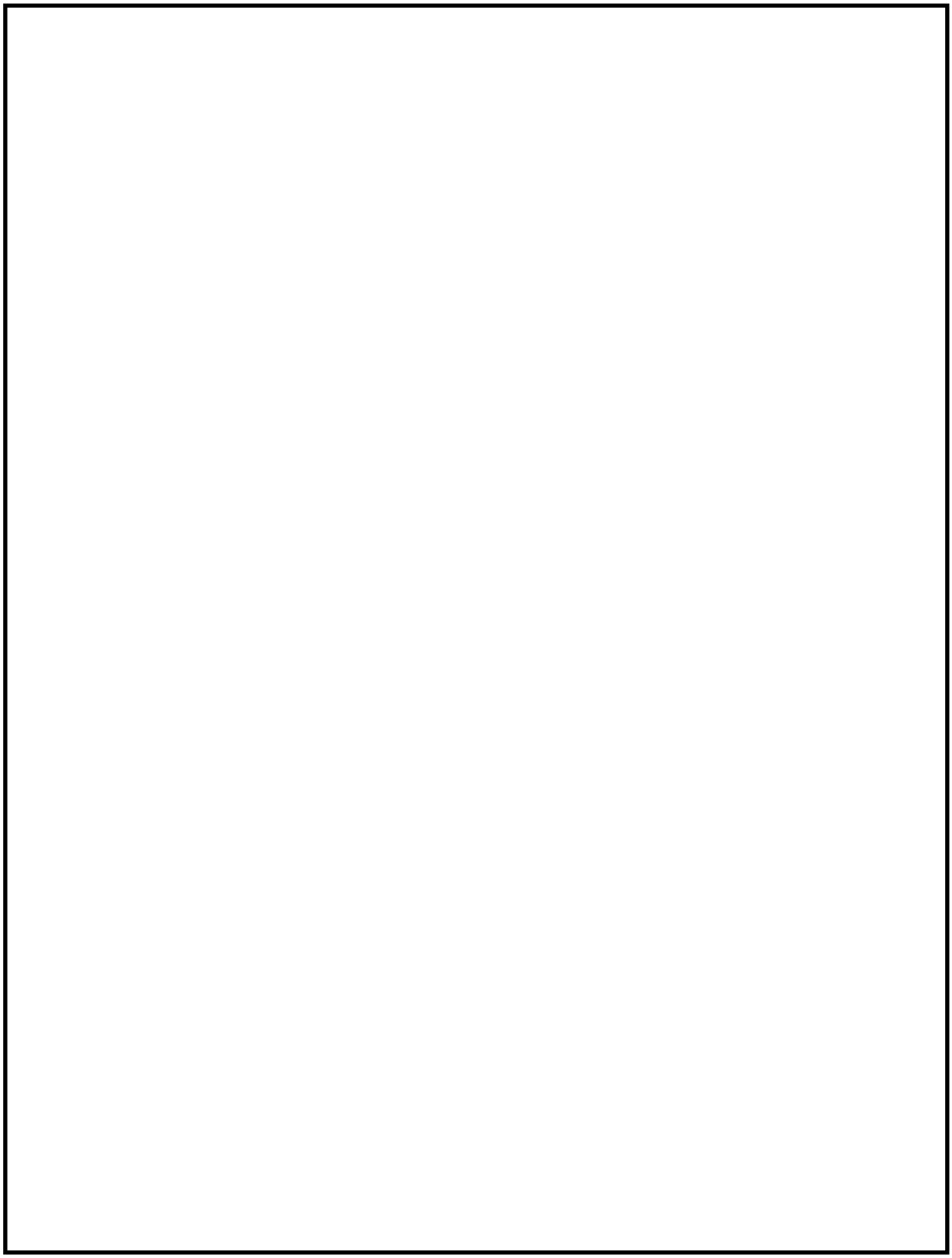
設置箇所	堰の種類		堰の高さ	設定の考え方	没水影響評価	
					水位評価時の堰の考慮	溢水伝播時の堰の考慮
開口部及び階段部	溢水拡大防止堰	溢水伝播を制限するための堰	40cm	想定破損による溢水水位に基づき設定（原子炉建屋６階）	○	○ （流下経路としない）
			30cm	溢水拡大軽減堰の高さに床勾配及び揺らぎを考慮した値(20cm)を加え設定	○	○ （流下経路としない）
	溢水拡大軽減堰 （自主設備）	溢水影響範囲を軽減させるための堰	10cm	アクセス性に影響しないよう滞留水位の最大値(20cm)より低い高さを設定	○	－ （流下経路とする）

○：堰があるものとして取扱う

－：堰がないものとして取扱う



第 5 図　既設設備（１）　逆流防止装置



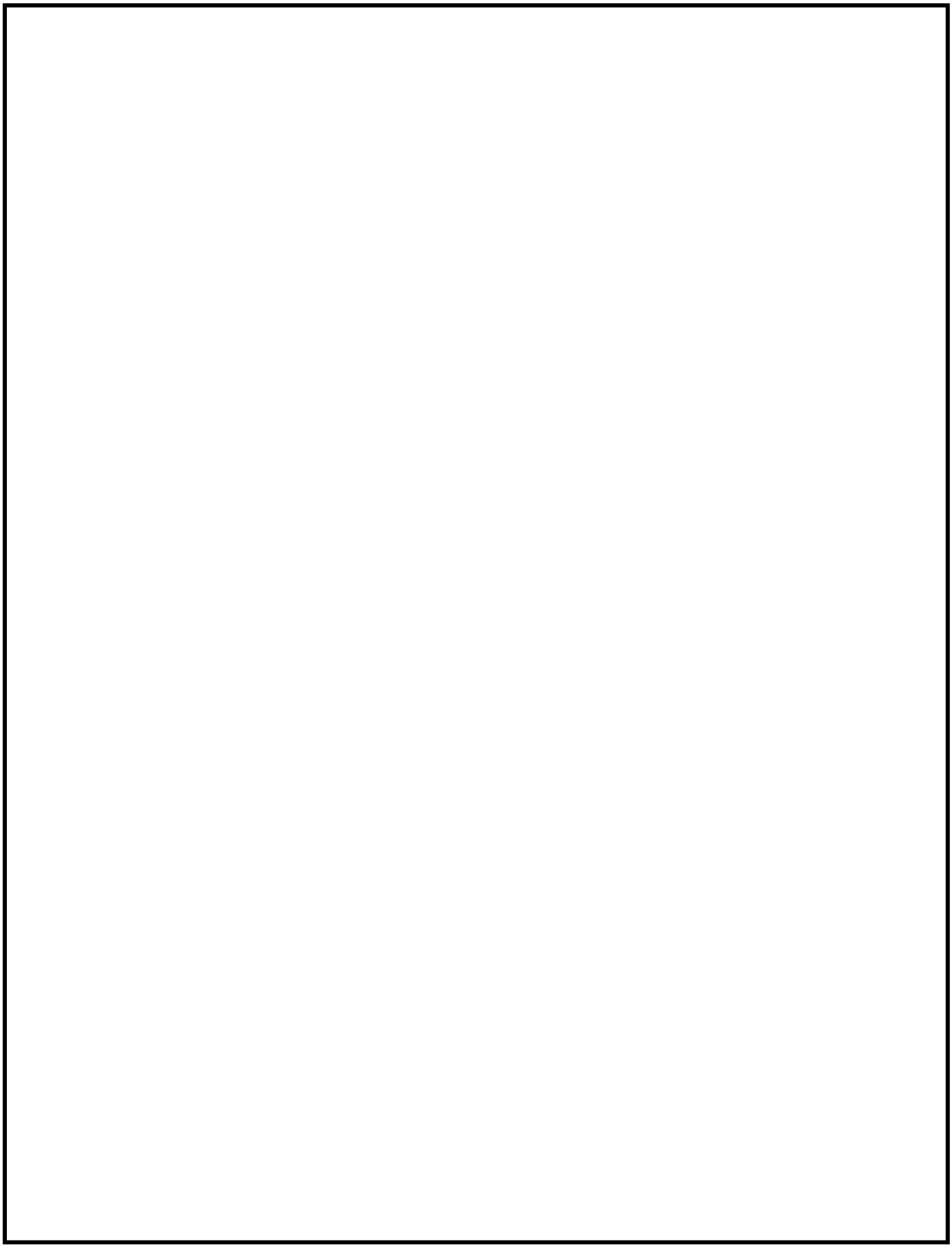
第 5 図　既設設備（２）　水密扉２

第 5 図　既設設備（２）　水密扉３

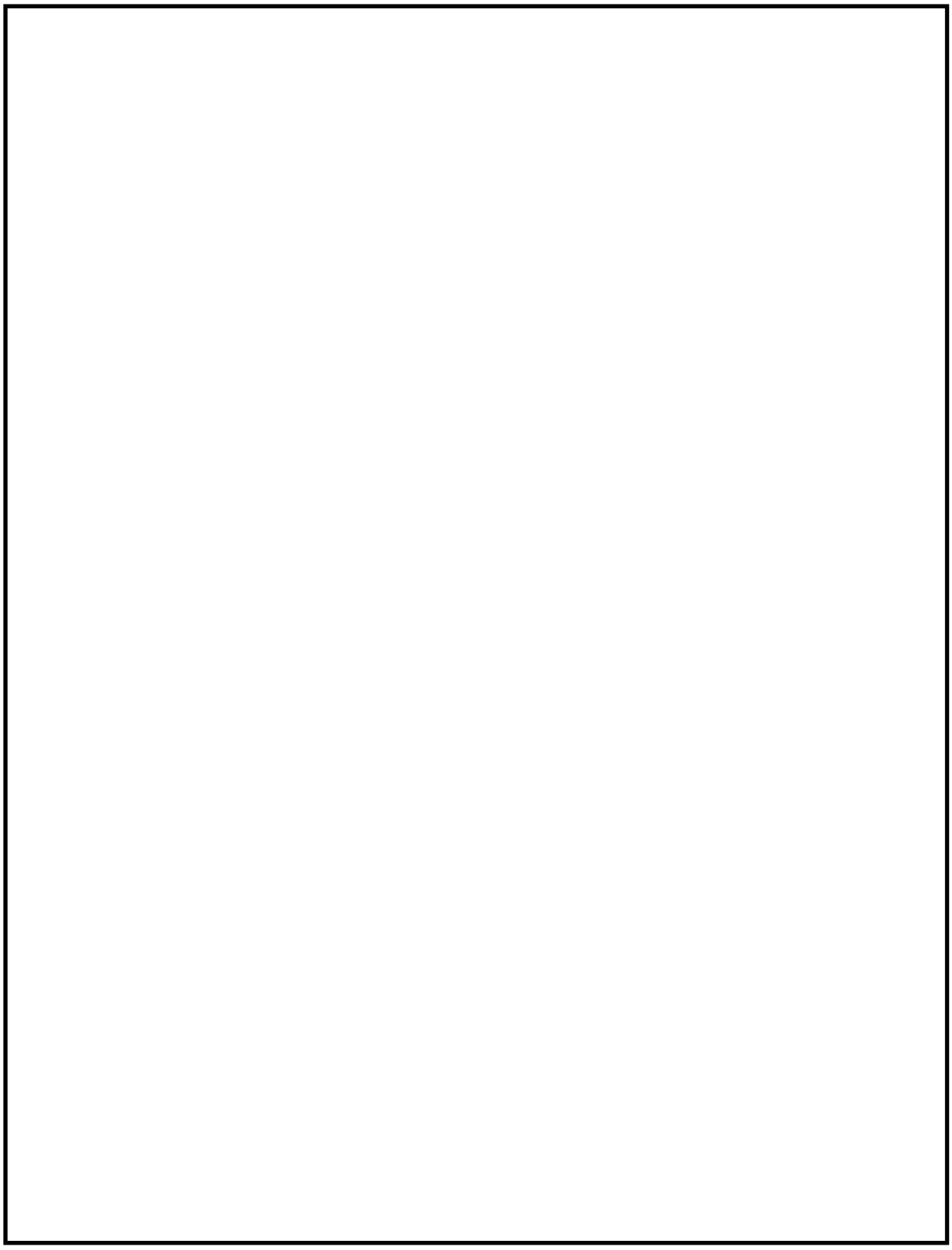
第5図　既設設備（２）　水密扉４

第5図　既設設備（２）　水密扉５

第 5 図　既設設備（２）　水密扉 6



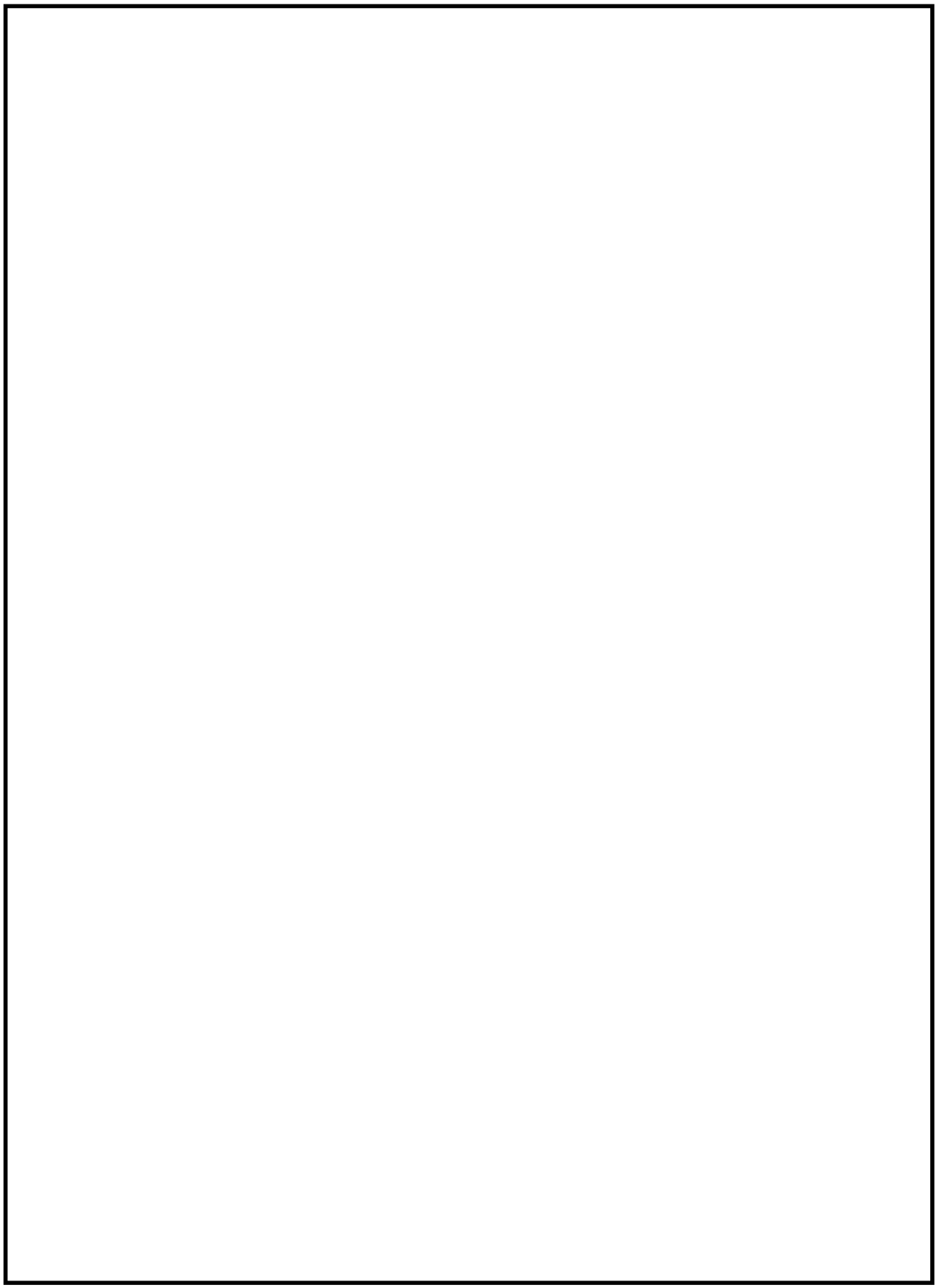
第 5 図　既設設備（２）　水密扉 7



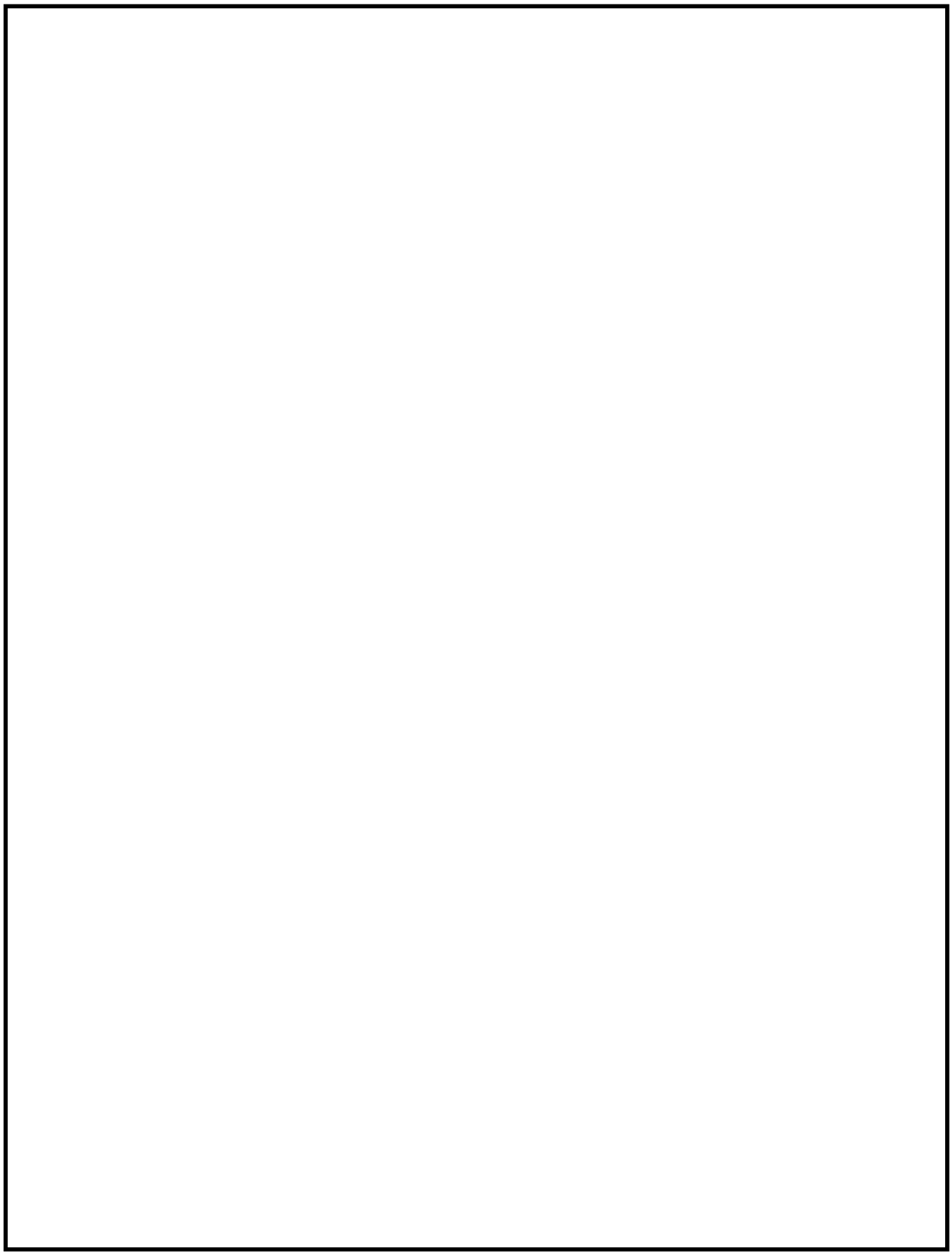
第５図　既設設備（２）　水密扉８

第5図　既設設備（２）　水密扉９

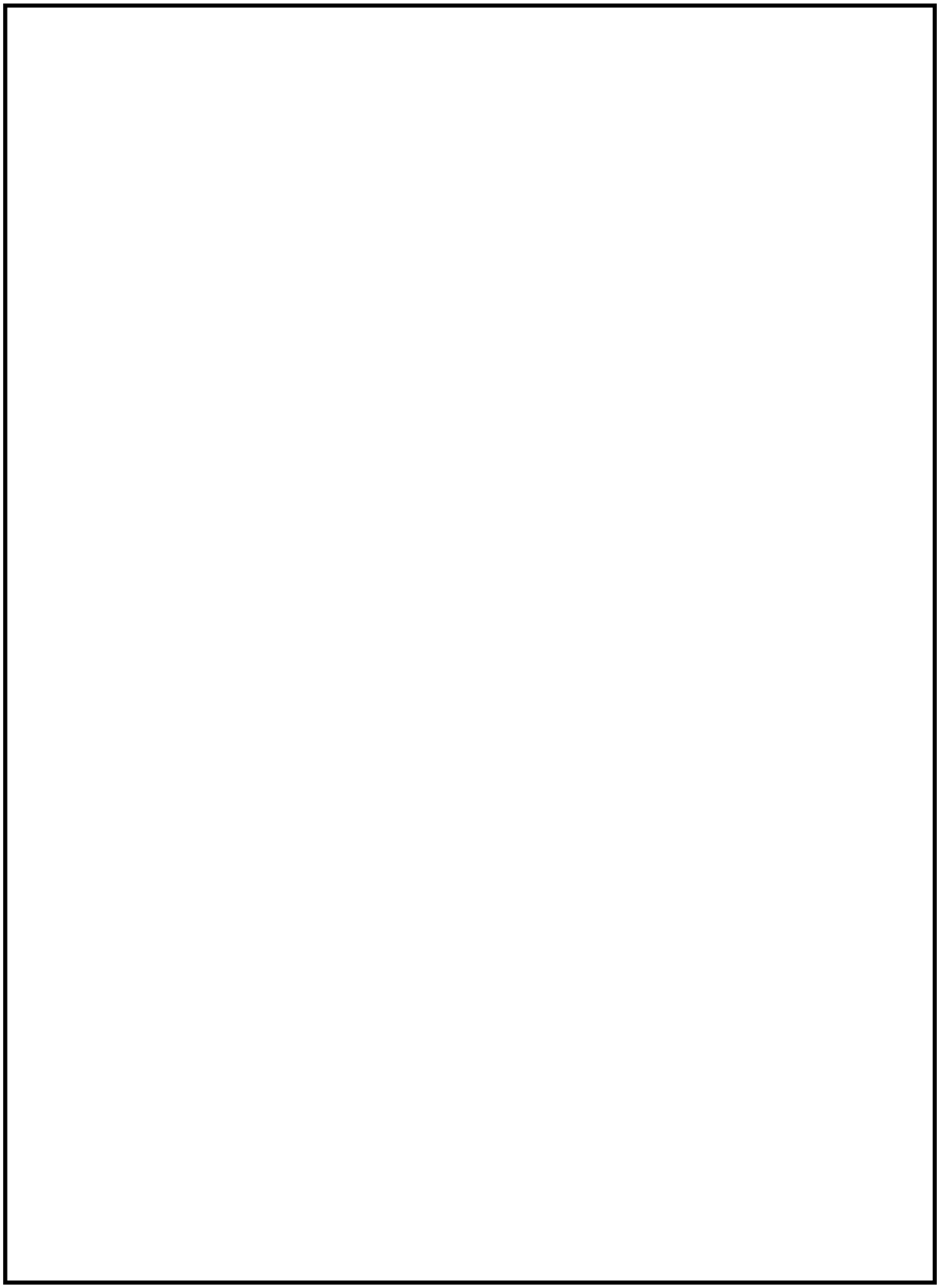
第５図　既設設備（２）　水密扉１０



第 5 図　既設設備（２）　水密扉１１



第５図　既設設備（２）　水密扉１２



第5図　既設設備（２）　水密扉１３

第 5 図　既設設備（３）　堰

4.2.2　耐津波の浸水防護施設との関連

(1)　原子炉建屋の津波対策

津波防護対象設備を内包する建屋・壁のうち原子炉建屋についての浸水防止対策を示す。津波から区画を防護する止水バウンダリは，建屋外壁部となる。ここでは，基準津波は敷地に浸水させないことから，基準津波を越え敷地に浸水する津波が対象となる。浸水防護施設による浸水対策の位置，仕様，構造を第3表，第6図，第7図及び止水対策状況を補足説明資料-14に示す。

また，建屋地下外壁部の貫通部については，補足説明資料-37に詳細を示す。

①　水密扉の構造等

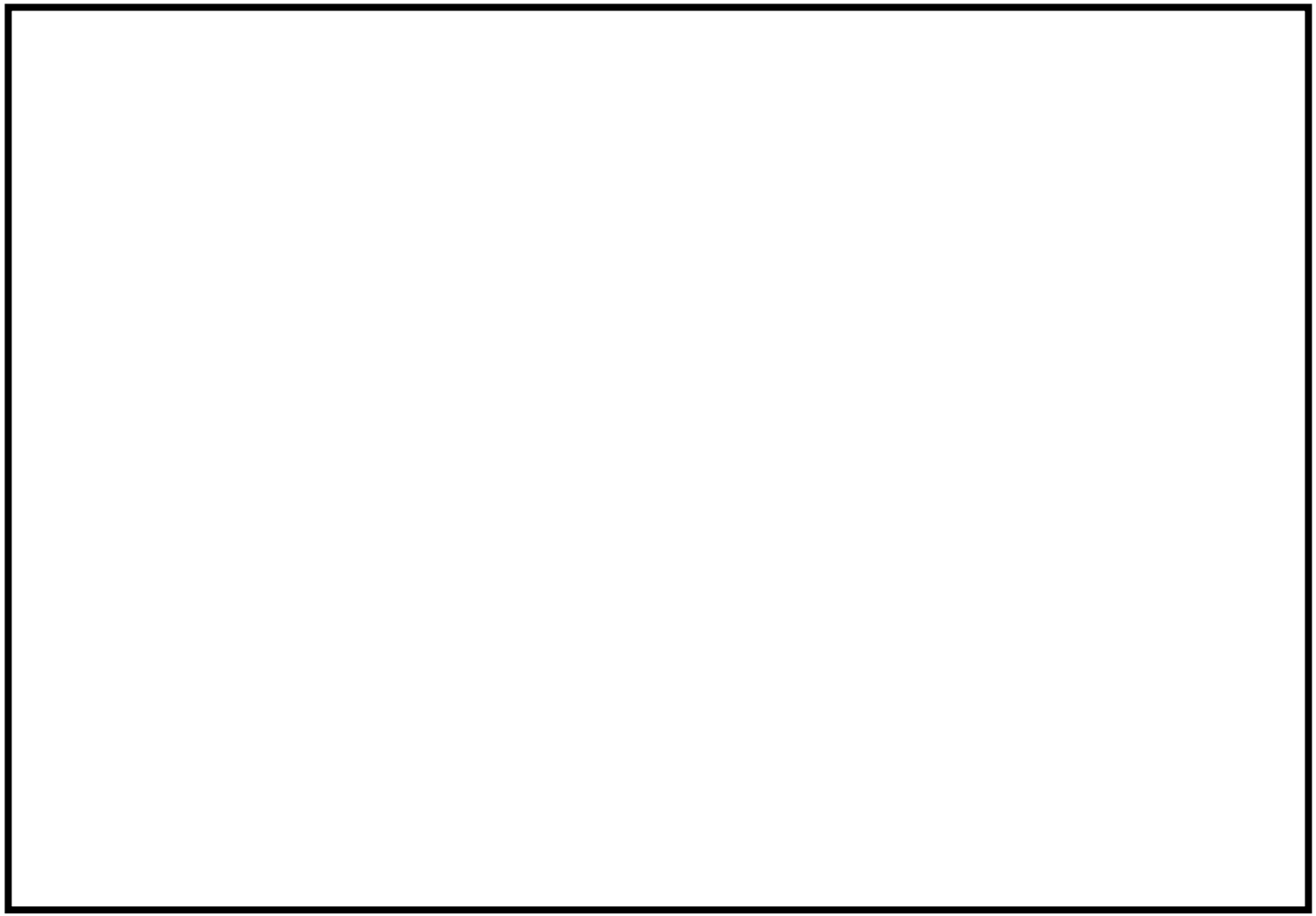
水密扉及び貫通部止水措置の耐水圧は，数値シミュレーションによる津波評価に基づく，各建屋，壁の位置における最大浸水深に対する静水圧に耐える設計とする。

基準地震動S_sによる地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な動作機能及び構造強度が損なわれない設計とする。

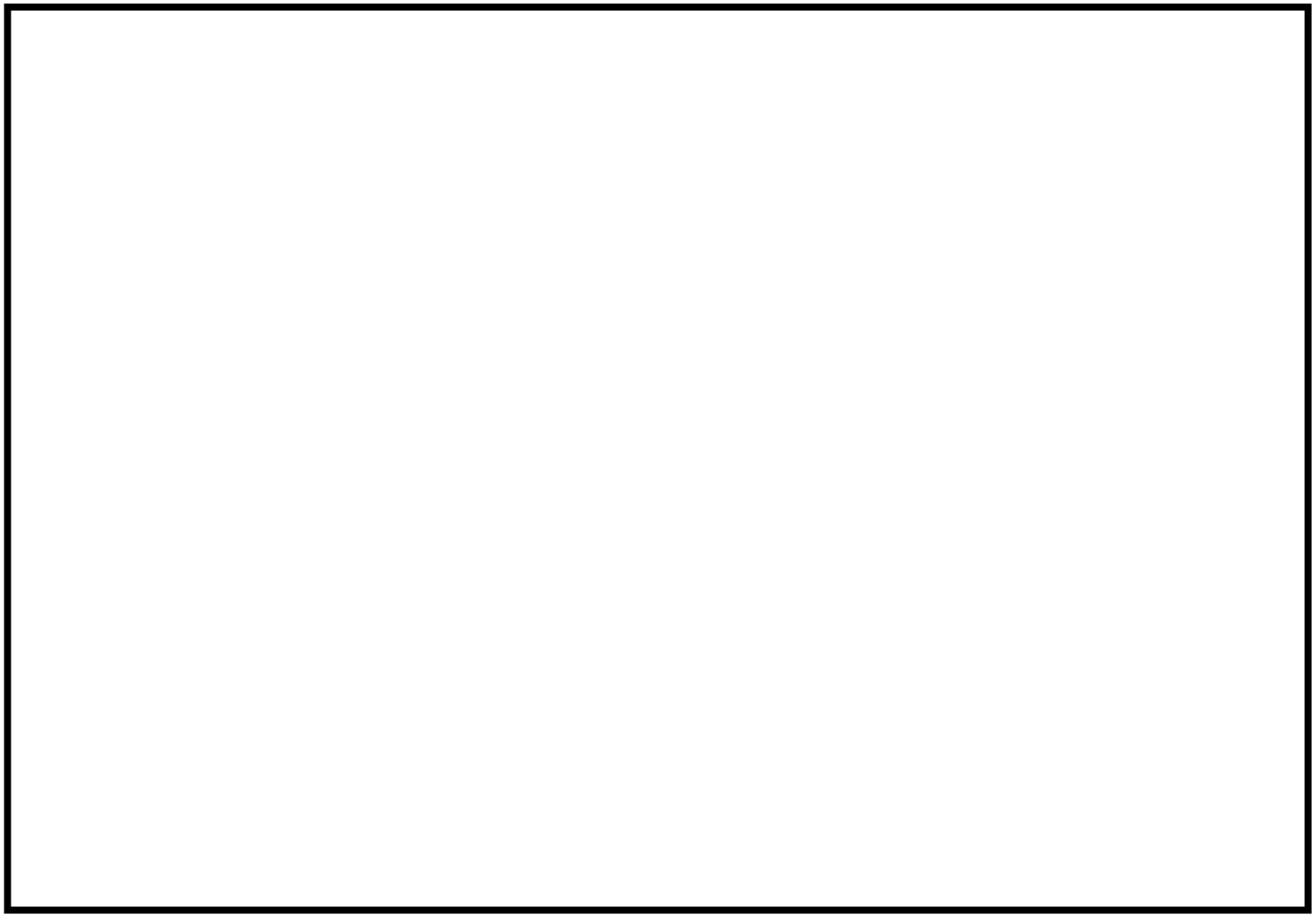
第 3 表　敷地に遡上する津波に対応する設備

種類 (名称)	主要寸法，材料及び取付箇所			
水密扉 (R/B-1F-09)	主要寸法	たて	mm	(5400)
		横	mm	(4900)
	材料		―	鋼材
	取付箇所		―	原子炉建屋1階
水密扉 (R/B-1F-11)	主要寸法	たて	mm	(2290)
		横	mm	(1520)
	材料		―	鋼材
	取付箇所		―	原子炉建屋1階
水密扉 (R/B-1F-13)	主要寸法	たて	mm	(3080)
		横	mm	(1815)
	材料		―	鋼材
	取付箇所		―	原子炉建屋1階
水密扉 (R/B-1F-14)	主要寸法	たて	mm	(2030)
		横	mm	(1100)
	材料		―	鋼材
	取付箇所		―	原子炉建屋1階
水密扉 (T/B-R/B-1F-01)	主要寸法	たて	mm	(2025)
		横	mm	(850)
	材料		―	鋼材
	取付箇所		―	原子炉建屋1階
水密扉 (T/B-R/B-1F-02)	主要寸法	たて	mm	(2025)
		横	mm	(850)
	材料		―	鋼材
	取付箇所		―	原子炉建屋1階

注：（　）内は公称値を示す。



第6図　津波防護の水密扉の配置



第7図　原子炉建屋地上部外壁の止水対策箇所図箇所配置計画

4.3　貫通部シール材等の止水性能及び耐震性について

貫通部止水対策と使用するシール材及びラバーブーツの止水性能及び耐震性を性能試験等で確認する。

4.3.1　シール材，ラバーブーツ及びモルタルの止水性能について

(1)　シール材及びラバーブーツ

シール材及びラバーブーツは，規格化された物性値がないため，実機と同等の形状，寸法を模擬した試験体を用いた性能試験により要求される許容漏水量を満足する止水性能を確認する。第 8 図に性能試験装置の概要を示す。

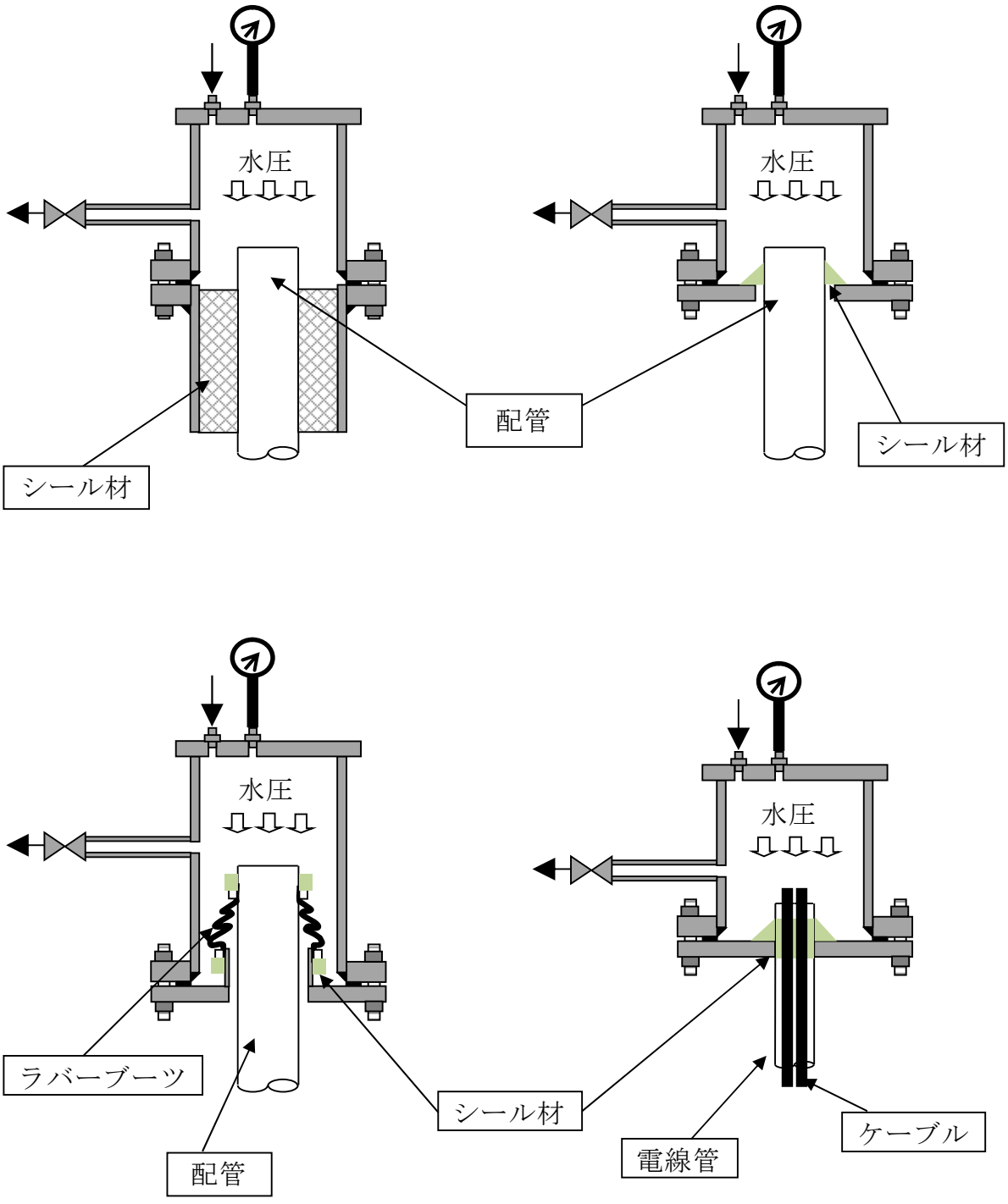
試験体の選定にあたり設計条件の包絡性を評価した代表仕様とする。また，試験条件は，貫通部止水材料の種類，形状（直管，曲げ管等），想定荷重，荷重作用方向，試験体数及び耐圧保持時間等を考慮し適切に設定する。

性能試験の結果より評価モデルから，評価基準を設ける。なお，評価基準を設けるにあたり評価モデルでの止水性能との関係を確認する主な項目は次のとおりとする。

・貫通部止水材料のシール材種類

・貫通部止水材料の内径，厚さ（脚長等），隙間等

・実機施工条件等



第 8 図　性能試験装置概要

(2)　モルタル

モルタル材料は,土木・建築分野で構造評価手法が広く普及しているため，策定した評価モデルを基にそれらの評価手法を準用する。

評価手法として，想定される静水頭圧によりモルタル部受圧面積に作用する荷重が，モルタルが壁及び配管と接触する部分に生じる許容せん断荷重に対して，モルタルの付着強度が確保されていることを確認する。モルタル部の評価モデルの概要を第9図に示す。なお，せん断応力は，土木，建築学会等が発行している各種示方書等に記載のコンクリートと鉄筋等の付着強度／応力度を参照する。

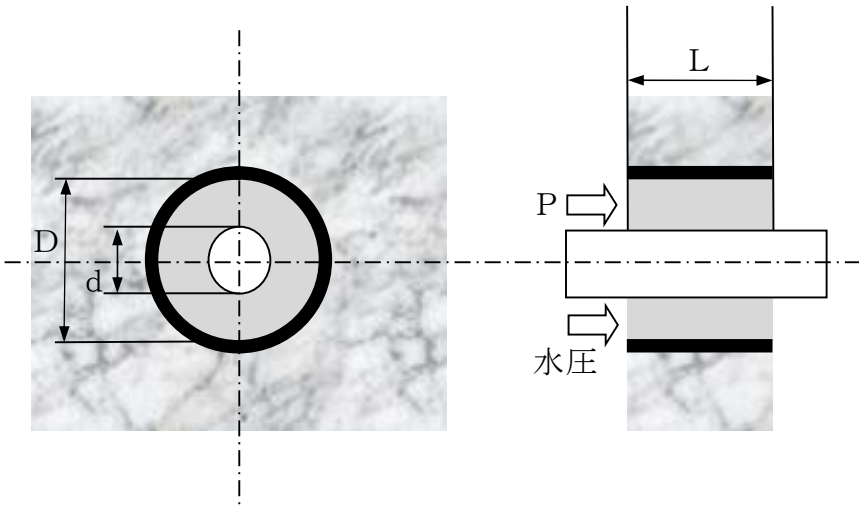
・スリーブ径：Ｄ（mm）

・モルタル充填深さ：Ｌ（mm）

・モルタルの許容せん断荷重：τ（N／mm^2）

・配管径：ｄ（mm）

・静水頭圧：Ｐ（N／mm^2）



第 9 図　モルタル評価モデル概念図

ａ．静水頭圧によってモルタルに作用する荷重（Ｆ１）

$$F1\ (N) = P \times (\pi / 4 \times (D^2 - d^2))$$

ｂ．モルタルに生じる許容せん断荷重（Ｆ２）

$$F2\ (N) = \tau \times (\pi \times (D + d) \times L)$$

ｃ．性能評価

ａ，ｂで算出した荷重に対して以下の関係が成り立つことを確認する。

$$F1 < F2$$

上式より，モルタル施工個所が止水性能を発揮するためには，評価対象貫通部での貫通スリーブ径と配管径に対する最少充填深さを確保することで止水性能は確保できる。

4.3.2　シール材，ラバーブーツ及びモルタルの耐震性について

(1)　シール材及びラバーブーツ

シール材及びラバーブーツは，伸縮性や配管変位追従性を考慮して設計を行い，貫通部止水構造に地震が作用した場合の性能試験にて耐震性を確認する。模擬体に地震時に相当する荷重（又は変位）を付与した後，静水頭圧を作用させ確認する。また，余震が作用することも考慮し，本震時に相当する荷重（又は変位）を付与した後，静水頭圧を作用させた状態で，余震時に相当する荷重（又は変位）を付与し，貫通部止水材料の浸水抑制性能を確認する。

これらの結果から，貫通部止水材料が浸水抑制性能を有する限界荷重（又は変位）と浸水抑制性能との関係を確認する。

設計においては，これらの検証結果から，貫通部止水構造の荷重（又は変位）が許容限界以上とならないよう，貫通物を固定する等の設備補強を

実施することも考慮する。

(2)　モルタル

モルタルを充填した評価対象貫通部でのモルタル充填深から基準地震動Ｓ$_s$において貫通部に発生する圧縮・付着荷重が，モルタルの許容荷重以下になることを確認する。

想定破損による評価結果について

6．の想定破損評価方針より実施した評価内容の溢水源，最終滞留区画及びその最終滞留水位について第 1 表に，評価において考慮した区画分離図を第 1 図に示す。没水による防護対象設備の機能維持の確認及びプラントの安全機能維持が確保されていることを確認した結果を第 2 表に示す。

また，被水における各防護対象機器の影響結果を第 3 表に示す。

第1表　想定破損による没水影響評価まとめ(1/7)

発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水水量※1 (m^3)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位※2 (m)	他区画への影響
RB-6-1	西側エリア	原子炉補機冷却系	298	RCW	西側サンプ	1.54	東側エリアへの伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
		復水・純水移送系	127	MUW			
RB-5-1	東側エリア	原子炉補機冷却系	298	RCW	東側サンプ	3.9	西側エリアへの伝播影響無し。
		復水・純水移送系	144	MUW			
		屋内消火系	33	FP			
RB-5-2	西側エリア	ドライウェル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)	西側サンプ	1.54	東側エリアへの伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
RB-5-3	西側エリア	ドライウェル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)	西側サンプ	1.54	東側エリアへの伝播影響無し。
		ほう酸水注入系	22	SLC			
		復水・純水移送系	124	MUW			
RB-5-4	西側エリア	ドライウェル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)	西側サンプ	1.54	東側エリアへの伝播影響無し。
RB-5-5	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-5-6	西側エリア	復水・純水移送系	133	MUW	西側サンプ	0.69	東側エリアへの伝播影響無し。
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB-5-7	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-5-8	西側エリア	原子炉冷却材浄化系	54	CUW	西側サンプ	0.28	東側エリアへの伝播影響無し。
RB-5-9	西側エリア	原子炉冷却材浄化系	54	CUW	西側サンプ	0.28	東側エリアへの伝播影響無し。
RB-5-10	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-5-11	東側エリア	復水・純水移送系	133	MUW	東側サンプ	1.74	西側エリアへの伝播影響無し。
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
RB-5-12	東側エリア	復水・純水移送系	133	MUW	東側サンプ	1.74	西側エリアへの伝播影響無し。
RB-5-13	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-5-14	東側エリア	復水・純水移送系	138	MUW	東側サンプ	1.81	西側エリアへの伝播影響無し。
RB-5-15	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-1	東側エリア	原子炉補機冷却系	298	RCW	東側サンプ	3.9	西側エリアへの伝播影響無し。
		ドライウェル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)			
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		残留熱除去系	190	RHR(A)			
		屋内消火系	33	FP			
		復水・純水移送系	144	MUW			

第1表　想定破損による没水影響評価まとめ(2/7)

発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水水量※1 (m^3)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位※2 (m)	他区画への影響
RB-4-2	西側エリア	ドライウェル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)	西側サンプ	1.54	東側エリアへの伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		復水・純水移送系	154	MUW			
		屋内消火系	33	FP			
		原子炉冷却材浄化系(復水・純水移送系)	128	CUW			
		残留熱除去系海水系	99	RHRS(B)			
RB-4-3	東側エリア	残留熱除去系	324	RHR(A)	東側サンプ	4.23	西側エリアへの伝播影響無し。
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
RB-4-4	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-5	西側エリア	燃料プール冷却浄化系	83	FPC	西側サンプ	0.43	東側エリアへの伝播影響無し。
RB-4-6	東側エリア	燃料プール冷却浄化系	83	FPC	東側サンプ	1.09	西側エリアへの伝播影響無し。
RB-4-7	東側エリア	燃料プール冷却浄化系	83	FPC	東側サンプ	1.09	西側エリアへの伝播影響無し。
RB-4-8	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-9	東側エリア	燃料プール冷却浄化系	83	FPC	東側サンプ	1.09	西側エリアへの伝播影響無し。
RB-4-10	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-11	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-12	西側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	西側サンプ	1.38	東側エリアへの伝播影響無し。
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB-4-13	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-14	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-15	東側エリア	原子炉補機冷却系	298	RCW	東側サンプ	3.9	西側エリアへの伝播影響無し。
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB-4-16	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-17	東側エリア	原子炉補機冷却系	298	RCW	東側サンプ	3.9	西側エリアへの伝播影響無し。
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
		復水・純水移送系	154	MUW			
RB-4-18	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-19	東側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	東側サンプ	3.49	西側エリアへの伝播影響無し。
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
RB-4-20	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-21	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-4-22	東側エリア	屋内消火系	33	FP	東側サンプ	0.44	西側エリアへの伝播影響無し。
RB-4-23	東側エリア	復水・純水移送系	130	MUW	東側サンプ	1.7	西側エリアへの伝播影響無し。

第1表　想定破損による没水影響評価まとめ(3/7)

発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水水量※1 (m^3)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位※2 (m)	他区画への影響
RB-3-1	東側エリア	残留熱除去系	324	RHR(A)	東側サンプ	4.23	西側エリアへの伝播影響無し。
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
		低圧炉心スプレイ系	300	LPCS			
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		屋内消火系	50	FP			
		残留熱除去系海水系	99	RHRS(A)			
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		制御棒駆動系	68	CRD			
		復水・純水移送系	144	MUW			
		ドライウェル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)			
RB-3-2	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの伝播影響無し。
		復水・純水移送系	127	MUW			
		燃料プール冷却浄化系	83	FPC			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		制御棒駆動系	68	CRD			
		高圧炉心スプレイ系	378	HPCS			
RB-3-3	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(C)	東側サンプ	1.66	西側エリアへの伝播影響無し。
		復水・純水移送系	127	MUW			
		制御棒駆動系	68	CRD			
		残留熱除去系	119	RHR(A)			
RB-3-4	西側エリア	復水・純水移送系	127	MUW	西側サンプ	0.66	東側エリアへの伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
		制御棒駆動系	68	CRD			
RB-3-5	西側エリア	原子炉再循環系	1	PLR	西側サンプ	最大0.07	東側エリアへの伝播影響無し。
RB-3-6	東側エリア	原子炉再循環系	1	PLR	東側サンプ	最大0.06	西側エリアへの伝播影響無し。
RB-3-7	西側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	西側サンプ	1.38	東側エリアへの伝播影響無し。
		復水・純水移送系	154	MUW			
RB-3-8	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの伝播影響無し。
		残留熱除去系	382	RHR(C)			
RB-3-9	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-2-1	西側エリア	給水系	289	FDW	西側サンプ	1.5	東側エリアへの伝播影響無し。
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		タービン補機冷却系	223	TCW			
RB-2-2	東側エリア	残留熱除去系	324	RHR(A)	東側サンプ	4.23	西側エリアへの伝播影響無し。
RB-2-3	西側エリア	残留熱除去系	324	RHR(B)	西側サンプ	1.68	東側エリアへの伝播影響無し。

第1表　想定破損による没水影響評価まとめ(4/7)

発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水水量※1 (m^3)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位※2 (m)	他区画への影響
RB−2−4	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの伝播影響無し。
RB−2−5	東側エリア	残留熱除去系海水系	267	RHRS(B)	東側サンプ	3.49	西側エリアへの伝播影響無し。
RB−2−6	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB−2−7	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB−2−8	東側エリア	残留熱除去系	324	RHR(A)	東側サンプ	4.23	西側エリアへの伝播影響無し。
		屋内消火系	50	FP			
		低圧炉心スプレイ系	300	LPCS			
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		復水・純水移送系	144	MUW			
		ドライウェル冷却系(原子炉補機冷却系)	298	DHC(RCW)			
RB−2−9	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの伝播影響無し。
		残留熱除去系	382	RHR(C)			
		屋内消火系	50	FP			
		制御棒駆動系	68	CRD			
		復水・純水移送系	154	MUW			
		原子炉補機冷却系	276	RCW			
		高圧炉心スプレイ系	378	HPCS			
RB−2−10	西側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	西側サンプ	1.38	東側エリアへの伝播影響無し。
		復水・純水移送系	127	MUW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB−2−11	西側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	西側サンプ	1.38	東側エリアへの伝播影響無し。
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB−2−12	西側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	西側サンプ	1.38	東側エリアへの伝播影響無し。
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB−1−1	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	東側サンプ	4.99	西側エリアへの伝播影響無し。
		屋内消火系	50	FP			
		低圧炉心スプレイ系	300	LPCS			
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		復水・純水移送系	154	MUW			
RB−1−2	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの伝播影響無し。
		残留熱除去系	382	RHR(C)			
		復水・純水移送系	154	MUW			
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		制御棒駆動系	68	CRD			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		屋内消火系	50	FP			
		高圧炉心スプレイ系	378	HPCS			

第1表　想定破損による没水影響評価まとめ(5/7)

発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水水量※1 (m^3)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位※2 (m)	他区画への影響
RB-1-3	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	RHR(A)熱交廻り	5.45	西側エリアへの伝播影響無し。
		復水・純水移送系	144	MUW			
RB-1-4	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-1-5	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-1-6	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-1-7	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	272	RHRS(B)			
RB-B1-1	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	東側サンプ	4.99	西側エリアへの伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		低圧炉心スプレイ系	300	LPCS			
		原子炉隔離時冷却系	288	RCIC			
		屋内消火系	92	FP			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		復水・純水移送系	154	MUW			
		補助系	9	—			
RB-B1-2	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの伝播影響無し。
		復水・純水移送系	325	MUW			
		原子炉補機冷却系	298	RCW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
		屋内消火系	92	FP			
		高圧炉心スプレイ系	287	HPCS			
		補助系	9	—			
		残留熱除去系	382	RHR(C)			
RB-B1-3	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	272	RHRS(B)			
		屋内消火系	50	FP			
RB-B1-4	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	RHR(A)熱交廻り	5.45	西側エリアへの伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	272	RHRS(A)			
		復水・純水移送系	144	MUW			
		原子炉冷却材浄化系	54	CUW			
RB-B1-5	東側エリア	残留熱除去系海水系	272	RHRS(A)	東側サンプ	3.56	西側エリアへの伝播影響無し。
		復水・純水移送系	144	MUW			
RB-B1-6	西側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-B1-7	東側エリア	無し	0	—	—	—	—

第1表　想定破損による没水影響評価まとめ(6/7)

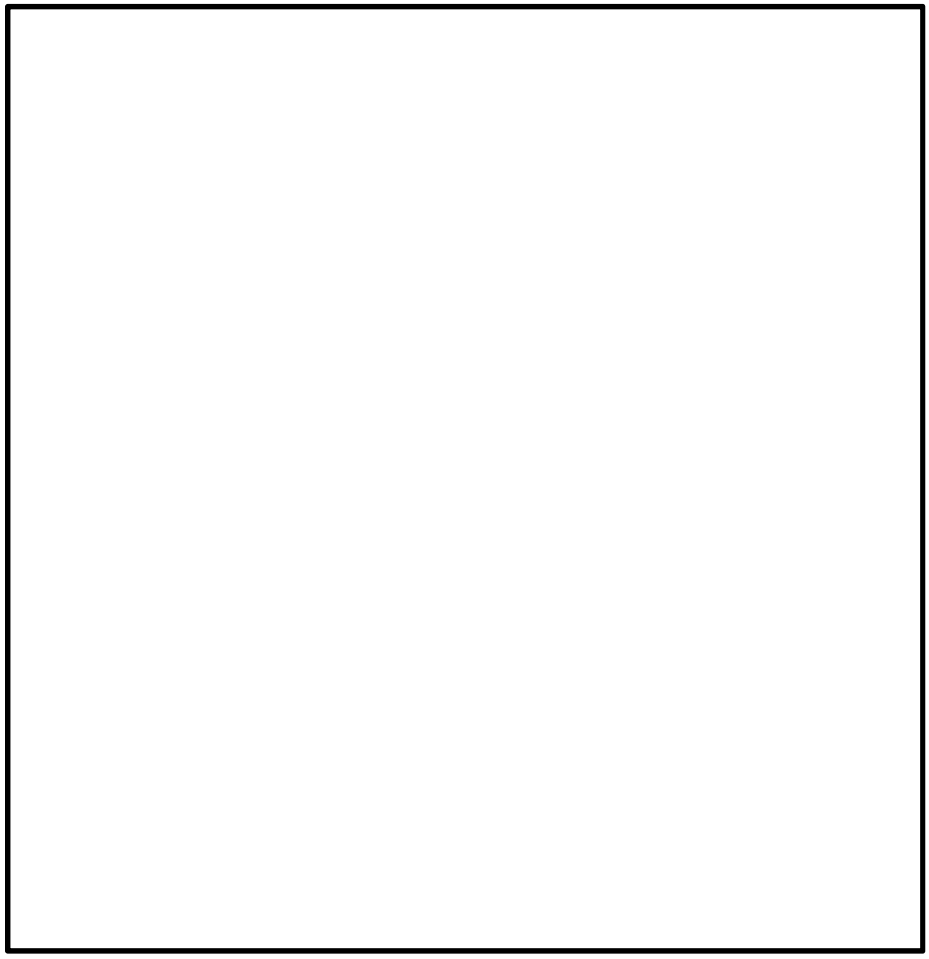
発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水水量※1 (m^3)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位※2 (m)	他区画への影響
RB-B1-8	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	276	RCW			
		屋内消火系	92	FP			
		補助系	9	—			
		復水・純水移送系	163	MUW			
		制御棒駆動系	68	CRD			
RB-B1-9	西側エリア	復水・純水移送系	163	MUW	西側サンプ	1.96	東側エリアへの伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	276	RCW			
		残留熱除去系海水系	359	RHR(A),(B)			
		高圧炉心スプレイ系	378	HPCS			
		補助系	9	—			
RB-B2-1	西側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	HPCSポンプ室	5.19	東側エリアへの伝播影響無し。
		高圧炉心スプレイ系	131	HPCS			
		補助系	9	—			
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(海水系)	62	HPCS-DGSW			
RB-B2-2	西側エリア	高圧炉心スプレイ系	287	HPCS	西側サンプ	1.49	東側エリアへの伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		補助系	9	—			
RB-B2-3	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(B)			
		高圧炉心スプレイ系	287	HPCS			
		復水・純水移送系	131	MUW			
RB-B2-4	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	272	RHRS(B)			
		屋内消火系	33	FP			
RB-B2-5	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(C)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの伝播影響無し。
		復水・純水移送系	131	MUW			
		残留熱除去系海水系	99	RHRS(B)			
		屋内消火系	33	FP			
RB-B2-6	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(C)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの伝播影響無し。
		復水・純水移送系	131	MUW			
		残留熱除去系海水系	99	RHRS(B)			
RB-B2-7	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	RHR(A)ポンプ室	全没水	西側エリアへの伝播影響無し。
		復水・純水移送系	131	MUW			
RB-B2-8	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	RHR(A)熱交廻り	5.45	西側エリアへの伝播影響無し。
		原子炉隔離時冷却系	183	RCIC			
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		復水・純水移送系	154	MUW			
		屋内消火系	33	FP			

第1表　想定破損による没水影響評価まとめ(7/7)

発生区画	区画分離	区画内系統 想定破損系統(溢水量最大黒枠部)	溢水水量※1 (m^3)	系統略称	最終滞留エリア	最終滞留水位※2 (m)	他区画への影響
RB-B2-9	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	RHR(A)熱交廻り	5.45	西側エリアへの伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	272	RHRS(A)			
		屋内消火系	33	FP			
RB-B2-10	東側エリア	原子炉隔離時冷却系	288	RCIC	RCICポンプ室	4.76	西側エリアへの伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		屋内消火系	33	FP			
RB-B2-11	東側エリア	原子炉補機冷却系	267	RCW	東側サンプ	3.49	西側エリアへの伝播影響無し。
		屋内消火系	33	FP			
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		補助系	9	—			
RB-B2-12	東側エリア	低圧炉心スプレイ系	300	LPCS	東側サンプ	3.92	西側エリアへの伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
RB-B2-13	東側エリア	低圧炉心スプレイ系	300	LPCS	東側サンプ	3.92	西側エリアへの伝播影響無し。
		屋内消火系	69	FP			
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
RB-B2-14	西側エリア	残留熱除去系	382	RHR(B)	西側サンプ	1.98	東側エリアへの伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(B)			
		屋内消火系	33	FP			
		復水・純水移送系	131	MUW			
RB-B2-15	東側エリア	残留熱除去系	382	RHR(A)	RHR(A)ポンプ室	全没水	西側エリアへの伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
RB-B2-16	東側エリア	無し	0	—	—	—	—
RB-B2-17	東側エリア	原子炉隔離時冷却系	183	RCIC	RCICポンプ室	3.02	西側エリアへの伝播影響無し。
		残留熱除去系海水系	108	RHRS(A)			
		屋内消火系	33	FP			
RB-B2-18	西側エリア	高圧炉心スプレイ系	378	HPCS	HPCSポンプ室	全没水	東側エリアへの伝播影響無し。
		原子炉補機冷却系	267	RCW			
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(海水系)	62	HPCS-DGSW			
RB-B2-19	西側エリア	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(海水系)	52	HPCS-DGSW	HPCSポンプ室	1.01	東側エリアへの伝播影響無し。
		高圧炉心スプレイ系	40	HPCS			
		補助系	9	—			

※1：溢水水量については，各区画内布設配管最大口径より算定。

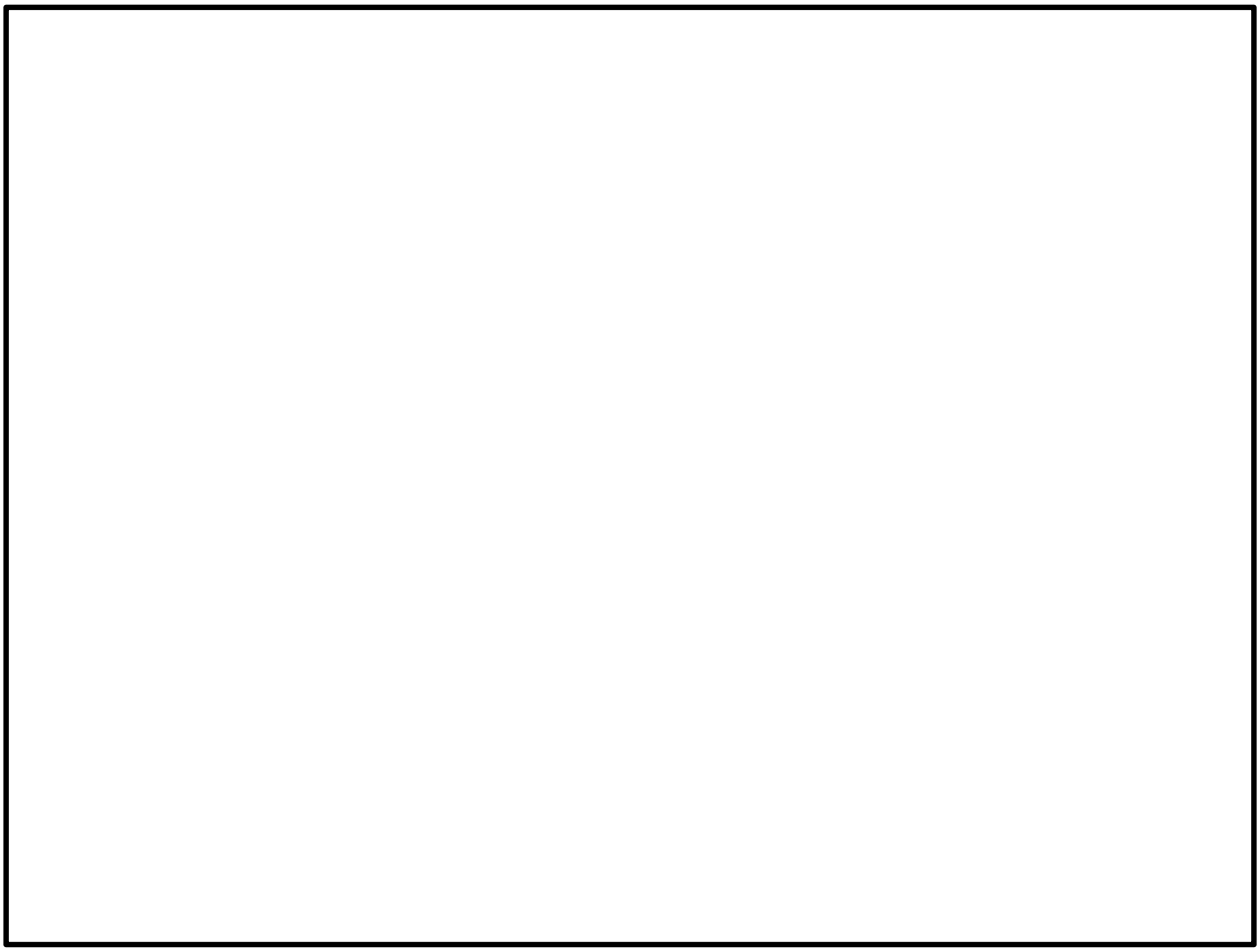
※2：最終滞留水位算定において，想定破損系統（黒枠部）の溢水量より算定。



：西側エリア

補足：当該エリアでの溢水は，西側床ファンネルが伝播経路となるため，当該エリアは，西側エリアとする。

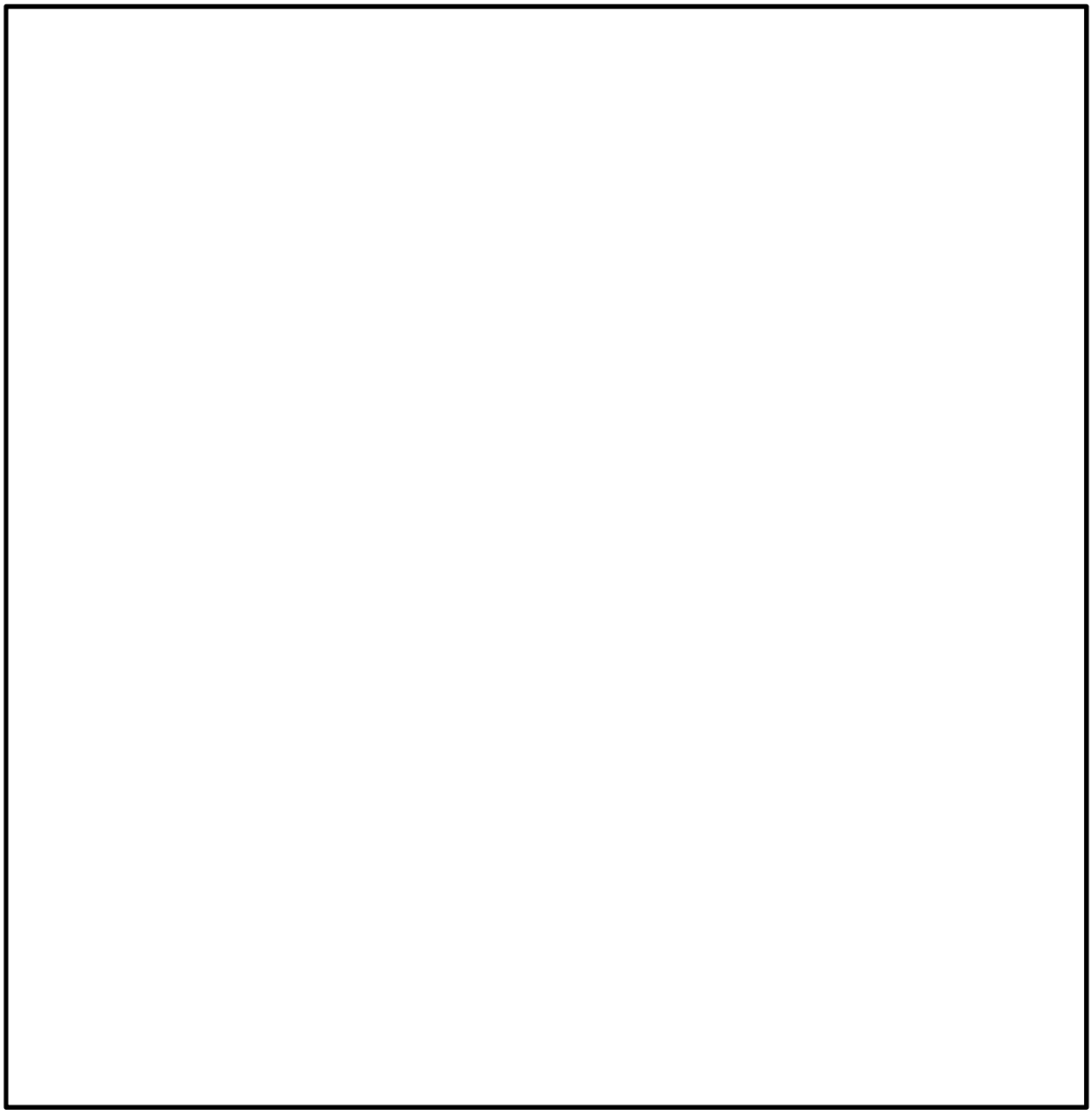
第 1 図　区画分離図(1/10)



：東側エリア

：西側エリア

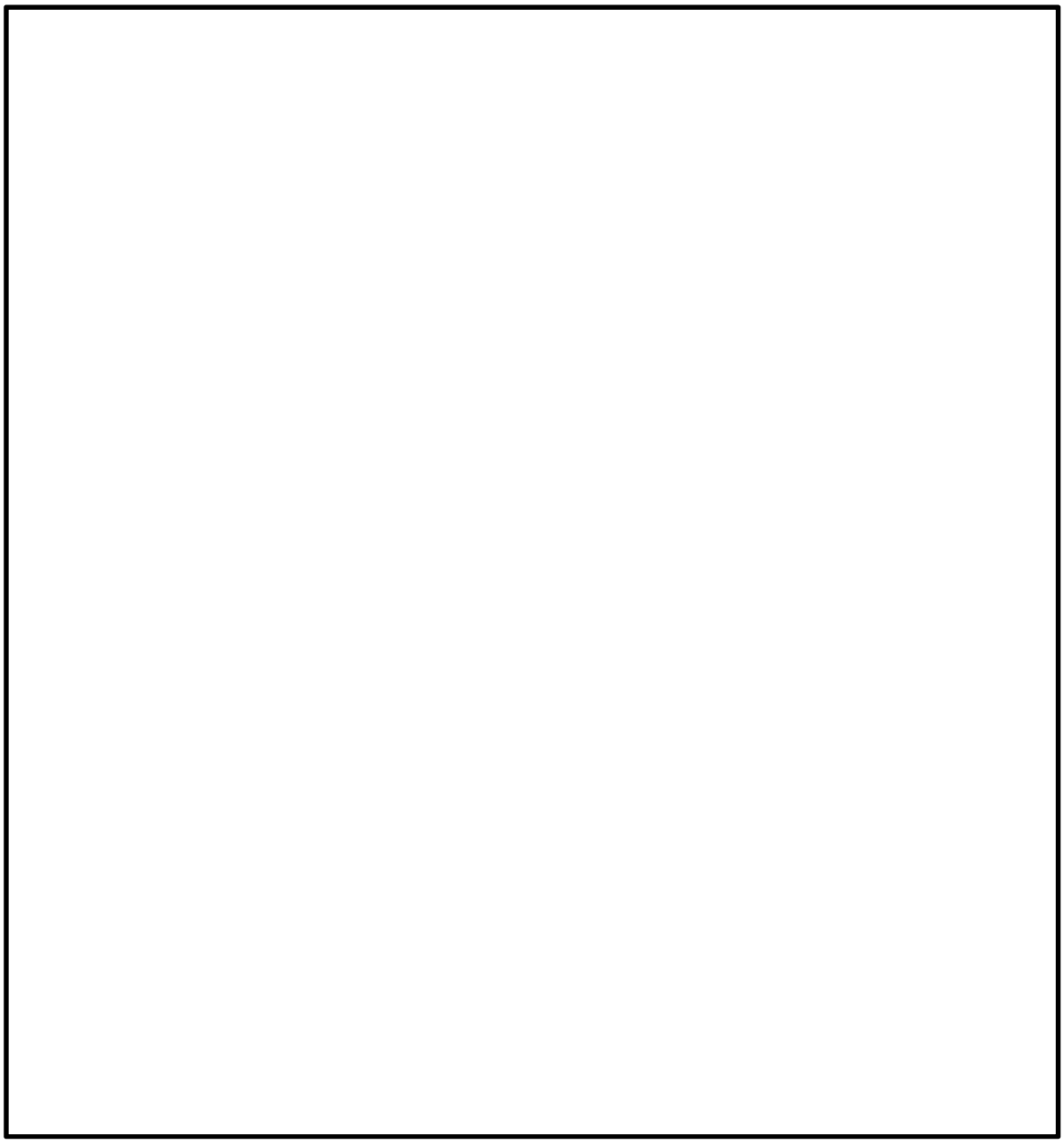
第 1 図　区画分離図(2/10)



：東側エリア

：西側エリア

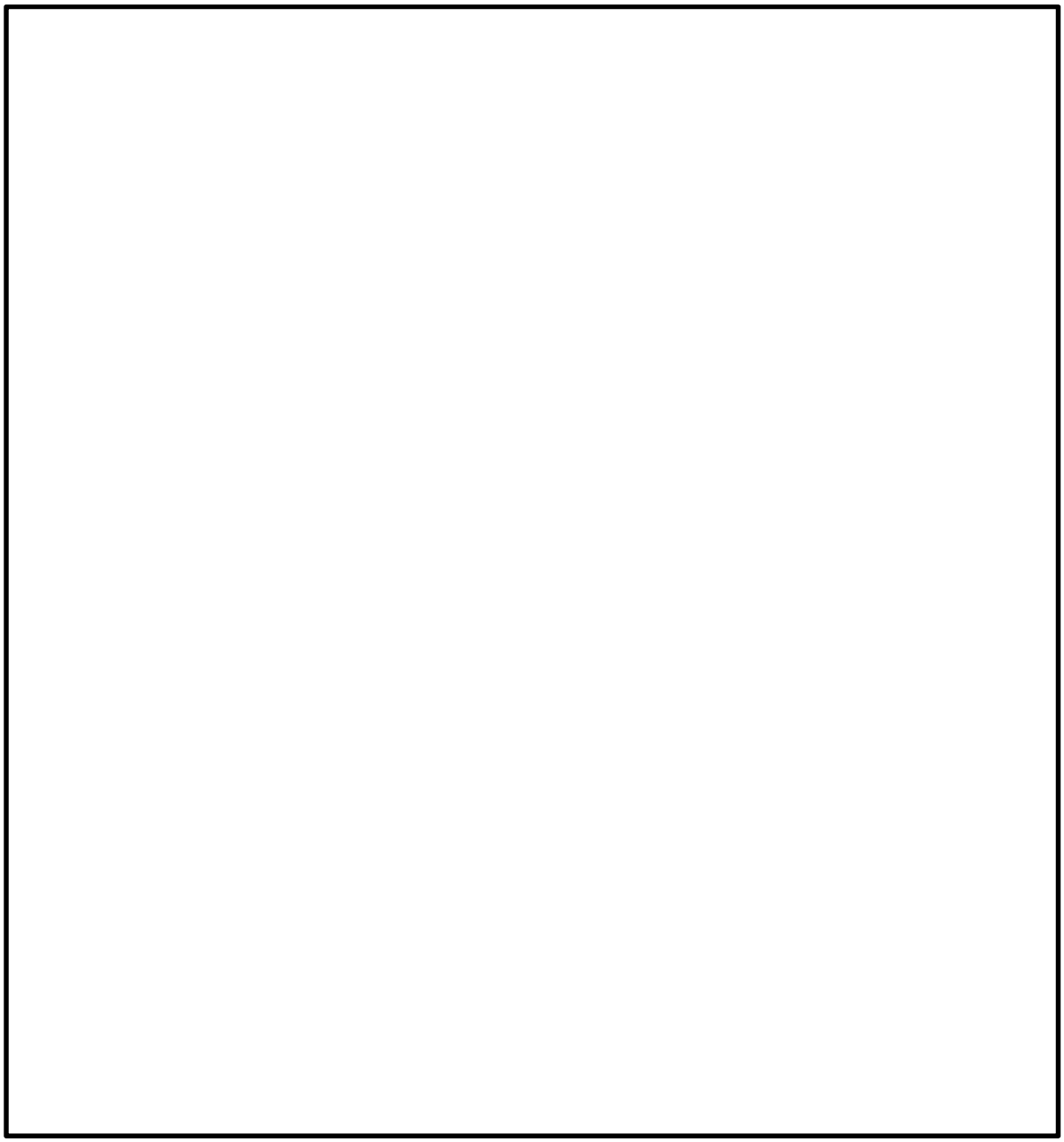
第 1 図　区画分離図(3/10)



：東側エリア

：西側エリア

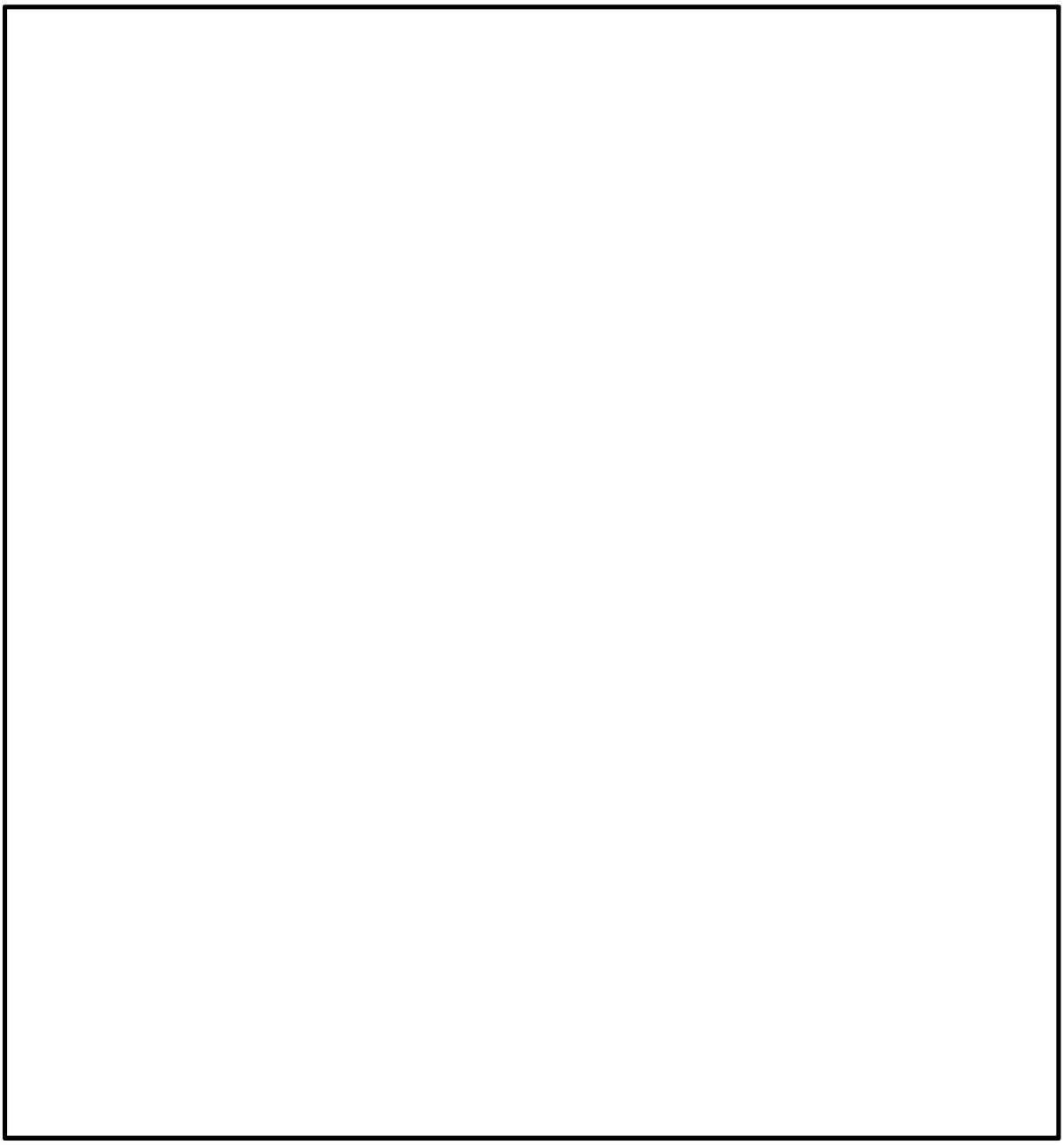
第 1 図　区画分離図(4/10)



：東側エリア

：西側エリア

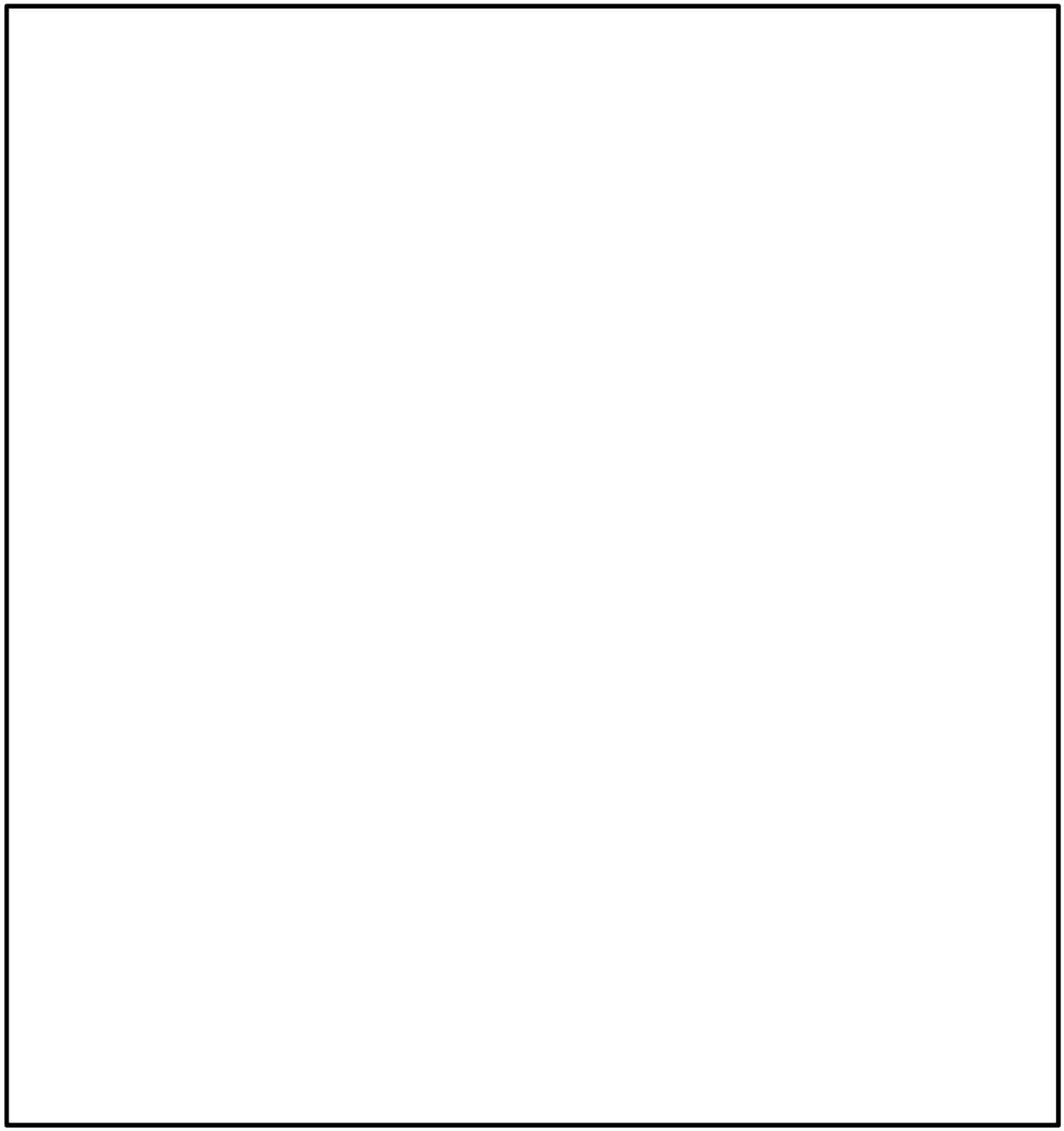
第 1 図　区画分離図(5/10)



：東側エリア

：西側エリア

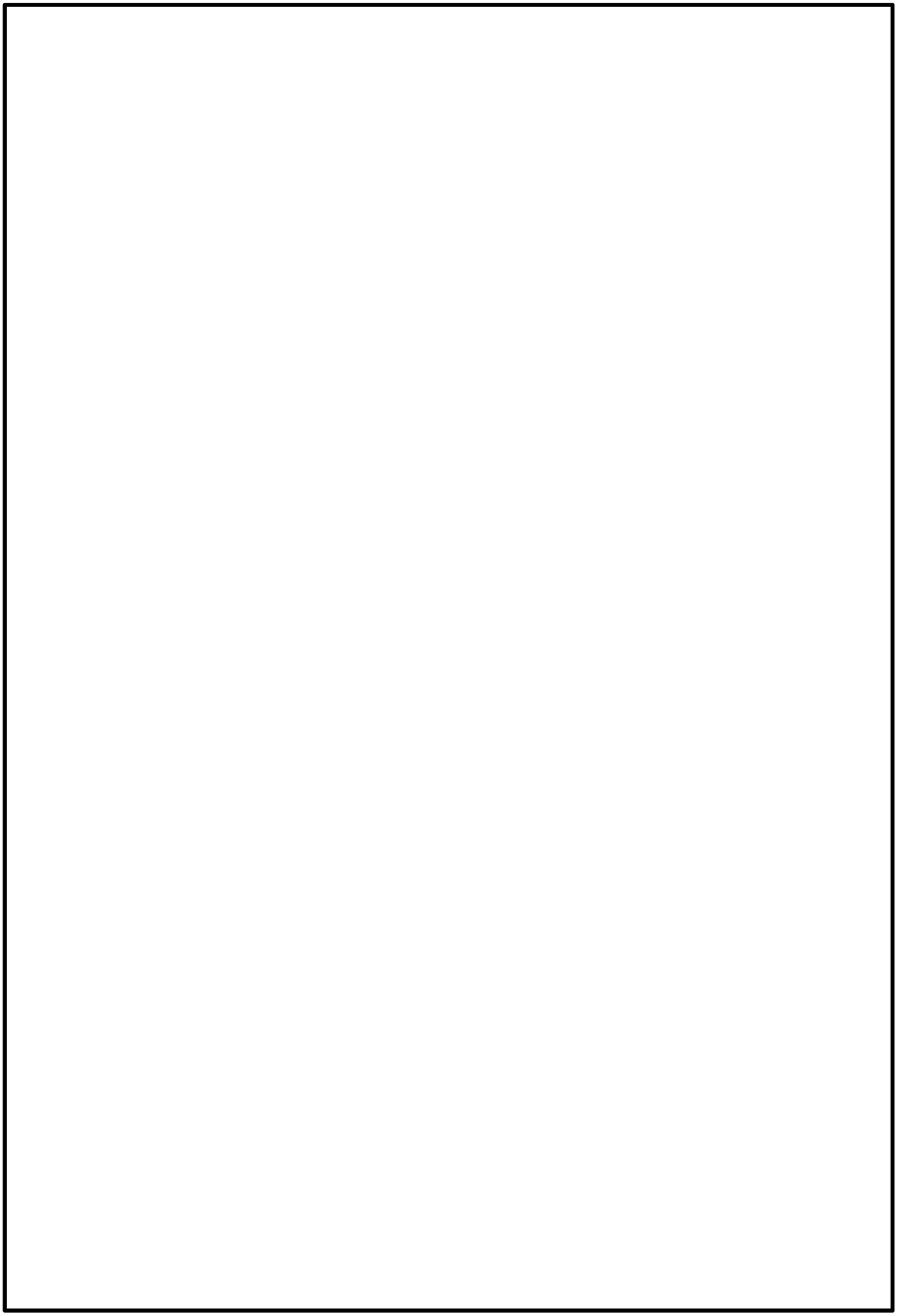
第 1 図　区画分離図(6/10)



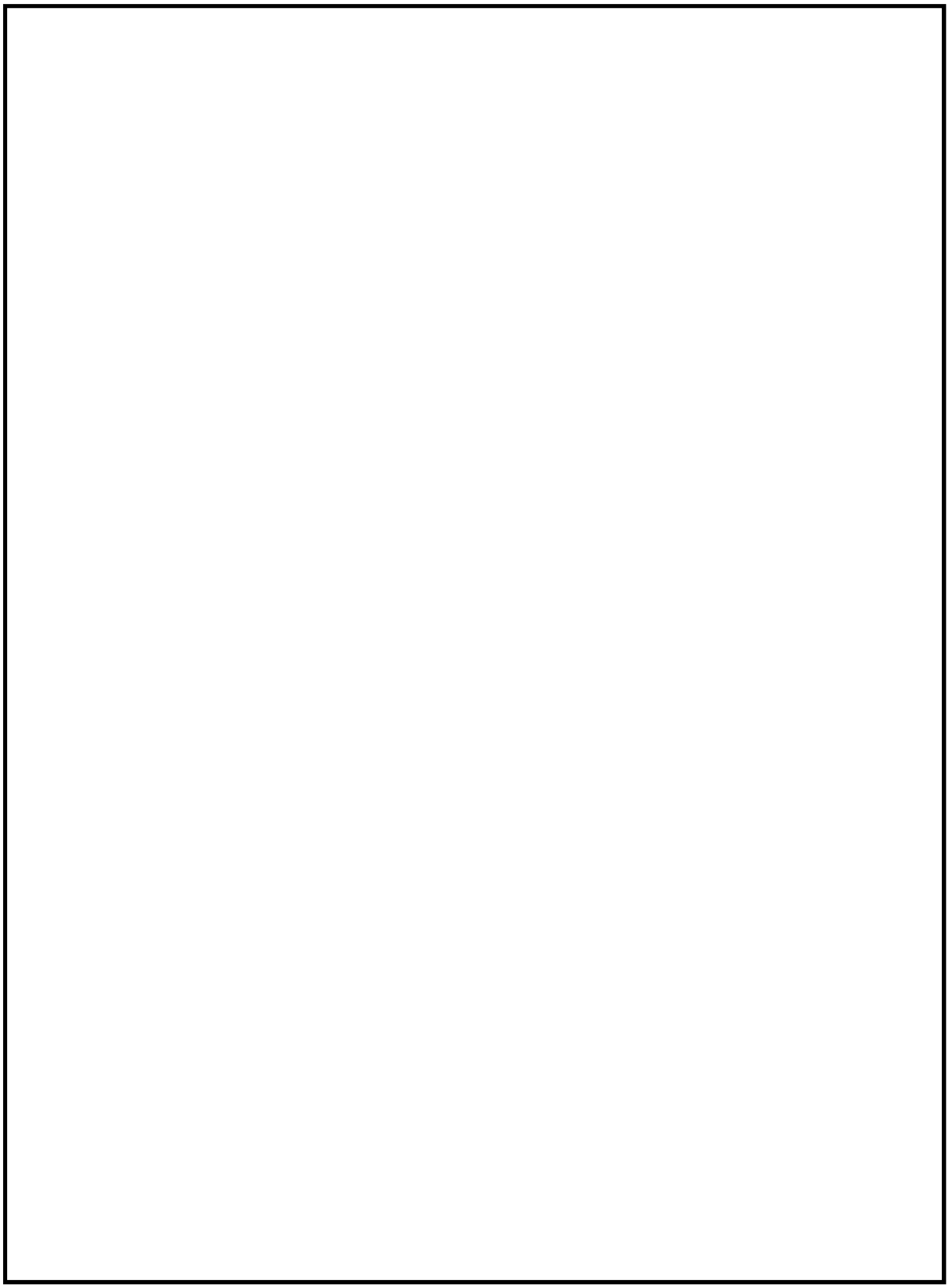
：東側エリア

：西側エリア

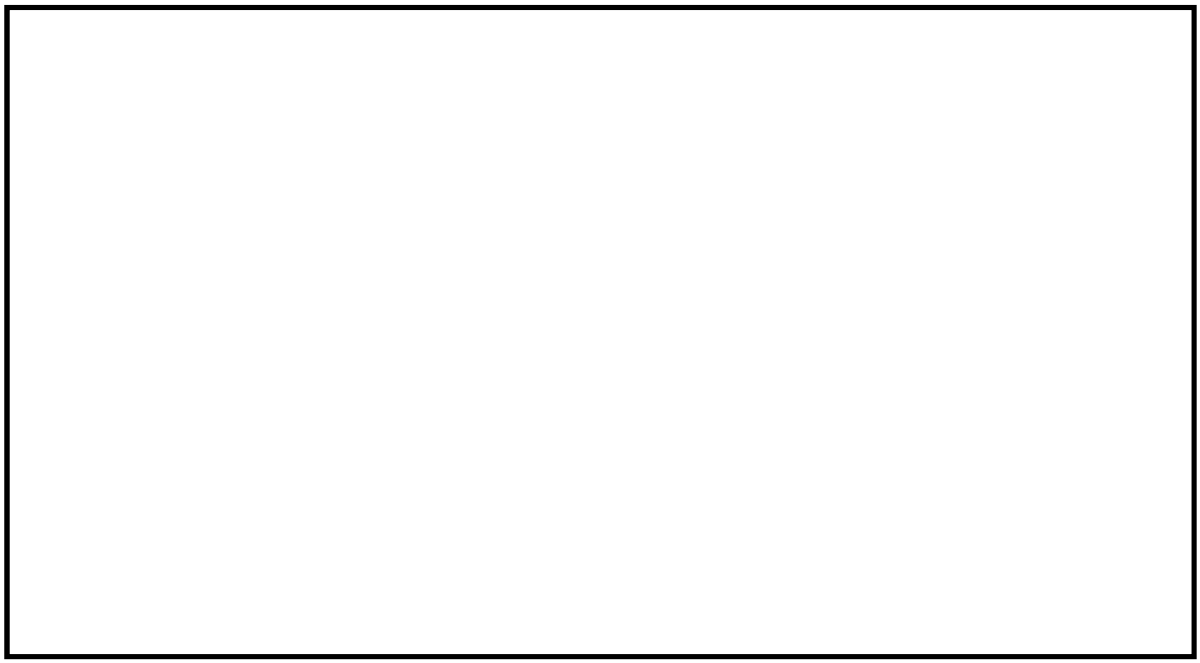
第 1 図　区画分離図(7/10)



第 1 図　区画分離図(8/10)



第 1 図　区画分離図(9/10)



第 1 図　区画分離図(10/10)

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（1／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-6-1
溢水源：RCW
溢水量：298（m^3）

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	×	×	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（2／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-1
溢水源：RCW
溢水量：298（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能										原子炉隔離時注水機能			手動逃がし機能		
機能判定	○		○				○										○			○		
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）				原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）		逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）	
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）				－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○				○	○		○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS			機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（3／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-2
溢水源：RCW
溢水量：298（m^3）

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○							○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ）and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上												

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	×	×	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（4／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-3
溢水源：RCW
溢水量：298（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）		原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○		○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	×	×	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（5／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-4
溢水源：RCW
溢水量：298(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考：RCW系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)		原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)		－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○		○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	×	×	○	×	○	○	×	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（6／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-5
溢水源：無し
溢水量：0（m³）

総合判定	○
評価方法※１	－

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）		原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（7／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-6
溢水源：MUW
溢水量：133(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能										原子炉隔離時注水機能			手動逃がし機能		
機能判定	○		○				○										○			○		
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)				原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)		逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)	
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)				－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)		－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○				○	○		○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS			機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	×	○	×	×	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（8／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-7
溢水源：無し
溢水量：0（m³）

総合判定	○
評価方法※1	－

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）		原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（9／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-8
溢水源：CUW
溢水量：54（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）		原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）	中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（10／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-9
溢水源：CUW
溢水量：54（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能						
機能判定	○		○				○							○		○						
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）					
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）	中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（11／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-10
溢水源：無し
溢水量：0（m³）

総合判定	○
評価方法※１	－

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能			手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○								○			○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）		原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）		逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○		○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（12／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-11
溢水源：MUW
溢水量：133(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能										原子炉隔離時注水機能				手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○										○				○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)			高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)					
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)		－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○		○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上																

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（13／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-12
溢水源：MUW
溢水量：133(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能										原子炉隔離時注水機能				手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○										○				○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)				原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)			逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)				－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)			－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○				○	○			○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS				機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上																	

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（14／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-13
溢水源：無し
溢水量：0（m³）

総合判定	○
評価方法※１	－

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能			手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○								○			○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）		原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）		逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○		○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）	中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（15／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-14
溢水源：MUW
溢水量：138(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能										原子炉隔離時注水機能			手動逃がし機能		
機能判定	○		○				○										○			○		
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)			高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)				
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)		－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)			
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○		○	○	○	○	○			
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（16／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-5-15
溢水源：無し
溢水量：0（m³）

総合判定	○
評価方法※１	－

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能						
機能判定	○		○				○							○		○						
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）					
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（17／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-1
溢水源：RCW
溢水量：298（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）		原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○		○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 2区分以上	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)		

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	×	×	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（18／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-2
溢水源：RCW
溢水量：298（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）		原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○		○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	×	×	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（19／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-3
溢水源：RHR(A)
溢水量：324(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能			手動逃がし機能		
機能判定	○		○				○								○			○		
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)		原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)		逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)	
系列(安全区分)	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○		○	○		○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（20／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-4
溢水源：無し
溢水量：0（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	－

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能						
機能判定	○		○				○							○		○						
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）					
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）	中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（21／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-5
溢水源：FPC
溢水量：83（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：FPC系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）		原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS･SGTS(A) or FRVS･SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（22／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-6
溢水源：FPC
溢水量：83（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：FPC系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能										原子炉隔離時注水機能				手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○										○				○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）			高圧炉心スプレイ系（HPCS）			原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）			逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）	
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）				－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）			－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○				○	○			○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS				機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上																

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（23／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-7
溢水源：FPC
溢水量：83（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：FPC系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）		原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○		○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（24／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-8
溢水源：無し
溢水量：0（m³）

総合判定	○
評価方法※１	－

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能						
機能判定	○		○				○							○		○						
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）					
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（25／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-9
溢水源：FPC
溢水量：83（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：FPC系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）		原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○		○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（26／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-10
溢水源：無し
溢水量：0（m³）

総合判定	○
評価方法※１	－

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能			手動逃がし機能					
機能判定	○		○				○							○			○					
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）		逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）				
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）			
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○	○			
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS			機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（27／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-11
溢水源：無し
溢水量：0（m³）

総合判定	○
評価方法※１	－

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能						
機能判定	○		○				○							○		○						
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）					
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（28／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-12
溢水源：RCW
溢水量：267(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RCW系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能			手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○							○			○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)		逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○		○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS			機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	×	×	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（29／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-13
溢水源：無し
溢水量：0（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	－

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能										原子炉隔離時注水機能				手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○										○				○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）			高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）					
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）	中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（30／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-14
溢水源：無し
溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法※１	－

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)		原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)		－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（31／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-15
溢水源：RCW
溢水量：298(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RCW系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)		原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○		○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（32／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-16
溢水源：無し
溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法※1	－

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能						
機能判定	○		○				○							○		○						
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)					
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（33／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-17
溢水源：RCW
溢水量：298（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）			高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（34／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-18
溢水源：無し
溢水量：0（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	－

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（35／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-19
溢水源：RCW
溢水量：267(m^3)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RCW系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（36／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-20
溢水源：無し
溢水量：0（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	－

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（37／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-21
溢水源：無し
溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法※1	－

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（38／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-22
溢水源：FP
溢水量：33（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（39／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-4-23
溢水源：MUW
溢水量：130（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（40／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-3-1
溢水源：RHR(A)
溢水量：324(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：当該評価はRHR(A)系の破損想定とし，RHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（41／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-3-2
溢水源：RHR(B)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：当該区画（RB-3-2)の最大溢水源はRHR(B)(C)系となるため，各系統の破損想定にて評価
当該評価はRHR(B)系の破損想定とし，RHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設																	
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
機能判定	○		○				○							○		○		
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)	
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上											

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（42／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-3-2
溢水源：RHR(C)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：当該区画（RB-3-2)の最大溢水源はRHR(B)(C)系となるため，各系統の破損想定にて評価
当該評価はRHR(C)系の破損想定とし，RHR(C)系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（43／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-3-3
溢水源：MUW
溢水量：127(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（44／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-3-4
溢水源：MUW
溢水量：127(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（45／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-3-5
溢水源：PLR
溢水量：1（m³）

総合判定	○
評価方法※1	①

備考：

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（46／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-3-6
溢水源：PLR
溢水量：1（㎥）

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能						
機能判定	○		○				○							○		○						
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）					
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（47／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-3-7
溢水源：RCW
溢水量：267(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能						
機能判定	○		○				○							○		○						
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)					
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室		
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能		
機能判定	○		○						○		○				○			○		
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)		
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	×	×	○	×	○	○	×	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（48／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-3-8
溢水源：RHR(B)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：当該区画（RB-3-8）の最大溢水源はRHR(B)(C)系となるため，各系統の破損想定にて評価
当該評価はRHR(B)系の破損想定とし，RHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設																	
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
機能判定	○		○				○							○		○		
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)	
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上											

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（49／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-3-8
溢水源：RHR(C)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：当該区画（RB-3-8）の最大溢水源はRHR(B)(C)系となるため，各系統の破損想定にて評価
当該評価はRHR(C)系の破損想定とし，RHR(C)系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設																	
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
機能判定	○		○				○							○		○		
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)	
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上											

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	×	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（50／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-3-9
溢水源：無し
溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法※1	－

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（51／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-2-1
溢水源：FDW
溢水量：289(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（52／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-2-2
溢水源：RHR(A)
溢水量：324(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	×	○	×	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（53／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-2-3
溢水源：RHR(B)
溢水量：324(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（54／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-2-4
溢水源：RHR(B)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（55／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-2-5
溢水源：RHRS(B)
溢水量：267(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHRS(B)系の破損想定のためRHR(B)系，FCS(B)系，事故時計装系(B)系の格納容器雰囲気監視系(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																	
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○						○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)	
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上											

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	※2	※2	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）
※２　事故時計装系は要求される各々の監視機能でⅠ系又はⅡ系が機能維持するため，機能判定は“○”となる。

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（56／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-2-6
溢水源：無し
溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法※1	－

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（57／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-2-7
溢水源：無し
溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法※1	－

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（58／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-2-8
溢水源：RHR(A)
溢水量：324(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（59／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-2-9
溢水源：RHR(B)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：当該区画（RB-2-9)の最大溢水源はRHR(B)(C)系となるため，各系統の破損想定にて評価
当該評価はRHR(B)系の破損想定とし，RHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設																	
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
機能判定	○		○				○							○		○		
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)	
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上											

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（60／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-2-9
溢水源：RHR(C)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：当該区画（RB-2-9)の最大溢水源はRHR(B)(C)系となるため，各系統の破損想定にて評価
当該評価はRHR(C)系の破損想定とし，RHR(C)系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設																	
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
機能判定	○		○				○							○		○		
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)	
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上											

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（61／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-2-10
溢水源：RCW
溢水量：267(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	×	○	○	○	○	×	○	×	×	×	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（62／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-2-11
溢水源：RCW
溢水量：267(m^3)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RCW系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	×	×	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（63／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-2-12
溢水源：RCW
溢水量：267(m^3)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RCW系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	×	×	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（64／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-1-1
溢水源：RHR(A)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（65／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-1-2
溢水源：RHR(B)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：当該区画（RB-1-2)の最大溢水源はRHR(B)(C)系となるため，各系統の破損想定にて評価
当該評価はRHR(B)系の破損想定とし，RHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（66／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-1-2
溢水源：RHR(C)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：当該区画（RB-1-2)の最大溢水源はRHR(B)(C)系となるため，各系統の破損想定にて評価
当該評価はRHR(C)系の破損想定とし，RHR(C)系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設																	
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
機能判定	○		○				○							○		○		
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)	
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上											

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（67／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-1-3
溢水源：RHR(A)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（68／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-1-4
溢水源：無し
溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法※1	－

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（69／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-1-5
溢水源：無し
溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法※1	－

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設									使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能	冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○	○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系	燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（70／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-1-6
溢水源：無し
溢水量：0(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（71／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-1-7
溢水源：RHR(B)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：　RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（72／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B1-1
溢水源：RHR(A)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（73／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B1-2
溢水源：RHR(B)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：当該区画（RB-B1-2)の最大溢水源はRHR(B)(C)系となるため，各系統の破損想定にて評価
RHR（C）も同様な結果となる。

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（74／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B1-3
溢水源：RHR(B)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：　RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（75／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B1-4
溢水源：RHR(A)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（76／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B1-5
溢水源：RHRS（A）
溢水量：272（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）	中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（77／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B1-6
溢水源：無し
溢水量：0（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	－

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（78／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B1-7
溢水源：無し
溢水量：0（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	－

備考

評価対象	原子炉施設																				
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能					
機能判定	○		○				○							○		○					
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）				
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）			
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上														

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（79／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B1-8
溢水源：RHR(B)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：当該評価はRHR(B)系の破損想定とし，RHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とする

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（80／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B1-9
溢水源：HPCS
溢水量：378（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：

評価対象	原子炉施設																	
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
機能判定	○		○				○							○		○		
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）	
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	×	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上											

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール				中央制御室				
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（81／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-1
溢水源：RCW
溢水量：267(m^3)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（82／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-2
溢水源：HPCS
溢水量：287(m^3)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：HPCS系の破損想定のためHPCS系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	×	○	×	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（83／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-3
溢水源：RHR(B)
溢水量：382(m^3)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（84／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-4
溢水源：RHR(B)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（85／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-5
溢水源：RHR(C)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：　RHR(C)系の破損想定のためRHR(C)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（86／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-6
溢水源：RHR(C)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：　RHR(C)系の破損想定のためRHR(C)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	×	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（87／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-7
溢水源：RHR(A)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（88／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-8
溢水源：RHR(A)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（89／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-9
溢水源：RHR(A)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（90／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-10
溢水源：RCIC
溢水量：288(m^3)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RCIC系の破損想定のためRCIC系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)	中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（91／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-11
溢水源：RCW
溢水量：267(m^3)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RCW系の破損想定のためFPC(A)系及びFPC(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○							○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上												

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（92／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-12
溢水源：LPCS
溢水量：300（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：LPCS系の破損想定のためLPCS系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS･SGTS(A) or FRVS･SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（93／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-13
溢水源：LPCS
溢水量：300（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：LPCS系の破損想定のためLPCS系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																	
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能		
機能判定	○		○				○							○		○		
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）	
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上											

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）	中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（94／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-14
溢水源：RHR(B)
溢水量：382(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(B)系の破損想定のためRHR(B)系及びFCS(B)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	×	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（95／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-15
溢水源：RHR(A)
溢水量：382(m^3)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RHR(A)系の破損想定のためRHR(A)系及びFCS(A)系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（96／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-16
溢水源：無し
溢水量：0（m^3）

総合判定	○
評価方法※１	－

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（97／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-17
溢水源：RCIC
溢水量：183(m^3)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：RCIC系の破損想定のためRCIC系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能								原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○								○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）		原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）		－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		×	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS		機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール						中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○		○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）	中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS															

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（98／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-18
溢水源：HPCS
溢水量：378(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：　HPCS系の破損想定のためHPCS系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第２表　想定破損による没水影響評価結果まとめ（99／99）

評価種別：想定
溢水発生区画：RB-B2-19
溢水源：HPCS-DGSW
溢水量：52(m^3)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考：　HPCS系の破損想定のためHPCS系を機能喪失とし評価

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○							○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上												

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（溢水量；当該系統の最大口径，系統保有水量；当該系統の全保有水量）
　　②：詳細評価（溢水量；区画内における当該系統の最大口径，系統保有水量；当該区画への流出範囲を考慮）

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（1／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
制御棒駆動系	水圧制御ﾕﾆｯﾄ（ｽｸﾗﾑ弁含む）（東側）	－	RB-3-3	－	－	－	－	○	○
制御棒駆動系	水圧制御ﾕﾆｯﾄ（ｽｸﾗﾑ弁含む）（西側）	－	RB-3-4	－	－	－	－	○	○
ｴﾘｱ放射線ﾓﾆﾀ系	燃料取替ﾌﾛｱ　燃料ﾌﾟｰﾙ（検出器）	RE-D21-NS03	RB-6-1	－	－	－	－	○	○
ｴﾘｱ放射線ﾓﾆﾀ系	燃料取替ﾌﾛｱ　燃料ﾌﾟｰﾙ（現場監視ﾕﾆｯﾄ）	RIA-D21-NS03	RB-6-1	－	－	－	－	○	○
格納容器雰囲気監視系	格納容器雰囲気ﾓﾆﾀﾋｰﾀ電源盤(A)	LCP-188A	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
格納容器雰囲気監視系	格納容器雰囲気ﾓﾆﾀﾋｰﾀ電源盤(B)	LCP-188B	RB-4-2	－	○	－	B	－	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS(A)系 ﾋｰﾀ電源用変圧器	－	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS(B)系 ﾋｰﾀ電源用変圧器	－	RB-4-2	－	○	－	B	－	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS ﾓﾆﾀﾗｯｸ(A)	D23-P001A	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS ﾓﾆﾀﾗｯｸ(B)	D23-P001B	RB-4-2	－	○	－	B	－	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用計器ﾗｯｸ(A)	D23-P002A	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用計器ﾗｯｸ(B)	D23-P002B	RB-4-2	－	○	－	B	－	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用ﾎﾞﾝﾍﾞﾗｯｸ(A)	D23-P003A	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用ﾎﾞﾝﾍﾞﾗｯｸ(B)	D23-P003B	RB-4-2	－	○	－	B	－	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS(A)ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ計装入口隔離弁	D23-F001A(MO)	RB-3-1	－	－	－	－	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS(B)ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ計装入口隔離弁	D23-F001B(MO)	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS(A)ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ計装出口隔離弁	D23-F002A(MO)	RB-3-1	－	－	－	－	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS(B)ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ計装出口隔離弁	D23-F002B(MO)	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS(A)ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ計装入口隔離弁	D23-F003A(MO)	RB-3-1	－	－	－	－	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS(B)ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ計装入口隔離弁	D23-F003B(MO)	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS(A)ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ計装ﾄﾞﾚﾝ出口隔離弁	D23-F004A(MO)	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS(B)ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ計装ﾄﾞﾚﾝ出口隔離弁	D23-F004B(MO)	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS(A)冷却水入口弁（RHRS(A)系）	3-12F101A(MO)	RB-B1-1	－	○	－	B	－	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS(B)冷却水入口弁（RHRS(B)系）	3-12F101B(MO)	RB-B1-3	－	○	－	B	－	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS(A)冷却水出口弁（RHRS(A)系）	3-12F102A(MO)	RB-B1-1	－	○	－	B	－	○
格納容器雰囲気監視系	CAMS(B)冷却水出口弁（RHRS(B)系）	3-12F102B(MO)	RB-B1-3	－	○	－	B	－	○
格納容器雰囲気監視系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力(伝送器)	PT-D23-N004A	RB-3-1	－	－	○IP67	C	－	○
格納容器雰囲気監視系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力(伝送器)	PT-D23-N004B	RB-3-2	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ﾗｯｸ	H22-P004	RB-3-2	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ﾗｯｸ	H22-P005	RB-3-1	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ﾗｯｸ	H22-P026	RB-3-1	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ﾗｯｸ	H22-P027	RB-3-2	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉系	ｼﾞｪｯﾄﾎﾟﾝﾌﾟﾙｰﾌﾟ(A)計装ﾗｯｸ	H22-P010	RB-2-8	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉系	ｼﾞｪｯﾄﾎﾟﾝﾌﾟﾙｰﾌﾟ(B)計装ﾗｯｸ	H22-P009	RB-2-8	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉系	COND VAC(A)(伝送器)	PT-B22-N075A	TB-1-1	－	－	○IP67	C	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（2／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
原子炉系	COND VAC (B)(伝送器)	PT-B22-N075B	TB-1-1	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉系	COND VAC (C)(伝送器)	PT-B22-N075C	TB-1-1	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉系	COND VAC (D)(伝送器)	PT-B22-N075D	TB-1-1	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉系	MSL PRESS ISO(A)(伝送器)	PT-B22-N076A	TB-1-20	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉系	MSL PRESS ISO(B)(伝送器)	PT-B22-N076B	TB-1-20	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉系	MSL PRESS ISO(C)(伝送器)	PT-B22-N076C	TB-1-2	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉系	MSL PRESS ISO(D)(伝送器)	PT-B22-N076D	TB-1-2	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉補機冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL(ｽｲｯﾁ)	LSL-9-192	RB-6-1	－	－	－	－	○	○
原子炉補機冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL(伝送器)	LT-9-192	RB-6-1	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉補機冷却系	RCW ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	RCW-PMP-A	TB-1-1	－	－	－	－	○	○
原子炉補機冷却系	RCW ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	RCW-PMP-B	TB-1-1	－	－	－	－	○	○
原子炉補機冷却系	RCW ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)	RCW-PMP-C	TB-1-1	－	－	－	－	○	○
原子炉補機冷却系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ内機器 原子炉補機冷却水隔離弁	2-9V30(MO)	RB-2-8	－	－	－	－	○	○
原子炉補機冷却系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ内機器 原子炉補機冷却水戻り弁	2-9V33(MO)	RB-2-8	－	－	－	－	○	○
原子炉補機冷却系	RCW 機器冷却器行き弁	7-9V31(MO)	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
原子炉補機冷却系	RCW 熱交ﾊﾞｲﾊﾟｽ温度制御弁	TCV-9-92	TB-1-1	－	－	－	－	○	○
原子炉補機冷却系	RCW TEMP CONTROL(指示調節計)	TIC-9-92	TB-1-1	－	－	－	－	○	○
原子炉保護系	RPS M-G ｾｯﾄ(2A)制御盤	LCP-184A	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
原子炉保護系	RPS M-G ｾｯﾄ(2B)制御盤	LCP-184B	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
原子炉保護系	RPS 分電盤(A)	PNL-C72-P001	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
原子炉保護系	RPS 分電盤(B)	PNL-C72-P002	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
原子炉保護系	RPS M-G ｾｯﾄ (2A) (発電機/電動機)	RPS-MG-A-GEN /RPS-MG-A-MTR	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
原子炉保護系	RPS M-G ｾｯﾄ (2B) (発電機/電動機)	RPS-MG-B-GEN /RPS-MG-B-MTR	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009A	RB-2-9	－	○	－	B	－	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009B	RB-2-9	－	○	－	B	－	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009C	RB-2-8	－	○	－	B	－	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009D	RB-2-8	－	○	－	B	－	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010A	RB-B2-3	－	○	－	B	－	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010B	RB-B2-3	－	○	－	B	－	○
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011A	RB-B2-3	－	○	－	B	－	○
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011B	RB-B2-3	－	○	－	B	－	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010C	RB-B2-8	－	○	－	B	－	○
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010D	RB-B2-8	－	○	－	B	－	○
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011C	RB-B2-8	－	○	－	B	－	○
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011D	RB-B2-8	－	○	－	B	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（3／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
残留熱除去系	RHR DIV-Ⅰ計装ﾗｯｸ	H22-P018	RB-B1-1	－	－	○IP67	C	－	○
残留熱除去系	RHR DIV-Ⅱ計装ﾗｯｸ	H22-P021	RB-B1-2	－	－	○IP67	C	－	○
残留熱除去系	RHRﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	RHR-PMP-C002A	RB-B2-15	－	○	－	B	－	○
残留熱除去系	RHRﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	RHR-PMP-C002B	RB-B2-14	－	○	－	B	－	○
残留熱除去系	RHRﾎﾟﾝﾌﾟ(C)	RHR-PMP-C002C	RB-B2-5	－	○	－	B	－	○
残留熱除去系	RHRﾎﾟﾝﾌﾟ(A)入口弁	E12-F004A(MO)	RB-B2-7	－	○	－	B	－	○
残留熱除去系	RHRﾎﾟﾝﾌﾟ(B)入口弁	E12-F004B(MO)	RB-B2-3	－	○	－	B	－	○
残留熱除去系	RHRﾎﾟﾝﾌﾟ(C)入口弁	E12-F004C(MO)	RB-B2-6	－	○	－	B	－	○
残留熱除去系	RHRﾎﾟﾝﾌﾟ(A)停止時冷却ﾗｲﾝ入口弁	E12-F006A(MO)	RB-B2-7	－	○	－	B	－	○
残留熱除去系	RHRﾎﾟﾝﾌﾟ(B)停止時冷却ﾗｲﾝ入口弁	E12-F006B(MO)	RB-B2-3	－	○	－	B	－	○
残留熱除去系	RHR ｼｬｯﾄﾀﾞｳﾝﾗｲﾝ隔離弁(外側)	E12-F008(MO)	RB-2-3	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(A)系 格納容器ｽﾌﾟﾚｲ弁	E12-F016A(MO)	RB-4-3	－	○	－	B	－	○
残留熱除去系	RHR(B)系 格納容器ｽﾌﾟﾚｲ弁	E12-F016B(MO)	RB-2-3	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(A)系 格納容器ｽﾌﾟﾚｲ弁	E12-F017A(MO)	RB-4-3	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(B)系 格納容器ｽﾌﾟﾚｲ弁	E12-F017B(MO)	RB-2-3	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(A)系ﾃｽﾄﾗｲﾝ弁	E12-F024A(MO)	RB-1-1	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(B)系ﾃｽﾄﾗｲﾝ弁	E12-F024B(MO)	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(A)系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ弁	E12-F027A(MO)	RB-1-1	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(B)系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ弁	E12-F027B(MO)	RB-1-2	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(A)系 注入弁	E12-F042A(MO)	RB-3-1	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(B)系 注入弁	E12-F042B(MO)	RB-3-8	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(C)系 注入弁	E12-F042C(MO)	RB-3-8	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR 熱交換器(A)ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁	E12-F048A(MO)	RB-B1-4	－	○	－	B	－	○
残留熱除去系	RHR 熱交換器(B)ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁	E12-F048B(MO)	RB-B1-3	－	○	－	B	－	○
残留熱除去系	RHR(A)系 ｼｬｯﾄﾀﾞｳﾝ注入弁	E12-F053A(MO)	RB-2-2	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(B)系 ｼｬｯﾄﾀﾞｳﾝ注入弁	E12-F053B(MO)	RB-2-4	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(A)系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁(内側)	E12-F060A(AO)	RB-B1-4	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(B)系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁(内側)	E12-F060B(AO)	RB-B1-3	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(A)系ﾐﾆﾌﾛｰ弁	E12-F064A(MO)	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(B)系ﾐﾆﾌﾛｰ弁	E12-F064B(MO)	RB-B1-2	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(C)系ﾐﾆﾌﾛｰ弁	E12-F064C(MO)	RB-B1-2	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(A)系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁(外側)	E12-F075A(AO)	RB-B1-4	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR(B)系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁(外側)	E12-F075B(AO)	RB-B1-3	－	－	－	－	○	○
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS A(伝送器)	DPT-E12-N058A	RB-3-2	－	－	○IP67	C	－	○
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS B(伝送器)	DPT-E12-N058B	RB-3-2	－	－	○IP67	C	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（4／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS C(伝送器)	DPT-E12-N058C	RB-3-2	－	－	○IP67	C	－	○
残留熱除去系海水系	RHRSﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	RHRS-PMP-A	(取水口)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
残留熱除去系海水系	RHRSﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	RHRS-PMP-B	(取水口)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
残留熱除去系海水系	RHRSﾎﾟﾝﾌﾟ(C)	RHRS-PMP-C	(取水口)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
残留熱除去系海水系	RHRSﾎﾟﾝﾌﾟ(D)	RHRS-PMP-D	(取水口)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
残留熱除去系海水系	RHRS熱交換器(A)海水出口弁	E12-F068A(MO)	RB-B1-4	－	○	－	B	－	○
残留熱除去系海水系	RHRS熱交換器(B)海水出口弁	E12-F068B(MO)	RB-B1-3	－	○	－	B	－	○
残留熱除去系海水系	HX (A) SEA WATER FLOW(伝送器)	FT-E12-N007A	RW-B1-7	－	－	○IP67	C	－	○
残留熱除去系海水系	HX (B) SEA WATER FLOW(伝送器)	FT-E12-N007B	RW-B1-7	－	－	○IP67	C	－	○
主蒸気系	主蒸気流量(A)計装ﾗｯｸ	H22-P015	RB-2-9	－	－	○IP67	C	－	○
主蒸気系	主蒸気流量(B)計装ﾗｯｸ	H22-P025	RB-2-8	－	－	○IP67	C	－	○
主蒸気系	主蒸気ﾄﾞﾚﾝ弁(外側隔離弁)	B22-F019(MO)	RB-2-1	－	－	－	－	○	○
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁(A)	B22-F028A(AO)	RB-2-1	－	－	－	－	○	○
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁(B)	B22-F028B(AO)	RB-2-1	－	－	－	－	○	○
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁(C)	B22-F028C(AO)	RB-2-1	－	－	－	－	○	○
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁(D)	B22-F028D(AO)	RB-2-1	－	－	－	－	○	○
主蒸気系	主蒸気ﾄﾞﾚﾝ弁(外側隔離弁)	B22-F067A(MO)	RB-2-1	－	－	－	－	○	○
主蒸気系	主蒸気ﾄﾞﾚﾝ弁(外側隔離弁)	B22-F067B(MO)	RB-2-1	－	－	－	－	○	○
主蒸気系	主蒸気ﾄﾞﾚﾝ弁(外側隔離弁)	B22-F067C(MO)	RB-2-1	－	－	－	－	○	○
主蒸気系	主蒸気ﾄﾞﾚﾝ弁(外側隔離弁)	B22-F067D(MO)	RB-2-1	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2A2-2	MCC 2A2-2	RB-4-1	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2B2-2	MCC 2B2-2	RB-4-2	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2C-1	MCC 2C-1	TB-1-2	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2D-1	MCC 2D-1	TB-1-2	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2C-2	MCC 2C-2	TB-1-12	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2D-2	MCC 2D-2	TB-1-12	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2C-3	MCC 2C-3	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2D-3	MCC 2D-3	RB-B1-9	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2C-4	MCC 2C-4	CS-B1-5	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2D-4	MCC 2D-4	CS-B1-3	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2C-5	MCC 2C-5	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2D-5	MCC 2D-5	RB-B1-9	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2C-6	MCC 2C-6	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
所内電源系	MCC 2D-6	MCC 2D-6	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
所内電源系	MCC 2C-7	MCC 2C-7	RB-3-1	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2D-7	MCC 2D-7	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2C-8	MCC 2C-8	RB-3-1	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2D-8	MCC 2D-8	RB-3-2	－	－	－	－	○	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（5／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
所内電源系	MCC 2C-9	MCC 2C-9	RB-4-1	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2D-9	MCC 2D-9	RB-4-2	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC HPCS	MCC HPCS	CS-B1-4	－	－	－	－	○	○
所内電源系	R/B INST DIST PNL 1	-	RB-1-1	－	－	－	－	○	○
所内電源系	R/B INST DIST PNL 2	-	RB-1-1	－	－	－	－	○	○
所内電源系	R/B INST DIST PNL 3	-	RB-B1-5	－	－	－	－	○	○
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2A-1	PNL-DP-2A-1-AC	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2B-1	PNL-DP-2B-1-AC	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2A-2	PNL-DP-2A-2-AC	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2B-2	PNL-DP-2B-2-AC	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
所内電源系	120/240V AC INST.DIST.CTR	-	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
所内電源系	120V AC INST HPCS DIST PNL	-	CS-1-4	○	－	－	A	－	○
所内電源系	120V AC MCR DIST PNL NOR	-	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
所内電源系	480V PWR. CTR. 2C	-	CS-B2-1	○	－	－	A	－	○
所内電源系	480V PWR. CTR. 2D	-	CS-B1-1	○	－	－	A	－	○
所内電源系	480V PWR. CTR. 2B-2	-	CS-B1-1	○	－	－	A	－	○
所内電源系	6.9kV SWGR. 2A-1	-	CS-B2-1	○	－	－	A	－	○
所内電源系	6.9kV SWGR. 2B-1	-	CS-B1-1	○	－	－	A	－	○
所内電源系	6.9kV SWGR. 2A-2	-	CS-B2-1	○	－	－	A	－	○
所内電源系	6.9kV SWGR. 2B-2	-	CS-B1-1	○	－	－	A	－	○
所内電源系	6.9kV SWGR. 2C	-	CS-B2-1	○	－	－	A	－	○
所内電源系	6.9kV SWGR. 2D	-	CS-B1-1	○	－	－	A	－	○
所内電源系	6.9kV SWGR. 2E	-	CS-B1-2	○	－	－	A	－	○
所内電源系	6.9kV SWGR. HPCS	-	CS-B2-2	○	－	－	A	－	○
所内電源系	TB 120V AC INST　DIST PNL 1	-	TB-1-12	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2A3-1	-	TB-1-12	－	－	－	－	○	○
所内電源系	MCC 2B3-1	-	TB-1-12	－	－	－	－	○	○
所内電源系	PC 2A-3	-	TB-1-12	－	－	－	－	○	○
所内電源系	PC 2B-3	-	TB-1-12	－	－	－	－	○	○
制御用圧縮空気系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ制御用空気供給元弁	2-16V11(MO)	RB-2-8	－	－	－	－	○	○
制御用圧縮空気系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ N2 供給弁	2-16V12A(MO)	RB-3-1	－	－	－	－	○	○
制御用圧縮空気系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ N2 供給弁	2-16V12B(MO)	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
制御用圧縮空気系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ N2 ﾎﾞﾄﾙｶﾞｽ供給弁	2-16V13A(MO)	RB-3-1	－	－	－	－	○	○
制御用圧縮空気系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ N2 ﾎﾞﾄﾙｶﾞｽ供給弁	2-16V13B(MO)	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
制御用圧縮空気系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ窒素ﾎﾞﾝﾍﾞｶﾞｽ供給遮断弁	3-16V900A(AO)	RB-3-1	－	○	－	B	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（6／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
制御用圧縮空気系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ窒素ﾎﾞﾝﾍﾞｶﾞｽ供給遮断弁	3-16V900B(AO)	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
制御用圧縮空気系	N2 GAS BOMBE DISCH PRESS (指示ｽｲｯﾁ)	PIS-16-900.1	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
制御用圧縮空気系	N2 GAS BOMBE DISCH PRESS (指示ｽｲｯﾁ)	PIS-16-900.2	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
中央制御室換気系	中央制御室換気系計装ﾗｯｸ	T41-P020	CS-3-1	－	－	○IP65	C	－	○
中央制御室換気系	中央制御室換気系計装ﾗｯｸ	T41-P021	CS-3-1	－	－	○IP65	C	－	○
中央制御室換気系	中央制御室ﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-1) 制御盤	T41-P036	(C/S 屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
中央制御室換気系	中央制御室ﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-2) 制御盤	T41-P037	(C/S 屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
中央制御室換気系	中央制御室ﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-1)	HVAC-WC2-1	(C/S 屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
中央制御室換気系	中央制御室ﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-2)	HVAC-WC2-2	(C/S 屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
中央制御室換気系	中央制御室ﾁﾗｰ冷水循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	HVAC-PMP-P2-3	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	中央制御室ﾁﾗｰ冷水循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	HVAC-PMP-P2-4	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	中央制御室換気系ﾌｨﾙﾀﾕﾆｯﾄ(A)	HVAC-FLT-A	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	中央制御室換気系ﾌｨﾙﾀﾕﾆｯﾄ(B)	HVAC-FLT-B	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	中央制御室ｴｱﾌﾊﾝﾄﾞﾘﾝｸﾞ ﾕﾆｯﾄﾌｧﾝ(A)	HVAC-AH2-9A	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	中央制御室ｴｱﾌﾊﾝﾄﾞﾘﾝｸﾞ ﾕﾆｯﾄﾌｧﾝ(B)	HVAC-AH2-9B	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	中央制御室ﾌﾞｰｽﾀｰﾌｧﾝ(A)	HVAC-E2-14A	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	中央制御室ﾌﾞｰｽﾀｰﾌｧﾝ(B)	HVAC-E2-14B	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	中央制御室排気ﾌｧﾝ	HVAC-E2-15	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-18A(MO)	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-18B(MO)	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-19A(MO)	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-19B(MO)	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	中央制御室排気隔離弁	SB2-20A(MO)	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	中央制御室排気隔離弁	SB2-20B(MO)	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	非常用MCRﾌｨﾙﾀｰﾌｧﾝE2-14A(S)	DMP-AO-T41-F086	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	非常用MCRﾌｨﾙﾀｰﾌｧﾝE2-14B(S)	DMP-AO-T41-F088	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	ﾌｧﾝ(AH2-9A)入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F090	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	ﾌｧﾝ(AH2-9B)入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F091	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	AH2-9(A)出口温度制御弁	TCV-T41-F084A	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
中央制御室換気系	AH2-9(B)出口温度制御弁	TCV-T41-F084B	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室ｴｱｰﾊﾝﾄﾞﾘﾝｸﾞ ﾕﾆｯﾄﾌｧﾝ(A)	HVAC-AH2-10A	CS-3-1	－	－	○IP44	C	－	○
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室ｴｱｰﾊﾝﾄﾞﾘﾝｸﾞ ﾕﾆｯﾄﾌｧﾝ(B)	HVAC-AH2-10B	CS-3-1	－	－	○IP44	C	－	○
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	AH2-10A 外気取り入れﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F056	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	AH2-10B 外気取り入れﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F059	CS-3-1	－	－	－	－	○	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（7／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	AH2-10A 入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F057	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	AH2-10B 入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F058	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	HVAC SWITCHGEAR VENTILATING SYS.	PNL-T41-P023	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	SWGR室ﾁﾗｰ冷水循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	HVAC-PMP-P2-5	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	SWGR室ﾁﾗｰ冷水循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	HVAC-PMP-P2-6	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	AH2-10(A)出口温度制御弁	TCV-T41-F005A	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	AH2-10(B)出口温度制御弁	TCV-T41-F005B	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	SWGRﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-3A)	HVAC-WC2-3A	(C/S屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	SWGRﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-3B)	HVAC-WC2-3B	(C/S屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	SWGRﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-4A)	HVAC-WC2-4A	(C/S屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	SWGRﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-4B)	HVAC-WC2-4B	(C/S屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
ﾊﾞｯﾃﾘｰ室換気系	ﾊﾞｯﾃﾘｰ室ｴｱｰﾊﾝﾄﾞﾘﾝｸﾞﾕﾆｯﾄﾌｧﾝ(A)	HVAC-AH2-12A	(C/S屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
ﾊﾞｯﾃﾘｰ室換気系	ﾊﾞｯﾃﾘｰ室ｴｱｰﾊﾝﾄﾞﾘﾝｸﾞﾕﾆｯﾄﾌｧﾝ(B)	HVAC-AH2-12B	(C/S屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
ﾊﾞｯﾃﾘｰ室換気系	ﾊﾞｯﾃﾘｰ室排風機(A)	HVAC-E2-11A	CS-2-2	○	－	－	A	－	○
ﾊﾞｯﾃﾘｰ室換気系	ﾊﾞｯﾃﾘｰ室排風機(B)	HVAC-E2-11B	CS-2-2	○	－	－	A	－	○
ﾊﾞｯﾃﾘｰ室換気系	E2-11(A)出口ﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F054	CS-2-2	○	－	－	A	－	○
ﾊﾞｯﾃﾘｰ室換気系	E2-11(B)出口ﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F055	CS-2-2	○	－	－	A	－	○
ﾊﾞｯﾃﾘｰ室換気系	HVAC BATTERY ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P022	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
直流電源設備	直流 125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
直流電源設備	直流 125V MCC 2A-2	125V DC MCC 2A-2	RB-4-1	－	－	－	－	○	○
直流電源設備	直流 250V 蓄電池	250V DC BATTERY	TB-1-13	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 125V 蓄電池(2A)	125V DC 2A BATTERY	CS-1-1	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 125V 蓄電池(2B)	125V DC 2B BATTERY	CS-1-7 CS-1-8	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 125V 蓄電池(HPCS)	125V DC HPCS BATTERY	CS-1-2	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 250V 充電器(常用,予備)	250V DC BATT.CHARGER	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 125V 充電器(2A)	125V DC 2A BATT.CHARGER	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 125V 充電器(2B)	125V DC 2B BATT.CHARGER	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 125V 充電器(HPCS)	125V DC HPCS BATT.CHARGER	CS-1-4	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 250V ﾀｰﾋﾞﾝ配電盤	250V DC TURB DIST CTR	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 125V 配電盤(2A)	125V DC DIST CTR 2A	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 125V 配電盤(2B)	125V DC DIST CTR 2B	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 125V 配電盤(HPCS)	125V DC DIST CTR HPCS	CS-1-4	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2A-1)	125V DC DIST PNL 2A-1	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2A-2)	125V DC DIST PNL 2A-2	CS-1-3	○	－	－	A	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（8／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2B-1)	125V DC DIST PNL 2B-1	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2B-2)	125V DC DIST PNL 2B-2	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2A-2-1)	125V DC DIST PNL 2A-2-1	CS-B2-1	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2B-2-1)	125V DC DIST PNL 2B-2-1	CS-1-5	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 125V 分電盤(HPCS)	125V DC DIST PNL HPCS	CS-1-4	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 ±24V 分電盤(2A)	24V DC DIST PNL 2A	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 ±24V 分電盤(2B)	24V DC DIST PNL 2B	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 ±24V 充電器(2A)	24V DC 2A BATT.CHARGER	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 ±24V 充電器(2B)	24V DC 2B BATT.CHARGER	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 ±24V 蓄電池(2A)	24V DC 2A BATTERY	CS-1-6	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	直流 ±24V 蓄電池(2B)	24V DC 2B BATTERY	CS-1-8	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	地絡検出盤（直流分電盤 2A-1）	PNL-LCP-177	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	地絡検出盤（直流分電盤 2A-2）	PNL-LCP-178	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
直流電源設備	地絡検出盤（直流分電盤 2B-1）	PNL-LCP-179	CS-1-3	○	－	－	A	－	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPF/DEMIN.CONTROL PNL.	PNL-G41-Z010-100	RB-5-1	－	－	－	－	○	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC SYS PUMP AREA PNL.	G41-P002	RB-4-1	－	－	－	－	○	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46A	RB-5-1	－	－	○IP67	C	－	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46B	RB-5-1	－	－	○IP67	C	－	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC SKIMMER SURGE TANK LI	PNL-LCP-133	RB-6-1	－	－	－	－	○	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC 再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	FPC-PMP-C001A	RB-4-19	－	－	－	－	○	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC 再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	FPC-PMP-C001B	RB-4-19	－	－	－	－	○	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC F/D(A)出口弁	G41-102A(AO)	RB-4-6	－	○	－	B	－	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC F/D(B)出口弁	G41-102B(AO)	RB-4-9	－	○	－	B	－	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC F/D(A)出口流量制御弁	G41-FCV-11A	RB-4-6	－	○	－	B	－	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC F/D(B)出口流量制御弁	G41-FCV-11B	RB-4-9	－	○	－	B	－	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC ｽｷﾏｰｻｰｼﾞﾀﾝｸ補給水弁	7-18V71(MO)	RB-5-1	－	－	－	－	○	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (ｽｲｯﾁ)	LSH-G41-N004	RB-5-6	－	－	－	－	○	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL (ｽｲｯﾁ)	LSL-G41-N005	RB-5-6	－	－	－	－	○	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LO LEVEL(ｽｲｯﾁ)	LSLL-G41-N006	RB-5-6	－	－	－	－	○	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (伝送器)	LT-G41-N100	RB-5-6	－	－	○IP67	C	－	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (ｽｲｯﾁ)	PSL-G41-N007A	RB-4-1	－	－	○NEMA-4	C	－	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (ｽｲｯﾁ)	PSL-G41-N007B	RB-4-1	－	－	○NEMA-4	C	－	○
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FUEL POOL TEMP (検出器)	TE-G41-N015	SFP 内	－	－	－	－	○	○
ﾊﾞｲﾀﾙ交流電源設備	ﾊﾞｲﾀﾙ交流分電盤	PNL-VITAL-AC-1	CS-2-1	○	－	－	A	－	○

判定基準

A：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

B：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

C：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（9／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
ﾊﾞｲﾀﾙ交流電源設備	ﾊﾞｲﾀﾙ交流分電盤２	PNL-VITAL-AC-2	CS-1-5	○	－	－	A	－	○
ﾊﾞｲﾀﾙ交流電源設備	ﾊﾞｲﾀﾙ交流電源装置	PNL-SUPS	CS-1-5	○	－	－	A	－	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-43	RB-5-1	－	○	－	B	－	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-44	RB-5-14	－	○	－	B	－	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(A)ﾋｰﾀ制御盤	PNL-LCP-122	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(B)ﾋｰﾀ制御盤	PNL-LCP-125	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS 排風機(A)	HVAC-E2-13A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS 排風機(B)	HVAC-E2-13B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(A)ﾌｨﾙﾀ	FRVS-FLT-A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(B)ﾌｨﾙﾀ	FRVS-FLT-B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(A)ﾋｰﾀ	FRVS-HEX-EHC2-6A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(B)ﾋｰﾀ	FRVS-HEX-EHC2-6B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(A)入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-5A(AO)	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(B)入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-5B(AO)	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(A)出口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-7A(AO)	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(B)出口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-7B(AO)	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS 通常排気系隔離弁(A)	SB2-12A(AO)	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS 通常排気系隔離弁(B)	SB2-12B(AO)	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS 循環ﾀﾞﾝﾊﾟ (SB2-13A)	SB2-13A(AO)	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS 循環ﾀﾞﾝﾊﾟ (SB2-13B)	SB2-13B(AO)	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (A) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-909A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (B) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-909B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (A) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-910A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (B) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-910B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS (A) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-940A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS (B) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-940B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS (A) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-941A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS (B) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-941B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (A) INLET TEMP (検出器)	TE-26-31.1A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器)	TE-26-31.1B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-31.4A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (B) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-31.4B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(A)ｴｱﾋｰﾀ制御盤	PNL-LCP-116	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(B)ｴｱﾋｰﾀ制御盤	PNL-LCP-119	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-47	RB-5-14	－	－	○IP67	C	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（10／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-48	RB-5-14	－	－	○IP67	C	－	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS 排風機(A)	HVAC-E2-10A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS 排風機(B)	HVAC-E2-10B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(A)ﾌｨﾙﾀ	SGTS-FLT-A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(B)ﾌｨﾙﾀ	SGTS-FLT-B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(A)ﾋｰﾀ	SGTS-HEX-EHC2-7A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(B)ﾋｰﾀ	SGTS-HEX-EHC2-7B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(A)入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-9A(AO)	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(B)入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-9B(AO)	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(A)出口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-11A(AO)	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(B)出口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-11B(AO)	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (A) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-921A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (B) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-921B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (A) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-922A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (B) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-922B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS (A) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-950A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS (B) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-950B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS (A) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-951A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS (B) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-951B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (A) INLET TEMP (検出器)	TE-26-30.1A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器)	TE-26-30.1B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-30.4A	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (B) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-30.4B	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系／非常用ｶﾞｽ処理系	FRVS-SGTS(A)HEATER CONT. PNL	LCP-133	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系／非常用ｶﾞｽ処理系	FRVS-SGTS(B)HEATER CONT. PNL	LCP-134	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系／非常用ｶﾞｽ処理系	FRVS SGTS 系入口ﾀﾞﾝﾊﾟ(SB2-4A)	SB2-4A(AO)	RB-5-1	－	－	－	－	○	○
非常用ｶﾞｽ再循環系／非常用ｶﾞｽ処理系	FRVS SGTS 系入口ﾀﾞﾝﾊﾟ(SB2-4B)	SB2-4B(AO)	RB-5-1	－	－	－	－	○	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 制御盤	DGCP/2C	CS-B1-5	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-2C	CS-B1-5	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-2C	CS-B1-5	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C ｼﾘｺﾝ整流器盤	PNL-DG-SR-2C	CS-B1-5	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 交流ﾘｱｸﾄﾙ盤	PNL-ACX-2C	CS-B1-5	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C ｼﾘｺﾝ整流器用変圧器盤	PNL-SRT-2C	CS-B1-5	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 可飽和変流器	PNL-SCT-2C	CS-B1-5	－	○	－	B	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（11／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C INST. RACK	R-56	CS-B1-5	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C DIESEL ENGINE INST. RACK	R-65	CS-B1-5	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	2C ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機／機関	GEN-DG-2C／DGU-2C	CS-B1-5	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 吸気系ﾌｨﾙﾀ(L 側)	DG-2C-AE-FLT -INTAKE-L	(C/S 屋上)	－	－	－	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 吸気系ﾌｨﾙﾀ(R 側)	DG-2C-AE-FLT -INTAKE-R	(C/S 屋上)	－	－	－	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 潤滑油ｻﾝﾌﾟﾀﾝｸ	DG-VSL-2C-DGLO-1	CS-B2-5	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C ｼﾘﾝﾀﾞｰ油ﾀﾝｸ	DG-VSL-2C-DGLO-2	CS-B1-5	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 機関ﾍﾞﾝﾄ管	7-8-DGLO-113	(C/S 屋上)	－	－	－	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 潤滑油ｻﾝﾌﾟﾀﾝｸﾍﾞﾝﾄ管	7-6-DGLO-125	(C/S 屋上)	－	－	－	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 燃料油ﾀﾝｸ(燃料ﾃﾞｲﾀﾝｸ)	DG-VSL-2C-DO-1	CS-B1-8	－	－	－	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 燃料油ﾀﾝｸﾍﾞﾝﾄ管	3-11/4-DO-120	(C/S 屋上)	－	－	－	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 始動用電磁弁(No.1)	3-14E147D-1	CS-B1-5	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 始動用電磁弁(No.2)	3-14E147D-2	CS-B1-5	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	燃料ﾃﾞｲﾀﾝｸ液面ﾚﾍﾞﾙｽｲｯﾁ(2C)	DG-LITS-105	CS-B1-8	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 制御盤	DGCP/2D	CS-B1-3	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-2D	CS-B1-3	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-2D	CS-B1-3	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D ｼﾘｺﾝ整流器盤	PNL-DG-SR-2D	CS-B1-3	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 交流ﾘｱｸﾄﾙ盤	PNL-ACX-2D	CS-B1-3	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D ｼﾘｺﾝ整流器用変圧器盤	PNL-SRT-2D	CS-B1-3	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 可飽和変流器	PNL-SCT-2D	CS-B1-3	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D INST. RACK	R-52	CS-B1-3	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D DIESEL ENGINE INST. RACK	R-64	CS-B1-3	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	2D ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機／機関	GEN-DG-2D／DGU-2D	CS-B1-3	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 吸気系ﾌｨﾙﾀ(L 側)	DG-2D-AE-FLT -INTAKE-L	(C/S 屋上)	－	－	－	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 吸気系ﾌｨﾙﾀ(R 側)	DG-2D-AE-FLT -INTAKE-R	(C/S 屋上)	－	－	－	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 潤滑油ｻﾝﾌﾟﾀﾝｸ	DG-VSL-2D-DGLO-1	CS-B2-3	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D ｼﾘﾝﾀﾞｰ油ﾀﾝｸ	DG-VSL-2D-DGLO-2	CS-B1-3	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 機関ﾍﾞﾝﾄ管	7-8-DGLO-13	(C/S 屋上)	－	－	－	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 潤滑油ｻﾝﾌﾟﾀﾝｸﾍﾞﾝﾄ管	7-6-DGLO-25	(C/S 屋上)	－	－	－	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 燃料油ﾀﾝｸ(燃料ﾃﾞｲﾀﾝｸ)	DG-VSL-2D-DO-1	CS-B1-6	－	－	－	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 燃料油ﾀﾝｸﾍﾞﾝﾄ管	3-11/4-DO-20	(C/S 屋上)	－	－	－	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 始動用電磁弁(No.1)	3-14-E47D-1	CS-B1-3	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 始動用電磁弁(No.2)	3-14-E47D-2	CS-B1-3	－	○	－	B	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（12／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	燃料ﾃﾞｲﾀﾝｸ液面ﾚﾍﾞﾙｽｲｯﾁ(2D)	DG-LITS-5	CS-B1-6	－	○	－	B	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機海水系	DGSW ﾎﾟﾝﾌﾟ(2C)	DGSW-PMP-2C	(取水口)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機海水系	DGSW ﾎﾟﾝﾌﾟ(2D)	DGSW-PMP-2D	(取水口)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG HPCS 制御盤	DGCP/2H	CS-B1-4	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-HPCS	CS-B1-4	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-HPCS	CS-B1-4	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG ｼﾘｺﾝ整流器盤	PNL-DG-SR-HPCS	CS-B1-4	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 交流ﾘｱｸﾄﾙ盤	PNL-ACX-HPCS	CS-B1-4	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG ｼﾘｺﾝ整流器用変圧器盤	PNL-SRT-HPCS	CS-B1-4	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 可飽和変流器盤	PNL-SCT-HPCS	CS-B1-4	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG HPCS INST. RACK	R-60	CS-B1-4	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG HPCS DIESEL ENGINE INST. RACK	R-66	CS-B1-4	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機／機関	GEN-DG-HPCS／DGU-HPCS	CS-B1-4	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 吸気系ﾌｨﾙﾀ(L 側)	DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-L	(C/S 屋上)	－	－	－	－	－	－
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 吸気系ﾌｨﾙﾀ(R 側)	DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-R	(C/S 屋上)	－	－	－	－	－	－
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 潤滑油ｻﾝﾌﾟﾀﾝｸ	DG-VSL-HPCS-DGLO-1	CS-B2-4	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG ｼﾘﾝﾀﾞｰ油ﾀﾝｸ	DG-VSL-HPCS-DGLO-2	CS-B1-4	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 機関ﾍﾞﾝﾄ管	7-8-DGLO-213	(C/S 屋上)	－	－	－	－	－	－
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 潤滑油ｻﾝﾌﾟﾀﾝｸﾍﾞﾝﾄ管	7-6-DGLO-225	(C/S 屋上)	－	－	－	－	－	－
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 燃料油ﾀﾝｸ(燃料ﾃﾞｲﾀﾝｸ)	DG-VSL-HPCS-DO-1	CS-B1-7	－	－	－	－	－	－
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 燃料油ﾀﾝｸﾍﾞﾝﾄ管	3-11/4-DO-220	(C/S 屋上)	－	－	－	－	－	－
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 起動用電磁弁(No.1)	3-14E247D-1	CS-B1-4	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 起動用電磁弁(No.2)	3-14E247D-2	CS-B1-4	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	燃料ﾃﾞｲﾀﾝｸ液面ﾚﾍﾞﾙｽｲｯﾁ(HPCS)	DG-LITS-205	CS-B1-7	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機海水系	HPCS-DGSW ﾎﾟﾝﾌﾟ	DGSW-PMP-HPCS	(取水口)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	DG 2C ﾙｰﾌﾍﾞﾝﾄﾌｧﾝ	PV2-10	(C/S 屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	DG 2C ﾙｰﾌﾍﾞﾝﾄﾌｧﾝ	PV2-11	(C/S 屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	DG 2D ﾙｰﾌﾍﾞﾝﾄﾌｧﾝ	PV2-6	(C/S 屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	DG 2D ﾙｰﾌﾍﾞﾝﾄﾌｧﾝ	PV2-7	(C/S 屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	DG HPCS ﾙｰﾌﾍﾞﾝﾄﾌｧﾝ	PV2-8	(C/S 屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	DG HPCS ﾙｰﾌﾍﾞﾝﾄﾌｧﾝ	PV2-9	(C/S 屋上)	－	－	○屋外仕様	C	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(A)	AO-T41-F060A	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(B)	AO-T41-F060B	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(C)	AO-T41-F060C	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(D)	AO-T41-F060D	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（13／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(E)	AO-T41-F060E	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(F)	AO-T41-F060F	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(A)	AO-T41-F061A	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(B)	AO-T41-F061B	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(C)	AO-T41-F061C	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(D)	AO-T41-F061D	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HVAC D/G 2D EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P008	CS-B1-3	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(A)	AO-T41-F062A	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(B)	AO-T41-F062B	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(C)	AO-T41-F062C	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(D)	AO-T41-F062D	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(A)	AO-T41-F063A	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(B)	AO-T41-F063B	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(C)	AO-T41-F063C	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(D)	AO-T41-F063D	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HVAC D/G HPCS EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P009	CS-B1-4	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(A)	AO-T41-F064A	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(B)	AO-T41-F064B	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(C)	AO-T41-F064C	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(D)	AO-T41-F064D	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(A)	AO-T41-F065A	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(B)	AO-T41-F065B	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(C)	AO-T41-F065C	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(D)	AO-T41-F065D	(C/S 屋上)	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HVAC D/G 2C EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P010	CS-B1-5	－	○	－	B	－	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機燃料油系	燃料移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	DO-PMP-A	(屋外)	－	－	－	－	○	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機燃料油系	燃料移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	DO-PMP-B	(屋外)	－	－	－	－	○	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機燃料油系	燃料移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)	DO-PMP-C	(屋外)	－	－	－	－	○	○
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機燃料油系	軽油貯蔵タンク	－	(屋外)	－	－	－	－	－	－
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	MAIN STEAM LINE (A) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003A	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	MAIN STEAM LINE (B) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003B	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	MAIN STEAM LINE (C) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003C	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	MAIN STEAM LINE (D) RADIATION MONITOR(検出器)	D17-N003D	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	原子炉建屋排気筒ﾓﾆﾀ (A)(検出器)	D17-N009A	CS-3-2	○	－	－	A	－	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	原子炉建屋排気筒ﾓﾆﾀ (B)(検出器)	D17-N009B	CS-3-2	○	－	－	A	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（14／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	原子炉建屋排気筒ﾓﾆﾀ（C）（検出器）	D17-N009C	CS-3-2	○	－	－	A	－	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	原子炉建屋排気筒ﾓﾆﾀ（D）（検出器）	D17-N009D	CS-3-2	○	－	－	A	－	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR（A）（検出器）	D17-N300A	RB-6-1	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR（B）（検出器）	D17-N300B	RB-6-1	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR（C）（検出器）	D17-N300C	RB-6-1	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR（D）（検出器）	D17-N300D	RB-6-1	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE HOLD UP（A）ﾌﾟﾘｱﾝﾌﾟ	RAM-D17-K020A	TB-1-2	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE HOLD UP（B）ﾌﾟﾘｱﾝﾌﾟ	RAM-D17-K020B	TB-1-2	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE HOLD UP（A）（検出器）	D17-N002A	TB-B1-1	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE HOLD UP（B）（検出器）	D17-N002B	TB-B1-1	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE TREATMENT（A）ﾌﾟﾘｱﾝﾌﾟ	RAM-D17-K030A	RW-2-11	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE TREATMENT（B）ﾌﾟﾘｱﾝﾌﾟ	RAM-D17-K030B	RW-2-11	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE TREATMENT（A）（検出器）	D17-N022A	RW-2-11	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE TREATMENT（B）（検出器）	D17-N022B	RW-2-11	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS POST TREATMENT（A）ﾌﾟﾘｱﾝﾌﾟ	RAM-D17-K500A	RW-2-3	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS POST TREATMENT（B）ﾌﾟﾘｱﾝﾌﾟ	RAM-D17-K500B	RW-2-3	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK	D17-J011	RW-2-3	－	－	○NEMA-4	C	－	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK	D17-J011-1	RW-2-3	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE HOLD UP LINEAR（検出器）	D17-N021	TB-B1-1	－	－	－	－	○	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	光変換器盤収納盤	D17-P112	CS-B1-1	○	－	－	A	－	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	光変換器盤収納盤	－	ｽﾀｯｸ建屋	○	－	－	A	－	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	排気筒ﾓﾆﾀ盤	D17-P012	ｽﾀｯｸ建屋	○	－	－	A	－	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	主排気筒ﾓﾆﾀｶﾞｽｻﾝﾌﾟﾗ(A)	D17-P101A	ｽﾀｯｸ建屋	○	－	－	A	－	○
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	主排気筒ﾓﾆﾀｶﾞｽｻﾝﾌﾟﾗ(B)	D17-P101B	ｽﾀｯｸ建屋	○	－	－	A	－	○
ほう酸水注入系	SLC 計装ﾗｯｸ	H22-P011	RB-5-3	－	－	－	－	○	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入ﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	SLC-PMP-C001A	RB-5-3	－	－	－	－	○	○
ほう酸水注入系	ほう酸水注入ﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	SLC-PMP-C001B	RB-5-3	－	－	－	－	○	○
ほう酸水注入系	ほう酸水貯蔵ﾀﾝｸ	SLC-VSL-A001	RB-5-3	－	－	－	－	○	○
ほう酸水注入系	SLC 貯蔵ﾀﾝｸ出口弁(A)	C41-F001A(MO)	RB-5-3	－	－	－	－	○	○
ほう酸水注入系	SLC 貯蔵ﾀﾝｸ出口弁(B)	C41-F001B(MO)	RB-5-3	－	－	－	－	○	○
ほう酸水注入系	SLC 爆破弁(A)	C41-F004A	RB-5-3	－	－	－	－	○	○
ほう酸水注入系	SLC 爆破弁(B)	C41-F004B	RB-5-3	－	－	－	－	○	○
ほう酸水注入系	SLC ﾃｽﾄ逆止弁ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁	C41-FF004(AO)	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
ほう酸水注入系	SLC PUMP DISCH PRESS（伝送器）	PT-C41-N004	RB-5-3	－	－	○IP67	C	－	○
補機冷却海水系	ASW ﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	ASW-PMP-A	（取水口）	－	－	○屋外仕様	C	－	○
補機冷却海水系	ASW ﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	ASW-PMP-B	（取水口）	－	－	○屋外仕様	C	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（15／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
補機冷却海水系	ASW ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)	ASW-PMP-C	（取水口）	－	－	○屋外仕様	C	－	○
漏えい検出系	核分裂生成物ﾓﾆﾀ系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	E31-F010A(AO)	RB-3-2	－	－	○IP65,67	C	－	○
漏えい検出系	核分裂生成物ﾓﾆﾀ系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	E31-F010B(AO)	RB-B1-1	－	－	○IP65,67	C	－	○
漏えい検出系	核分裂生成物ﾓﾆﾀ系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	E31-F011A(AO)	RB-3-2	－	－	○IP65,67	C	－	○
漏えい検出系	核分裂生成物ﾓﾆﾀ系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	E31-F011B(AO)	RB-B1-1	－	－	○IP65,67	C	－	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N029A	RB-3-1	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N029B	RB-3-1	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N029C	RB-3-1	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N029D	RB-3-1	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N030A	RB-2-9	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N030B	RB-2-9	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N030C	RB-2-9	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N030D	RB-2-9	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N031A	RB-2-1	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N031B	RB-2-1	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N031C	RB-2-1	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N031D	RB-2-1	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N039A	TB-1-15	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N039B	TB-1-15	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N039C	TB-1-15	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N039D	TB-1-15	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N040A	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N040B	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N040C	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N040D	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N041A	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N041B	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N041C	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N041D	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N042A	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N042B	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N042C	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N042D	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N043A	TB-1-16	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N043B	TB-1-16	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N043C	TB-1-16	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N043D	TB-1-16	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N044A	TB-1-16	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N044B	TB-1-16	－	－	－	－	○	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（16／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N044C	TB-1-16	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N044D	TB-1-16	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N045A	TB-1-16	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N045B	TB-1-16	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N045C	TB-1-16	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N045D	TB-1-16	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N046A	TB-1-16	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N046B	TB-1-16	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N046C	TB-1-16	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N046D	TB-1-16	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A)(検出器)	TE-E31-N047A	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B)(検出器)	TE-E31-N047B	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C)(検出器)	TE-E31-N047C	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D)(検出器)	TE-E31-N047D	TB-1-14	－	－	－	－	○	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS ﾋｰﾀ制御盤(A)	PNL-FCS-HEATER-A	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS ﾋｰﾀ制御盤(B)	PNL-FCS-HEATER-B	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS(A)系統流量計装	－	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS(B)系統流量計装	－	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS ﾌﾞﾛﾜ(A)	FCS-HVA-T49-BLOWER-A	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS ﾌﾞﾛﾜ(B)	FCS-HVA-T49-BLOWER-B	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 再結合器(A)	FCS-HEX-1A	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 再結合器(B)	FCS-HEX-1B	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 加熱器(A)	FCS-HEX-HTR-A	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 加熱器(B)	FCS-HEX-HTR-B	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS(A)冷却器冷却水元弁	E12-FF104A(MO)	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS(B)冷却器冷却水元弁	E12-FF104B(MO)	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 冷却器冷却水入口弁	MV-10A(MO)	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 冷却器冷却水入口弁	MV-10B(MO)	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 入口制御弁	FV-1A(MO)	RB-3-1	－	－	－	－	○	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 入口制御弁	FV-1B(MO)	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 再循環制御弁	FV-2A(MO)	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 再循環制御弁	FV-2B(MO)	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS(A)系入口管隔離弁	2-43V-1A(MO)	RB-2-8	－	－	－	－	○	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS(B)系入口管隔離弁	2-43V-1B(MO)	RB-2-3	－	－	－	－	○	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS(A)系出口弁	2-43V-2A(MO)	RB-1-1	－	－	－	－	○	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS(B)系出口弁	2-43V-2B(MO)	RB-1-2	－	－	－	－	○	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（17／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS(A)系出口管隔離弁	2-43V-3A(MO)	RB-1-1	－	－	－	－	○	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS(B)系出口管隔離弁	2-43V-3B(MO)	RB-1-2	－	－	－	－	○	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	ﾌﾞﾛﾜ(A)入口ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-2A	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	ﾌﾞﾛﾜ(B)入口ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-2B	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	加熱管 2/3 位置(A)ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-4A	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	加熱管 2/3 位置(B)ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-4B	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	加熱管(A)出口ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-5A	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	加熱管(B)出口ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-5B	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	加熱管(A)出口壁温度(検出器)	TE-T49-6A	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	加熱管(B)出口壁温度(検出器)	TE-T49-6B	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	再結合(A)ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-7A	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	再結合(B)ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-7B	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	再結合器(A)壁温度(検出器)	TE-T49-8A	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	再結合器(B)壁温度(検出器)	TE-T49-8B	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	再循環(A)ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-9A	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	再循環(B)ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-9B	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC DIV-Ⅰ計装ﾗｯｸ	H22-P017	RB-B1-1	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC DIV-Ⅱ計装ﾗｯｸ	H22-P029	RB-B1-9	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC TURBINE CONTROL BOX	LCP-105	CS-3-1	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	FI-E51-N002 計器収納箱	-	RB-B2-10	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC ﾎﾟﾝﾌﾟ/ﾀｰﾋﾞﾝ	RCIC-PMP-C001 /TBN-RCIC-C002	RB-B2-10	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 真空ﾎﾟﾝﾌﾟ	RCIC-PMP-VAC	RB-B2-17	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 復水ﾎﾟﾝﾌﾟ	RCIC-PMP-COND	RB-B2-17	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 蒸気入口ﾄﾞﾚﾝﾎﾟｯﾄ排水弁	E51-F025(AO)	RB-B2-10	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC ﾊﾞｷｭｰﾑﾀﾝｸ復水排水弁	E51-F004(AO)	RB-B2-17	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC ﾊﾞｷｭｰﾑﾀﾝｸ復水排水弁	E51-F005(AO)	RB-B2-17	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	油圧作動弁 ｶﾞﾊﾞﾅ弁	GOVERNING VALVE	RB-B2-10	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	ｶﾞﾊﾞﾅ	-	RB-B2-10	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC ﾄﾘｯﾌﾟ／ｽﾛｯﾄﾙ弁	E51-C002(MO)	RB-B2-10	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 注入弁	E51-F013(MO)	RB-4-1	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC ﾐﾆﾌﾛｰ弁	E51-F019(MO)	RB-B2-10	－	－	－	－	○	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC ﾎﾟﾝﾌﾟｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ水供給弁	E51-F031(MO)	RB-B2-10	－	－	－	－	○	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 蒸気供給弁	E51-F045(MO)	RB-B2-10	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 潤滑油ｸｰﾗｰ冷却水供給弁	E51-F046(MO)	RB-B2-10	－	○	－	B	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（18／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
原子炉隔離時冷却系	RCIC 外側隔離弁	E51-F064(MO)	RB-3-6	－	－	－	－	○	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC ﾀｰﾋﾞﾝ排気弁	E51-F068(MO)	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 真空ﾎﾟﾝﾌﾟ出口弁	E51-F069(MO)	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC 弁(E51-F045)ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁	E51-F095(MO)	RB-B2-10	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC弁(E51-F065)均圧弁	E51-FF008(AO)	RB-4-1	－	－	－	－	○	○
原子炉隔離時冷却系	PUMP DISCHARGE PRESS(ｽｲｯﾁ)	PSH-E51-N020	RB-B2-10	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	PUMP DISCHARGE H/L FLOW(伝送器)	FT-E51-N002	RB-B2-10	－	○	－	B	－	○
原子炉隔離時冷却系	RCIC PUMP DISCHARGE FLOW (伝送器)	FT-E51-N003	RB-B2-10	－	○	－	B	－	○
原子炉建屋換気系	HPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ室空調機	HVAC-AH2-1	RB-B2-19	－	○	－	B	－	○
原子炉建屋換気系	HPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ室空調機	HVAC-AH2-2	RB-B2-1	－	○	－	B	－	○
原子炉建屋換気系	LPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ室空調機	HVAC-AH2-3	RB-B2-13	－	○	－	B	－	○
原子炉建屋換気系	RCIC ﾎﾟﾝﾌﾟ・ﾀｰﾋﾞﾝ室空調機	HVAC-AH2-4	RB-B2-17	－	○	－	B	－	○
原子炉建屋換気系	RHR(B)ﾎﾟﾝﾌﾟ室空調機	HVAC-AH2-5	RB-B2-3	－	○	－	B	－	○
原子炉建屋換気系	RHR(C)ﾎﾟﾝﾌﾟ室空調機	HVAC-AH2-6	RB-B2-6	－	○	－	B	－	○
原子炉建屋換気系	RHR(A)ﾎﾟﾝﾌﾟ室空調機	HVAC-AH2-7	RB-B2-7	－	○	－	B	－	○
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ（通常系）	SB2-1A(AO)	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ（通常系）	SB2-1B(AO)	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-1C(AO)	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-1D(AO)	CS-3-1	－	－	－	－	○	○
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ（通常系）	SB2-2A(AO)	CS-3-2	○	－	－	A	－	○
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ（通常系）	SB2-2B(AO)	CS-3-2	○	－	－	A	－	○
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-2C(AO)	CS-3-3	○	－	－	A	－	○
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-2D(AO)	CS-3-3	○	－	－	A	－	○
原子炉再循環系	原子炉再循環系(A)計装ﾗｯｸ	H22-P022	RB-2-9	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉再循環系	原子炉再循環系(B)計装ﾗｯｸ	H22-P006	RB-2-8	－	－	○IP67	C	－	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(A) 流量制御弁	B35-F060A-V1(AO)	RB-3-6	－	－	－	－	○	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(B) 流量制御弁	B35-F060B-V2(AO)	RB-3-5	－	－	－	－	○	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(A) 流量制御弁	B35-F060A-V3(AO)	RB-3-6	－	－	－	－	○	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(B) 流量制御弁	B35-F060B-V4(AO)	RB-3-5	－	－	－	－	○	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(A) 流量制御弁	B35-F060A-V5(AO)	RB-3-6	－	－	－	－	○	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(B) 流量制御弁	B35-F060B-V6(AO)	RB-3-5	－	－	－	－	○	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(A) 流量制御弁	B35-F060A-V7(AO)	RB-3-6	－	－	－	－	○	○
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(B) 流量制御弁	B35-F060B-V8(AO)	RB-3-5	－	－	－	－	○	○
原子炉冷却材浄化系	CUW 外側隔離弁	G33-F004(MO)	RB-2-10	－	－	－	－	○	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	HPCS DIV-Ⅲ計装ﾗｯｸ	H22-P024	RB-B1-9	－	－	○IP67	C	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（19／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	HPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ	HPCS-PMP-C001	RB-B2-18	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	HPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ 入口弁(CST 側)	E22-F001(MO)	RB-B1-2	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	HPCS 注入弁	E22-F004(MO)	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	HPCS ﾐﾆﾌﾛｰ弁	E22-F012(MO)	RB-B2-19	－	－	－	－	○	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	HPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ 入口弁(S/P 側)	E22-F015(MO)	RB-B2-1	－	－	－	－	○	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054A	CST-B1-1	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054B	CST-B1-1	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054C	CST-B1-1	－	○	－	B	－	○
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054D	CST-B1-1	－	○	－	B	－	○
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	LPCS 計装ﾗｯｸ	H22-P001	RB-B1-1	－	－	○IP67	C	－	○
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	LPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ	LPCS-PMP-C001	RB-B2-12	－	○	－	B	－	○
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	LPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ 入口弁	E21-F001(MO)	RB-B2-12	－	－	－	－	○	○
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	LPCS 注入弁	E21-F005(MO)	RB-3-1	－	－	－	－	○	○
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	LPCS ﾐﾆﾌﾛｰ弁	E21-F011(MO)	RB-B2-12	－	－	－	－	○	○
中央制御室制御盤	ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ記録計盤	H13-P600	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	非常用炉心冷却系制御盤	H13-P601	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	原子炉補機制御盤	H13-P602	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	原子炉制御操作盤	H13-P603	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ計装盤	H13-P604	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	TIP 制御盤	H13-P607	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	出力領域ﾓﾆﾀ計装盤	H13-P608	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	原子炉保護系(A)継電器盤	H13-P609	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	原子炉保護系(B)継電器盤	H13-P611	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	ﾌﾟﾛｾｽ計装盤	H13-P613	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	原子炉廻り温度記録計盤	H13-P614	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	ﾌﾟﾛｾｽ計装盤	H13-P617	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	残留熱除去系(B),(C) 補助継電器盤	H13-P618	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	ｼﾞｪｯﾄﾎﾟﾝﾌﾟ 計装盤	H13-P619	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	原子炉隔離時冷却系継電器盤	H13-P621	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	原子炉格納容器内側隔離系 継電器盤	H13-P622	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	原子炉格納容器外側隔離系 継電器盤	H13-P623	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系継電器盤	H13-P625	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	自動減圧系(A)継電器盤	H13-P628	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系，残留熱除去系 (A)補助継電器盤	H13-P629	CS-2-1	○	－	－	A	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（20／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
中央制御室制御盤	自動減圧系(B)継電器盤	H13-P631	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	漏えい検出系操作盤	H13-P632	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ，起動時領域ﾓﾆﾀ(A)操作盤	H13-P635	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ，起動時領域ﾓﾆﾀ(B)操作盤	H13-P636	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	格納容器雰囲気監視系(A)操作盤	H13-P638	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	格納容器雰囲気監視系(B)操作盤	H13-P639	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	漏えい検出系操作盤	H13-P642	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ温度記録計盤(A)	H13-P689	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ温度記録計盤(B)	H13-P690	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	原子炉保護系(1A)ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P921	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	原子炉保護系(1B)ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P922	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	原子炉保護系(2A)ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P923	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	原子炉保護系(2B)ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P924	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	緊急時炉心冷却系(DIV-Ⅰ-1)ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P925	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	緊急時炉心冷却系(DIV-Ⅱ-1)ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P926	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	緊急時炉心冷却系(DIV-Ⅰ-2)ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P927	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P929	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	所内電気操作盤	CP-1	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	ﾀｰﾋﾞﾝ発電機操作盤	CP-2	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	ﾀｰﾋﾞﾝ補機操作盤	CP-3	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	ﾀｰﾋﾞﾝ補機盤	CP-4	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	窒素置換－空調換気制御盤	CP-5	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	非常用ｶﾞｽ処理系，非常用ｶﾞｽ循環系(A)操作盤	CP-6A	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	非常用ｶﾞｽ処理系，非常用ｶﾞｽ循環系(B)操作盤	CP-6B	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	TURB. GEN TEST&CHECKOUT V. B	CP-7	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	TURBINE　GENERATOR V. B	CP-8	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	ﾀｰﾋﾞﾝ補機補助継電器盤	CP-9	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	発電機・主変圧器保護ﾘﾚｰ盤	CP-10A	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	発電機・主変圧器保護ﾘﾚｰ盤	CP-10B	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	予備変圧器保護ﾘﾚｰ盤	CP-10C	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	ﾀｰﾋﾞﾝ補機盤	CP-11	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	MSIV-LCS(A)制御盤	CP-13	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	MSIV-LCS(B)制御盤	CP-14	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	可燃性ｶﾞｽ濃度制御盤(A)	CP-15	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	可燃性ｶﾞｽ濃度制御盤(B)	CP-16	CS-2-1	○	－	－	A	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（21／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
中央制御室制御盤	送・受電系統制御盤	CP-30	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	OFF GAS CHACOAL SYS. V. B	CP-31	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中央制御室制御盤	開閉所保護ﾘﾚｰ盤	CP-32	CS-2-1	○	－	－	A	－	○
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP.CABINET	H22-P030	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP.CABINET	H22-P031	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP.CABINET	H22-P032	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP.CABINET	H22-P033	RB-3-2	－	○	－	B	－	○
中性子計装系	TIP 駆動装置電気盤	LCP-200	RB-2-8	－	－	－	－	○	○
中性子計装系	TIP N2 隔離弁	C51-SO-F010（電磁弁）	RB-2-6	－	－	－	－	○	○
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	MSIV ｽﾃﾑﾘｰｸﾄﾞﾚﾝ弁(A)	E32-FF009A(MO)	RB-1-1	－	－	－	－	○	○
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	MSIV ｽﾃﾑﾘｰｸﾄﾞﾚﾝ弁(B)	E32-FF009B(MO)	RB-1-2	－	－	－	－	○	○
ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ冷却系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ冷水入口隔離弁	7-90V13(MO)	RB-2-8	－	－	－	－	○	○
ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ冷却系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ冷水出口隔離弁	7-90V17(MO)	RB-2-8	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ｴｱﾊﾟｰｼﾞ供給入口弁	2-26B-1(AO)	RB-2-8	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	格納容器ﾊﾟｰｼﾞ弁	2-26B-2(AO)	RB-2-9	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ真空破壊止め弁	2-26B-3(AO)	RB-1-1	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ真空破壊止め弁	2-26B-4(AO)	RB-1-1	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞﾊﾟｰｼﾞ弁	2-26B-5(AO)	RB-1-1	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞN2ｶﾞｽ供給弁	2-26B-6(AO)	RB-1-1	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	格納容器／ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞN2ｶﾞｽ供給弁	2-26B-7(AO)	RB-2-8	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	N2ｶﾞｽﾊﾟｰｼﾞ供給弁	2-26B-8(AO)	RB-2-8	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	格納容器N2ｶﾞｽ供給弁	2-26B-9(AO)	RB-2-9	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞﾍﾞﾝﾄ弁	2-26B-10(AO)	RB-1-2	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞﾍﾞﾝﾄ弁	2-26B-11(AO)	RB-1-2	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙﾍﾞﾝﾄ弁	2-26B-12(AO)	RB-4-3	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	原子炉建屋換気系ﾍﾞﾝﾄ弁(SB2-14)	2-26B-13(AO)	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	FRVS ﾍﾞﾝﾄ弁(SB2-3)	2-26B-14(AO)	RB-5-14	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ 2ｲﾝﾁ ﾍﾞﾝﾄ弁	2-26V9(AO)	RB-4-3	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V81(電磁弁)	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V82(電磁弁)	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V83(電磁弁)	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V84(電磁弁)	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V85(電磁弁)	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V86(電磁弁)	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V87(電磁弁)	RB-B1-2	－	－	－	－	○	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（22／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V88(電磁弁)	RB-B1-2	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V89(電磁弁)	RB-B1-2	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V90(電磁弁)	RB-B1-2	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V91(電磁弁)	RB-B1-2	－	－	－	－	○	○
不活性ｶﾞｽ系	PCV PRESS (A)(伝送器)	PT-26-79.51A	RB-3-2	－	－	○IP67	C	－	○
不活性ｶﾞｽ系	PCV PRESS (B)(伝送器)	PT-26-79.51B	RB-3-2	－	－	○IP67	C	－	○
不活性ｶﾞｽ系	PCV PRESS	PT-26-79.53	RB-3-1	－	－	○IP67	C	－	○
不活性ｶﾞｽ系	PCV PRESS (伝送器)	PT-26-79.5R	RB-3-2	－	－	○IP67	C	－	○
不活性ｶﾞｽ系	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52A	RB-1-1	－	○	－	B	－	○
不活性ｶﾞｽ系	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52B	RB-1-2	－	○	－	B	－	○
不活性ｶﾞｽ系	SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器)	LT-26-79.5R	RB-B2-6	－	－	○IP67	C	－	○
不活性ｶﾞｽ系	SUPP CHAMBER LEVEL (A)(伝送器)	LT-26-79.5A	RB-B2-13	－	○	－	B	－	○
不活性ｶﾞｽ系	SUPP CHAMBER LEVEL (B)(伝送器)	LT-26-79.5B	RB-B2-6	－	○	－	B	－	○
事故時ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸ系	D/W内ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞﾊﾞｲﾊﾟｽ弁	V25-1008(電磁弁)	RB-3-1	－	○	－	B	－	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51A1(電磁弁)	RB-4-2	－	－	－	－	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51A2(電磁弁)	RB-4-2	－	－	－	－	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51B1(電磁弁)	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51B2(電磁弁)	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51C1(電磁弁)	RB-2-3	－	－	－	－	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51C2(電磁弁)	RB-2-3	－	－	－	－	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51D1(電磁弁)	RB-1-2	－	－	－	－	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51D2(電磁弁)	RB-1-2	－	－	－	－	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E1(電磁弁)	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
試料採取系	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E2電磁弁)	RB-B1-1	－	－	－	－	○	○
試料採取系	PLR 炉水ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁 (外側隔離弁)	B35-F020(AO)	RB-3-2	－	－	－	－	○	○
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器ﾄﾞﾚﾝ系 床ﾄﾞﾚﾝ隔離弁 (外側)	G13-F129(AO)	RB-B1-8	－	－	－	－	○	○
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器ﾄﾞﾚﾝ系 床ﾄﾞﾚﾝ隔離弁 (内側)	G13-F130(AO)	RB-B1-8	－	－	－	－	○	○
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器ﾄﾞﾚﾝ系 機器ﾄﾞﾚﾝ隔離弁 (外側)	G13-F132(AO)	RB-B1-8	－	－	－	－	○	○
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器ﾄﾞﾚﾝ系 機器ﾄﾞﾚﾝ隔離弁 (内側)	G13-F133(AO)	RB-B1-8	－	－	－	－	○	○
復水移送系	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	MUW-PMP-CST-A	TB-B1-6	－	－	－	－	○	○
復水移送系	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	MUW-PMP-CST-B	TB-B1-6	－	－	－	－	○	○
復水移送系	COND TRANS PUMP DISCH PRESS	PT-18-190.5	TB-B1-6	－	－	○IP67	C	－	○
復水移送系	CST (A) LEVEL(伝送器)	LT-18-190A	CST-B1-2	－	－	○IP67	C	－	○
復水移送系	CST (B) LEVEL(伝送器)	LT-18-190B	CST-B1-2	－	－	○IP67	C	－	○
気体廃棄物処理系	OFF GAS SYSTEM INST. RACK	PNL-LR-R-4	TB-1-4	－	－	○IP67	C	－	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

第3表　想定破損による被水影響評価結果まとめ（23／23）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	被水源，天井開口又は貫通部の有無 －：有 ○：無	多重化・区画化 ○：有 －：無	防滴仕様・被水防護措置 ○：有 －：無	判定基準	対策実施 ○：有 －：無	評価結果 ○：良 ×：否
気体廃棄物処理系	OFF GAS PREHEATERS TEMP	TE-23-164	TB-1-8	－	－	－	－	○	○
気体廃棄物処理系	主蒸気式空気抽出器(A)出口弁	6-23V1(MO)	TB-1-8	－	－	－	－	○	○
気体廃棄物処理系	主蒸気式空気抽出器(B)出口弁	6-23V2(MO)	TB-1-8	－	－	－	－	○	○
気体廃棄物処理系	ｵﾌｶﾞｽﾌﾟﾚﾋｰﾀ(A)入口弁	6-23V5(AO)	TB-1-19	－	－	－	－	○	○
気体廃棄物処理系	ｵﾌｶﾞｽﾌﾟﾚﾋｰﾀ(B)入口弁	6-23V4(AO)	TB-1-17	－	－	－	－	○	○
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ予熱器(A)蒸気温度制御弁	TCV-23-164.1A(AO)	TB-1-2	－	－	－	－	○	○
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ予熱器(B)蒸気温度制御弁	TCV-23-164.1B(AO)	TB-1-6	－	－	－	－	○	○
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ空気抽出器(A)入口弁	OGC-F019A(AO)	RW-1-4	－	－	－	－	○	○
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ空気抽出器(B)入口弁	OGC-F019B(AO)	RW-1-4	－	－	－	－	○	○
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ空気抽出器(A)再循環圧力制御弁	PCV-F051A	RW-1-4	－	－	－	－	○	○
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ空気抽出器(B)再循環圧力制御弁	PCV-F051B	RW-1-4	－	－	－	－	○	○
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ空気抽出器(A)入口弁	OGC-F103A(AO)	RW-1-4	－	－	－	－	○	○
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ空気抽出器(B)入口弁	OGC-F103B(AO)	RW-1-4	－	－	－	－	○	○
気体廃棄物処理系	OFF GAS RECOMBINER HEATER(A)	－	TB-1-19	－	－	－	－	○	○
気体廃棄物処理系	OFF GAS RECOMBINER HEATER(B)	－	TB-1-17	－	－	－	－	○	○
空気抽出系	第1段 SJAE(A)空気入口弁	6-22V2(MO)	TB-1-8	－	－	－	－	○	○
空気抽出系	第1段 SJAE(B)空気入口弁	6-22V3(MO)	TB-1-8	－	－	－	－	○	○
空気抽出系	SJAE 蒸気 BLOCK	AO-7-119A	TB-1-8	－	－	－	－	○	○
空気抽出系	SJAE 蒸気 BLOCK	AO-7-119B	TB-1-8	－	－	－	－	○	○
ﾀｰﾋﾞﾝ補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(A)第1段蒸気入口弁	6-7V31A(MO)	TB-1-8	－	－	－	－	○	○
ﾀｰﾋﾞﾝ補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(A)第2段蒸気入口弁	6-7V31B(MO)	TB-1-8	－	－	－	－	○	○
ﾀｰﾋﾞﾝ補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(B)第1段蒸気入口弁	6-7V32A(MO)	TB-1-8	－	－	－	－	○	○
ﾀｰﾋﾞﾝ補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(B)第2段蒸気入口弁	6-7V32B(MO)	TB-1-8	－	－	－	－	○	○

判定基準

Ａ：溢水防護対象設備設置区画に破損を想定する被水源がなく，上部の天井面に開口部又は貫通部がない。

Ｂ：溢水防護対象設備が多重化又は区画化されており，各々が別区画に設置される等により，同時に機能喪失しない。

Ｃ：溢水防護対象設備が「JIS C 0920　電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」「NEMA(National Electrical Manufacturers Association)による保護等級」等による防滴仕様を有している。又は溢水防護対象設備を防護するために必要な防護措置がなされている。

－：被水による影響あり。

消火活動によるによる溢水影響評価について

7. の消火水による没水影響評価方針より実施した評価にて，溢水の発生を想定する区画について第 1 表に，没水による防護対象設備の機能維持の確認及びプラントの安全機能維持が確保されていることを確認した結果を第 2 表に示す。

第１表　消火活動に伴う溢水の有無について（1／7）

区画番号※1	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量（m^3）
RB-6-1	有	消火栓	46.8
RB-5-1	有	消火栓	46.8
(RB-5-2)	有	消火栓	46.8
RB-5-3	有	消火栓	46.8
(RB-5-4)	有	消火栓	46.8
(RB-5-5)	有	消火栓	46.8
RB-5-6	有	消火栓	46.8
(RB-5-7)	有	消火栓	46.8
(RB-5-8)	有	消火栓	46.8
(RB-5-9)	有	消火栓	46.8
(RB-5-10)	有	消火栓	46.8
(RB-5-11)	有	消火栓	46.8
(RB-5-12)	有	消火栓	46.8
(RB-5-13)	有	消火栓	46.8
RB-5-14	有	消火栓	46.8
(RB-5-15)	有	消火栓	46.8
RB-4-1	有	消火栓	46.8
RB-4-2	有	消火栓	46.8
RB-4-3	有	消火栓	46.8
(RB-4-4)	有	消火栓	46.8
(RB-4-5)	有	消火栓	46.8
RB-4-6	有	消火栓	46.8
(RB-4-7)	有	消火栓	46.8
(RB-4-8)	有	消火栓	46.8
RB-4-9	有	消火栓	46.8
(RB-4-10)	有	消火栓	46.8
(RB-4-11)	有	消火栓	46.8
(RB-4-12)	有	消火栓	46.8
(RB-4-13)	有	消火栓	46.8
(RB-4-14)	有	消火栓	46.8
(RB-4-15)	有	消火栓	46.8
(RB-4-16)	有	消火栓	46.8
(RB-4-17)	有	消火栓	46.8
(RB-4-18)	有	消火栓	46.8

※1　（ ）内は溢水防護対象設備を含まない区画

第１表　消火活動に伴う溢水の有無について（2／7）

区画番号※1	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量（m^3）
RB-4-19	有	消火栓	46.8
(RB-4-20)	有	消火栓	46.8
(RB-4-21)	有	消火栓	46.8
(RB-4-22)	有	消火栓	46.8
(RB-4-23)	有	消火栓	46.8
RB-3-1	有	消火栓	46.8
RB-3-2	有	消火栓	46.8
RB-3-3	有	消火栓	46.8
RB-3-4	有	消火栓	46.8
RB-3-5	有	消火栓	46.8
RB-3-6	有	消火栓	46.8
(RB-3-7)	有	消火栓	46.8
RB-3-8	有	消火栓	46.8
(RB-3-9)	有	消火栓	46.8
RB-2-1	有	消火栓	46.8
RB-2-2	有	消火栓	46.8
RB-2-3	有	消火栓	46.8
RB-2-4	有	消火栓	46.8
(RB-2-5)	有	消火栓	46.8
RB-2-6	有	消火栓	46.8
(RB-2-7)	有	消火栓	46.8
RB-2-8	有	消火栓	46.8
RB-2-9	有	消火栓	46.8
RB-2-10	有	消火栓	46.8
(RB-2-11)	有	消火栓	46.8
(RB-2-12)	有	消火栓	46.8
RB-1-1	有	消火栓	46.8
RB-1-2	有	消火栓	46.8
(RB-1-3)	有	消火栓	46.8
(RB-1-4)	有	消火栓	46.8
(RB-1-5)	有	消火栓	46.8
(RB-1-6)	有	消火栓	46.8
(RB-1-7)	有	消火栓	46.8
RB-B1-1	有	消火栓	46.8

※１　（ ）内は溢水防護対象設備を含まない区画

第１表　消火活動に伴う溢水の有無について（3／7）

区画番号※1	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量（m^3）
RB-B1-2	有	消火栓	46.8
RB-B1-3	有	消火栓	46.8
RB-B1-4	有	消火栓	46.8
RB-B1-5	有	消火栓	46.8
(RB-B1-6)	有	消火栓	46.8
(RB-B1-7)	有	消火栓	46.8
RB-B1-8	有	消火栓	46.8
RB-B1-9	有	消火栓	46.8
RB-B2-1	有	消火栓	46.8
RB-B2-2	有	消火栓	46.8
RB-B2-3	有	消火栓	46.8
(RB-B2-4)	有	消火栓	46.8
RB-B2-5	有	消火栓	46.8
RB-B2-6	有	消火栓	46.8
RB-B2-7	有	消火栓	46.8
RB-B2-8	有	消火栓	46.8
(RB-B2-9)	有	消火栓	46.8
RB-B2-10	有	消火栓	46.8
(RB-B2-11)	有	消火栓	46.8
RB-B2-12	有	消火栓	46.8
RB-B2-13	有	消火栓	46.8
RB-B2-14	有	消火栓	46.8
RB-B2-15	有	消火栓	46.8
(RB-B2-16)	有	消火栓	46.8
RB-B2-17	有	消火栓	46.8
RB-B2-18	有	消火栓	46.8
RB-B2-19	有	消火栓	46.8
(TB-2-1)	有	消火栓	46.8
(TB-2-2)	有	消火栓	46.8
(TB-2-3)	有	消火栓	46.8
(TB-2-4)	有	消火栓	46.8
(TB-2-5)	有	消火栓	46.8
(TB-2-6)	無（固定式消火設備等）	－	－
(TB-2-7)	有	消火栓	46.8

※１　（ ）内は溢水防護対象設備を含まない区画

第１表　消火活動に伴う溢水の有無について（4／7）

区画番号※1	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量（m^3）
(TB-2-8)	有	消火栓	46.8
(TB-2-9)	有	消火栓	46.8
(TB-2-10)	有	消火栓	46.8
(TB-2-11)	有	消火栓	46.8
(TB-2-12)	有	消火栓	46.8
(TB-2-13)	有	消火栓	46.8
(TB-2-14)	有	消火栓	46.8
(TB-2-15)	有	消火栓	46.8
(TB-2-16)	無(固定式消火設備等)	－	－
TB-1-1	有	消火栓	46.8
TB-1-2	有	消火栓	46.8
(TB-1-3)	有	消火栓	46.8
TB-1-4	有	消火栓	46.8
(TB-1-5)	有	消火栓	46.8
TB-1-6	有	消火栓	46.8
(TB-1-7)	有	消火栓	46.8
TB-1-8	有	消火栓	46.8
(TB-1-9)	有	消火栓	46.8
(TB-1-10)	有	消火栓	46.8
(TB-1-11)	有	消火栓	46.8
TB-1-12	無(固定式消火設備等)	－	－
TB-1-13	有	消火栓	46.8
TB-1-14	有	消火栓	46.8
TB-1-15	有	消火栓	46.8
TB-1-16	有	消火栓	46.8
TB-1-17	有	消火栓	46.8
(TB-1-18)	有	消火栓	46.8
TB-1-19	有	消火栓	46.8
TB-1-20	有	消火栓	46.8
TB-B1-1	有	消火栓	46.8
(TB-B1-2)	有	消火栓	46.8
(TB-B1-3)	有	消火栓	46.8
(TB-B1-4)	有	消火栓	46.8
(TB-B1-5)	有	消火栓	46.8

※１　（ ）内は溢水防護対象設備を含まない区画

第１表　消火活動に伴う溢水の有無について（5／7）

区画番号※1	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量（m^3）
TB-B1-6	有	消火栓	46.8
(TB-B2-1)	有	消火栓	46.8
(TB-B2-2)	有	消火栓	46.8
(TB-B2-3)	有	消火栓	46.8
(TB-B2-4)	有	消火栓	46.8
(TB-B2-5)	有	消火栓	46.8
CST-B1-1	有	消火栓	46.8
CST-B1-2	無(固定式消火設備等)	－	－
CS-3-1	有	消火栓	46.8
CS-3-2	有	消火栓	46.8
CS-3-3	有	消火栓	46.8
CS-2-1	無(固定式消火設備等)	－	－
CS-2-2	無(固定式消火設備等)	－	－
(CS-M2-1)	無(固定式消火設備等)	－	－
CS-1-1	無(固定式消火設備等)	－	－
CS-1-2	無(固定式消火設備等)	－	－
CS-1-3	無(固定式消火設備等)	－	－
CS-1-4	無(固定式消火設備等)	－	－
CS-1-5	無(固定式消火設備等)	－	－
CS-1-6	無(固定式消火設備等)	－	－
CS-1-7	無(固定式消火設備等)	－	－
CS-1-8	無(固定式消火設備等)	－	－
CS-B1-1	無(固定式消火設備等)	－	－
CS-B1-2	無(固定式消火設備等)	－	－
CS-B1-3	有	消火栓	46.8
CS-B1-4	有	消火栓	46.8
CS-B1-5	有	消火栓	46.8
CS-B1-6	有	消火栓	46.8
CS-B1-7	有	消火栓	46.8
CS-B1-8	有	消火栓	46.8
CS-B2-1	無(固定式消火設備等)	－	－
CS-B2-2	無(固定式消火設備等)	－	－
CS-B2-3	有	消火栓	46.8
CS-B2-4	有	消火栓	46.8

※１　（ ）内は溢水防護対象設備を含まない区画

第１表　消火活動に伴う溢水の有無について（6／7）

区画番号※1	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量（m^3）
CS-B2-5	有	消火栓	46.8
(RW-4-1)	有	消火栓	46.8
(RW-4-2)	有	消火栓	46.8
(RW-4-3)	有	消火栓	46.8
(RW-4-4)	有	消火栓	46.8
(RW-3-1)	有	消火栓	46.8
(RW-3-2)	有	消火栓	46.8
(RW-3-3)	有	消火栓	46.8
(RW-3-4)	有	消火栓	46.8
(RW-2-1)	有	消火栓	46.8
(RW-2-2)	有	消火栓	46.8
RW-2-3	有	消火栓	46.8
(RW-2-4)	有	消火栓	46.8
(RW-2-5)	有	消火栓	46.8
(RW-2-6)	有	消火栓	46.8
(RW-2-7)	有	消火栓	46.8
(RW-2-8)	有	消火栓	46.8
(RW-2-9)	有	消火栓	46.8
(RW-2-10)	有	消火栓	46.8
RW-2-11	有	消火栓	46.8
(RW-1-1)	有	消火栓	46.8
(RW-1-2)	有	消火栓	46.8
(RW-1-3)	有	消火栓	46.8
RW-1-4	有	消火栓	46.8
(RW-1-5)	有	消火栓	46.8
(RW-MB1-1)	有	消火栓	46.8
(RW-MB1-2)	有	消火栓	46.8
(RW-MB1-3)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-1)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-2)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-3)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-4)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-5)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-6)	有	消火栓	46.8

※１　（ ）内は溢水防護対象設備を含まない区画

第１表　消火活動に伴う溢水の有無について（7／7）

区画番号※1	消火活動に伴う溢水の有無	溢水源	溢水量（m^3）
RW-B1-7	有	消火栓	46.8
(RW-B1-8)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-9)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-10)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-11)	有	消火栓	46.8
(RW-B1-12)	有	消火栓	46.8

※１　（ ）内は溢水防護対象設備を含まない区画

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（1／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-6-1
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	×	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（2／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-1
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	×	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（3／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-2
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（4／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-3
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（5／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-3
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)		残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（6／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-4
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（7／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-5
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（8／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-6
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	×	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（9／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-7
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（10／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-8
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能						
機能判定	○		○				○							○		○						
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)					
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（11／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-9
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC（A） and SLC（B）}				機能維持 ADS（A） and {RHR（A） or LPCS}			機能維持 ADS（B） and {RHR（B） or RHR（C）}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS（A） or ADS（B）			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR（A） or RHR（B）		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS（A） or FRVS・SGTS（B）		機能維持 FCS（A） or FCS（B）		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC（A） or FPC（B） or RHR（A） or RHR（B）				機能維持 CST or RHR（A） or RHR（B）			機能維持 MCR-HVAC（A） or MCR-HVAC（B）		
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（12／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-10
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（13／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-11
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（14／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-12
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（15／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-13
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（16／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-14
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（17／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-14
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（18／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-5-15
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（19／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-1
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	※２	※２	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

※２　RHR(A)(B)系弁(E12-F008)の電源盤が機能喪失した場合，低温停止機能における RHR(A)(B)系(停止時冷却モード)が機能喪失となるが，系統組合せにより低温停止機能としては機能維持となる。

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（20／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-2
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能						
機能判定	○		○				○							○		○						
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）					
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）				
系列の判定	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×		○	×
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（21／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-3
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC（A） and SLC（B）}				機能維持 ADS（A） and {RHR（A） or LPCS}			機能維持 ADS（B） and {RHR（B） or RHR（C）}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS（A） or ADS（B）			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR（A） or RHR（B）		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS（A） or FRVS・SGTS（B）		機能維持 FCS（A） or FCS（B）		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC（A） or FPC（B） or RHR（A） or RHR（B）				機能維持 CST or RHR（A） or RHR（B）			機能維持 MCR-HVAC（A） or MCR-HVAC（B）	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（22／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-4
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（23／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-5
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（24／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-6
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（25／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-7
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能						
機能判定	○		○				○							○		○						
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）					
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（26／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-8
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（27／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-9
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（28／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-10
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（29／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-11
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（30／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-12
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（31／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-13
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（32／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-14
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能						
機能判定	○		○				○							○		○						
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）					
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（33／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-15
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC（A） and SLC（B）}				機能維持 ADS（A） and {RHR（A） or LPCS}			機能維持 ADS（B） and {RHR（B） or RHR（C）}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS（A） or ADS（B）			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR（A） or RHR（B）		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS（A） or FRVS・SGTS（B）		機能維持 FCS（A） or FCS（B）		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC（A） or FPC（B） or RHR（A） or RHR（B）				機能維持 CST or RHR（A） or RHR（B）				機能維持 MCR-HVAC（A） or MCR-HVAC（B）	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（34／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-16
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（35／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-17
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（36／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-18
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（37／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-19
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（38／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-19
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（39／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-20
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（40／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-21
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能						
機能判定	○		○				○							○		○						
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）					
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（41／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-22
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（42／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-4-23
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（43／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-3-1
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	②

備考

評価対象	原子炉施設																	
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○						○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)	
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上											

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	×	○	○	○	×	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	×	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（44／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-3-2
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC（A） and SLC（B）}				機能維持 ADS（A） and {RHR（A） or LPCS}			機能維持 ADS（B） and {RHR（B） or RHR（C）}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS（A） or ADS（B）			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	×	○	○	○	×	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×		○	×
安全機能の維持	機能維持 RHR（A） or RHR（B）		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS（A） or FRVS・SGTS（B）		機能維持 FCS（A） or FCS（B）		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC（A） or FPC（B） or RHR（A） or RHR（B）				機能維持 CST or RHR（A） or RHR（B）				機能維持 MCR-HVAC（A） or MCR-HVAC（B）	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（45／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-3-3
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（46／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-3-4
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（47／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-3-5
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（48／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-3-6
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○							○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上												

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（49／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-3-7
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（50／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-3-8
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○							○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)		
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上												

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（51／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-3-9
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○							○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上												

評価対象	原子炉施設									使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能	冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○	○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系	燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系	機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（52／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-2-1
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（53／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-2-2
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	×	○	×	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（54／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-2-3
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																	
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時冷却機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○						○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)	
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上											

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	※2	※2	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)
※2　RHR(A)(B)系弁(E12-F008)が機能喪失した場合，低温停止機能における RHR(A)(B)系(停止時冷却モード)が機能喪失となるが，系統組合せにより低温停止機能としては機能維持となる。

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（55／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-2-4
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	×	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（56／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-2-5
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（57／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-2-6
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)		残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（58／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-2-7
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（59／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-2-8
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○							○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)			
							機能維持 2区分以上												

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（60／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-2-9
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（61／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-2-10
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（62／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-2-11
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																		
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○							○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）		
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC（A） and SLC（B）}				機能維持 ADS（A） and {RHR（A） or LPCS}			機能維持 ADS（B） and {RHR（B） or RHR（C）}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS（A） or ADS（B）		
							機能維持 2区分以上												

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR（A） or RHR（B）		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS（A） or FRVS・SGTS（B）		機能維持 FCS（A） or FCS（B）		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC（A） or FPC（B） or RHR（A） or RHR（B）				機能維持 CST or RHR（A） or RHR（B）			機能維持 MCR-HVAC（A） or MCR-HVAC（B）	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（63／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-2-12
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（64／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-1-1
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	×	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（65／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-1-2
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（66／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-1-3
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（67／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-1-4
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（68／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-1-5
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（69／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-1-6
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（70／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-1-7
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（71／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B1-1
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	②

備考

評価対象	原子炉施設																	
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能						原子炉隔離時冷却機能		手動逃がし機能			
機能判定	○		○				○						○		○			
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)	
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	×	○	○	×	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)		
							機能維持 2区分以上											

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	×	※2	×	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	×	○	×	×	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)
※2　RHR(B)系弁(E12-F053B)の電源盤が機能喪失した場合，低温停止機能におけるRHR(B)系(停止時冷却モード)が機能喪失となるが，系統組合せにより低温停止機能としては機能維持となる。

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（72／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B1-2
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)		残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（73／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B1-3
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（74／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B1-4
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（75／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B1-5
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（76／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B1-6
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（77／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B1-7
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（78／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B1-8
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（79／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B1-8
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																					
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能						
機能判定	○		○				○							○		○						
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)					
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)				
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)					
							機能維持 2区分以上															

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（80／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B1-9
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	②

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	※２	×	○	×	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	×		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

※２　RHR(A)(B)系弁(E12-F009)の電源盤が機能喪失した場合，低温停止機能における RHR(A)系(停止時冷却モード)が機能喪失となるが，系統組合せにより低温停止機能としては機能維持となる。

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（81／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-1
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（82／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-2
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（83／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-3
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（84／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-4
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（85／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-5
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（86／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-6
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（87／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-7
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）			中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○	
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（88／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-8
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（89／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-9
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第２表　消火水による没水影響評価結果まとめ（90／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-10
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※１	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※１　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（91／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-11
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（92／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-12
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（93／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-13
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（94／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-14
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（95／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-15
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	×	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○	○	×	○	○	×	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（96／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-16
溢水源：消火水
溢水量：46.8（m³）

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット（HCU）		水圧制御ユニット（HCU）		ほう酸水注入系（SLC）		自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	自動減圧系（ADS）	残留熱除去系（RHR）		高圧炉心スプレイ系（HPCS）	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	逃がし安全弁（SRV）	自動減圧系（ADS）			
系列（安全区分）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	A系（Ⅰ系）	－（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	B系（Ⅱ系）	C系（Ⅱ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅲ系）	－（Ⅰ・Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）		機能維持 {HCU（Ⅰ） and HCU（Ⅱ）} or {SLC（A） and SLC（B）}				機能維持 ADS（A） and {RHR（A） or LPCS}			機能維持 ADS（B） and {RHR（B） or RHR（C）}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV（Ⅰ・Ⅱ） or ADS（A） or ADS（B）			
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系（RHR）		隔離弁機能（PCIS）		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系（FRVS・SGTS）		可燃性ガス濃度制御系（FCS）		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系（FPC）		残留熱除去系（RHR）		燃料プール補給水系（CST）	残留熱除去系（RHR）		中央制御室換気空調系（MCR-HVAC）	
系列（安全区分）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－（Ⅰ系）	－（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系	B系	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	－	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）	A系（Ⅰ系）	B系（Ⅱ系）
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR（A） or RHR（B）		機能維持 PCIS（Ⅰ） or PCIS（Ⅱ）		機能維持 FRVS・SGTS（A） or FRVS・SGTS（B）		機能維持 FCS（A） or FCS（B）		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC（A） or FPC（B） or RHR（A） or RHR（B）				機能維持 CST or RHR（A） or RHR（B）			機能維持 MCR-HVAC（A） or MCR-HVAC（B）	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価（消火ルート扉開放での評価）
　　②：詳細評価（消火ルート扉開放及び下階伝播での評価）

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（97／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-17
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール							中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能			中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○			○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)		中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)			機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（98／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-18
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

第2表　消火水による没水影響評価結果まとめ（99／99）

評価種別：消火
溢水発生区画：RB-B2-19
溢水源：消火水
溢水量：46.8(m³)

総合判定	○
評価方法※1	①

備考

評価対象	原子炉施設																			
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能				高温停止機能							原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	○		○				○							○		○				
主たる系統	水圧制御ユニット(HCU)		水圧制御ユニット(HCU)		ほう酸水注入系(SLC)		自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	自動減圧系(ADS)	残留熱除去系(RHR)		高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	逃がし安全弁(SRV)	自動減圧系(ADS)			
系列(安全区分)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	A系(Ⅰ系)	－(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	B系(Ⅱ系)	C系(Ⅱ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅲ系)	－(Ⅰ・Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	○	×	○	○	○		
安全機能の維持	機能維持 HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)		機能維持 {HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {SLC(A) and SLC(B)}				機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV(Ⅰ・Ⅱ) or ADS(A) or ADS(B)				
							機能維持 2区分以上													

評価対象	原子炉施設										使用済燃料プール								中央制御室	
安全機能	低温停止機能		閉じ込め機能						監視機能		冷却機能				給水機能				中央制御室換気機能	
機能判定	○		○						○		○				○				○	
主たる系統	残留熱除去系(RHR)		隔離弁機能(PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系(FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系(FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系(FPC)		残留熱除去系(RHR)		燃料プール補給水系(CST)	残留熱除去系(RHR)			中央制御室換気空調系(MCR-HVAC)	
系列(安全区分)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－(Ⅰ系)	－(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	A系	B系	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)	－	A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)		A系(Ⅰ系)	B系(Ⅱ系)
系列の判定	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS(Ⅰ) or PCIS(Ⅱ)		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)	
			機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																	

※1　①：基本評価(消火ルート扉開放での評価)
　　②：詳細評価(消火ルート扉開放及び下階伝播での評価)

6.3　消火活動における放水量に関する運用管理について

6.3.1　はじめに

火災時の消火活動における消火栓からの放水による発生溢水量は，評価において設定している放水時間に十分な保守性を持っていることから，溢水が防護対象設備に影響を与えることはないと考えるが，運用においては，消火栓からの放水が防護対象設備に影響を及ぼす可能性について教育を行い，確実な運用を図っていく。

6.3.2　消火栓からの放水時間に関する保守性について

消火栓からの放水による消火活動を想定している区画については，一律3時間の放水時間を設定している。

6.3.3　運用における対応について

運用については，今後必要な規程類に留意すべき注意事項を記載する。

(1)　消火活動における安全上重要な設備への影響考慮について

発電所で発生した火災に対する消火活動においては，発電所全体の安全上重要な設備への影響を考慮し消火活動を実施する必要があることから，発電所の防火・消火活動を規定している社内規程に消火活動時の注意事項として記載するとともに，教育訓練により周知徹底を図るものとする。

(2)　教育訓練

火災発生時の消火活動の注意事項として記載した内容については，消火活動に従事する可能性のある作業員に対しその重要性について教育する必要があることから，社内規程で規定する防火・防災教育及び消防訓練等を通じて周知徹底を図っていく。

(3)　火災等発生時の対応について

火災発生後の設備への影響については，鎮火後に原子炉施設の損傷の有無を確認することとしている。

耐震Ｂ，Ｃクラス機器の評価について

7.1　耐震Ｂ,Ｃクラス配管の耐震性評価について

耐震評価対象となる耐震Ｂ，Ｃクラス配管の耐震性評価を実施する。

7.1.1　評価対象配管の分類

耐震Ｂ,Ｃクラス配管の建設時の設計手法は，３次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析による設計と，定ピッチスパン法による設計の２つの手法が存在する。定ピッチスパン法には更に２種類の手法が存在する。これらを整理すると，建設時の設計手法は以下のとおり分類される。

（１）３次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析

（２）定ピッチスパン法

①　振動数基準定ピッチスパン法

②　応力基準定ピッチスパン法※

※自重による応力のみを考慮する手法と，地震による応力を考慮する手法がある

定ピッチスパン法は，個々の配管を詳細にモデル化せずに，想定する振動数や応力に応じたサポートの最大支持スパンを設定する設計手法である。配管系の各区間について，20Hz程度の振動数を目標として支持スパンを設定する手法が振動数基準定ピッチスパン法であり，配管応力が目標の応力値以下となるように支持スパンを設定する手法が応力基準定ピッチスパン法（以下，応力定ピッチ法という）である。

耐震Ｂ，Ｃクラス配管の耐震性評価については，上記の「（１）３次

元多質点はりモデルを用いた地震応答解析」と「（２）定ピッチスパン法」の２種類に分類し，評価を実施する。

7.1.2　３次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析評価

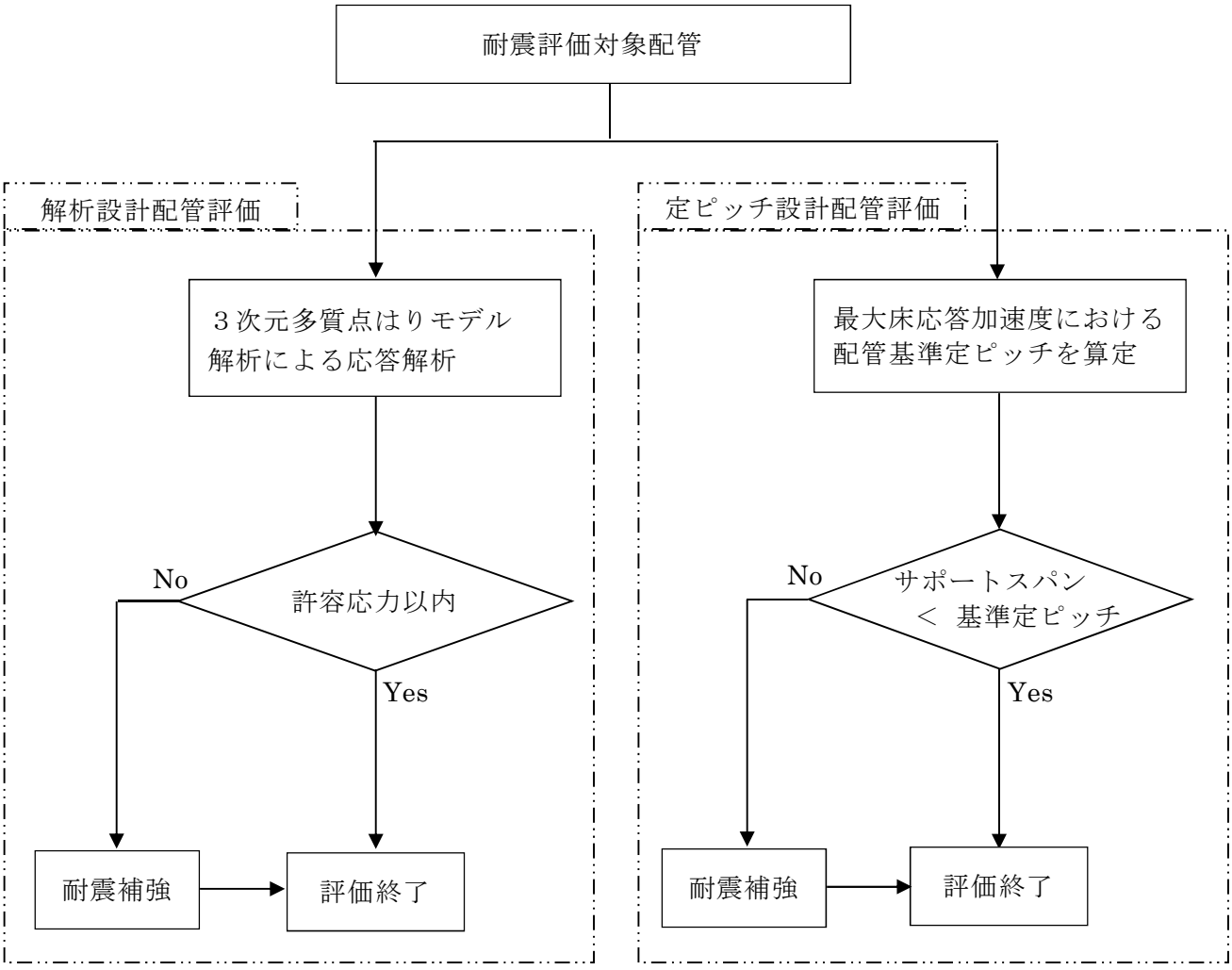
地震応答解析結果において設定されるサポートスパンが確保されることで耐震性を確認する。

7.1.3　定ピッチスパン法を用いた評価

評価用地震加速度としては，評価対象配管が設置されている全ての建屋フロアの床のピーク値を採用することで，保守的な評価を行い，20Hz程度の振動数を確保する場合の発生応力が許容応力を下回る支持スパンが確保されていることで耐震性を確認する。

7.1.4　評価の概要

評価フローを第1図に示す。



第1図　耐震Ｂ，Ｃクラス配管の評価フロー図

7.1.5　評価基準

内部溢水影響評価で実施する耐震Ｂ,Ｃクラス配管の耐震性評価は,地震を起因とした配管からの溢水が溢水影響評価上に影響するか否かを確認することが目的であることから,「発電用原子力設備規格　設計・建設規格　ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１-２００５/２００７」（以下,「ＪＳＭＥ」という。）及び「原子力発電所耐震設計技術指針　ＪＥＡＧ　４６０１-１９８７，ＪＥＡＧ４６０１・補-１９８４，ＪＥＡＧ　４６０１-１９９１　追補版」（以下「ＪＥＡＧ」という。）で用いられる算定式及び評価基準値を適用する。

1．配管要素試験

配管要素に静的及び動的な繰返し荷重が負荷された場合の破損形態及び破損限界を明らかにする。

a．試験方法

a） 試験対象：

試験研究 A …… 曲げ管，ティー，ノズル，直管

試験研究 B…… エルボ，ティー，ノズル，レデューサ

b） 配管要素の口径，肉厚，材質：

試験研究 A …… 100A，Sch40，炭素鋼及びオーステナイト系ステンレス鋼

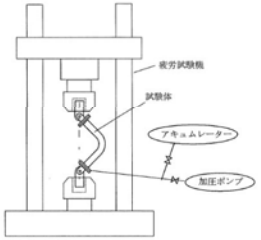
試験研究 B …… 200A & 65A，Sch40，炭素鋼及びオーステナイト系ステンレス鋼

c） 試験方法

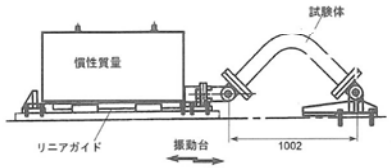
静的繰返し荷重試験：疲労試験機あるいは油圧アクチュエータにより，1 サイクル数分程度の準静的荷重速度で完全両振の変位制御荷重を負荷する。参図 4.4-1 参照。

動的加振試験：試験体の一端を振動台上に固定，他端に加振方向に自由に動く付加質量を取付けた状態で加振することにより，付加質量に慣性力を発生させる。参図 4.4-2 参照。

荷重レベル：配管要素が弾塑性挙動を示し，10～100 回の繰返しで疲労破損すると予想されるレベルの荷重を負荷する。試験はすべて室温で実施した。



参図 4.4-1 静的繰返し荷重試験装置



参図 4.4-2 動的加振試験装置

b．試験結果

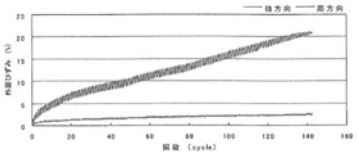
1 例として，試験研究 B－エルボ(炭素鋼，200Asch40，内圧 Sm，基準ケース)の静的繰返し荷重試験における横腹外面ひずみの変化を参図 4.4-3，動的加振試験における自由端変位の変化を参図 4.4-4 に示す。

試験結果を一覧表にして参表 4.4-1 に示す。すべての試験ケースで破損形態は疲労であり，塑性崩壊は生じなかった。変位量がほぼ同じケースで比較すると，き裂貫通時の荷重繰返し数は静的繰返し試験と動的加振試験でほぼ同等であった。ラチェットによる累積ひずみは，内圧による応力が Sm 相当となる条件でも，材料試験結果から得られた配管材料の破断ひずみ*1 より十分小さかった。

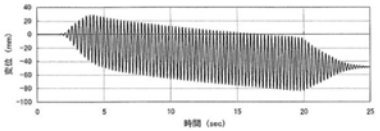
以上から，交番荷重である地震荷重が加わる場合の損傷形態は，Sm 相当の内圧応力が作用する場合も含めて疲労破損であり，塑性崩壊は生じないことが確認された。 ＜検討結果①に対応＞

*1 材料試験で得られた配管材料の真破断延性は以下のとおり。
試験研究 A で使用した材料：炭素鋼(室温) 92%，ステンレス鋼(室温) 201%
試験研究 B で使用した材料：炭素鋼(室温) 112%，ステンレス鋼(室温) 188%

注） 試験研究 A：電力共通研究
試験研究 B：原子力発電施設耐震信頼性実証試験－配管系終局強度耐震信頼性実証試験（原子力発電技術機構）



参図 4.4-3 ひずみ履歴（静的繰返し荷重試験）



参図 4.4-4 変位履歴（動的加振試験）

参表 4.4-1 配管要素単体試験結果

	試験ケース	静的繰返し荷重試験 変位 (mm)	最大ひずみ範囲 (%)	累積ひずみ (%)	荷重繰返数	き裂貫通位置	動的加振試験 加振波	変位 (mm)	荷重繰返数	き裂貫通位置
試験研究A	曲げ管，炭素鋼，100A sch40，内圧 Sm，基準ケース	33	2.3	6.9	63		正弦波	±33	65	
	曲げ管 ステンレス鋼	33	2.4	31.3	169		正弦波	±33	121	
	曲げ管 内圧 Sm/2	33	2.6	5.4	66		正弦波	±33	94	
	曲げ管 内圧 0	33	3.1	6.6	68		正弦波	±33	130	
	曲げ管 荷重レベル 1	9	0.6	1.7	1050		正弦波	±11	1300	
	曲げ管 荷重レベル 2	25	1.8	6.4	101		正弦波	±21	290	
	ティー，炭素鋼，100Asch40，内圧 Sm	50	2.0	21.8	157		正弦波	±50	135	
	直管，炭素鋼，100Asch40，内圧 Sm	55	2.3	34.1	164		正弦波	±56	146	
試験研究B	エルボ，炭素鋼，200A sch40，内圧 Sm，基準ケース	42.5	1.6	21.0	143		正弦波	範囲 78	75	
							地震波	範囲 79	地震波 3 回	
	エルボ 65Asch40	15.5	1.2	14.7	185		地震波	範囲 34	地震波 5 回	
	エルボ ステンレス鋼	57.5	2.7	28.3	192		正弦波	範囲 96	90	
							地震波	範囲 100	地震波 5 回	
	ティー，炭素鋼 200Asch40，内圧 Sm	49.8	1.7	13.3	98		地震波	範囲 103	地震波 4 回	
	ノズル，炭素鋼，管 200Asch40，内圧 Sm	36.9	4.8	-1.6**	71		地震波	範囲 74	地震波 5 回	
	レデューサ，炭素鋼 200A/150Asch40 内圧 Sm	30.8	5.0	37.9	136		地震波	範囲 62	地震波 10 回	

*：曲げ管とエルボのひずみはエルボ横腹外面で計測された周方向ひずみである。
**：繰り返し荷重の増加に伴う局部変形の影響により，この計測点では圧縮側の累積ひずみが発生した。

第2図　配管要素試験（原子力発電所耐震設計技術規程　ＪＥＡＣ４６０１－２００８より抜粋）

6．財団法人原子力発電技術機構による実規模配管系試験の結果

a. はじめに

平成 10 年度から平成 15 年度まで，経済産業省原子力安全・保安院からの委託事業として財団法人原子力発電技術機構(以下，「NUPEC」という)において，実機配管系の特徴を有する配管モデル試験体の地震波加振試験が実施された。実規模配管系試験では，JEAG4601･補･1984 の許容応力を上回る負荷条件での応答挙動の把握，JEAG4601･1987 で体系付けられた耐震設計手法の妥当性実証，及び安全余裕の確認がなされた。配管終局度試験では，地震波加振での配管破損モードの確認及び破損限界の把握がなされた。

b. 試験体

＜実規模配管系試験＞

下記の要求される構造的特徴および要求される地震応答特性を備えた試験体を用いた。

(1) 要求される構造的特徴

・3 次元的な広がりを有する配管ルート
・応力集中が高いエルボ，ティ等の配管要素
・実機の主要サイズと同等の配管口径及び肉厚
・実機で配管に使用される材質(炭素鋼 STS410)
・配管支持構造物が均等配置，重量弁あり

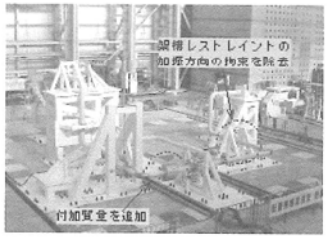
(2) 要求される地震応答特性

・1 次の固有振動数が 3～7Hz 程度
・高応力部位がエルボ，ティなど数箇所存在

＜配管終局度試験＞

加振試験時の配管本体の応答が大きくなるように，試験体を下記のとおり変更した。

・架構レストレイントの加振方向拘束を除去
・付加質量を追加



c. 試験ケースと試験結果

参表 4.4-6　試験ケース

加振ケース		入力波	振動数特性	加振方向
現行許容応力試験	DM2･1	S_2 地震波	固有振動数より低振動数側	水平＋上下
	DM2･2	S_2 地震波の加振レベル割増し		水平＋上下
弾塑性挙動試験	DM4･1	S_2 共振波	共振域近傍	水平＋上下
	DM4･2(1)	S_2 共振波の加振レベル割増し		水平＋上下
	DM4･2(2)	S_2 共振波の更なる加振レベル割増し		水平＋上下
終局度試験	US(1)～(5)	地震波	共振域近傍	水平

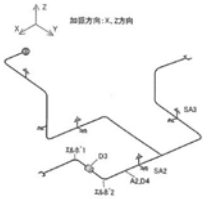
d. 試験結果

参表 4.4-7(1)　実規模配管系試験（計測位置：エルボ２）

評価項目	計測位置･方向	DM2･1	DM2･2	DM4･1	DM4･2(1)	DM4･2(2)
最大ひずみ範囲(%)	エルボ２の横腹	0.11	0.19	0.70	0.81	0.96
	外面周方向	0.11	0.20	0.74	0.87	1.08
1 次応力 S (×Sm)	曲げモーメントから算定	1.6 (0.5)	2.2 (0.7)	4.7 (1.6)	6.5 (2.2)	8.9 (3.0)

※　1 次応力 S 欄の（ ）内は JEAG4601･1987 の許容応力(3Sm)に対する倍率

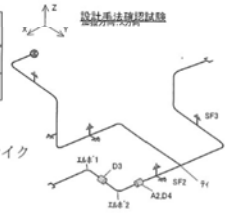
塑性変形は発生したが，配管の崩壊、き裂貫通･漏洩は起きなかった。



参表 4.4-7(2)　配管終局度試験（計測位置：エルボ２）

評価項目	計測位置･方向	第 1 回加振	第 2 回加振	第 3 回加振	第 4 回加振	第 5 回加振
最大ひずみ範囲(%)	エルボ２の横腹	-	1.80	1.87	1.90	2.74
	外面周方向	-	1.85	1.93	1.80	3.31

5 回の加振(累積疲労損傷係数で 1.8 超)により，エルボ横腹において低サイクル疲労き裂が貫通し，内部の水が漏洩した。



e. 安全余裕の評価

$$\text{安全余裕}(\lambda)=\frac{\text{1 回の地震で疲労破損するとした場合の入力地震動}}{S_2\text{地震に対する設計許容入力地震動}}$$

ここで，1 回の地震による等価繰返し回数を 60 回とし，配管要素疲労試験データに基づく累積疲労損傷係数=1.0 で破損が生じるとしている。

参表 4.4-8　試験で確認された安全余裕

試験		JEAG4601･補･1984		JEAC4601-2008	
		振動数比*1	安全余裕	振動数比*1	安全余裕
設計手法確認試験体	拡幅なし	0.6*2	4.6	－	－
	拡幅あり	0.6*2	6.0	0.6*2	4.1
終局強度試験体	拡幅なし	0.9	12.4	－	－

＊1　振動数比=入力波の卓越振動数／試験体の 1 次固有振動数
＊2　振動数比 0.5～0.9 で裕度が最小となる振動数比

f. まとめ

実規模配管系加振試験の結果，JEAG4601･補･1984 の許容応力を大幅に超える地震荷重を加えても配管は塑性崩壊を起こさなかった。安全余裕は JEAG4601･補･1984 に対し 6.0 以上，JEAC4601-2008 で採用した管の地震時許容基準に対し 4.1 以上あることが確認された。

参考文献：「原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書　その 1 配管系終局強度」平成 15 年度報告書，(財)原子力発電技術機構

第3図　実規模配管系試験結果（原子力発電所耐震設計技術規程　ＪＥＡＣ４６０１－２００８より抜粋）

コード参4.4-4

3．進行性変形試験

a．試験方法

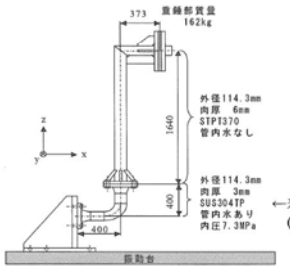
1985～1992年にEPRI/NRCが実施した一連の配管要素加振試験では，崩壊は発生しなかったが，いくつかの試験体で疲労き裂貫通以前に過大な進行性変形が生じた(添付資料の参考文献[6])。代表例としてTest＃37を取上げ，参図4.4-10に示す類似形状の試験体を用いて参表4.4-2に示す条件で加振試験を実施した。エルボには内圧により周方向応力1.0Sm，軸方向応力0.5Sm，自重により1.0Smの一次応力を生じさせた。

参表4.4-2　進行性変形試験ケース

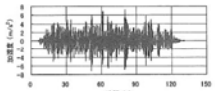
試験ケース	加振波	加振方向	動特性*1	最大入力加速度(m/s²)	設計評価上の1次応力レベル(*2) 減衰比0.5%	減衰比5.0%	備考
1	地震波	水平	共振 (Rw=0.9)	7.0	約48Sm	約16Sm	－
2	地震波	水平	非共振 (Rw=0.5)	4.2	約6Sm	約3Sm	振動台性能限界
3	地震波	水平＋上下	共振 (Rw=0.9)	水平：7.3 上下：2.5	約50Sm 水平:約48Sm 上下:約2Sm	約17Sm 水平:約16Sm 上下:約1Sm	振動台性能限界

(*1)： Rw＝入力地震波の卓越振動数／試験体の1次固有振動数

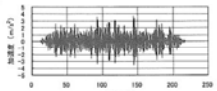
(*2)： 表示の設計用減衰定数を用いた応答スペクトル解析(拡幅なし)より求まる地震慣性力をもとに算定されるモーメントを用いて，応力評価式に基づき地震慣性力のみの一次応力強さを算出した。設計上の許容応力は3Sm。



参図4.4-10　試験体形状

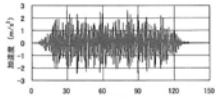


(a)　水平方向入力・共振条件 (ケース1,3)



(b) 水平方向入力・非共振条件 (ケース2)

←着目部位 (Test#37試験体と類似形状)



(c) 上下方向入力・共振条件 (ケース3)

参図4.4-11　入力地震波の加速度波形

b．試験結果

試験結果を参表4.4-3に示す。EPRI/NRCの試験では，エルボ閉方向に過大な進行性変形が生じたと報告されているが，内圧ありの条件で実施した本試験ではエルボ開方向に残留変形が生じた。JEAG4601・補-1984の許容応力の約17倍の応力となる地震荷重を加えた場合でも，過大な進行性変形は生じなかった。

＜検討結果③に対応＞

参表4.4-3　進行性変形試験結果

	試験ケース1 (水平共振 Rw=0.9)	試験ケース2 (水平非共振 w=0.5)	試験ケース3 (水平上下共振 Rw=0.9)
最大入力加速度 (m/s²)	7.0	4.2	7.3(水平) / 2.5(上下)
地震荷重のみによる一次応力強さ*1	約48Sm (許容応力の約16倍)	約6Sm*3 (許容応力の約2倍)	約50Sm (許容応力の約17倍)
累積たわみ角 (deg)	4.8	0.9	5.1
最大たわみ角 (deg)	7.2	2.1	7.5
崩壊判定値*2 (deg)	8.0		

(*1)：設計用減衰定数0.5%を用いた応答スペクトル解析(拡幅無し)より求まる地震慣性力をもとに算定されるモーメントを用いて，応力評価式に基づき算出した一次応力強さ

(*2)：2tan θ 法により求めた値

(*3)：試験後のシミュレーション解析により，設計評価上の一次応力レベルが約12Smでも過大な進行性変形が生じないことが確認されている。

4．進行性変形解析

Test#37と類似形状をもつ解析モデル(参図4.4-12)に対し，下記条件にて解析を実施した。

D/t(外径／肉厚)：950A：965.2／9.5＝101.6
350A：355.6／3.5＝101.6

D/t≦100でJSME設計・建設規格の応力係数値及び式の適用可

自　重：1.5Sm，内圧：なし，

解析ケース：共振状態（Rw＝0.9），非共振状態（Rw＝0.5），

加振レベル：・エルボ部に設計許容限界相当の応力が発生するレベル(一次応力換算値で8.3Sm)
・それを超えるレベル(一次応力換算値で13.5Sm)

材　料：SUS304TP

参図4.4-12　解析モデル(950A)

解析結果を参表4.4-4に示す。現行基準で許容される最大のD/t（約100)をもつ配管に対して，一次応力の許容限界1.5Sm(本解析では内圧による周方向応力0Sm，自重による応力1.5Sm)となる条件下で，設計許容限界を超える応力が管に発生するよう地震荷重を負荷した場合でも，エルボ部の閉方向累積たわみは2tan θ 法による崩壊判定値に達せず，進行性過大変形が発生しないことが確認された。

＜検討結果③に対応＞

参表4.4-4　進行性変形の解析結果

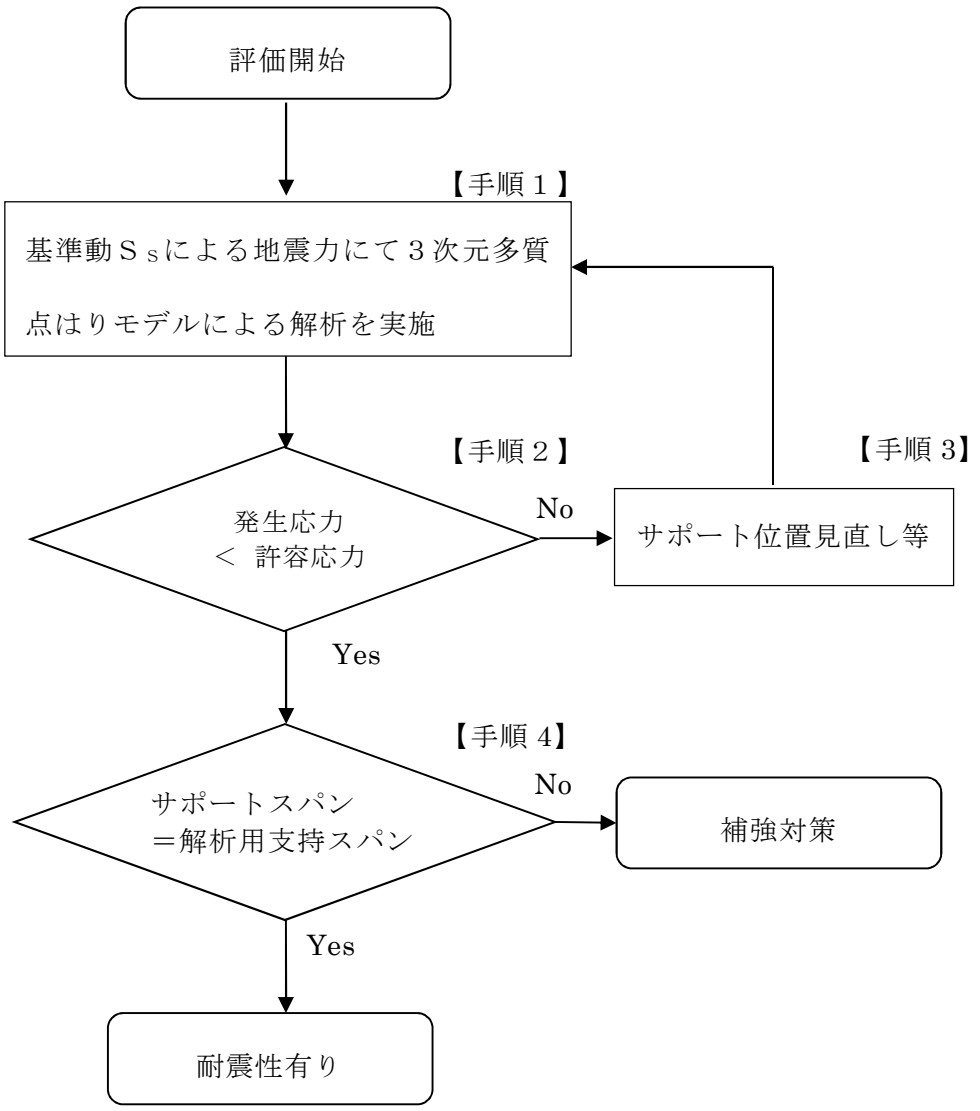
解析モデル	振動数比	加振による1次応力	累積たわみ角 (deg)	2tan θ 法による崩壊判定値	累積たわみ角／崩壊判定値
950A	Rw＝0.9	8.3 Sm	1.1	4.3	0.25
	Rw＝0.5	8.3 Sm	1.4	4.3	0.33
950A	Rw＝0.9	13.5 Sm	1.6	4.3	0.37
	Rw＝0.5	13.5 Sm	2.9	4.3	0.67
350A	Rw＝0.9	13.5 Sm	2.3	5.8	0.40
	Rw＝0.5	13.5 Sm	3.8	5.8	0.66

第4図　進行性変形試験，解析（原子力発電所耐震設計技術規程　ＪＥＡＣ４６０１－２００８より抜粋）

7.1.6 評価手法

7.1.6.1　３次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析評価

評価フローを第5図に示す。また，各手順における詳細手順を以下に示す。



第5図　３次元多質点はりモデルを用いた耐震性評価フロー

【手順１】３次元多質点はりモデル解析

建設時の図面における解析用支持スパンを反映した３次元多質点はりモデルを作成し，基準地震動S_Sの評価用震度及び床応答スペクトルを用いた静的解析及びスペクトルモーダル解析を行い一次応力と一次応力＋二次応力Ｓを確認する。

【手順２】

手順１にて算出した一次応力及び一次応力＋二次応力ＳがＪＥＡＧで規定する許容応力状態$Ⅳ_A$Ｓでの許容応力0.9Ｓｕ（一次応力）及び２Ｓｙ（地震動のみによる１次＋２次応力の変動値が２Ｓｙ以下であれば，疲れ解析不要）以下であること確認する。

$$0.9S_u \geqq S$$

$$2S_y \geqq S$$

【手順３】

手順２で２Ｓｙを超えるモデルにおいて，サポート位置の見直し等を行い，手順１をおこなう。

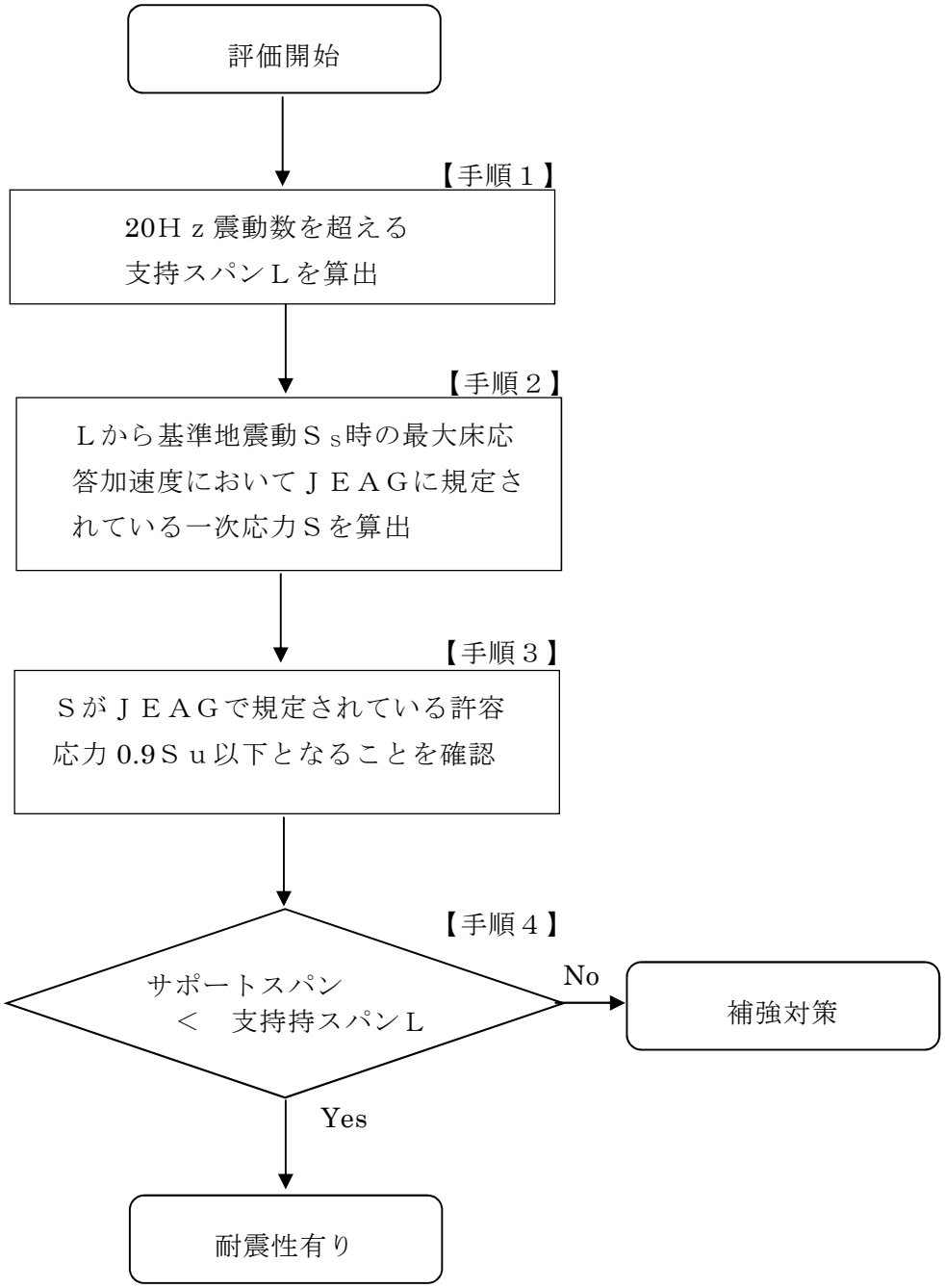
【手順４】

手順２で確認した解析用支持スパンをサポートスパンが確保していることを確認する。

サポートスパン ＝ 解析用支持スパン

7.1.6.2　定ピッチスパン法を用いた評価

評価フローを第6図に示す。また，各手順における詳細手順を以下に示す。



第6図　定ピッチスパン法を用いた耐震性評価フロー

【手順１】支持スパンＬ算出

１スパン両端支持の固有振動数式を用いて20Ｈｚを超える支持間隔を算出する。

$$f = \frac{1}{2\pi} \times \left(\frac{n\pi}{L}\right)^2 \times \sqrt{\frac{EI}{m}}$$

機械工学便覧より

【手順２】

手順１にて算出した支持スパンＬにおいて，基準地震動Ｓｓ時の評価用震度における一次応力ＳをＪＥＡＧの算定式より算出する。

$$S = \frac{PDo}{4t} + \frac{0.75 i_1 (Ma + Mb)}{Z}$$

【手順３】

手順２にて算出した一次応力ＳがＪＥＡＧで規定する許容応力状態Ⅳ$_A$Ｓでの許容応力0.9Ｓｕ以下であれば手順１で求めた支持スパンＬを確保することで基準地震動Ｓｓ時の耐震性を確認することでできる。

$$0.9Su > S$$

【手順４】

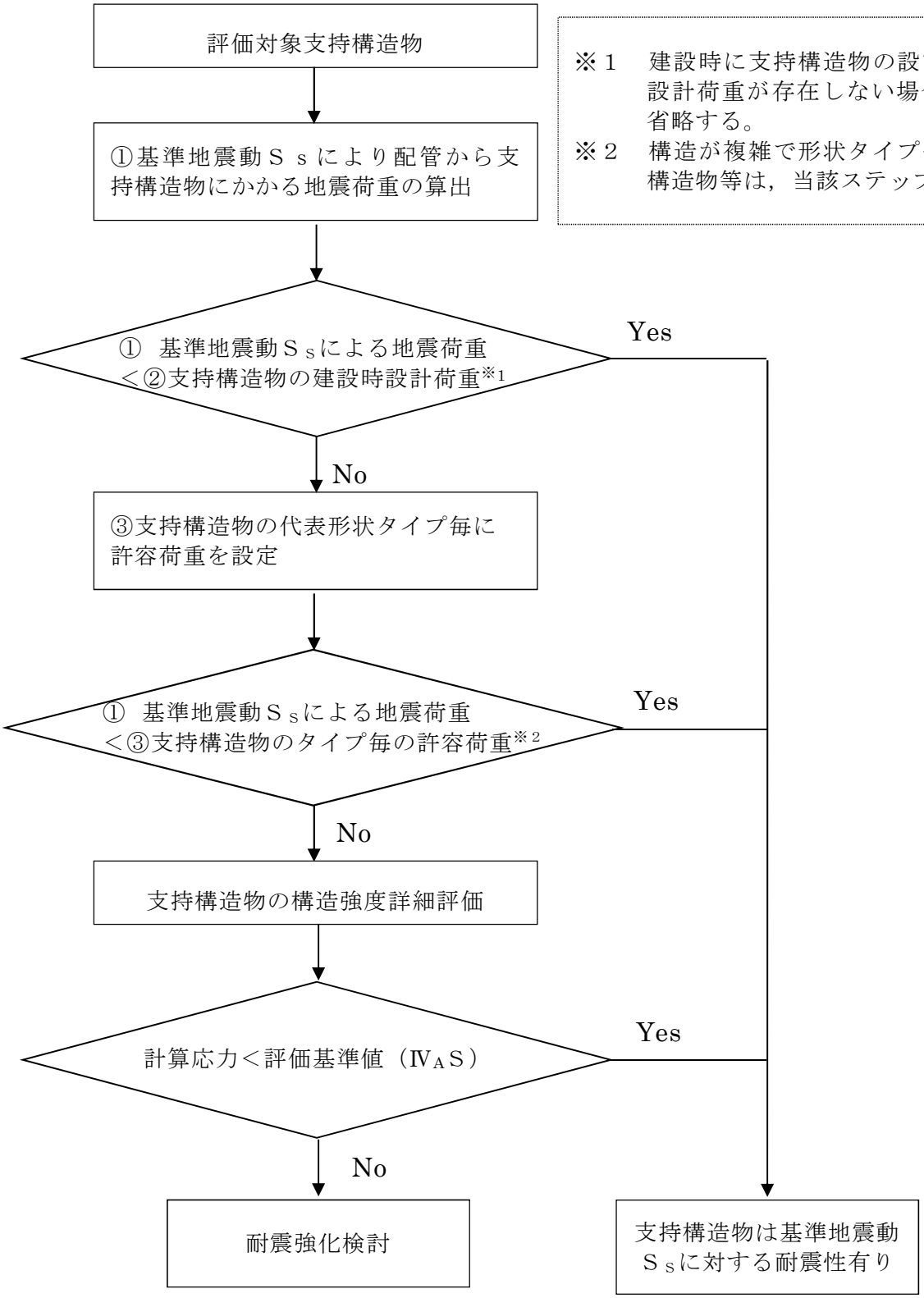
手順１で算出した支持スパンＬと建設時の図面または，現地状況におけるサポートスパンが支持スパンＬを確保されていることを確認する。

サポートスパン　＜　支持スパンＬ

7.2　耐震Ｂ,Ｃクラス配管支持構造物の耐震性評価について

評価対象配管を支持する支持構造物について，基準地震動Ｓｓに対する耐震性を有することを第7図のフローに基づき評価する。

基準地震動Ｓｓにより配管から支持構造物にかかる地震荷重は，配管，サポート系を，３次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析によって算出したものを用いる。評価基準値はＪＥＡＧのⅣ$_{A}$Ｓに基づき設定する。



第7図　配管支持構造物の耐震性評価フロー

7.3　耐震Ｂ，Ｃクラス配管及び配管支持構造物の耐震性評価結果について

耐震Ｂ，Ｃクラス配管の基準地震動Ｓ$_S$に対する耐震性評価結果について第１表に示す。

第１表　配管及び配管支持構造物の耐震性評価結果

系統名称	評価部位	評価結果
原子炉補機冷却水系（ＲＣＷ系）	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
燃料プール冷却浄化系（ＦＰＣ系）	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
復水・純水移送系（ＭＵＷ系）	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
原子炉冷却材浄化系（ＣＵＷ系）	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
制御棒駆動系（ＣＲＤ系）	配管本体	○※1
	支持構造物	○※2
屋内消火系（ＦＰ系）※3	配管本体	○
	支持構造物	○

※1　評価対象配管からの地震起因溢水が発生しないと評価

※2　評価対象配管支持構造物の耐震性有りと評価

※3　内部火災対応として配管更新を行う

7.4　耐震Ｂ，Ｃクラス機器の耐震性評価結果について

耐震Ｂ，Ｃクラス機器（ポンプ，容器等）の基準地震動Ｓ$_s$に対する耐震性評価手法・条件及び結果について第 2 表に示す。評価結果は，ＪＥＡＧの評価対象部位に基づき，全ての部位の評価を行い，評価上最も厳しい評価部位の値を記載している。いずれの機器においても，計算応力が評価基準値以内であることを確認した。

第2表　ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）（1/7）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値	評価基準値	JEAG等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違							備考
						解析手法（公式等による評価，スペクトルモーダル解析他）		解析モデル		減衰定数		その他(評価条件(温度，圧力等)の変更)	
				MPa or －	MPa or －	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	相違内容	
RCW	原子炉補機冷却系サージタンク	胴	組合せ	143.96	468	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)１質点モデル	○	(水平):1.0% (鉛直):－	－	
		脚	組合せ	78.51	247								
		基礎ボルト	引張	126.68	131								
	非再生熱交換器（Ａ）	胴	組合せ	223	380	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):－ (鉛直):－	－	
		脚	組合せ	50	225								
		基礎ボルト	引張	149	186								
	非再生熱交換器（Ｂ）	胴	組合せ	223	380	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平):－ (鉛直):－	－	
		脚	組合せ	50	225								
		基礎ボルト	引張	149	186								
	ドライウェル除湿機（ＷＣ２－５）	基礎ボルト	引張	97.51	154	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)１質点モデル	○	(水平):－ (鉛直):－	－	
	ＤＨＣ冷水ポンプ（Ｐ２－７）	基礎ボルト	引張	14.25	204	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)１質点モデル	○	(水平):－ (鉛直):－	－	
	Ｒ／Ｂ機器ドレンサンプ熱交換器（Ａ）	支持材	せん断	2.95	124	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)１質点モデル	○	(水平):－ (鉛直):－	－	

第2表　ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）（2/7）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値	評価基準値	JEAG等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違							備考
						解析手法（公式等による評価，スペクトルモーダル解析他）		解析モデル		減衰定数		その他（評価条件（温度，圧力等）の変更）	
				MPa or －	MPa or －	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	相違内容	
RCW	R／B機器ドレンサンプ熱交換器（B）	支持材	せん断	2.95	124	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	○	
	制御棒駆動水ポンプ潤滑油冷却器（A）	基礎ボルト	引張	2.16	204	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－	
	制御棒駆動水ポンプ潤滑油冷却器（B）	基礎ボルト	引張	2.16	204	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－	
	ＰＡＳＳクーラ	基礎ボルト	引張	8.27	204	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－	
	サンプルクーラ（Ｇ３３－Ｚ０２０－１）	基礎ボルト	引張	36.11	204	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－	代表
	ＰＬＲ－ＬＦＭＧ室空調機（ＳＣＵ２－１）	基礎ボルト	引張	43.68	204	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－	
	ＰＬＲ－ＬＦＭＧ室空調機（ＳＣＵ２－２）	基礎ボルト	引張	43.68	204	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－	

第２表　ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）（3/7）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値	評価基準値	JEAG等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違							備考
						解析手法（公式等による評価，スペクトルモーダル解析他）		解析モデル		減衰定数		その他（評価条件（温度，圧力等）の変更）	
				MPa or －	MPa or －	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	相違内容	
RCW	Ｒ／Ｂ　６Ｆローカルクーラ	基礎ボルト	引張	68.28	204	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)１質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－	代表
	原子炉冷却材浄化系循環ポンプＡ	基礎ボルト	引張	14.95	200	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)１質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－	
	原子炉冷却材浄化系循環ポンプＢ	基礎ボルト	引張	14.95	200	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)１質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－	
FPC	燃料プール冷却浄化系熱交換器（Ａ）	胴	組合せ	143	424	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－	
		脚	組合せ	52	247								
		基礎ボルト	せん断	31	143								
	燃料プール冷却浄化系熱交換器（Ｂ）	胴	組合せ	143	424	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)多質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－	
		脚	組合せ	52	247								
		基礎ボルト	せん断	31	143								
	燃料プール冷却浄化系逆洗水移送ポンプ	基礎ボルト	引張	7.87	186	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)１質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－	
	燃料プール冷却浄化系フィルタ脱塩器（Ａ）	胴	組合せ	297.95	346	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)１質点モデル	○	(水平)：1.0% (鉛直)：－	－	
		脚	組合せ	201.56	261								
		基礎ボルト	引張	162.04	220								

第2表　ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）（4/7）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値	評価基準値	JEAG等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違							備考
						解析手法（公式等による評価，スペクトルモーダル解析他）		解析モデル		減衰定数		その他（評価条件（温度，圧力等）の変更）	
				MPa or －	MPa or －	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	相違内容	
FPC	燃料プール冷却浄化系フィルタ脱塩器（B）	胴	組合せ	297.95	346	○	（応答解析）各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（応答解析）モデルなし （応力解析）1質点モデル	○	（水平）：1.0% （鉛直）：－	－	
		脚	組合せ	201.56	261								
		基礎ボルト	引張	162.04	220								
	燃料プール冷却浄化系逆洗水受タンク	胴	組合せ	286.63	294	○	（応答解析）各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（応答解析）モデルなし （応力解析）1質点モデル	○	（水平）：1.0% （鉛直）：－	－	
		脚	組合せ	138.86	235								
		基礎ボルト	引張	154.56	178								
	燃料プール冷却浄化系保持ポンプA	基礎ボルト	引張	9.83	220	○	（応答解析）各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（応答解析）モデルなし （応力解析）1質点モデル	○	（水平）：－ （鉛直）：－	－	
	燃料プール冷却浄化系保持ポンプB	基礎ボルト	引張	9.83	220	○	（応答解析）各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（応答解析）モデルなし （応力解析）1質点モデル	○	（水平）：－ （鉛直）：－	－	
	燃料プール冷却浄化系プリコートポンプ	基礎ボルト	引張	11.64	220	○	（応答解析）各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（応答解析）モデルなし （応力解析）1質点モデル	○	（水平）：－ （鉛直）：－	－	
	燃料プール冷却浄化系プリコートタンク	胴	組合せ	11.96	446	○	（応答解析）各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（応答解析）モデルなし （応力解析）1質点モデル	○	（水平）：－ （鉛直）：－	－	
		基礎ボルト	引張	128.65	211								
	燃料プール冷却浄化系再循環ポンプA	基礎ボルト	引張	11.97	198	○	（応答解析）各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 （応力解析）公式等による評価	○	（応答解析）モデルなし （応力解析）1質点モデル	○	（水平）：－ （鉛直）：－	－	

第2表　ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）（5/7）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値	評価基準値	JEAG等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違							備考
						解析手法（公式等による評価，スペクトルモーダル解析他）		解析モデル		減衰定数		その他(評価条件(温度，圧力等)の変更)	
				MPa or －	MPa or －	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	相違内容	
FPC	燃料プール冷却浄化系再循環ポンプB	基礎ボルト	引張	11.97	198	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):－ (鉛直):－	－	
CUW	原子炉冷却材浄化系逆洗水受タンク	胴	組合せ	86.11	294	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):1.0% (鉛直):－	－	
		脚	組合せ	50.82	261								
		基礎ボルト	引張	142.68	186								
	原子炉冷却材浄化系逆洗水移送ポンプ	基礎ボルト	引張	8.13	186	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):－ (鉛直):－	－	
	原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器（A）	胴	組合せ	110.26	360	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):1.0% (鉛直):－	－	
		脚	組合せ	212.49	269								
		基礎ボルト	引張	174.53	220								
	原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器（B）	胴	組合せ	110.26	360	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):1.0% (鉛直):－	－	
		脚	組合せ	212.49	269								
		基礎ボルト	引張	174.53	220								
	原子炉冷却材浄化系プリコートタンク	胴	組合せ	11.96	468	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):－ (鉛直):－	－	
		基礎ボルト	引張	128.65	216								

第2表　ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）（6/7）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値	評価基準値	JEAG等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違							備考
						解析手法（公式等による評価，スペクトルモーダル解析他）		解析モデル		減衰定数		その他(評価条件(温度，圧力等)の変更)	
				MPa or －	MPa or －	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	相違内容	
CUW	原子炉冷却材浄化系プリコートポンプ	基礎ボルト	引張	11.64	220	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):－ (鉛直):－	－	
	原子炉冷却材浄化系保持ポンプA	基礎ボルト	引張	15.36	220	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):－ (鉛直):－	－	
	原子炉冷却材浄化系保持ポンプB	基礎ボルト	引張	15.36	220	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):－ (鉛直):－	－	
	再生熱交換器（A）	胴	組合せ	220.90	260	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):－ (鉛直):－	－	
		脚	組合せ	84.89	178								
		基礎ボルト	せん断	172.6	173								
	再生熱交換器（B）	胴	組合せ	220.90	260	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):－ (鉛直):－	－	
		脚	組合せ	84.89	178								
		基礎ボルト	せん断	172.6	173								
	再生熱交換器（C）	胴	組合せ	220.90	260	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):－ (鉛直):－	－	
		脚	組合せ	84.89	178								
		基礎ボルト	せん断	172.6	173								
CRD	制御棒駆動水加熱器	胴	組合せ	29.69	405	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平):－ (鉛直):－	－	
		脚	組合せ	65.55	259								
		基礎ボルト	引張	46.62	204								

第2表　ポンプ等の耐震評価手法・条件及び結果整理表（構造強度）（7/7）

系統名	設備名称	評価部位	応力分類	計算値	評価基準値	JEAG等の規格基準の代表的な評価手法・条件との相違							備考
						解析手法（公式等による評価，スペクトルモーダル解析他）		解析モデル		減衰定数		その他(評価条件(温度，圧力等)の変更)	
				MPa or －	MPa or －	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	○同じ ●相違	内容	相違内容	
CRD	制御棒駆動水系ポンプ（A）サクションフィルタ	胴	組合せ	33.46	346	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－	
		脚	組合せ	85.01	269								
		基礎ボルト	引張	49.92	204								
	制御棒駆動水系ポンプ（B）サクションフィルタ	胴	組合せ	33.46	346	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルなし (応力解析)1質点モデル	○	(水平)：－ (鉛直)：－	－	
		脚	組合せ	85.01	269								
		基礎ボルト	引張	49.92	204								
	スクラム排出水容器（Ⅰ）	胴	組合せ	52	363	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルあり (応力解析)FEMモデル	○	(水平)：1.0% (鉛直)：－	－	
		架台	組合せ	96	272								
	スクラム排出水容器（Ⅱ）	胴	組合せ	52	363	○	(応答解析)各設備の固有値に基づく応答加速度による評価 (応力解析)公式等による評価	○	(応答解析)モデルあり (応力解析) FEMモデル	○	(水平)：1.0% (鉛直)：－	－	
		架台	組合せ	144	272								

配管の破損位置及び破損形状の評価について

溢水評価ガイド「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」の評価（以下，「想定破損」という。）においては，高エネルギー配管は完全全周破断，低エネルギー配管は貫通クラックを想定して溢水影響を評価しているが，一部の配管については，「溢水評価ガイド附属書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」（以下「溢水評価ガイド附属書Ａ」という。）の規定を適用するため，本資料にて当該評価について説明する。

8.1　応力に基づく評価

想定破損を除外する配管については「溢水評価ガイド附属書Ａ」の規定に基づき応力評価を実施し，当該規定の要求を満足することを確認する。

8.2　高エネルギー配管の評価

破損の想定はターミナルエンドと一般部（ターミナルエンド以外）について実施する。

想定破損評価における高エネルギー配管の破損の形状については，完全全周破断を想定して溢水影響を評価しているが，一部の高エネルギー配管の評価対象（25Aを超える※）に対し，「溢水評価ガイド附属書Ａ」に基づきターミナルエンドは完全全周破断，ターミナルエンド以外（一般部）は，許容応力の0.8倍または0.4倍に応じた破損形状とする旨の記載に従って評価する。

応力評価は３次元はりモデル解析により行い，「溢水評価ガイド附属書Ａ」に基づく一次＋二次応力の評価式と許容応力を用いる。

高エネルギー配管の評価フローを第1図及び，第2図に示す。

8.3　低エネルギー配管の評価

想定破損評価における低エネルギー配管の破損の形状については，貫通クラックを想定して溢水影響を評価しているが，一部の低エネルギー配管の評価対象（25Aを超える）に対し，「溢水評価ガイド附属書Ａ」に基づき許容応力の0.4倍を下回る場合は破損を想定しない旨の記載に従って評価する。

応力評価は３次元はりモデル解析により行い，「溢水評価ガイド附属書Ａ」に基づく一次＋二次応力の評価式と許容応力を用いる。

低エネルギー配管の破損形状の評価フローを第3図に示す。

※　蒸気による影響評価の対象となる配管は25A 以下も対象

8.4　重大事故等対処設備を含めた溢水対応方針

重大事故等対処設備を含めた溢水影響評価を行い，配管の破損位置及び破損形状の評価を行う上での対応方針を以下とする。

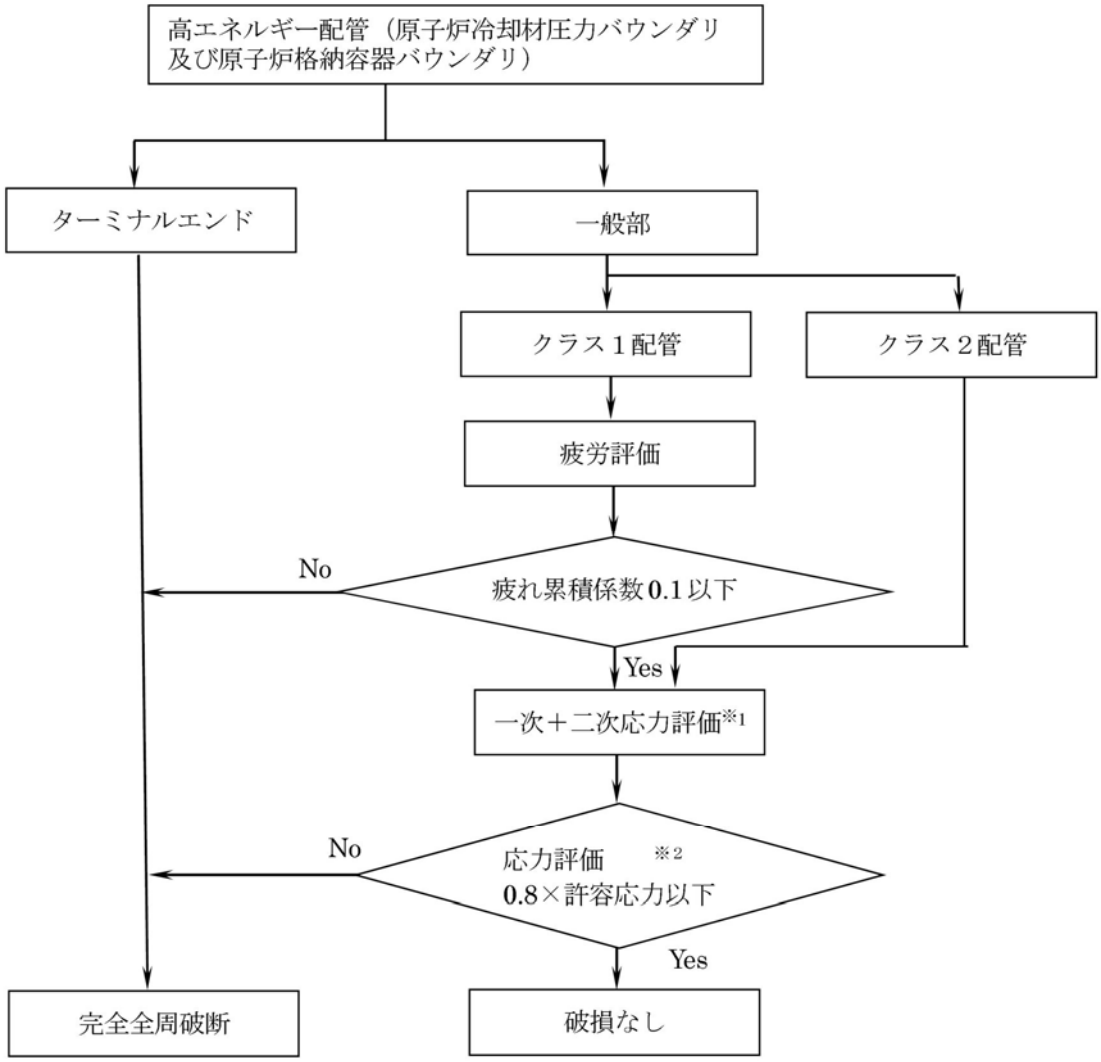
【新設範囲】

・重大事故等対処設備について，詳細な応力評価を行い，「溢水評価ガイド附属書Ａ」の記載による「破損想定不要」の考えを適用する方針とし，これを満足する設計を行う。

【既設範囲】

・重大事故等対処設備と既設系統の共用ラインのうち，単一の破損を想定した場合に，代替の設備，系統により機能が維持されない場合は，詳細

な応力評価を行い，「溢水評価ガイド附属書Ａ」の記載による「破損想定不要」の考えを適用する方針とし，これを満足する対策（応力評価及び必要な補強対策）を行う。



※1 溢水評価ガイド附属書Ａに基づく一次＋二次応力評価

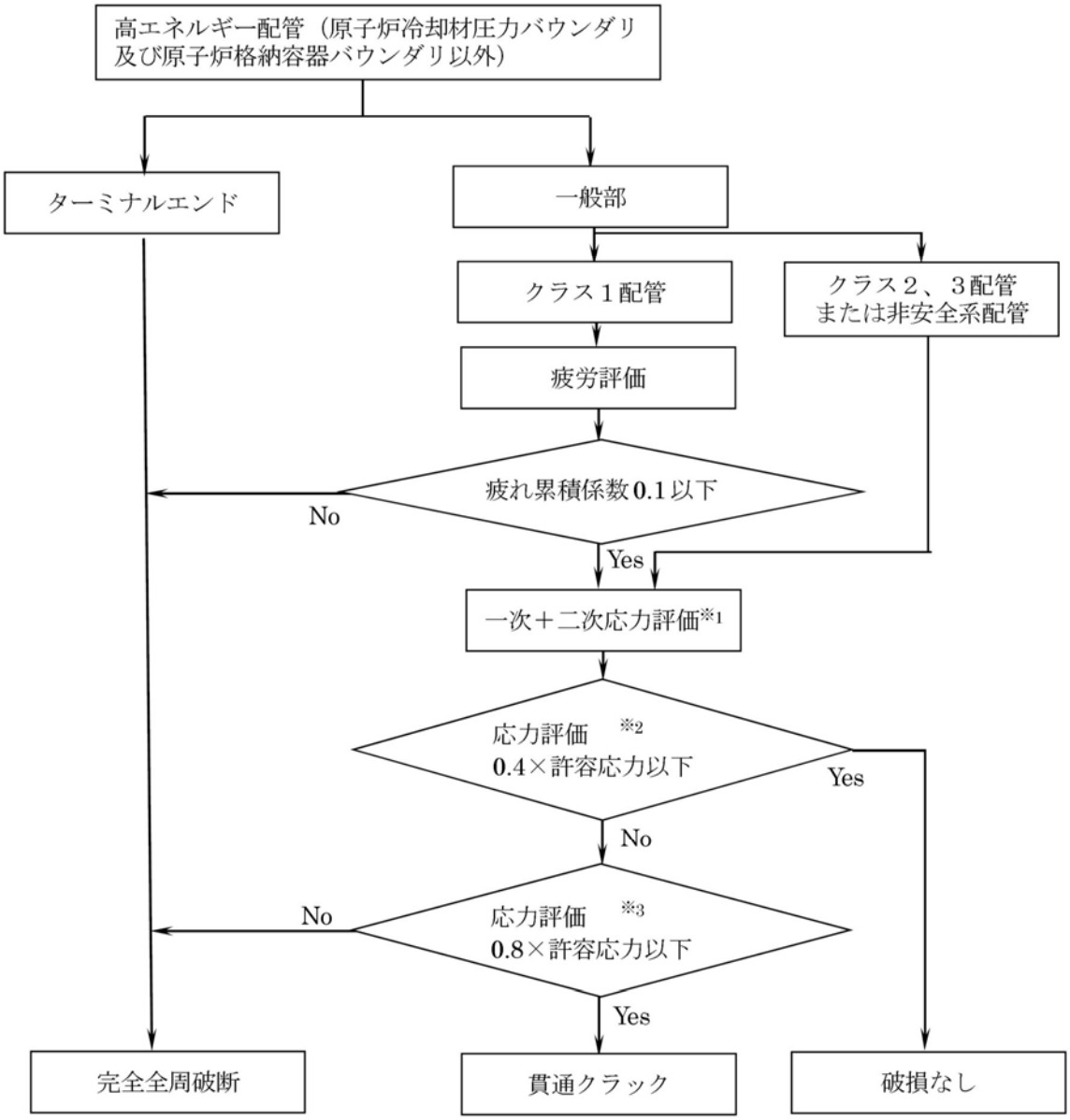
※2 クラス１配管は2.4Sm 以下，クラス2 配管は0.8Sa 以下

Sm：設計応力強さ

Sa：許容応力（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005）」PPC-3530）

第1図　高エネルギー配管の破損形状評価フロー

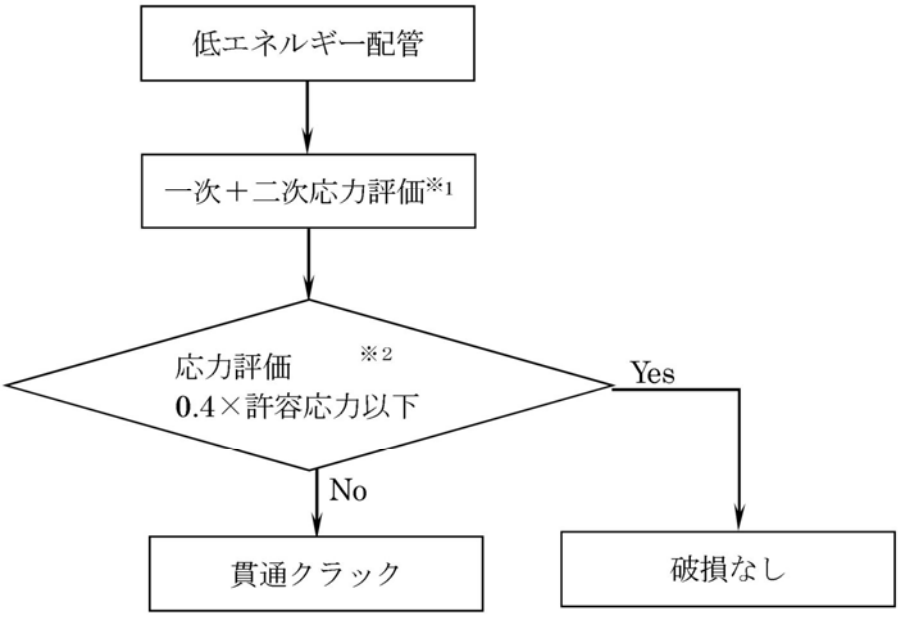
（原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ）



※1 溢水評価ガイド附属書Ａに基づく一次＋二次応力評価
※2 クラス１配管は1.2Sm 以下，クラス2，3 又は非安全系配管は0.4Sa 以下
※3 クラス１配管は2.4Sm 以下，クラス2，3 又は非安全系配管は0.8Sa 以下
Sm：設計応力強さ
Sa：許容応力（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005）」PPC-3530）

第2図　高エネルギー配管の破損形状評価フロー

（原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外）



※1 溢水評価ガイド附属書Ａに基づく一次＋二次応力評価

※2 原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管は0.4Sa 以下
それ以外の配管のうち，クラス１配管は1.2Sm 以下，クラス2、3 又は非安全系配管は0.4Sa 以下
Sm：設計応力強さ
Sa：許容応力（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005）」PPC-3530）

第3図　低エネルギー配管の破損形状評価フロー

8.5　応力に基づく評価結果

8.1，8.2 にて説明した「溢水評価ガイド附属書Ａ」の規定を満たす配管については，溢水影響評価における破損は想定しない。評価の対象となる配管系統は，原子炉隔離時冷却系蒸気配管及び廃棄物処理棟の所内蒸気系配管とする。

減肉等による評価について

添付資料-7，8 の評価結果により破損想定の除外を行う場合は，減肉，腐食，疲労による破損を別途想定し，非破壊検査，疲労評価等を定期的に実施する。定期的な管理と評価を実施することにより，破損の想定を除外する。このうち特に配管等の減肉による管理について以下に示す。

9.1　配管の減肉管理方針について

減肉の可能性のある配管については「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（2006 年版）（JSME S NH1－2006）」(以下，JSME 規格)に基づいて管理している。

ここで，内部溢水影響評価において破損を除外する配管については，必ずしも上記の測定対象とならないことから，減肉の有無を確認し，今後の運用において減肉等による破損がないこととする。

また，対象配管については各破損想定に応じて耐震評価基準又は「溢水評価ガイド附属書Ａ」の「2.1 運転中に発生する応力に基づく評価法」の要求を満足させることとする。

なお，本事項は後段規制での対応が必要となる事項である。（別添2 参照）

9.2　検討対象系統の抽出

(1)　対象系統

定期事業者検査において非破壊検査による配管肉厚測定を実施しておらず，減肉量を直接かつ定期的に管理していない系統を対象とする。

(2)　対象材料

東海第二発電所の低エネルギー配管材料としては，ステンレス鋼および炭素鋼が使用されているが，配管の主要な減肉事象を第1表のとおり整理し，相対的に耐食性の低い炭素鋼配管を代表として抽出する。第1表に主要な減肉事象と炭素鋼配管を代表として減肉測定を実施する理由を示す。なお，炭素鋼配管であっても，海水系統のような内面ライニング配管については対象外とする。

第1表 主要な減肉事象と炭素鋼配管を代表として減肉測定を実施する理由

減肉事象		炭素鋼配管を代表として減肉測定を実施する理由
腐食	全面腐食	ステンレス鋼は Cr 含有量が多く，表面に形成される不動態化被膜により炭素鋼に比べ耐食性が優れている。
	流れ加速型腐食(FAC)	FAC による減肉速度は配管材料の Cr 含有量が多いほど低下することが知られており，ステンレス鋼は炭素鋼に比べ，FAC が抑制される。
エロージョン	液滴衝撃エロージョン（フラッシング・エロージョン含む）	液滴衝撃エロージョンは負圧機器に接続され連続的に高速二相流が流れる系統で発生する可能性があるが，対象となる低エネルギー配管で該当する系統はない。
	キャビテーション・エロージョン	設計段階においてキャビテーション発生防止のための評価・確認を実施し，運転条件を適切に維持していることから問題ない。
	固体粒子エロージョン	ＢＷＲプラントにおいて通常起こりえない事象である。

(3)　対象腐食モード

配管強度に影響をおよぼす腐食モードとしては，流れ加速型腐食（FAC），全面腐食が考えられるが，低温配管については，FACの感受性は低いことから，主に全面腐食を検討対象とする。

(4)　水質による代表絞り込み

炭素鋼の全面腐食の加速因子として支配的なものは，溶存酸素，pH，塩分濃度，水質条件である。想定破損を除外する対象の水源はろ過水タンク，純水タンク，復水貯蔵タンク，飲料水タンク等であり，これらを水源とする系統を代表として抽出する。

以上の検討結果より肉厚測定対象系統を以下のとおり抽出する。

① 原子炉補機冷却水系（RCW）

純水タンクを水源としており，防食剤を含む定常的な流れのある系統として選定。

② 復水・純水移送系（MUW）

復水貯蔵タンクを水源としており，防食剤を含まない定常的な流れのない系統として選定。

③ 消火系（FP）

ろ過水タンクを水源としており，防食剤を含まない定常的な流れのない系統として選定。

9.3　検討対象系統の肉厚測定管理について

9.2 にて抽出した検討対象系統については，今後，内部溢水影響評価の管理項目として，計画的な肉厚測定と管理を行っていく。

9.4　強度評価を行った配管の肉厚測定について

内部溢水での減肉管理については，過去の測定データ等がなく今後計画的な実施と測定結果の傾向管理が必要であることから，まず，現状の減肉状況の確認として応力評価が厳しい箇所について，確認のため肉厚測定を実施した。

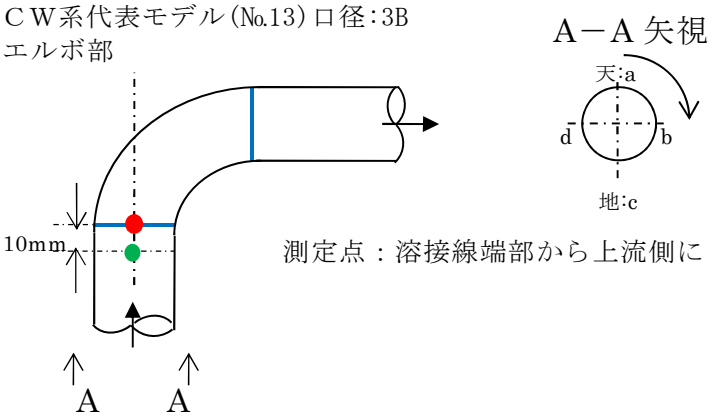
測定箇所は，評価済の各解析モデルのうち，一次応力＋二次応力が最大となる発生点（最小裕度箇所）から選定するが，同一系統については，腐食環境等は同じであることから，系統毎に最も厳しい代表１モデルを選定し測定を実施した。

測定方法及び測定点については，以下の要領にて実施した。

・測定方法は「ＱＭ東Ⅱ:7-1-1-26 配管肉厚管理マニュアル」に準拠して実施。

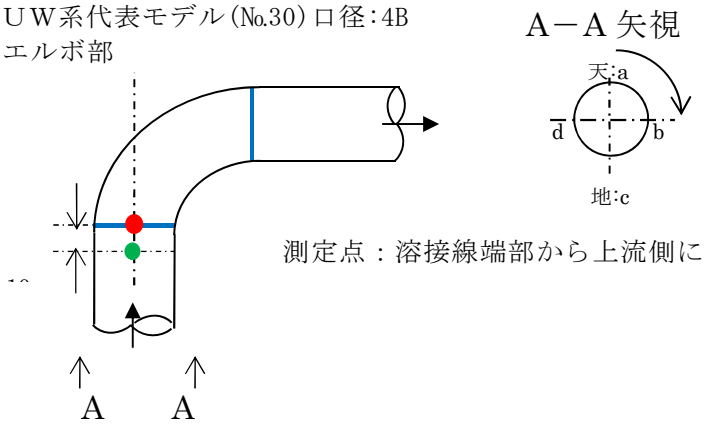
・測定点はモデル内で一次応力＋二次応力が最大となる発生点を対象とするが，当該部周辺の配管形状を考慮し，任意で決定した位置とした。詳細については第1図を参照。

・ＲＣＷ系代表モデル(№13)口径:3B
エルボ部



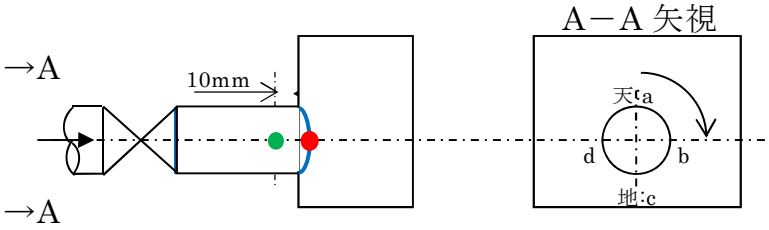
測定点：溶接線端部から上流側に 10mm の位置に周方向４点

・ＭＵＷ系代表モデル(№30)口径:4B
エルボ部



測定点：溶接線端部から上流側に 10mm の位置に周方向４点

・ＦＰＣ系代表モデル(№16)，口径:3B



測定点：溶接線端部から上流側に 10mm の位置に周方向４点

第1図　減肉測定位置図

測定結果を第2表に示す。測定した全ての箇所について，プラント建設時の公称値と測定値の差は公差の範囲内に収まっていることを確認した。

第2表　配管肉厚測定結果（代表例）

計測箇所	配管口径	板厚 （公称値）	測定値 （最小値）	公差
原子炉補機冷却水系	80A	5.5	5.13	＋15％ －12.5％
復水・純水移送系	100A	3.0	3.02	±0.5㎜
消火系	100A	6.0	－※1	－

※１:内部火災対応として配管更新を行う。

鉄筋コンクリート壁の水密性について

原子炉棟，廃棄物処理棟，廃棄物処理建屋及びタービン建屋において地震に起因する機器の破損に伴う溢水量は，建屋の最地下階に貯留されるため，耐震壁等のひび割れの影響について確認する。

10.1　各建屋の応答解析結果

耐震壁のひび割れの可能性について（弾性域であることの確認）

各建屋の貯留区画における耐震壁の地震応答解析におけるせん断変形（τ－γ関係）が，第１折点に納まる場合，水密性に影響のあるせん断ひび割れは生じないと判断する。

地震応答解析結果より，せん断変形（τ－γ関係）は第１表に示すとおり，おおむね第１折点に収まっているが，タービン建屋の一部の壁は第１折点を越えていることから，残留ひび割れを考慮した評価を実施する。

第１表　基準地震動S_sによる地震応答解析結果一覧

評価部位		最大応答せん断ひずみ度（$\times 10^{-3}$）		
建　屋	階　層(m)	NS	EW	第１折点
原子炉棟	E.L.+2.0～ -4.0	0.18	0.19	0.201
廃棄物処理建屋	E.L.-4.7～-10.7	0.138	0.205	0.217
タービン建屋	E.L.+8.2～ -4.0	0.228	0.270	NS 0.232 EW 0.229

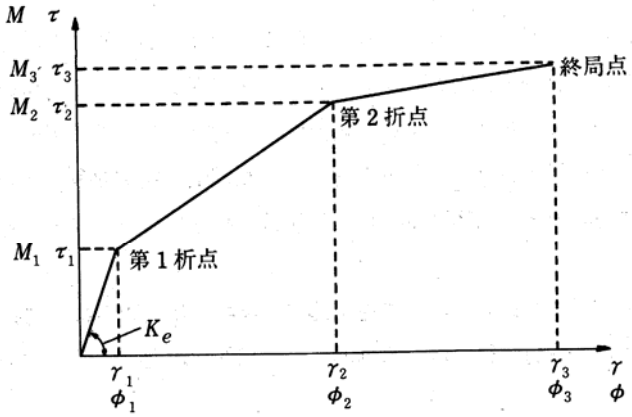


図4-1　トリリニヤー・スケルトンカーブ

補足：「原子力発電所耐震設計技術指針　ＪＥＡＧ　４６０１－１９９１追補版」より，せん断変形（τ－γ関係）における第１折点の評価式は，壁板の面内せん断実験における中央斜めひび割れ発生時の平均せん断応力度に対応するよう定められている。

10.2　タービン建屋の水密性の考慮について

タービン建屋地下部の鉄筋コンクリート壁（以下，「ＲＣ壁」という。）について，基準地震動Ｓ$_s$における最大せん断ひずみに基づき残留ひび割れ幅を算定し，水密性（ひび割れからの漏えい）の観点からの評価基準値を超えないことを確認する。

10.3　検討方法

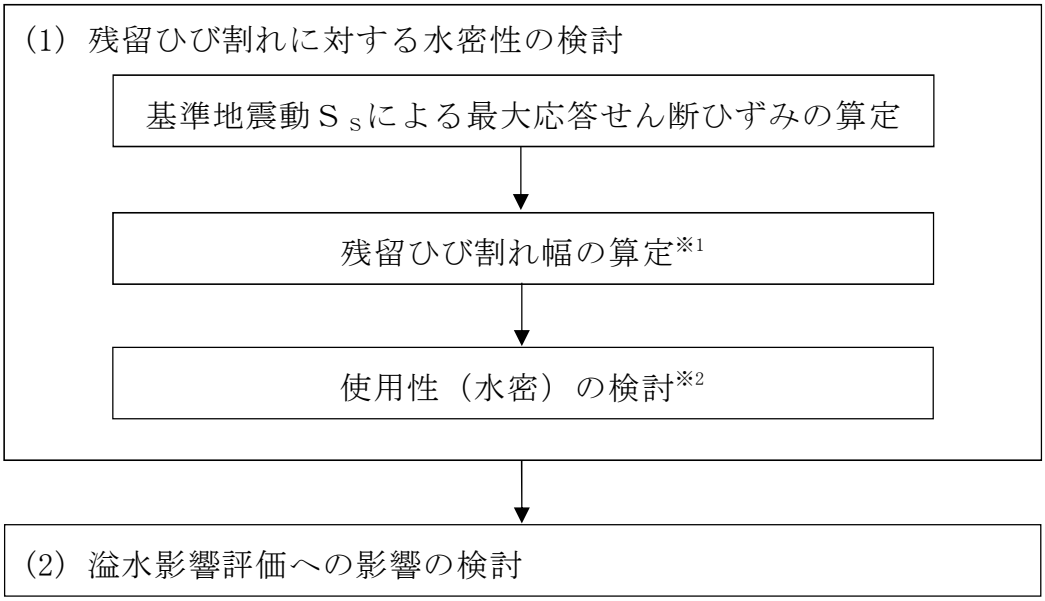
残留ひび割れに対する水密性の検討の流れを第 1 図に示す。

(1)　残留ひび割れに対する水密性の検討

（財）原子力工学試験センターでの原子炉建屋の耐震壁に関する試験結果をとりまとめた「鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひび割れ性状に関する検討（昭和 63 年コンクリート工学年次論文報告集）」における残留ひび割れの検討に基づき，基準地震動Ｓ$_s$における最大応答せん断ひずみから，試験結果のばらつきを踏まえた残留ひび割れ幅を検討する。この検討結果が，「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説（日本建築学会）」における水密性の観点から補修の検討が必要となるひび割れ幅の評価基準値（0.2㎜）を超えないことを確認する。

(2)　溢水影響評価への影響の検討

残留ひび割れに対する水密性の検討を踏まえ，溢水影響評価に及ぼす影響について確認する。



第 1 図 検討フロー

※1 「鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひび割れ性状に関する検討」（昭和 63 年コンクリート工学年次論文報告集）

※2 原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説（日本建築学会）

10.4　検討結果

(1)　耐震壁等のひび割れの可能性について

タービン建屋の地震時の溢水は地下部に滞留する。

地震応答解析結果より，せん断変形（τ－γ関係）は，概ね第１折点の 0.23×10^{-3} 程度に収まっているが，EW 方向の一部の壁は第１折点を越えていることから，残留ひび割れを考慮した評価を実施する。地下部の耐震壁の配置と水密性の評価を実施した壁の配置を第２図に示す。

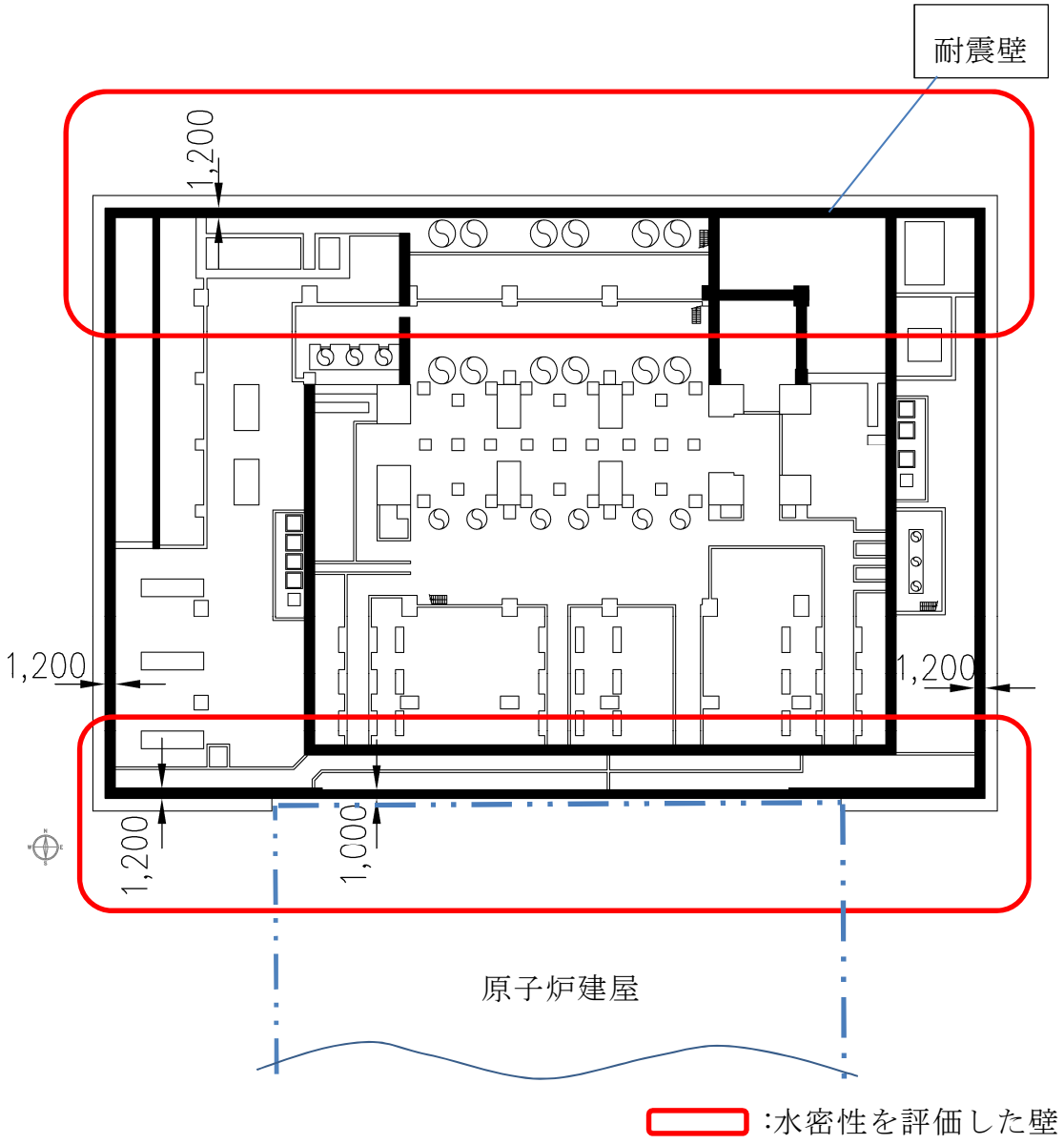
最終貯留区画について，基準地震動Ｓ$_S$による壁の最大応答せん断ひずみ度を第１表に示す。

第１表　基準地震動Ｓ$_S$による地震応答解析結果

評価部位		最大応答せん断ひずみ度（$\times10^{-3}$）	
建　屋	階　層	NS	EW
タービン建屋	EL.+8.2m～-4.0m	0.228	0.270

(2)　残留ひび割れに対する水密性

残留ひび割れの算定フロー及び結果を第３図，第４図に示す。タービン建屋地下部の滞留区画における基準地震動Ｓ$_S$による最大せん断ひずみが最大となる層は，0.27×10^{-3}（EL.+8.2m～-4.0m）であり，試験結果のばらつきを踏まえると当該層の残留ひび割れ幅は 0.02mm～0.15mm と算定され，水密性の観点から補修の検討が必要となるひび割れ幅（0.2mm）を下回っている。



第 2 図　タービン建屋地下部の最終滞留区画における耐震壁の配置

(3)　残留ひび割れ幅の算定

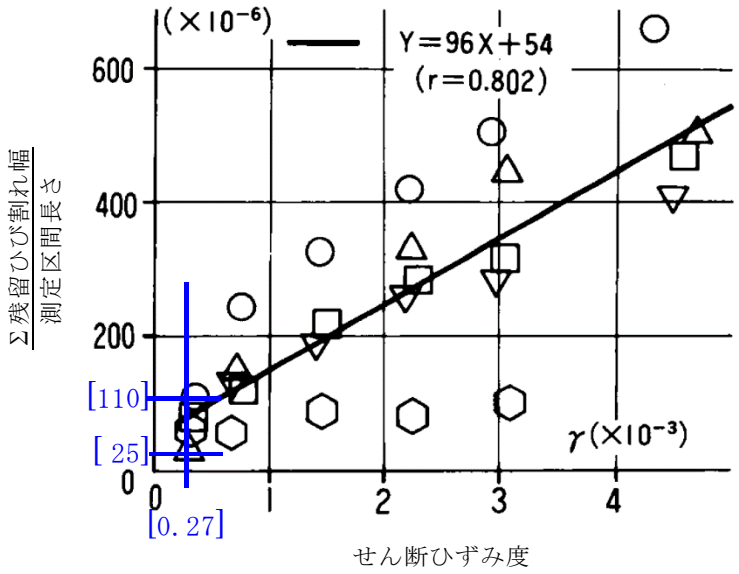
地震応答解析によるせん断ひずみ度より「鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひび割れ性状に関する検討（昭和 63 年コンクリート工学年次論文報告集）」に基づき，残留ひび割れ幅を算定し比較する。

a. 残留ひび割れ幅の算定

①残留ひび割れ幅の総計

第 2 図より，最大せん断ひずみ(X)に対応する(Y)の値をグラフから読み取る。

$$Y = 25 \sim 110 \ (\times 10^{-6})$$



第 3 図（残留ひび割れ幅の総計）／（測定区間長さ）

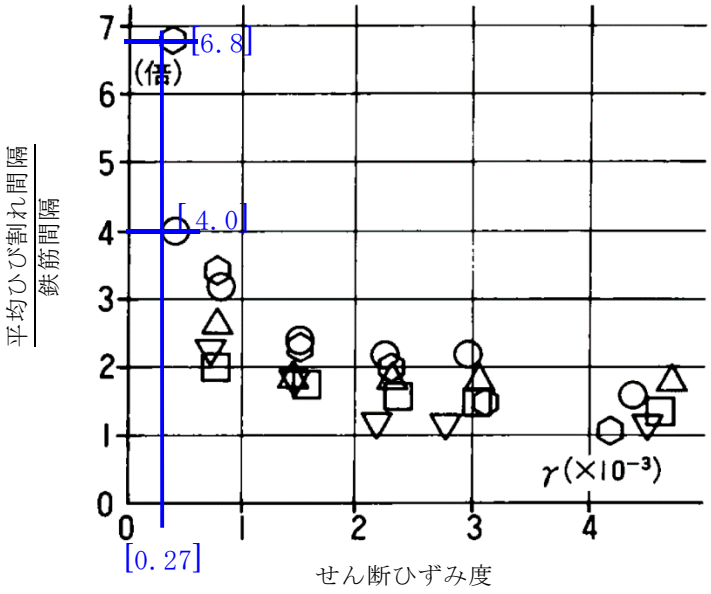
②平均ひび割れ間隔の算定

A ＝ 200(mm)×4.0～6.8 ＝1360～800(mm)

ここで,

・水密区画を構成するＲＣ壁の最大鉄筋間隔：200mm

・平均ひび割れ間隔／鉄筋間隔：4.0～6.8 倍



第 4 図（平均ひび割れ間隔）／（鉄筋間隔）

③ 残留ひび割れ幅の算定

①及び②の結果から，ひび割れ１本当たりの残留ひび割れ幅を下式で算定する。

ひび割れ１本当たりの残留ひび割れ幅

＝ 残留ひび割れ幅の総計 ／ ひび割れ本数

＝ 残留ひび割れ幅の総計／ （測定区間長さ ／ 平均ひび割れ間隔）

＝ Y × A

＝ 25～110（$\times 10^{-6}$） × 800～1360（mm）

＝ 0.020～0.150（mm）⇒ 0.02～0.15（mm）

(4) 溢水影響評価への影響の検討

・地震に起因するＲＣ壁の残留ひび割れは，0.15 ㎜であることから，「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説（日本建築学会）」における水密性の観点から補修の検討が必要となるひび割れ幅の評価基準値（0.2mm）を下回っている。

以上により，水密区画の残留ひび割れは，ただちに影響を及ぼすものではない。

さらに，実機壁は十分な壁厚（最小 100cm）を有することを踏まえると，本評価の結果より，十分水密性は確保できることから，ひび割れ幅が評価基準値（0.2mm）未満であれば，適切な防水塗料等による処置との組み合わせ及び水密性を考慮した保守管理にて水密機能は維持できる。

10.5　通常時及び地震後の建屋の保守管理について

通常時における原子炉建屋等構築物の保守管理については，維持管理指針に従った「ＱＭ東Ⅱ:7-1-1-28　建築関係設備点検手順マニュアル」に基づき適切に管理を行っている。特に，水密を要求される箇所については，以下の管理を実施している。

目視によりひび割れ分布，位置，貫通の有無を定められた分類に従って確認し，有意なひび割れ等を確認した場合には，ひび割れ幅に従い使用性（水密）を評価し，健全度の判定を実施している。この判定を行い，建屋等の重要度に応じた適切な時期での保修計画を策定し，修繕を実施する管理としている。

また，地震発生後には，地震の規模に応じたパトロールを実施することとしており，同様な点検方法にて，建物・構築物等の健全性を確認することが定められている。

今後，溢水の最終滞留区画を含む建屋範囲については，水密を必要とする重要度を考慮した対応として，点検結果が，維持管理指針におけるＡ１（健全）を満足しない判定となる場合は，速やかに補修等の対応をとる管理とする。

また，内部火災対応による機器のラッピング等により，壁面の直接目視が困難な箇所が発生する場合を考慮し，ラッピングについては取外し可能な構造とする。

なお，ケーブル等のラッピングについては，壁との隙間を設けることから，目視は可能であり，溢水の滞留区画範囲には，ラッピング等により目視不可となる範囲が無いことを確認している。

別紙

1．残留ひび割れに対する評価基準値（水密性）の適用性について

(1)　維持管理指針における評価基準値（0.2mm）について

維持管理指針における「評価基準」は，機能を維持するために必要な性能水準を有することを確認する観点から，既往の指針類，最新の知見，実測結果に基づく根拠資料などにより設定されており，使用性（水密）をコンクリートで評価する場合，補修の検討が必要となるひび割れ幅として「0.2mm 以上」が設定されている。

第 2 表　維持管理指針におけるひび割れ幅の評価基準

解説表 7-1　ひび割れに対する評価区分と評価基準

影響する性能	評価区分と評価基準		
	A1（健全）	A2（経過観察）	A3（要検討）
構造安全性	構造安全性に影響を与えるひび割れがない	－	構造安全性に影響を与えるひび割れがある
使用性	ひび割れ幅が 0.3mm 未満（屋外） 0.4mm 未満（屋内）	ひび割れ幅が 0.3mm 以上 0.8mm 未満（屋外） 0.4mm 以上 1.0mm 未満（屋内）	ひび割れ幅が 0.8mm 以上（屋外） 1.0mm 以上（屋内）
水密	塗膜にひび割れがない*1	－	塗膜にひび割れがある*1
水密	ひび割れ幅が 0.05mm 以下*2	ひび割れ幅が 0.05mm を超え 0.2mm 未満*2	ひび割れ幅が 0.2mm 以上*2
遮へい性	使用性の評価区分に準ずる		

*1：塗膜で使用性（水密）を評価する場合
*2：コンクリートで使用性（水密）を評価する場合

評価区分

Ａ１（健全）	点検結果が評価基準を満足する場合
Ａ２（経過観察）	劣化が顕在化しているが，点検結果が評価基準を満足する場合
Ａ３（要検討）	点検結果が評価基準を満足しない場合

(2)　評価基準値（0.2mm）の適用性について

ひび割れ幅と漏水の関係については，「コンクリートのひび割れ調査，補修・補強指針-2009-（日本コンクリート工学会）」において，建築物を対象とした漏水実験や実構造物における実態調査がまとめられているが，研究文献によって許容ひび割れ幅は若干異なっており，厚さ 10cm 程度の部材を対象とした場合では 0.2mm 未満を提案しているものもある。

しかしながら，本指針の文献のうち，今回対象としているような比較的大きな壁厚を扱った坂本他※1 の検討では，10cm～26cm までの壁厚による模型実験を行っており，壁厚が厚くなる方が漏水に対して有利であり，26cm では漏水が生じるひび割れ幅は 0.2mm 以上であったとしている。

第 3 表 壁厚と漏水が生じるひび割れ幅

壁厚(cm)	漏水するひび割れ幅(mm)
10，18	0.1mm 以上
26	0.2mm 以上

また，壁厚が厚くひび割れ幅が 0.2mm 未満であれば，水質による目詰まりや，ひび割れ内部のコンクリートの水和反応による固形物の析出などにより，漏水量が時間とともに減少する効果※2（自癒効果）も期待できることから，さらに漏水影響は軽減されると考えられる。

以上から，実機壁は十分な壁厚（最小 100cm）を有することを踏まえれば，ひび割れ幅が評価基準値（0.2mm）未満であれば，適切な防水塗料等による処置との組み合わせ及び保守管理にて水密機能は維持できるとして支障ないものと判断している。

※1 コンクリート壁体のひびわれと漏水の関係について（その２）（日本建築学会大会学術講演梗概集，昭和 55 年 9 月）

※2 沈埋（ちんまい）トンネル側壁のひびわれからの漏水と自癒効果の確認実験（コンクリート工学年次論文報告集 Vol.17,No.1 1995）

東海第二発電所における「重要度分類審査指針」に基づく防護対象設備の抽出（内部溢水と火災における防護対象の比較）

1. はじめに

「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」（以下「設置許可基準規則」という。）第九条（溢水による損傷の防止等）及び同第八条（火災による損傷の防止）において，それぞれの事象に対し，「原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持する機能」及び「放射性物質の貯蔵，閉じ込め機能」を損なわないことを要求している。

第九条ではさらに，使用済燃料プールの冷却及び給水機能を維持できることを求めている。

以下に内部溢水防護及び内部火災防護のそれぞれにおける防護対象について整理した。

2. 要求内容と選定の考え方

内部溢水防護及び内部火災防護に対する要求内容と防護対象設備の選定の考え方について，第1表に整理する。

第1表　要求内容と設備選定の考え方

	審査基準及び設置許可基準の解釈（ｶﾞｲﾄﾞ含む）における要求内容	防護対象設備の選定の考え方
火災	【審査基準】 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するための安全機能を有する構築物，系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵及び閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器が設置される火災区域及び火災区画に火災防護対策を講じること。	火災を想定した場合に，原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し，維持するために必要な機能並びに放射性物質の貯蔵及び閉じ込め機能を特定し，その機能を達成するために必要な設備を選定する。
溢水	【設置許可基準の解釈】 想定される溢水に対し，原子炉を高温停止でき，引続き低温停止，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。 【ガイド】 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	ガイドに記載される「重要度の特に高い安全機能を有するもの」として，設置許可基準第十二条の解釈に記載される機能を有する設備を選定する。

3.　溢水防護及び火災防護における対象設備の比較

内部溢水防護では，「設置許可基準規則第十二条の解釈に記載される機能」を有する系統を構成する設備を選定し，溢水より防護する。

一方，内部火災防護において「設置許可基準規則第十二条の解釈に記載される機能」を有する対象系統を設置する火災区域に対し，「火災の発生防止」，「火災の早期感知」，「火災の早期消火」を実施するかにより防護対策を決定する。この各要求機能と火災防護を図る対象系統を第2表に整理した。

結果，火災発生時に機能要求のない系統又は火災の影響を受けない系統を除く系統に対しては，「火災の発生防止」，「火災の早期感知」，「火災の早期消火」を実施することを確認した。

なお，「重要度分類審査指針」に対応した設備毎の防護対象については，詳細を第3表に示す。

第２表　火災防護及び溢水防護対象として選定した系統

その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機器	対象系統	内部火災	内部溢水
原子炉の緊急停止機能	制御棒，制御棒駆動系	－	○
未臨界維持機能	制御棒	－	○
	ほう酸水注入系	－	○
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁	－	○
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）	○	○
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 高圧炉心スプレイ系	○	○
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 自動減圧系	○	○
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 高圧炉心スプレイ系	○	○
原子炉内低圧時における注水機能	残留熱除去系（低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系	○	○
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	○	○
格納容器内又は放射性物質が格納容器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	○	○
格納容器の冷却機能	残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイ冷却モード）	－	○

その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機器	対象系統	内部火災	内部溢水
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	－	○
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	○	○
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	○	○
非常用の交流電源機能	非常用ディーゼル発電機	○	○
非常用の直流電源機能	直流電源系	○	○
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御電源系	○	○
補機冷却機能	原子炉補機冷却水系	－	○
冷却用海水供給機能	残留熱除去系海水系，非常用ディーゼル発電機海水系	○	○
原子炉制御室非常用換気空調機能	非常用換気空調系（中央制御室換気空調系含）	○	○
圧縮空気供給機能	駆動用窒素源	－	○
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	○	○
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	－	○
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	安全保護系	○	○

その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機器	対象系統	内部火災	内部溢水
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	安全保護系	○	○
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	計測制御機能	○	○
事故時の炉心冷却状態の把握機能	計測制御機能	○	○
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	放射線監視機能	○	○
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	計測制御機能	○	○

第3表　東海第二発電所における「重要度分類審査指針」に基づく防護対象設備の抽出について

重要度分類指針				東海第二発電所				
					内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって，(a) 炉心の著しい損傷，又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物，系統及び機器	1）原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く。）	原子炉圧力容器	○	－	－	－
				原子炉再循環ポンプ	○	－		
				配管，弁	○	－		
				隔離弁	○	－	○（一部）	○（一部）
				制御棒駆動機構ハウジング	○	－	－	－
				中性子束計装管ハウジング	○	－		
		2）過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング	制御棒カップリング	○	－	－	－
				制御棒駆動機構カップリング	○	－		
				制御棒駆動機構ラッチ機構	○	－		

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所					
						内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
		3）炉心形状の維持機能	炉心支持構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート，上部格子板，制御棒案内管），燃料集合体（ただし，燃料を除く。）	炉心シュラウド		○	－	－	－
				シュラウドサポート		○	－		
				上部格子板		○	－		
				炉心支持板		○	－		
				燃料支持金具		○	－		
				制御棒案内管		○	－		
				制御棒駆動機構ハウジング		○	－		
				燃料集合体（上部タイプレート）		○	－		
				燃料集合体（下部タイプレート）		○	－		
				燃料集合体（スペーサ）		○	－		
				直接関連系（燃料集合体）	チャンネルボックス	○	－		
MS-1	1）異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	1）原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系（制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能））	制御棒		○	－	－	○
				制御棒案内管		○	－		
				制御棒駆動機構		○	－		
				直接関連系（原子炉停止系の制御棒による系）	水圧制御ユニット（スクラムパイロット弁，スクラム弁，アキュムレータ，窒素容器，配管，弁）	○	－	－	○
				間接関連系（原子炉停止系の制御棒による系）	スクラム排出容器	○	－	－	○
		2）未臨界維持機能	原子炉停止系（制御棒による系，ほう酸水注入系）	制御棒		○	－	－	○
				制御棒カップリング		○	－		
				制御棒駆動機構カップリング		○	－		
				直接関連系（原子炉停止系の制御棒による系）	制御棒駆動機構	○	－		
					制御棒駆動機構ハウジング	○	－		
				ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ，注入弁，タンク出口弁，ほう酸水貯蔵タンク，ポンプ吸込配管及び弁，注入配管及び弁）		○	－	○（一部）	○（一部）
				直接関連系（ほう酸水注入系）	－	－	－	－	－
				間接関連系（ほう酸水注入系）	ポンプテストライン配管，弁，テストタンク，貯蔵タンク電気ヒータ	－	－	－	－

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所					
						内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
		3）原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	逃がし安全弁（安全弁開機能）		○	－	－	○
				直接関連系（逃がし安全弁（安全弁開機能））	－	－	－	－	－
				間接関連系（逃がし安全弁（安全弁開機能））	－	－	－	－	－
		4）原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，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））	残留熱除去系（ポンプ，熱交換器，原子炉停止時冷却モードのルートとなる配管及び弁）		○	－	○	○
				直接関連系（残留熱除去系）	熱交換器バイパス配管及び弁	○	－		
				間接関連系（残留熱除去系）	・ポンプテストライン配管，弁， ・停止時冷却モード注入ライン試験可能逆止弁試験装置	－	－	－	－
				原子炉隔離時冷却系（ポンプ，サプレッション・プール，タービン，サプレッション・プールから注水先までの配管，弁）		○	－	○	○
				直接関連系（原子炉隔離時冷却系）	タービンへの蒸気供給配管，弁	○	－	○	○
					ポンプミニマムフローライン配管，弁	○	－		
					サプレッション・プールストレーナ	○	－		
					潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管	○	－		
				間接関連系（原子炉隔離時冷却系）	・ポンプテストライン配管，弁， ・停止時冷却モード注入ライン試験可能逆止弁試験装置 ・タービン軸封装置 ・空調機	－	－	－	－

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所					
						内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
				高圧炉心スプレイ系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッダ）		○	－	○	○
				直接関連系（高圧炉心スプレイ系）	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○	－		
					サプレッション・プールストレーナ	○	－		
				間接関連系（高圧炉心スプレイ系）	・ポンプテストライン配管，弁， ・停止時冷却モード注入ライン試験可能逆止弁試験装置 ・復水補給水系（軸封機能）	－	－	－	－
				逃がし安全弁（手動逃がし機能）		○	－	○	○
				直接関連系（逃がし安全弁（手動逃がし機能））	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○	－		
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	○	－		
				間接関連系（逃がし安全弁（手動逃がし機能））	高圧窒素ガス供給系	－	－	－	－
				自動減圧系（手動逃がし機能）		○	－	○	○
				直接関連系（自動減圧系（手動逃がし機能））	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○	－		
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	○	－		
				間接関連系（自動減圧系（手動逃がし機能））	高圧窒素ガス供給系	－	－	－	－

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所					
						内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
		5）炉心冷却機能	非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，高圧炉心スプレイ系，自動減圧系）	低圧炉心スプレイ系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッダ）		○	－	○	○
				直接関連系（低圧炉心スプレイ系）	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○	－		
					サプレッション・プールストレーナ	○	－		
				間接関連系（低圧炉心スプレイ系）	・封水ポンプ，封水ライン配管，弁 ・ポンプテストライン配管，弁 ・注入ライン試験可能逆止弁試験装置	－	－	－	－
				残留熱除去系（低圧注水モード）（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールから注水先までの配管，弁（熱交換器バイパスライン含む），注水ヘッダ）		○	－	○	○
				直接関連系（残留熱除去系）	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○	－		
					サプレッション・プールストレーナ	○			
				間接関連系（残留熱除去系）	・封水ポンプ，封水ライン配管，弁 ・ポンプテストライン配管，弁 ・注入ライン試験可能逆止弁試験装置	－	－	－	－
				高圧炉心スプレイ系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッダ）		○	－	○	○
				直接関連系（高圧炉心スプレイ系）	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○	－		
					サプレッション・プールストレーナ	○	－		
				間接関連系（高圧炉心スプレイ系）	・封水ポンプ，封水ライン配管，弁 ・ポンプテストライン配管，弁 ・注入ライン試験可能逆止弁試験装置	－	－	－	－

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所					
						内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
				自動減圧系（逃がし安全弁）		○	－	○	○
				直接関連系（自動減圧系（逃がし安全弁））	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○	－		
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	○	－		
				間接関連系（自動減圧系（逃がし安全弁））	高圧窒素ガス供給系	－	－	－	－
		6）放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器，原子炉格納容器隔離弁，原子炉格納容器スプレイ冷却系，原子炉建屋，非常用ガス処理系，非常用再循環ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系	格納容器（格納容器本体，貫通部，所員用エアロック，機器搬入ハッチ）		－	－	－	－
				直接関連系（格納容器）	ダイヤフラムフロア	－	－		
					ベント管	－	－		
					スプレイ管	－	－		
					ベント管付き真空破壊弁	－	－		
					原子炉建屋外側ブローアウトパネル				
					逃がし安全弁排気管のクエンチャ	－	－		
				間接関連系（格納容器）	・不活性ガス処理系 ・ドライウェル冷却系 ・残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）	－	－	－	－
				原子炉建屋原子炉棟（ブローアウトパネル付き）		－	－		
				直接関連系（原子炉建屋）	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁	－	－		
					ブローアウトパネル		－		

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所					
						内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
				間接関連系（原子炉建屋）	・計装用空気系	－	－		
				格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管		－	－	－	○
				直接関連系（格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管）	主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから主蒸気隔離弁までの配管，弁）	－	－		○
				間接関連系（格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管）	・不活性ガス処理系	－	－		－
				主蒸気流量制限器		－	－		－
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）（ポンプ，熱交換器，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先（ドライウェル及びサプレッション・プール気相部）までの配管，弁，スプレイヘッダ（ドライウェル及びサプレッション・プール）		－	－	－	○
				直接関連系（残留熱除去系）	ポンプミニマムフローラインの配管，弁	－	－		○
					サプレッション・プールストレーナ	－	－		－
				直接関連系（残留熱除去系）	・封水ポンプ，封水ライン配管，弁 ・ポンプテストライン配管，弁	－	－		－
				原子炉建屋ガス処理系（乾燥装置，排風機，フィルタ装置，原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管，弁）		－	－	－	○
				直接関連系（原子炉建屋ガス処理系）	乾燥装置（乾燥機能部分）	－	－		○
					排気筒（原子炉建屋ガス処理系排気管の支持機能）	－	－		－
				間接関連系（原子炉建屋ガス処理系）	・フィルタ装置スペースヒータ	－	－		○
				可燃性ガス濃度制御系（再結合装置，格納容器から再結合装置までの配管，弁，再結合装置から格納容器までの配管，弁）		－	－		○
				直接関連系（可燃性ガス濃度制御系）	残留熱除去系（再結合装置への冷却水供給を司る部分）	－	－		○

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所					
						内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
				間接関連系（可燃性ガス濃度制御系）	－	－	－		－
				遮蔽設備（原子炉遮蔽壁，一次遮蔽壁，二次遮蔽壁）		－	－		－
MS-1	2）安全上必須なその他の構築物，系統及び機器	1）工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系	原子炉緊急停止の安全保護回路		○	－	○	○
				・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路		○	－		
		2）安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系，制御室及びその遮蔽・非常用換気空調系，非常用補機冷却水系，直流電源系（いずれも，MS-1関連のもの）	非常用所内電源系（ディーゼル機関，発電機，発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路）		○	－	○	○
				直接関連系（非常用所内電源系）	燃料系（軽油貯蔵タンク～機関）	○	－		○
					始動用空気系（機関～空気だめ）	○	－		○
					吸気系	○	－		○
					冷却水系	○	－		○
				間接関連系（非常用所内電源系）	・ディーゼル発電機燃料輸送系 ・軽油貯蔵タンク ・始動用空気系（空気圧縮機から始動用空気だめまで） ・排気配管	○	－		○
				中央制御室及び中央制御室遮蔽		○	－		－
				直接関連系（中央制御室及び中央制御室遮蔽）	－	－	－		－
				間接関連系（中央制御室及び中央制御室遮蔽）	－	－	－		－
				中央制御室換気空調系（放射線防護機能及び有毒ガス防護機能）（非常用再循環送風機，非常用再循環フィルタ装置，空調ユニット，送風機，排風機，ダクト及びダンパ）		○	－		○
				直接関連系（中央制御室換気空調系）	－	－	－		－

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所					
						内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
				間接関連系（中央制御室換気空調系）	－	－	－		－
				残留熱除去系海水系（ポンプ，熱交換器，配管，弁（MS-1関連））		○	－		○
				直接関連系（残留熱除去海水系）	ストレーナ（異物除去機能を司る部分），取水路	○	－		○
				間接関連系（残留熱除去海水系）	・取水路スクリーン	○	－		－
				非常用ディーゼル発電機海水系（ポンプ，配管，弁）		○	－		○
				直接関連系（非常用ディーゼル発電機海水系）	ストレーナ（異物除去機能を司る部分），取水路	○	－		○
				間接関連系（非常用ディーゼル発電機海水系）	・取水路スクリーン	○	－		－
				直流電源系（蓄電池，蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路（MS-1関連））		○	－		○
				直接関連系（直流電源系）	－	－	－		－
				間接関連系（直流電源系）	・充電器 ・蓄電池室排気系	○	－		○
				計装制御電源（蓄電池，蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路（MS-1関連））		○	－		○
				直接関連系（計装制御電源）	－	－	－		－
				間接接関連系（計装制御電源）	・充電器 ・蓄電池室排気系	○	－		○
PS-2	1）その損傷又は故障により発生する事象によって，炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが，敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれの	1）原子炉冷却材を内蔵する機能	主蒸気系，原子炉冷却材浄化系（いずれも，格納容器隔離弁の外側のみ）	原子炉冷却材浄化系（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分）		－	－	－	－
				主蒸気系		－	－		

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所				
					内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
	ある構築物，系統及び機器			原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで）	－	－		
		2）原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって，放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設（放射能インベントリの大きいもの），使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む。）	放射性廃棄物処理系（活性炭式希ガスホールドアップ装置）	－	○	－	○
				間接関連系（活性炭式希ガスホールドアップ装置） ・排ガスフィルタ ・排ガス抽出器 ・配管・弁	－	○		
				使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む）	－	○		
				間接関連系（使用済燃料プール） ・燃料プール冷却浄化系（冷却機能を司る範囲）	－	○		
				新燃料貯蔵庫（臨界を防止する機能）（新燃料貯蔵ラック）	－	○		
				使用済燃料乾式貯蔵容器	－	○		
		3）燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料交換機	－	－	－	－
				原子炉建屋クレーン	－	－		
				使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン	－	－		
				直接関連系（燃料取扱設備） 原子炉ウェル	－	－		
				間接関連系（燃料取扱設備） －	－	－		
	2）通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって，その故障により，炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物，系統及び機器	1）安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）	逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）	○	○	－	○
MS-2	1）PS-2の構築物，系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物，系統及び機器	1）燃料プール水の補給機能	非常用補給水系	残留熱除去系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールから燃料プールまでの配管，弁）	－	○	－	○
				直接関連系（残留熱除去系） ポンプミニマムフローラインの配管，弁	－	○		○
				直接関連系（残留熱除去系） サプレッション・プールストレーナ	－	○		－
				直接関連系（残留熱除去系） ・封水ポンプ，封水ライン配管，弁 ・ポンプテストライン配管，弁	－	○		○
		2）放射性	放射性気体廃棄	放射性気体廃棄物処理系（オフガス系）隔離弁	－	○	－	○

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所				
					内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
		物質放出の防止機能	物処理系の隔離弁，排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能以外）	排気筒（原子炉建屋ガス処理系配管の支持機能以外の部分）	－	○		
				燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁	－	○		
			燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	原子炉建屋原子炉棟	－	○	－	○
				直接関連系（原子炉建屋） 原子炉建屋常用換気空調系隔離弁	－	○		
				間接関連系（原子炉建屋） －		○		
MS-2	1）PS-2の構築物，系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物，系統及び機器	2）放射性物質放出の防止機能	燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	原子炉建屋ガス処理系	－	○	－	○
				直接関連系（原子炉建屋ガス処理系） 乾燥装置（乾燥機能部分）	－	○		○
				直接関連系（原子炉建屋ガス処理系） 排気筒（原子炉建屋ガス処理系配管の支持機能）	－	○		－
				間接関連系（原子炉建屋ガス処理系） ・フィルタ装置スペースヒータ	－	○		○
	2）異常状態への対応上特に重要な構築物，系統及び機器	1）事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	・中性子束（起動領域計装） ・原子炉スクラム用電磁接触器の状態 ・制御棒位置	○	－	○	○
				・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・原子炉圧力	○	－	○	○
				・原子炉格納容器圧力 ・サプレッション・プール水温度 ・原子炉格納容器エリア放射線量率（高レンジ）	○	－		
				［冷温停止への移行］ ・原子炉圧力 ・原子炉水位（広帯域） ［サプレッション・プール冷却］ ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・サプレッション・プール水温度	○	－	○	○
				［ドライウェルスプレイ］ ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・原子炉格納容器圧力 ［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	－	－	－	○
		2）異常状態の緩和機能	BWRには対象機能なし	－	－	－	－	－

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所					
					内部火災			内部溢水	
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響	
		3）制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）	制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）の操作回路	○	－	○	○	
PS-3	1）異常状態の起因事象となるものであって，PS-1及びPS-2以外の構築物，系統及び機器	1）原子炉冷却材保持機能（PS-1，PS-2以外のもの）	原子炉冷却圧力バウンダリから除外される計装等の小口径配管	計装配管，弁	－	－	－	－	
				試料採取管，弁	－	－			
				ドレン配管，弁	－	－			
				ベント配管，弁	－	－			
		2）原子炉冷却材の循環機能	原子炉冷却材再循環系	原子炉再循環ポンプ，配管，弁，ライザー管（炉内），ジェットポンプ	－	－	－	－	
		3）放射性物質の貯蔵機能	サプレッション・プール水排水系，復水貯蔵タンク，放射性廃棄物処理施設（放射性インベントリの小さいもの）	復水貯蔵タンク	－	－	－	－	
				液体廃棄物処理系（低電導度廃液収集槽，高電導度廃液収集槽）	－	－			
				間接関連系（液体廃棄物処理系）	・サンプ，ポンプ，配管，弁，ろ過脱塩装置，濃縮装置	－	－		
				固体廃棄物処理系（CUW粉末樹脂沈降分離槽，使用済樹脂槽，濃縮廃液タンク，固体廃棄物貯蔵庫（ドラム缶））		－	－		
				間接関連系（固体廃棄物処理系）	・ポンプ，配管，弁	－	－		
				新燃料貯蔵庫	新燃料貯蔵ラック	－	－		
				給水加熱器保管庫		－	－		
				セメント混練固化装置及び雑固体減容処理設備（液体及び固体の放射性廃棄物処理系）		－	－		
		4）電源供給機能（非常用を除く。）	蒸気タービン 発電機及びその励磁装置 復水系（復水器を含む。） 給水系 循環水系 送電線 変圧器 開閉所	発電機及びその励磁装置（発電機，励磁機）		－	－	－	－
				発電機及びその励磁装置	固定子冷却装置	－	－		
					発電機水素ガス冷却装置	－	－		
					軸密封油装置	－	－		
					励磁電源系	－	－		
				蒸気タービン（主タービン，主要弁，配管）		－	－		
				直接関連系（蒸気タービン）	主蒸気系（主蒸気/駆動源）	－	－		
					タービン制御系	－	－		

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所					
						内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
					タービン潤滑油系	－	－		
				間接関連系（蒸気タービン）	・蒸気乾燥器 ・湿分分離器 ・タービングランド蒸気系 ・タービン補助蒸気系（SJAE）	－	－		
				復水系（復水器を含む）（復水器，復水ポンプ，配管/弁）		－	－		－
				直接関連系（復水系（復水器を含む））	復水器空気抽出系（蒸気式空気抽出系，配管/弁）	－	－		
				間接関連系（復水系（復水器を含む））	－	－	－		
				給水系（電動駆動給水ポンプ，タービン駆動給水ポンプ，給水加熱器，配管/弁）		－	－		
				直接関連系（給水系）	駆動用蒸気	－	－		
				間接関連系（給水系）	－	－	－		
				循環水系（循環水ポンプ，配管/弁）		－	－		
				直接関連系（循環水系）	取水設備（屋外トレンチを含む）	－	－		
				間接関連系（循環水系）	放水路		－		
		4）電源供給機能（非常用を除く。）	蒸気タービン 発電機及びその励磁装置 復水系（復水器を含む。） 給水系 循環水系 送電線 変圧器 開閉所	常用所内電源系（発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路（MS-1関連以外））		－	－	－	－
				直流電源系（蓄電池，蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路（MS-1関連以外））		－	－	－	－
				計装制御電源系（電源装置から常用計装制御装置までの配電設備及び電路（MS-1関連以外））		－	－	－	－
				送電線		－	－	－	－
				変圧器（所内変圧器，起動変圧器，予備変圧器，電路）		－	－		
				直接関連系（変圧器）	油劣化防止装置	－	－		
					冷却装置	－	－		
				間接関連系（変圧器）	－		－		
				開閉所（母線，遮断器，断路器，電路）		－	－	－	－
		5）プラント計測・制	原子炉制御系（制御棒価値ミニマ	・原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む。） ・原子炉核計装		－	－	－	－

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所					
						内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
		御機能(安全保護機能を除く。)	イザを含む。)，原子炉核計装，原子炉プラントプロセス計装	・原子炉プラントプロセス計装					
		6) プラント運転補助機能	所内ボイラ，計装用圧縮空気系	補助ボイラ設備（補助ボイラ，給水タンク，給水ポンプ，配管/弁）		－	－	－	－
				直接関連系（補助ボイラ設備）	電気設備（変圧器）	－	－		－
				間接関連系（補助ボイラ設備）	・重油移送系		－		－
				所内蒸気系及び戻り系（ポンプ，配管/弁）		－	－		－
				計装用圧縮空気設備（空気圧縮機，中間冷却器，配管，弁）		－	－		－
				直接関連系（計装用圧縮空気設備）	後部冷却器	－	－		－
					気水分離機	－	－		－
					空気貯槽	－	－		－
				間接関連系（計装用圧縮空気設備）	－	－	－		－
				原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却ポンプ，熱交換器，配管/弁）		－	－		○
				直接関連系（原子炉補機冷却水系）	サージタンク	－	－		－
				間接関連系（原子炉補機冷却水系）	－	－	－		－
				タービン補機冷却水系（タービン補機冷却ポンプ，熱交換器，配管/弁）		－	－		－
				直接関連系（タービン補機冷却水系）	サージタンク	－	－		－
				間接関連系（タービン補機冷却水系）	－	－	－		－
				補機冷却海水系（補機冷却海水ポンプ，配管/弁，ストレーナ）		－	－	－	－

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所					
						内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
				復水補給水系（復水移送ポンプ，配管/弁）		－	－		○
				間接関連系（復水補給水系）	－		－	－	－
	2）原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物，系統及び機器	1）核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管	－	－	－	－	－
				上/下部端栓	－	－	－		
				タイロッド	－	－	－		
		2）原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系，復水浄化系	原子炉冷却材浄化系（再生熱交換器，非再生熱交換器，CUWポンプ，ろ過脱塩装置，配管，弁）	－	－	－	－	－
				復水浄化系（復水ろ過装置，復水脱塩装置，配管，弁）	－	－	－		
MS-3	1）運転時の異常な過渡変化があっても，MS-1，MS-2とあいまって，事象を和する構築物，系統及び機器	1）原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁（逃がし弁機能），タービンバイパス弁	逃がし安全弁（逃がし弁機能）		－	－	－	－
				直接関連系（逃がし安全弁（逃がし弁機能））	原子炉圧力容器からの逃がし安全弁までの主蒸気配管		－		
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁		－		
				間接関連系（逃がし安全弁（逃がし弁機能））	高圧窒素ガス供給系	－	－		
				タービンバイパス弁		－	－	－	－
				直接関連系（タービンバイパス弁）	原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管	－	－		
					駆動用油圧源（アキュムレータ，アキュムレータからター	－	－		

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所					
						内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
					ビンバイパス弁までの配管，弁）				
				間接関連系（タービンバイパス弁）	駆動用油圧系	－	－		
		2）出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系（再循環ポンプトリップ機能，制御棒引抜監視装置）	・原子炉再循環系 ・制御棒引き抜き阻止回路 ・選択制御棒挿入回路		－	－	－	－
		3）原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系	制御棒駆動水圧系（ポンプ，復水貯蔵タンク，復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管，弁）		－	－	－	－
				直接関連系（制御棒駆動水圧系）	ポンプサクションフィルタ	－	－		
					ポンプミニマムフローライン配管，弁	－	－		
				間接関連系（制御棒駆動水圧系）	－	－	－		
				原子炉隔離時冷却系（ポンプ，タービン，復水貯蔵タンク，復水貯蔵タンクから注水先までの配管，弁）		－	－	－	－
				直接関連系（原子炉隔離時冷却系）	ポンプサクションフィルタ	－	－		
					ポンプミニマムフローライン配管，弁	－	－		
					潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管	－	－		

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		内部火災			内部溢水	
					原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響	
		4)原子炉冷却材の再循環流量低下の緩和機能	原子炉再循環ポンプMGセット	原子炉再循環ポンプMGセット	－	－	－	－	
		5)タービントリップ	BWRには該当機能なし	－	－	－	－	－	
	2）異常状態への対応上必要な構築物，系統及び機器	1）緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所，試料採取系，通信連絡設備，放射能監視設備，事故時監視計器の一部，消火系，安全避難通路，非常用照明	緊急時対策所	－	－	－	－	
				直接関連系（緊急時対策所） 情報収集設備	－	－		－	
				直接関連系（緊急時対策所） 通信連絡設備	－	－		－	
				直接関連系（緊急時対策所） 資料及び機材	－	－		－	
				直接関連系（緊急時対策所） 遮蔽設備	－	－		－	
				試料採取系（異常時に必要な下記の機能を有するもの。原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析，原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析）	－	－		－	
				通信連絡設備（１つの専用回路を含む複数の回路を有する通信連絡設備）	－	－		－	
				放射線監視設備	－	－		○（一部）	
				事故時監視計器の一部	－	－		○（一部）	
				消火系（水消火設備，泡消火設備，二酸化炭素消火設備，等）	－	－		－	
				直接関連系（消火系） 消火ポンプ（電動及びディーゼル駆動）	－	－		－	
				直接関連系（消火系） ろ過水タンク，多目的タンク	－	－		－	
				直接関連系（消火系） 火災検出装置（受信機含む）	－	－		－	
				直接関連系（消火系） 防火扉，防火ダンパ，耐火壁，隔壁（消火設備の機能を維持担保するために必要なもの）	－	－		－	

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

重要度分類指針				東海第二発電所				
					内部火災			内部溢水
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		原子炉の安全停止	放射性物質の貯蔵又は閉じ込め	火災による機能影響※1	溢水による機能影響
				安全避難通路	－	－		－
				直接関連系（安全避難通路） 安全避難用扉	－	－		－
				非常用照明	－	－		－

※1　火災による影響を考慮し，重要度に応じて火災防護対策を図る対象。

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ない。	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ない。	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。	

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
	【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。	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	

新規制基準の項目		適 合 状 況	備考
	【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。 ・ ポンプ，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 ・ 原子炉ウェル，機器貯蔵プール（ＢＷＲ） ・ 原子炉キャビティ（キャナルを含む。）（ＰＷＲ）	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ことを確認した。 「容器，配管その他の設備」の範囲は，以下のとおり。 ・ ポンプ，弁 ・ 使用済燃料貯蔵プール ・ サイトバンカプール ・ 原子炉ウェル，ドライヤセパレータプール	

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を評価した。 ○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	【解釈】 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。 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プールへの給水機能を維持できる措置をいう。	「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プール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
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。 ・ ポンプ，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 ・ 原子炉ウェル，機器貯蔵プール（ＢＷＲ） ・ 原子炉キャビティ（キャナルを含む。）（ＰＷＲ）	「容器，配管その他の設備」の範囲は，以下のとおり。 ・ ポンプ，弁 ・ 使用済燃料貯蔵プール ・ サイトバンカプール ・ 原子炉ウェル，ドライヤセパレータプール	

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドへの適合状況

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドへの適合確認

「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
１．総則 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。 本評価ガイドは，原子力発電所内で発生する溢水に対し，原子炉施設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。 ここで，考慮する溢水源は，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）を対象にする。	１．総則 東海第二発電所については，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，独立した区画への分散配置や堰の設置，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な設計としている。 今回，溢水評価ガイドに従い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。	
1.1 一般 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１２条において，発電用原子炉施設内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。 本評価ガイドで対象とする溢水源は，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。 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。 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。	1.1 一般 (1) 重要度の特に高い安全機能を有する系統 プラント出力運転時の原子炉停止フローに基づき，原子炉停止後の原子炉の除熱及び低温停止を達成するために必要な関連系統等も合わせて抽出することで，原子炉を「止める」「冷やす」，「閉じ込める」の機能を果たす系統を抽出した。 (2) 使用済燃料プールの冷却，給水機能 使用済燃料プールの冷却，給水機能を適切に維持するために必要な防護対象系統を抽出した。 (3) 建屋外からの溢水 防護対象設備が設置されている建屋の外から屋内への溢水影響として，タービン建屋に設置されている循環水管（伸縮継手）及び耐震Ｂ，Ｃクラス設備からの溢水，屋外タンク及び貯水池等を対象として抽出した。	
1.2 適用範囲 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。 1.3 関連法規 略 1.4 用語の定義 略		

「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
２．原子炉施設の溢水評価 2.1 溢水源及び溢水量の想定 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。 (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 (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 (3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 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仮定する。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。 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，非共用機器に係わ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。 なお，上記（３）の地震に起因する溢水量の想定において，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。 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 破損を想定する機器は，配管（容器の一部であって，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。分類にあたっては，付録Ａによること。（解説－２．１．１－１） 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。（流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価については附属書Ａを参照のこと。） 溢水量は，以下を考慮して破損を想定する系統が漏えいするものとして求める。 ・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 の長さと配管肉厚の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） 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） 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。 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） 漏えい停止を運転員等の手動操作に期待する場合にあたっては，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。	２．原子炉施設の溢水評価 2.1 溢水源及び溢水量の想定 溢水源としては，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。 （１），（２）の溢水源の想定については，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仮定している。また，一系統にて多重化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。 （３）の地震に起因する溢水量の想定においては，耐震Ｂ，Ｃクラスのうち基準地震動Ｓｓによる地震力に対して耐震性が確保されない配管や容器からの溢水を評価し，防護対象設備の機能が喪失しないことを確認する。 なお，津波については，タービ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。 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。 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 破損を想定する機器は，配管とし，配管の破損は，内包する液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。 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。環境への影響が大きいと考えられる蒸気漏えいに関して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。 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。 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。評価は全円周状破損を想定する地震による溢水評価側で実施する。（循環水系の弁は急閉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。）	

「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
解説－２．１．１－１ 流体を内包する容器の破損による漏水について 容器の破損による溢水については，接続される配管の破損による溢水の評価に代表する。 解説－２．１．１－２ 低エネルギー配管に想定する貫通クラック 本評価ガイドでは，低エネルギー配管について貫通クラックを想定することを原則としている。これは，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，低温低圧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疲労によるき裂の進展は小さいことから，(1/2)D×(1/2)t クラックを想定すれば保守的な評価となるという考え方に基づいている。この考え方は，米国ＮＲＣのBTP3-4を参考としている。 また，低エネルギー配管に想定する貫通クラッ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４０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堰の高さを求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。 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事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，国内において大漏えいは発生していない。 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。		
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。なお，スプリンク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。	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．火災検知により作動するスプリンクラーからの放水 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。	

「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
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ついては，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。 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） 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） なお，当該区画にスプリンクラーが設置され，スプリンクラー装置の作動による溢水がある場合は，スプリンク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。 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に係る審査基準」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。	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 建屋内での消火栓による消火活動を想定し，消火活動が連続して実施される時間を見込んで放水量を算定している。具体的には３時間の消火活動を見込んで溢水量を算定している。 火災源が小さいエリアの場合は，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－4－5(1)の規定による「火災荷重」及び「等価時間」での溢水量を想定できるが，評価を保守的にするために考慮していない。 消火活動においては，扉を開放して実施することから扉からの流出も考慮して評価している。	
(2) 高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放水が同時に発生する溢水 溢水防護区画に自動作動するスプリンクラーと高エネルギー配管が存在する場合については，火災を検知して作動するスプリンクラー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クラーの作動方式から，高エネルギー配管の破損によってもスプリンクラーが作動しないことの根拠と妥当性が示される場合は，高エネルギー配管破断とスプリンクラー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。 スプリンクラー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。	(2) 高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放水が同時に発生する溢水 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が存在しないことから対象外である。	
(3) 原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水 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）により放出されるスプレイ水を想定する。 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の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系統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，スプレイ水による溢水を考慮しないことができる。	(3) 原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水 スプレイ系統は単一故障による誤作動が発生しないよう設計上考慮されている。また，原子炉格納容器内の防護対象設備は耐環境仕様となっていることから，溢水による影響をうけることはない。	

「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
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。 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。 溢水量は，以下を考慮して求める。 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。 ② 容器の場合は，容器内保有水の全量流出を想定する。 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。 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ければならない。また，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ければならない。 漏えい停止を運転員等の手動操作に期待する場合にあたっては，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ければならない。 解説―２．１．３－１ 「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 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。	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 耐震Ｂ，Ｃクラス機器のうち基準地震動S_sに対する耐震性を有することを確認するものは溢水源として想定しないこととする。 具体的には，耐震Ｂ，Ｃクラス機器（配管，容器）のうち，機器の破損による溢水防止の観点から基準地震動S_sによる地震力に対して評価を実施し，耐震性が確保されるものは溢水源から除外する。 溢水量は，以下を考慮して求める。 ① 配管は，原則，配管の高さや引き回し等を考慮せず，系統の全保有水量が漏えいするものとする。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。 ② 容器の場合は，容器内保有水の全量流出を想定する。	

「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
(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。	(2) 使用済燃料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。	
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。 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。 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。	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 溢水の影響評価にあたっては，算定した溢水量により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（多重化又は多様化された系統が同時にその機能を失わないこと）を確認している。 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を確認している。	
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。	2.2.2 溢水から防護すべき対象設備 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抽出し防護対象設備としている。	
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。	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を設定し，防護対象設備の系統図及び配置図の照合により，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。	

「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
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－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。 (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。 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。 (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っては，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 ②価対象区画の床面開口部にあっては，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	2.2.4 溢水影響評価 溢水影響評価においては，防護対象設備が没水，被水又は蒸気の影響に対し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。 (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。 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区画への流出がないように溢水経路を設定している。 (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。 (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，考慮しないものとしている。	

「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
(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。	(c) 壁貫通部 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。	
(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，当該扉から隣室への流出は考慮しないものとする。	(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，当該扉から隣室への流出は考慮しない。	
(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。	(e) 排水設備 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。	
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なるように設定）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。	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なるように溢水経路を設定している。	
(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。 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。	(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は水位差による流入量を考慮している。 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又は閉止措置がされている場合はその効果を考慮している。	
(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。	(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している。	

「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
(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。 (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。 (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。 (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。 (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－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。 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(m^3) 「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，「２．２．４（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。	(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を考慮することとしている。 なお，評価対象区画の境界壁の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ていない。 (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している。 水密扉については，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。 (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，流路制限措置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。 (f) 排水設備 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。 (2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 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(m^3)	

「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
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。 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） $X=\frac{\tan\phi+\sqrt{\tan^2\phi+(2gH)/(V^2\cos^2\phi)}}{g/(V^2\cos^2\phi)}$ $V=\sqrt{2gP/\gamma}$ （トリチェリの定理） 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) 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。 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。	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。 ｂ．被水による影響評価 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，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策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。 ｃ．蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 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。環境への影響が大きいと考えられる蒸気漏えいに関して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 ターミナルエンド部以外については，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。	

「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
(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。 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いことを確認する。 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。 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，以下の項目について確認する。 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。 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） 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。 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。 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にあっては，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。 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。 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接近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。 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。	(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没水，被水及び蒸気の要求を満足しているか確認している。 ａ．没水による影響評価 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，防護対象設備の機能喪失高さを超えない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，溢水の影響により接近の可能性が失われないことを確認している。 ｂ．被水による影響評価 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，被水に対する保護構造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。	

「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
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。 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，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。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。 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，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。	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。環境への影響が大きいと考えられる蒸気漏えいに関して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。	

「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
(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）。 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。	(4) 溢水による影響評価の判定 内部溢水に対して，防護対象設備が，その安全機能を失わないこと（多重化又は多様化された系統が同時にその機能を失わないこと）を確認している。	
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 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。	３．使用済燃料プールの溢水評価 3.1 溢水源及び溢水量の想定 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している。	
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の長さと配管肉厚の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。）	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 破損を想定する機器は，配管とし，配管の破損は，内包する液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。 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。環境への影響が大きいと考えられる蒸気漏えいに関して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。 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。	
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 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。 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	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 a．火災検知により作動するスプリンクラーからの放水 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。 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 建屋内での消火栓による消火活動を想定し，消火活動が連続して実施される時間を見込んで放水量を算定している。具体的には３時間の消火活動を見込んで溢水量を算定している。 火災源が小さいエリアの場合は，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－4－5(1)の規定による「火災荷重」及び「等価時間」での溢水量を想定できるが，評価を保守的にするために考慮していない。 消火活動においては，扉を開放して実施することから扉からの流出も考慮して評価している。	

「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
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，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。	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水 流体を内包する機器（配管，容器）のうち，基準地震動S_s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S_sに対する地震力に対して評価を実施し，耐震性が確保されるものは溢水源から除外する。 (2) 使用済燃料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。	
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「プールへの給水」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）冷却系に外乱が生じ，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）を保安規定で定めた水温（65℃以下）以下に維持できること。 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。	3.2 溢水影響評価 3.2.1 使用済燃料プールに対する溢水影響評価 基準地震動S_sにおけるスロッシングによる使用済燃料プールからの溢水量がプール外に流出した際の使用済燃料プール水位を求め，プール冷却及び使用済燃料の遮蔽に必要な水位が確保されていることを確認している。	
3.2.2 溢水から防護すべき対象設備 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。	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。	
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。	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置図の照合により，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，溢水の影響により接近の可能性が失われないことを確認している。	

「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
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。	3.2.4 溢水影響評価 溢水影響評価においては，防護対象設備が没水，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。	
(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	(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。	
(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．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	(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。	
(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。 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	(3) 影響評価 防護すべき対象機器が没水，被水及び蒸気の要求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。	
(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こと。	(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。	
4. 附則 略		

設置許可基準規則第十二条の要求について

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。

1. 要求事項

第十二条における要求事項を整理すると以下の通り。

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。

1.1　第十二条 第２項への適合について

1.1.1　定義

「多重性」，「多様性」，「独立性」の定義については，「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」第二条第２項にて以下のように定められている。

【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】

第二条

第２項

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。

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。

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。

※「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

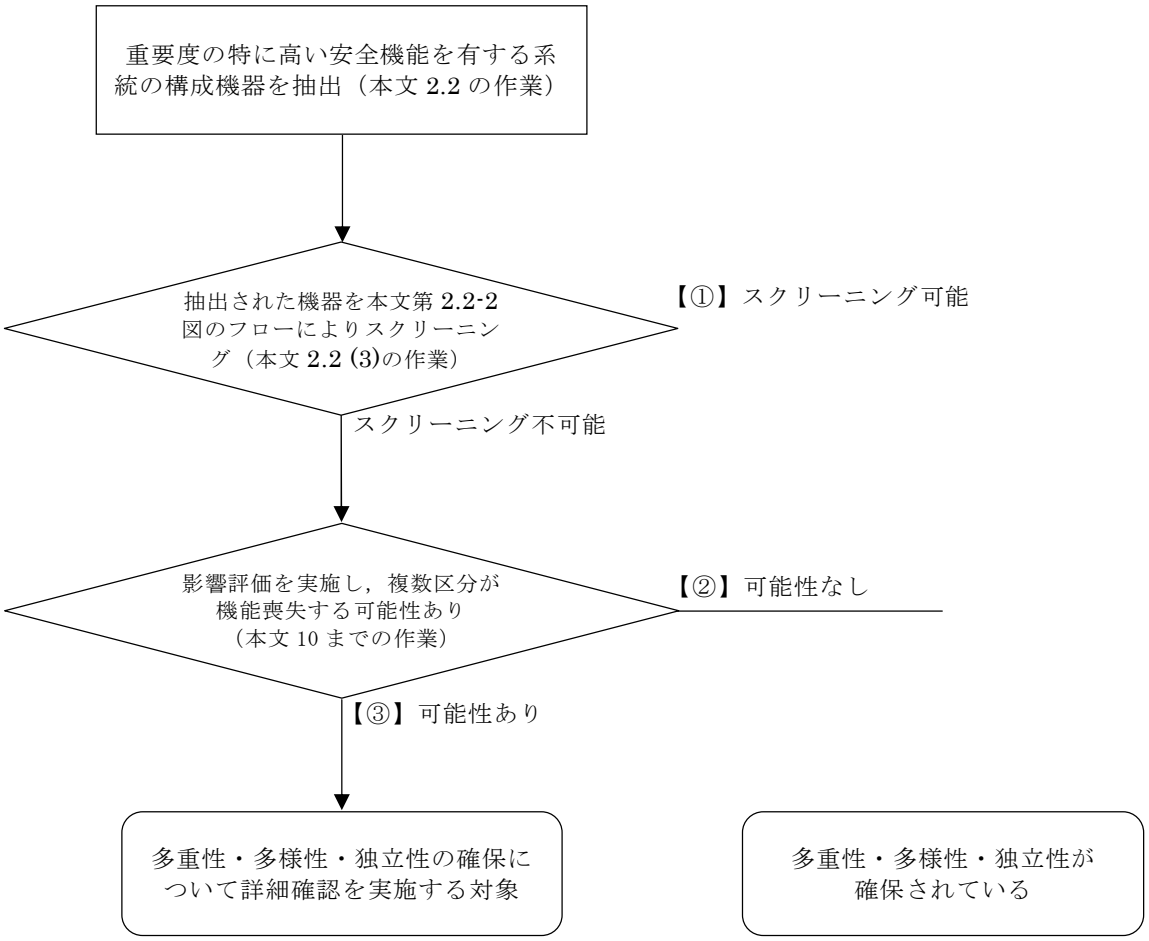
あって，例えば環境の温度，湿度，圧力又は放射線等による影響因子，系統若しくは機器に供給される電力，空気，油，冷却水等による影響因子及び地震，溢水又は火災等の影響をいう。（同解釈より）

1.1.2　確認プロセス

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。

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。

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。



第 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

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

1.1.3　詳細確認

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，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から機能は維持される。

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。

1.1.3.1　想定破損による溢水の影響

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，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。また，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。

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。

1.1.3.2　消火水による溢水の影響

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，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。

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。

1.1.3.3　地震時の溢水の影響

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，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。

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。

1.1.4　火災対応での措置の考慮について

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，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。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。

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。

【ほう酸水注入系の火災対策】

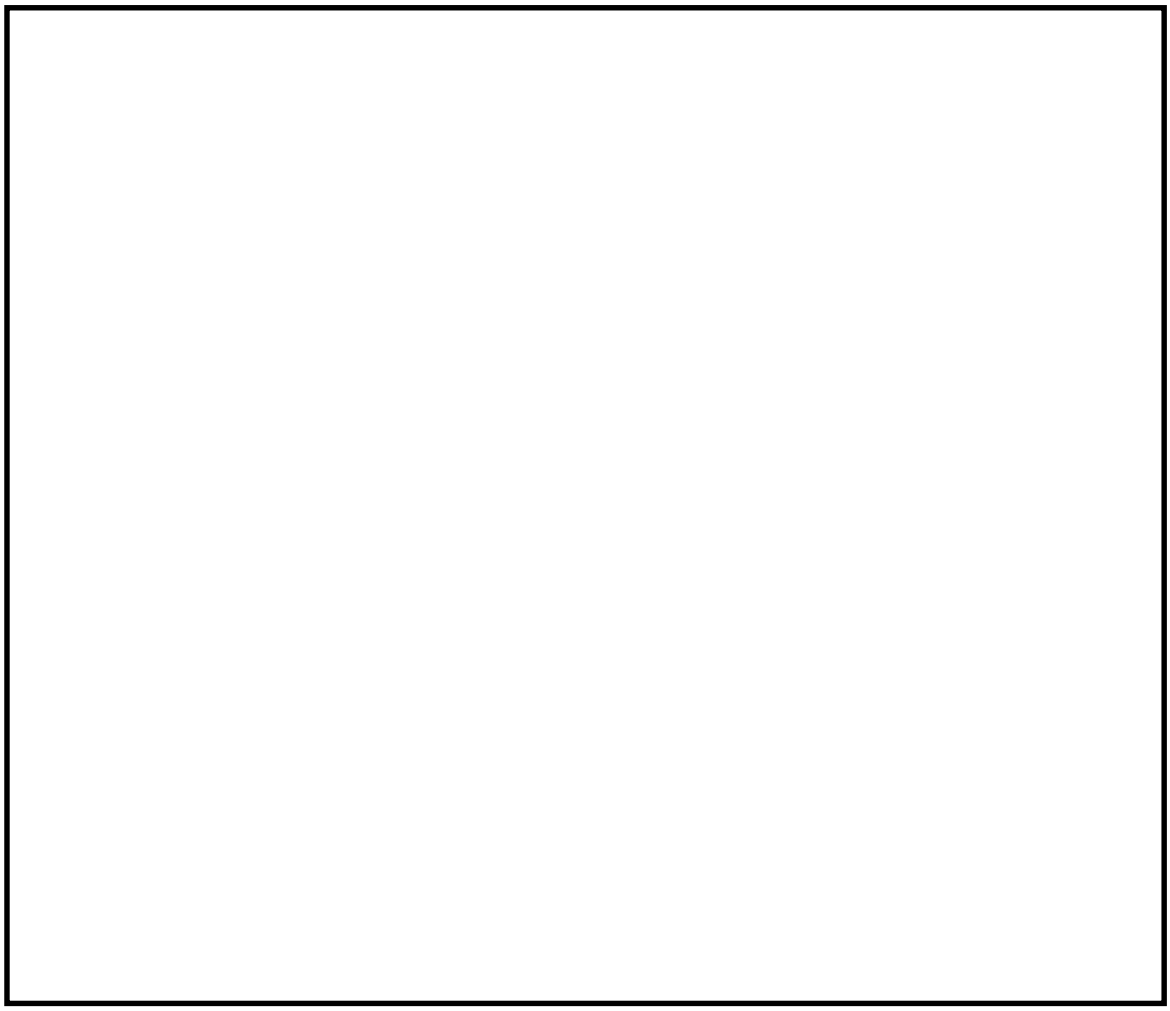
(1) ほう酸水注入ポンプ（ＳＬＣポンプ）Ａを火災源とした場合の影響軽減

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。

【非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の火災対策】

(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

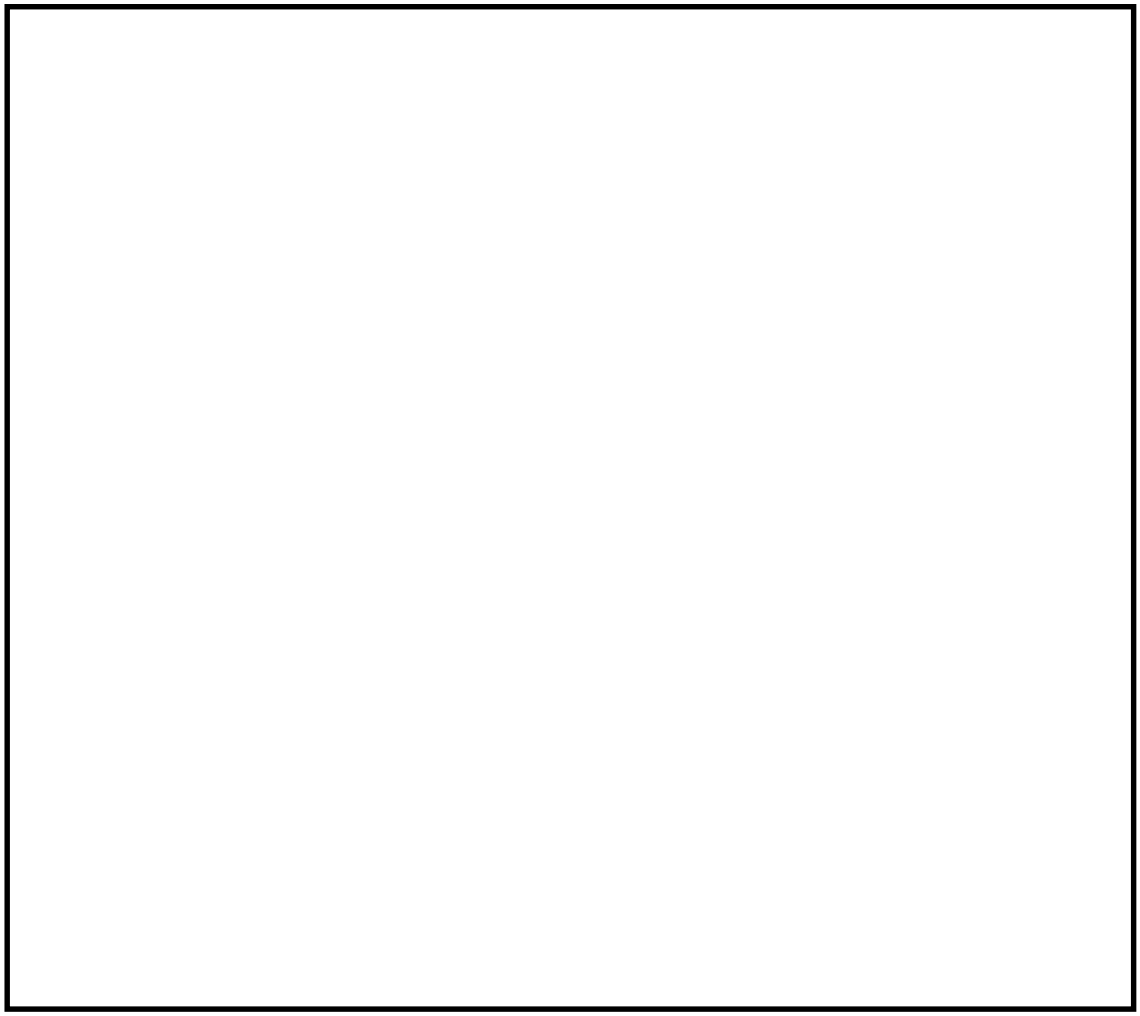
火災影響評価から，耐火隔壁により分離することにより影響軽減を図る。



第2図　ほう酸水注入系，非常用ガス処理系及び
非常用ガス再循環系の火災対策及び溢水対策

【可燃性ガス濃度制御系の火災対策】

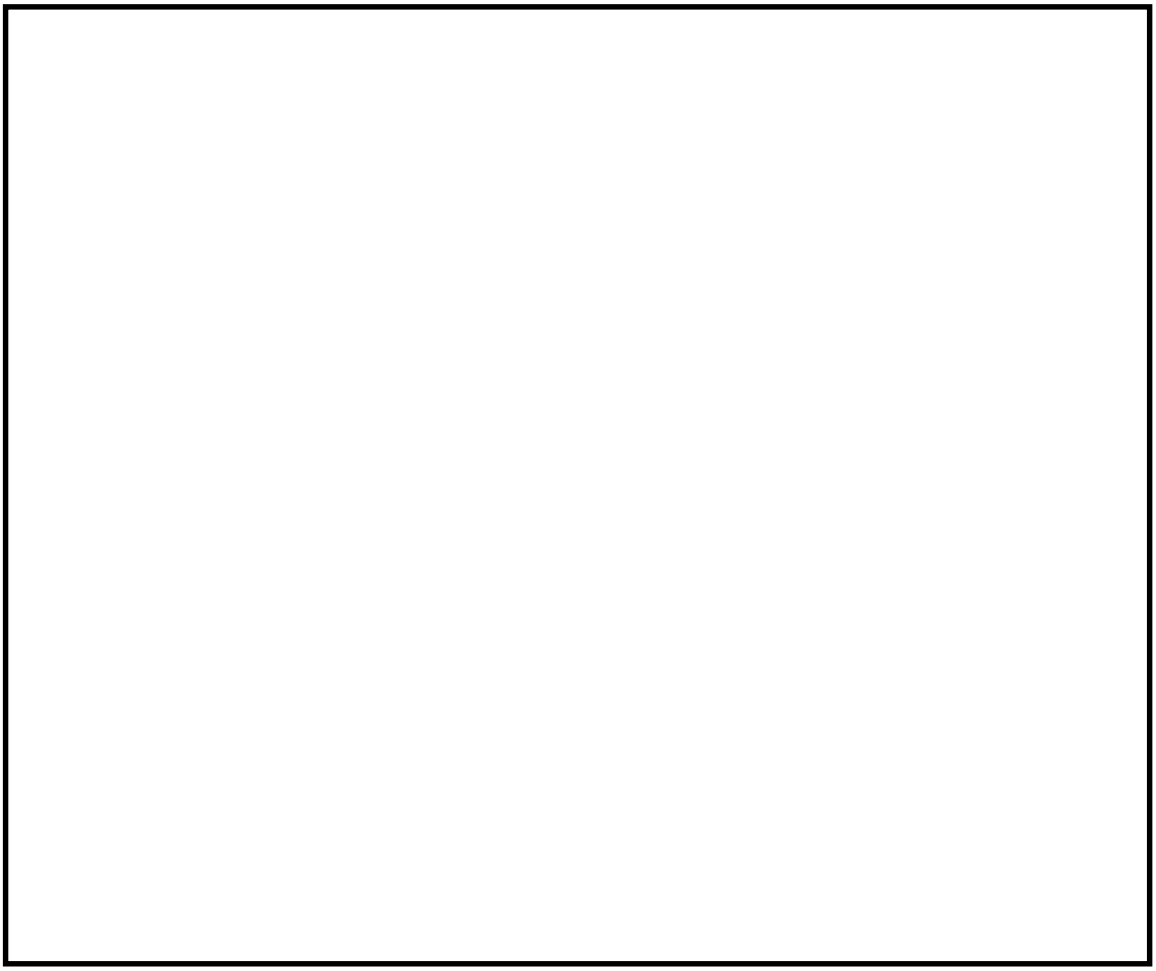
(3)可燃性ガス濃度制御系については，設置エリアを東西に区域分離する。



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

【中央制御室換気空調系の火災対策】

(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。

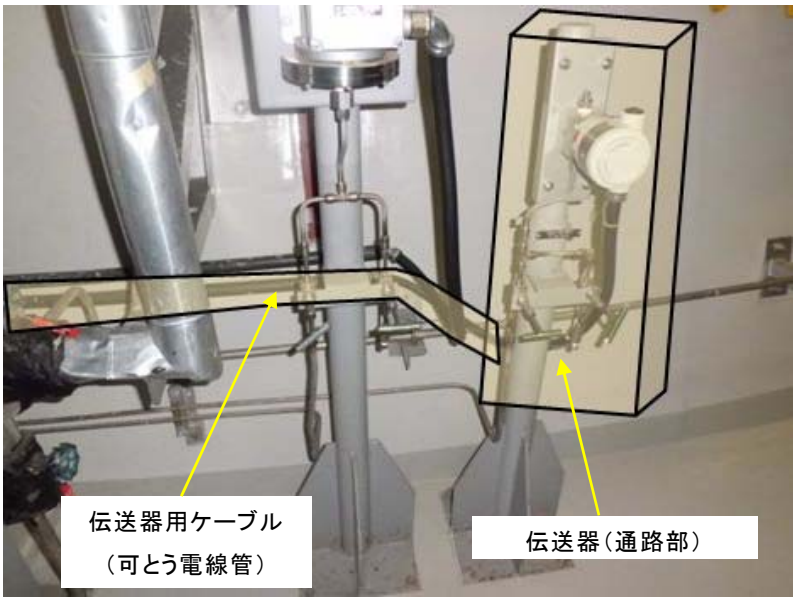


第 4 図　中央制御室換気空調系機器の火災対策及び溢水対策

【その他個別機器の系統分離について】

(5) ３時間耐火隔壁等

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。



格納容器圧力伝送器（PT-26-79.51A）

1.2　第十二条 第３項への適合について

1.2.1　自然現象による溢水影響の考慮

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，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。

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，補足説明資料-4 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。

なお，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。

内部溢水影響評価における判定表

1. はじめに

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た判定表について以下にまとめる。

2. 安全機能整理表

「重要度の特に高い安全機能を有する系統及び使用済燃料プールの冷却・給水機能を有する系統」について，内部溢水影響評価における要求事項を第 1 表～第 6 表の安全機能整理表に整理した。

内部溢水影響評価の判定としては，3 項から 13 項の判定基準により，防護対象設備の機能が維持されていることを確認する。詳細な評価結果については，想定破損評価，消火水評価及び地震による溢水影響評価の各評価に示す。

3.　緊急停止機能

【判定基準】

水圧制御ユニットの機能が維持されていること。

第１表　安全機能整理表(1/6)

原子炉施設	
緊急停止機能【ＨＣＵ(Ｉ系) and ＨＣＵ(Ⅱ系)】	
水圧制御ユニット（ＨＣＵ）	
Ｉ系	Ⅱ系

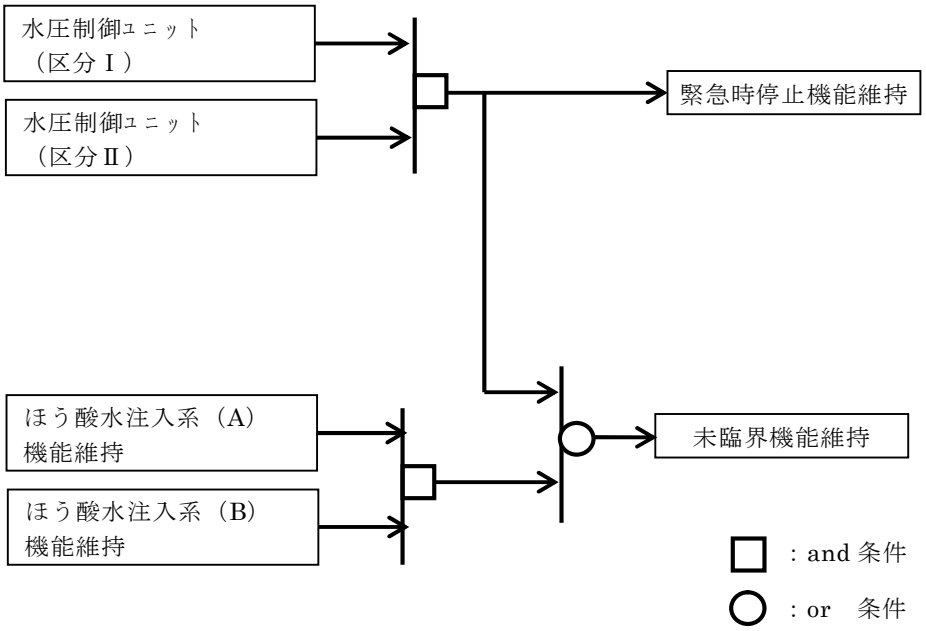
4.　未臨界維持機能

【判定基準】

水圧制御ユニットの機能又は，ほう酸水注入系の機能が維持されていること。

第 2 表　安全機能整理表(2/6)

原子炉施設			
未臨界維持機能【{HCU(Ⅰ) and HCU(Ⅱ)} or {ＳLC(A) and ＳLC(B)}】			
緊急停止機能		未臨界維持機能	
水圧制御ユニット（ＨＣＵ）		ほう酸水注入系（ＳＬＣ）	
Ⅰ系	Ⅱ系	Ａ系	Ｂ系



5.　高温停止機能

【判定基準】

区分Ⅰ～Ⅲの高温停止機能のうち２区分以上の機能が維持されていることを基本とし，２区分以上が機能維持できない場合は，個別に安全機能を確認し，独立した２系統以上の機能が維持すること。

（区分Ⅰ）

自動減圧系（A）の機能が維持されており，かつ残留熱除去系（低圧注水モード）（A）又は低圧炉心スプレイ系の機能が維持されていること。

（区分Ⅱ）

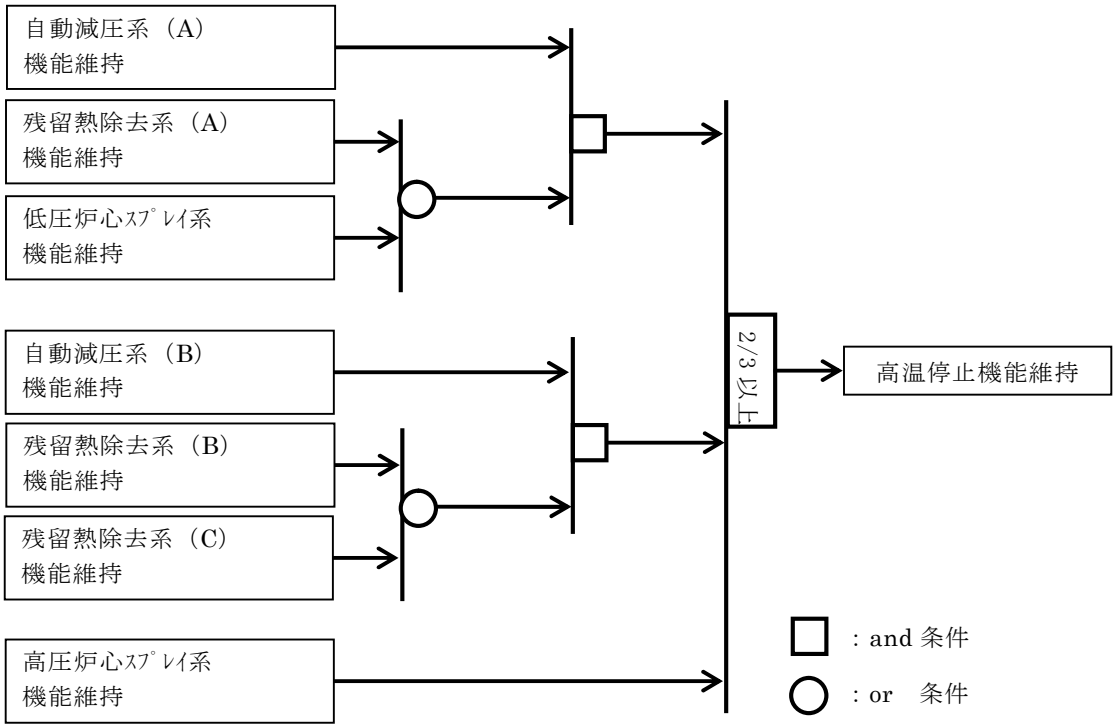
自動減圧系（B）の機能が維持されており，かつ残留熱除去系（低圧注水モード）（B）又は（C）の機能が維持されていること。

（区分Ⅲ）

高圧炉心スプレイ系の機能が維持されていること。

第３表　安全機能整理表(3/6)

<table>
<tr><td colspan="7">原子炉施設</td></tr>
<tr><td colspan="7">高温停止機能【２区分以上】</td></tr>
<tr><td colspan="3">区分Ⅰ
【ＡＤＳ（A）and｛ＲＨＲ（A）or
ＬＰＣＳ｝】</td><td colspan="3">区分Ⅱ
【ＡＤＳ（B）and｛ＲＨＲ（B）or
ＲＨＲ（C）｝】</td><td>区分Ⅲ
ＨＰＣＳ</td></tr>
<tr><td>自動
減圧系</td><td>残留熱
除去系</td><td>低圧炉心
ｽﾌﾟﾚｲ系</td><td>自動
減圧系</td><td colspan="2">残留熱除去系</td><td>高圧炉心
ｽﾌﾟﾚｲ系</td></tr>
<tr><td>Ａ系</td><td>Ａ系</td><td>Ⅰ系</td><td>Ｂ系</td><td>Ｂ系</td><td>Ｃ系</td><td>Ⅲ系</td></tr>
</table>


自動減圧系（A）
機能維持
残留熱除去系（A）
機能維持
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系
機能維持
自動減圧系（B）
機能維持
残留熱除去系（B）
機能維持
残留熱除去系（C）
機能維持
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系
機能維持
2/3以上
高温停止機能維持
：and 条件
：or　条件

6.　原子炉隔離時冷却系注水機能

【判定基準】

原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系の機能が維持されていること。

7.　手動逃がし機能

【判定基準】

逃がし安全弁機能又は，自動減圧系（A）又は（B）の機能が維持されていること。

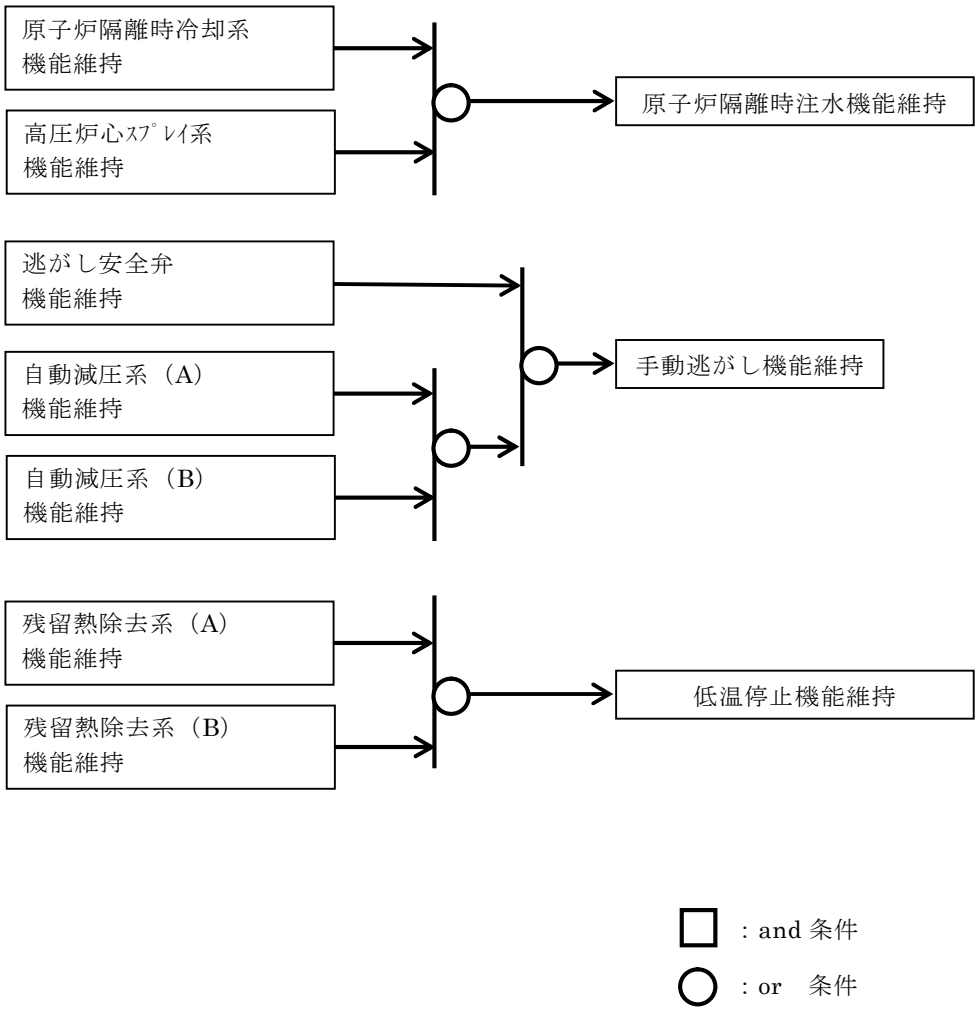
8.　低温停止機能

【判定基準】

残留熱除去系（停止時冷却モード）（A）又は（B）の機能が維持されていること。

第 4 表　安全機能整理表(4/6)

<table>
<tr><td colspan="7">原子炉施設</td></tr>
<tr><td colspan="2">原子炉隔離時注水機能
【ＲＣＩＣ or ＨＰＣＳ】</td><td colspan="3">手動逃がし機能
【ＳＲＶ(Ⅰ･Ⅱ) or ＡＤＳ(A) or ＡＤＳ(B)】</td><td colspan="2">低温停止機能
【RHR(A) or RHR(B)】</td></tr>
<tr><td>原子炉隔離
時冷却系</td><td>高圧炉心
ｽﾌﾟﾚｲ系</td><td>逃がし
安全弁</td><td colspan="2">自動
減圧系</td><td colspan="2">残留熱
除去系</td></tr>
<tr><td>Ⅰ系</td><td>Ⅲ系</td><td>Ⅰ・Ⅱ系</td><td>Ａ系</td><td>Ｂ系</td><td>Ａ系</td><td>Ｂ系</td></tr>
</table>


原子炉隔離時冷却系
機能維持
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系
機能維持
原子炉隔離時注水機能維持
逃がし安全弁
機能維持
自動減圧系（A）
機能維持
自動減圧系（B）
機能維持
手動逃がし機能維持
残留熱除去系（A）
機能維持
残留熱除去系（B）
機能維持
低温停止機能維持
：and 条件
：or　条件

9.　閉じ込め機能

【判定基準】

下記に示す全ての機能が維持されていること。

（隔離弁機能）

区分Ⅰ又は区分Ⅱの隔離弁機能が維持されていること。

（非常用ガス処理系）

非常用ガス処理系（A）又は（B）の機能が維持されていること。なお，配管の一部については単一設計となっているが，安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できることを確認している。

（可燃性ガス濃度制御系）

可燃性ガス濃度制御系（A）又は（B）の機能が維持されていること。

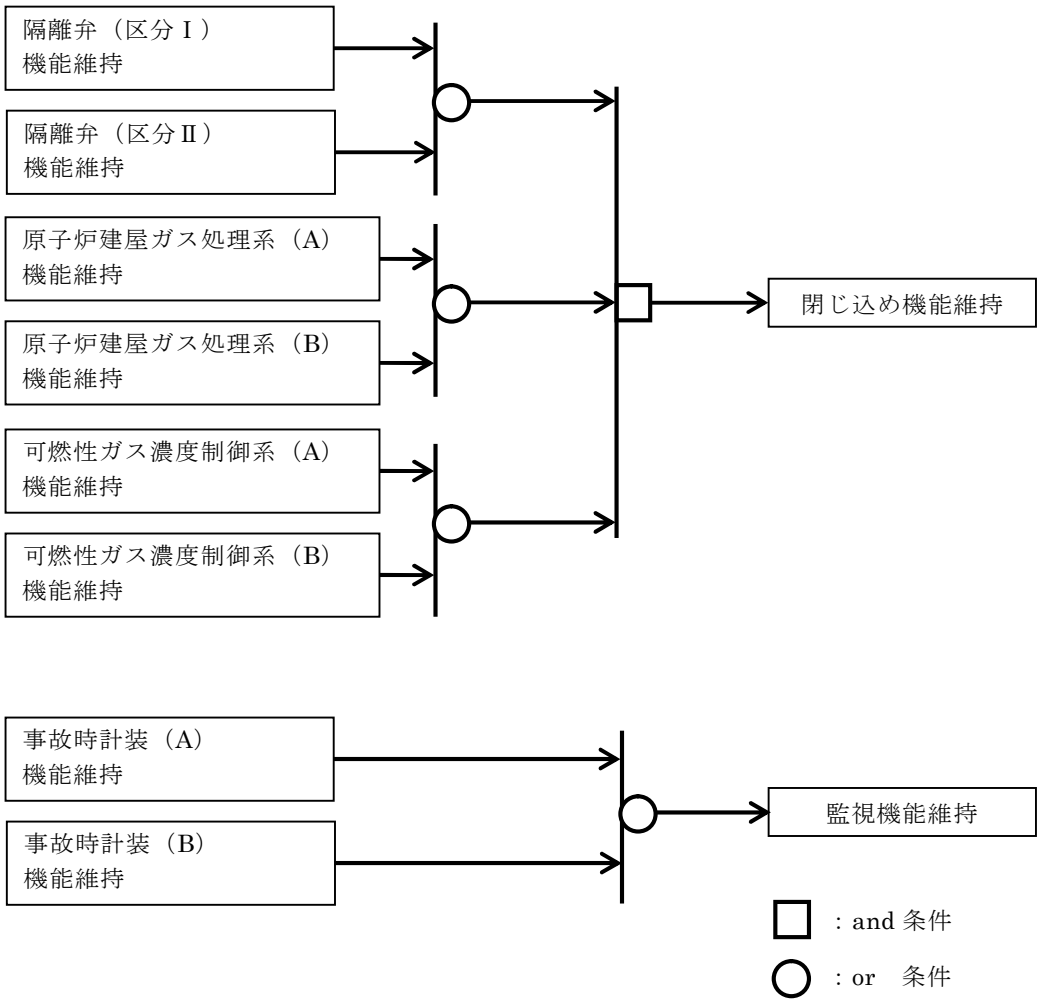
10.　監視機能

【判定基準】

（A）系又は（B）系の事故時計装系の機能が維持されていること。

第5表　安全機能整理表(5/6)

<table>
<tr><td colspan="8">原子炉施設</td></tr>
<tr><td colspan="6">閉じ込め機能
【ＰＣＩＳ and ＦＲＶＳ・ＳＧＴＳ and ＦＣＳ】</td><td colspan="2">監視機能
【A系 or B系】</td></tr>
<tr><td colspan="2">隔離弁機能
【ＰＣＩＳ(Ⅰ) or ＰＣＩＳ(Ⅱ)】</td><td colspan="2">非常用ｶﾞｽ処理系
【ＦＲＶＳ･ＳＧＴＳ(A) or ＦＲＶＳ･ＳＧＴＳ(B)】</td><td colspan="2">可燃性ｶﾞｽ濃度制御系
【ＦＣＳ(A) or ＦＣＳ(B)】</td><td colspan="2" rowspan="2">事故時計装系</td></tr>
<tr><td>Ⅰ系</td><td>Ⅱ系</td><td>A系</td><td>B系</td><td>A系</td><td>B系</td></tr>
</table>


隔離弁（区分Ⅰ）
機能維持
隔離弁（区分Ⅱ）
機能維持
原子炉建屋ガス処理系（A）
機能維持
原子炉建屋ガス処理系（B）
機能維持
可燃性ガス濃度制御系（A）
機能維持
可燃性ガス濃度制御系（B）
機能維持
閉じ込め機能維持
事故時計装（A）
機能維持
事故時計装（B）
機能維持
監視機能維持
：and 条件
：or　条件

11.　使用済燃料プールの冷却機能

【判定基準】

燃料プール冷却浄化系(A)又は(B)，若しくは残留熱除去系（ＦＰＣモード）（A)又は(B)の機能が維持されていること。

12.　使用済燃料プールの給水機能

【判定基準】

燃料プール補給水系，若しくは残留熱除去系（ＦＰＣ モード）（A)又は(B)の機能が維持されていること。

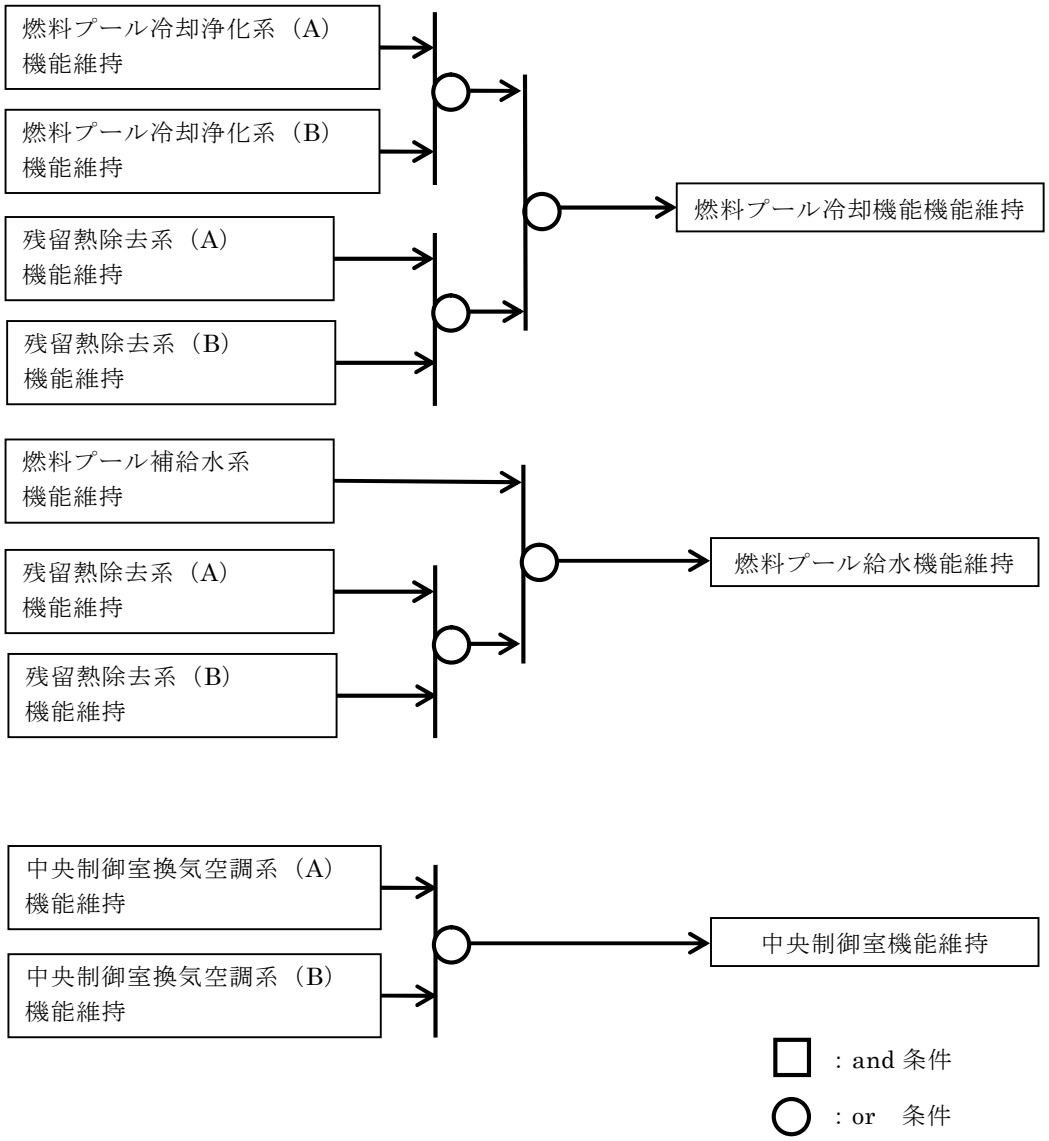
13.　中央制御室

【判定基準】

中央制御室換気空調系(A)又は(B)の機能が維持されていること。なお，配管の一部については単一設計となっているが，安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できることを確認している。

第 6 表　安全機能整理表(6/6)

<table>
<tr><td colspan="6">使用済燃料プール</td><td colspan="2">中央制御室</td></tr>
<tr><td colspan="4">冷却機能
【ＦＰＣ(A) or ＦＰＣ(B) or ＲＨＲ(B) or ＲＨＲ(B)】</td><td colspan="2">給水機能
【ＣＳＴ or ＲＨＲ(A) or ＲＨＲ(B)】</td><td colspan="2">中央制御室
換気機能
【ＭＣＲ-ＨＶＡＣ(A) or ＭＣＲ-ＨＶＡＣ(B)】</td></tr>
<tr><td colspan="2">燃料ﾌﾟｰﾙ
冷却浄化系</td><td colspan="2">残留熱除去系</td><td>燃料ﾌﾟｰﾙ
補給水系</td><td colspan="2">残留熱除去系</td><td>中央制御室
換気空調系</td><td></td></tr>
<tr><td>Ａ系</td><td>Ｂ系</td><td>Ａ系</td><td>Ｂ系</td><td>－</td><td>Ａ系</td><td>Ｂ系</td><td>Ａ系</td><td>Ｂ系</td></tr>
</table>


燃料プール冷却浄化系（A）
機能維持
燃料プール冷却浄化系（B）
機能維持
残留熱除去系（A）
機能維持
残留熱除去系（B）
機能維持
燃料プール冷却機能機能維持
燃料プール補給水系
機能維持
残留熱除去系（A）
機能維持
残留熱除去系（B）
機能維持
燃料プール給水機能維持
中央制御室換気空調系（A）
機能維持
中央制御室換気空調系（B）
機能維持
中央制御室機能維持
：and 条件
：or　条件

内部溢水により想定される事象の確認結果

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，重畳事象を含めて分析し，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。

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。

1.　想定される事象の評価プロセス

1.1　評価前提

次の事項を前提とし，評価を行うこととする。

・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。

1.2　抽出プロセスの考え方

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。

発生する事象の抽出に当たっては，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かについて，安全停止パスの確認と同様に全ての溢水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，溢水区画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，BWR の過渡解析においては，防護対象設備ではないクラス３の緩和設備に期待した評価としていることを踏まえ，内部溢水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，防護対象設備に該当しない常用系設備等は，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いう保守的な仮定を用いた代替の評価手法により，内部溢水により原子炉に外乱が及び，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ことを評価することとする。

以上を踏まえ，原子炉建屋及びタービン建屋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。

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。

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）

【ステップ 1】

評価事象を網羅的に抽出するため，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（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）

【ステップ 2】

原子炉に有意な影響を与える要因を誘発する故障を抽出する。（第 2 図参照）

【ステップ 3】

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）

【ステップ 4】

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。代表事象の特定に当たっては，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）

【ステップ 5】

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。

【ステップ 6】

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。

【ステップ 7】

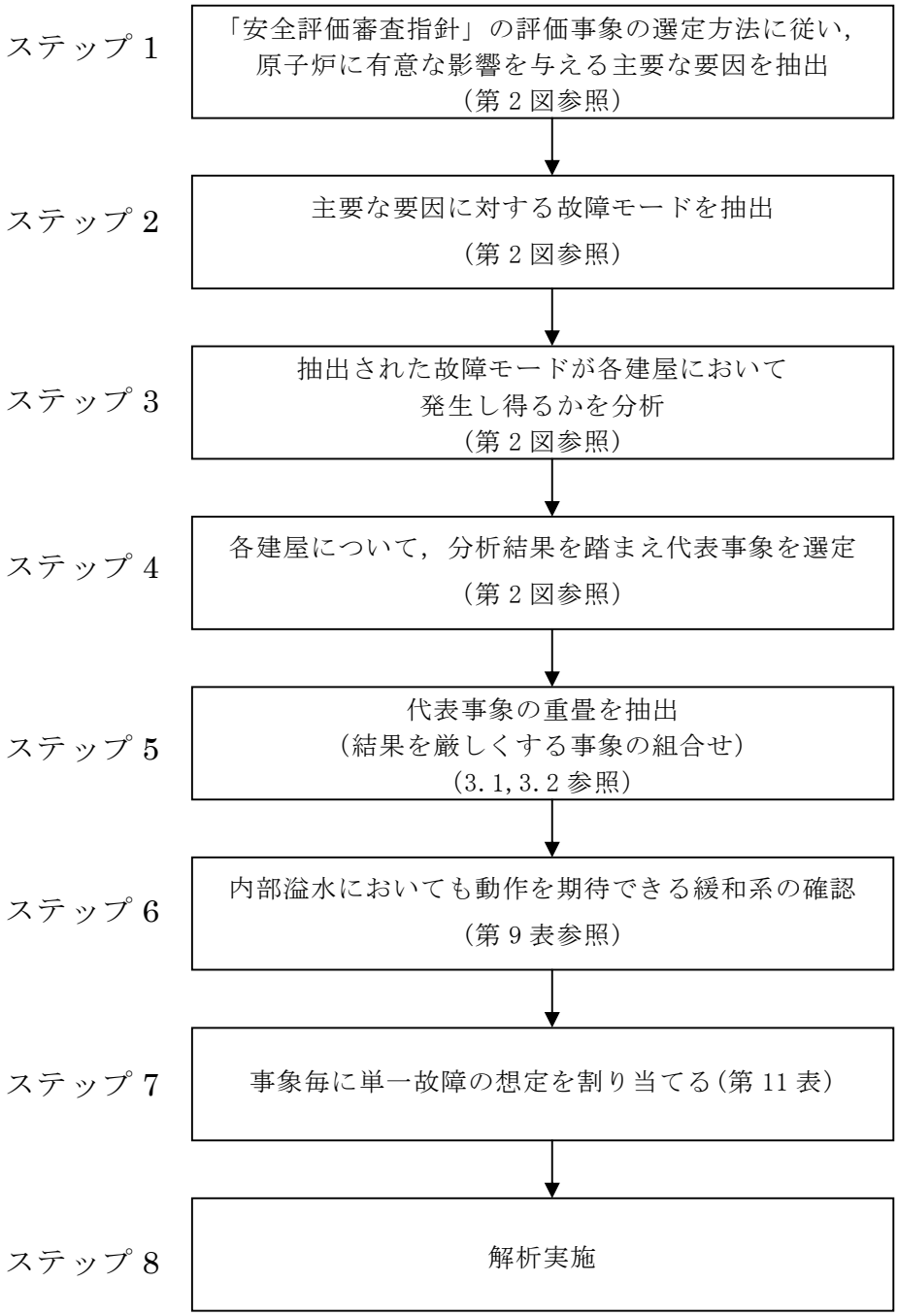
原子炉停止機能及び炉心冷却機能に単一故障を想定する。

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。

※：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。

【ステップ 8】

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，事象収束できることを確認する。


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）
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）
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）
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）
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合せ）
（3.1,3.2 参照）
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）
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）
ステップ 8
解析実施

第 1 図　評価プロセス

2.　代表事象の抽出【ステップ 1～4】

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。

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。

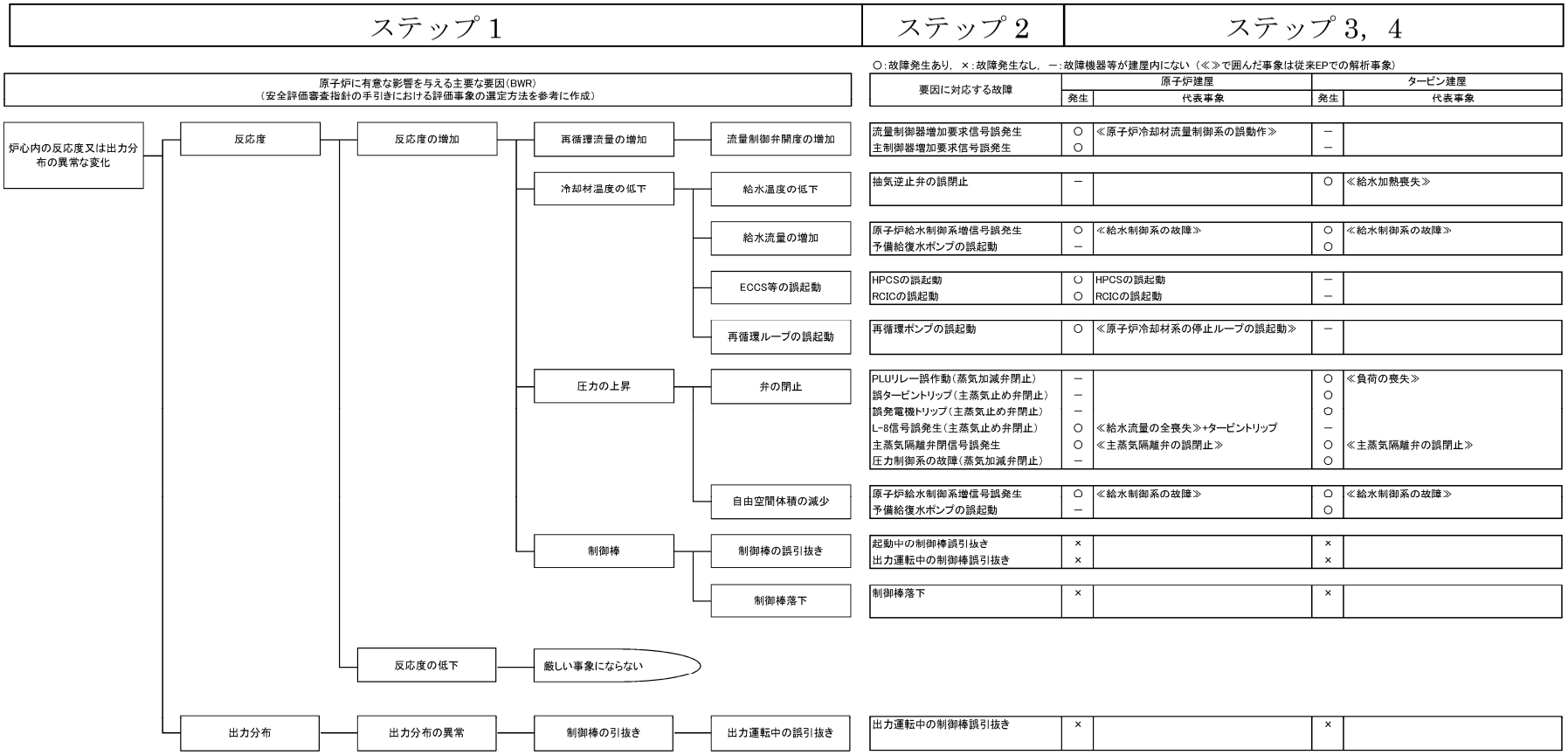
第 1 表　抽出された代表事象

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	―	○

※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

※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

※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。


ステップ１
ステップ２
ステップ３，４
○：故障発生あり，×：故障発生なし，－：故障機器等が建屋内にない（≪≫で囲んだ事象は従来EPでの解析事象）
原子炉に有意な影響を与える主要な要因（BWR）
（安全評価審査指針の手引きにおける評価事象の選定方法を参考に作成）
要因に対応する故障
原子炉建屋
タービン建屋
発生
代表事象
発生
代表事象
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
反応度
反応度の増加
再循環流量の増加
流量制御弁開度の増加
流量制御器増加要求信号誤発生 ○ ≪原子炉冷却材流量制御系の誤動作≫ －
主制御器増加要求信号誤発生 ○ －
冷却材温度の低下
給水温度の低下
抽気逆止弁の誤閉止 － ○ ≪給水加熱喪失≫
給水流量の増加
原子炉給水制御系増信号誤発生 ○ ≪給水制御系の故障≫ ○ ≪給水制御系の故障≫
予備給復水ポンプの誤起動 － ○
ECCS等の誤起動
HPCSの誤起動 ○ HPCSの誤起動 －
RCICの誤起動 ○ RCICの誤起動 －
再循環ループの誤起動
再循環ポンプの誤起動 ○ ≪原子炉冷却材系の停止ループの誤起動≫ －
圧力の上昇
弁の閉止
PLUリレー誤作動（蒸気加減弁閉止） － ○ ≪負荷の喪失≫
誤タービントリップ（主蒸気止め弁閉止） － ○
誤発電機トリップ（主蒸気止め弁閉止） － ○
L-8信号誤発生（主蒸気止め弁閉止） ○ ≪給水流量の全喪失≫+タービントリップ －
主蒸気隔離弁閉信号誤発生 ○ ≪主蒸気隔離弁の誤閉止≫ ○ ≪主蒸気隔離弁の誤閉止≫
圧力制御系の故障（蒸気加減弁閉止） － ○
自由空間体積の減少
原子炉給水制御系増信号誤発生 ○ ≪給水制御系の故障≫ ○ ≪給水制御系の故障≫
予備給復水ポンプの誤起動 － ○
制御棒
制御棒の誤引抜き
起動中の制御棒誤引抜き × × ×
出力運転中の制御棒誤引抜き × ×
制御棒落下
制御棒落下 × ×
反応度の低下
厳しい事象にならない
出力分布
出力分布の異常
制御棒の引抜き
出力運転中の誤引抜き
出力運転中の制御棒誤引抜き × ×

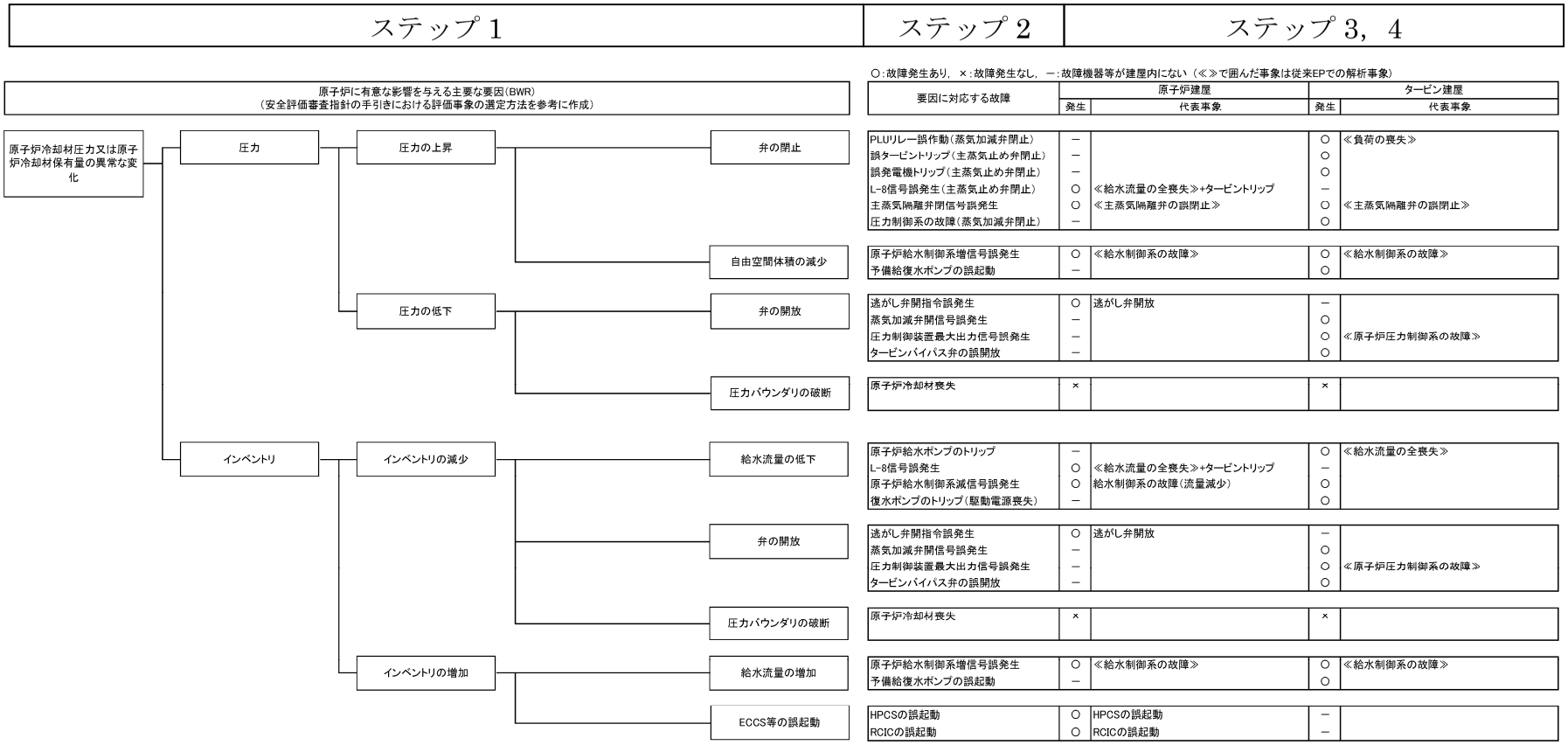
第２図　外乱分析図（1/3）

ステップ1	ステップ2	ステップ3，4

○:故障発生あり，×:故障発生なし，－:故障機器等が建屋内にない（≪≫で囲んだ事象は従来EPでの解析事象）

原子炉に有意な影響を与える主要な要因(BWR) （安全評価審査指針の手引きにおける評価事象の選定方法を参考に作成）				要因に対応する故障	原子炉建屋		タービン建屋	
					発生	代表事象	発生	代表事象
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	冷却材温度	冷却材温度の低下	給水温度の低下	抽気逆止弁の誤閉止	－		○	≪給水加熱喪失≫
			給水流量の増加	原子炉給水制御系増信号誤発生	○	≪給水制御系の故障≫	○	≪給水制御系の故障≫
				予備給復水ポンプの誤起動	－		○	
			圧力の低下 弁の開放	逃がし弁開指令誤発生	○	逃がし弁開放	－	
				蒸気加減弁開信号誤発生	－		○	
				圧力制御装置最大出力信号誤発生	－		○	≪原子炉圧力制御系の故障≫
				タービンバイパス弁の誤開放	－		○	
			圧力バウンダリの破断	原子炉冷却材喪失	×		×	
			ECCS等の誤起動	HPCSの誤起動	○	HPCSの誤起動	－	
				RCICの誤起動	○	RCICの誤起動	－	
			再循環ループの誤起動	再循環ポンプの誤起動	○	≪原子炉冷却材系の停止ループの誤起動≫	－	
		冷却材温度の上昇	厳しい事象にならない					
	再循環流量	再循環流量の低下	再循環ポンプのトリップ	駆動電源喪失	○	≪原子炉冷却材流量の喪失≫	○	≪原子炉冷却材流量の喪失≫
				再循環ポンプトリップ信号誤発生	○		○	
			再循環ポンプ自体の故障	ポンプ軸の固着	×		×	
		再循環流量の増加	流量制御弁開度の増加	流量制御器増加要求信号誤発生	○	≪原子炉冷却材流量制御系の誤動作≫	－	
				主制御器増加要求信号誤発生	○		－	

第2図　外乱分析図（2/3）


ステップ1
ステップ2
ステップ3，4
○：故障発生あり，×：故障発生なし，－：故障機器等が建屋内にない（≪≫で囲んだ事象は従来EPでの解析事象）
原子炉に有意な影響を与える主要な要因（BWR）
（安全評価審査指針の手引きにおける評価事象の選定方法を参考に作成）
要因に対応する故障
原子炉建屋
タービン建屋
発生
代表事象
発生
代表事象
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
圧力
圧力の上昇
弁の閉止
PLUリレー誤作動（蒸気加減弁閉止） － ○ ≪負荷の喪失≫
誤タービントリップ（主蒸気止め弁閉止） － ○
誤発電機トリップ（主蒸気止め弁閉止） － ○
L-8信号誤発生（主蒸気止め弁閉止） ○ ≪給水流量の全喪失≫+タービントリップ －
主蒸気隔離弁閉信号誤発生 ○ ≪主蒸気隔離弁の誤閉止≫ ○ ≪主蒸気隔離弁の誤閉止≫
圧力制御系の故障（蒸気加減弁閉止） － ○
自由空間体積の減少
原子炉給水制御系増信号誤発生 ○ ≪給水制御系の故障≫ ○ ≪給水制御系の故障≫
予備給復水ポンプの誤起動 － ○
圧力の低下
弁の開放
逃がし弁開指令誤発生 ○ 逃がし弁開放 －
蒸気加減弁開信号誤発生 － ○
圧力制御装置最大出力信号誤発生 － ○ ≪原子炉圧力制御系の故障≫
タービンバイパス弁の誤開放 － ○
圧力バウンダリの破断
原子炉冷却材喪失 × ×
インベントリ
インベントリの減少
給水流量の低下
原子炉給水ポンプのトリップ － ○ ≪給水流量の全喪失≫
L-8信号誤発生 ○ ≪給水流量の全喪失≫+タービントリップ －
原子炉給水制御系減信号誤発生 ○ 給水制御系の故障（流量減少） ○
復水ポンプのトリップ（駆動電源喪失） － ○
弁の開放
逃がし弁開指令誤発生 ○ 逃がし弁開放 －
蒸気加減弁開信号誤発生 － ○
圧力制御装置最大出力信号誤発生 － ○ ≪原子炉圧力制御系の故障≫
タービンバイパス弁の誤開放 － ○
圧力バウンダリの破断
原子炉冷却材喪失 × ×
インベントリの増加
給水流量の増加
原子炉給水制御系増信号誤発生 ○ ≪給水制御系の故障≫ ○ ≪給水制御系の故障≫
予備給復水ポンプの誤起動 － ○
ECCS等の誤起動
HPCSの誤起動 ○ HPCSの誤起動 －
RCICの誤起動 ○ RCICの誤起動 －

第2図　外乱分析図（3/3）

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】

3.1　重畳を考慮すべき事象の分析

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。

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。

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

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）

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。

3.2　抽出事象に対する重畳の分析結果

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。

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。

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。

3.2.1　原子炉建屋における代表事象の重畳

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。

「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。

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。

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。

3.2.2　タービン建屋における代表事象の重畳

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。

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考える。

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」は他の単独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。

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。

第5表　解析結果（原子炉建屋）

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生時の出力／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	中性子束高 （約1.5秒後）	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[gage] ΔMCPR：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）※	主蒸気止め弁閉 （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[gage] ΔMCPR：0.16	タービンバイパス弁不作動時は出力約232％，圧力約8.04MPa［gage］，ΔMCPR：0.28
Ⅴ　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[gage] ΔMCPR：0.11	
Ⅷ　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［gage］ ΔMCPR：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）。

第6表　解析結果（タービン建屋）

	スクラム	事象発生時の影響		事象発生時の出力／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［gage］ ΔMCPR：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［gage］ ΔMCPR：0.16	タービンバイパス弁不作動時は出力約232％，圧力約8.04MPa［gage］，ΔMCPR：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［gage］ ΔMCPR：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［gage］ ΔMCPR：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。

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）

	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	×	×	×
	スクラムタイミングが遅いⅢが出力上昇の観点から厳しいが，部分出力運転から始まるⅢに比べてⅣは原子炉圧力上昇及び MCPR の観点で厳しく，プラント挙動としては影響が大きい。 重畳事象はタービントリップによりただちにスクラムするため，単独事象であるⅣにより代表できる。 【抽出事象：Ⅳ】	隔離弁が閉止するⅤが部分出力から始まるⅢに比べて出力上昇，原子炉圧力上昇及び MCPR の観点で厳しい。 重畳事象はⅤにより直ちにスクラムするため，単独事象であるⅤにより代表できる。 【抽出事象：Ⅴ】	Ⅷ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に起因した炉心流量の増加による出力上昇によってタービントリップする前に短時間で中性子束高スクラムに至るため，組み合わせない方が結果を厳しくする。したがって，Ⅷにより代表できる。 【抽出事象：Ⅷ】
Ⅳ　給水流量の全喪失 ＋タービントリップ	－	×	―
		タービンバイパス弁に期待できないⅤ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Ⅳが厳しく，この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。 重畳事象はⅣの方が早期にスクラムし，かつ影響が大きいため，単独事象であるⅣにより代表できる。 【抽出事象：Ⅳ】	Ⅷ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Ⅳによるタービントリップにより直ちにスクラムするため，単独事象であるⅧにより代表できる。 【抽出事象：Ⅷ】
Ⅴ　主蒸気隔離弁の誤閉止	－	－	×
			タービンバイパス弁に期待できないⅤ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弁閉止速度の速いⅧが厳しく，この観点が判断基準に対して最も裕度が少ない。 重畳事象はⅤにより直ちにスクラムするため，単独事象であるⅧにより代表できる。 【抽出事象：Ⅷ】

○：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）

	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	×	×	○
	タービン加減弁急速閉による反応度の添加速度が速い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ミングが遅いⅠが厳しく，この観点が判断基準に対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ため，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添加速度が速い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ミングが遅いⅠが厳しく，この観点が判断基準に対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ため，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添加速度が速い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	－	×	×
		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対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	－	－	×
			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弁閉止速度の速いⅦが厳しく，この観点が判断基準に対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ため，単独事象であるⅦにより代表できる。 【抽出事象：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

4.　内部溢水発生時に期待できる緩和系の整理【ステップ６】

原子炉建屋又はタービン建屋における内部溢水において，動作を期待できる緩和機能を第 9 表に示す。

第 9 表　内部溢水発生時に期待できる緩和系

緩和機能	溢水発生建屋	
	原子炉建屋	タービン建屋
原子炉 停止機能	原子炉保護系 （中性子束高等のスクラム機能は多重化され，かつ２区分機能維持できる設計）	原子炉保護系 （原子炉建屋側ＲＰＳ）
炉心冷却機能	原子炉隔離時冷却系等※	原子炉隔離時冷却系等※
その他機能	主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁
	逃がし安全弁（安全弁機能）	逃がし安全弁（安全弁機能）
	―	逃がし安全弁（逃がし弁機能）
	タービンバイパス弁	―

※：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。

5.　解析における機能喪失の仮定

5.1　内部溢水影響による機能喪失の仮定

原子炉建屋又はタービン建屋における内部溢水により機能喪失を仮定する緩和機能を第 10 表に示す。

MS-3 機能については，内部溢水が発生する建屋毎に機能喪失を仮定する。タービン系の原子炉保護系（ＲＰＳ）(主蒸気止め弁閉スクラム・加減弁急閉スクラム)については，タービン建屋における内部溢水に対して機能喪失すると仮定する。

第 10 表　機能喪失を仮定する緩和機能

緩和機能	溢水発生建屋	
	原子炉建屋	タービン建屋
再循環ポンプトリップ	機能喪失を仮定	機能喪失を仮定
逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	機能喪失を仮定	―
タービンバイパス弁	―	機能喪失を仮定
タービン系(RPS)	―	機能喪失を仮定

5.2　単一故障の仮定【ステップ７】

解析を行うに際し，安全評価審査指針に従い，想定した事象に加え，原子炉停止機能及び炉心冷却機能に対し，解析の結果を厳しくする機器の単一故障を仮定する。具体的な単一故障の想定と解析への影響を第 11 表に示す。なお，原子炉建屋及びタービン建屋での解析を実施する事象発生時に期待する緩和系は第 9 表のとおりである。

第 11 表　単一故障の仮定と解析への影響

単一故障を 仮定する機能	解析への影響
原子炉停止機能	・安全保護系に単一故障を仮定する。 ・安全保護系は多重化されているため，解析には影響しない。
炉心冷却機能	・内部溢水影響及び更に単一故障により炉心冷却機能が喪失したとしても，残りの影響緩和系により炉心冷却が可能であるため，解析には影響しない。

6. 解析の実施【ステップ８】

6.1 使用する解析コード

解析に当たっては，第 12 表に示すとおり，設置許可申請解析において使用しているプラント動特性解析コード（REDY）及び単チャンネル熱水力解析コード（SCAT）を使用している。

第 12 表　解析コード

解析項目	コード名
プラント動特性挙動 ・中性子束 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	REDY
単チャンネル熱水力挙動 ・燃料被覆管温度	SCAT

6.2 解析条件

プラントの初期状態などについて，設計基準事象である過渡事象における前提条件を踏襲する。主要な解析条件を第 13 表に示す。

第 13 表　主要な解析条件

項目	解析条件
原子炉出力	3,440 MW
炉心入口流量	41.06×10^{3} t/h
原子炉圧力	7.03 MPa[gage]
原子炉水位	通常水位
外部電源	あり

6.3　判断基準

内部溢水を起因として発生する代表事象に対して，単一故障を想定しても，影響緩和系により事象は収束することを確認する。ここで，事象が収束することの判断基準は，「設計基準事故」の判断基準を適用することとする。

また，本評価に適用する具体的な判断基準は次のとおりである。

・炉心は著しい損傷に至ることなく，かつ，十分な冷却が可能であること（燃料被覆管の温度が 1,200℃を下回ること）。

・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は，最高使用圧力である 8.62MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 10.34MPa[gage]以下であること。

6.4　解析結果

解析を実施する事象について，解析結果を第 14 表及び第 15 表，第 3 図及び第 5 図に，事象推移のフローチャートを第 4 図及び第 6 図に示す。

6.4.1　原子炉建屋での内部溢水に起因する事象

原子炉建屋での内部溢水に起因する事象の解析結果について以下に示す。

(1)　給水制御系の故障

(a)　原子炉停止状態

給水制御系故障による炉心入口サブクールの増加により，原子炉出力が上昇する。原子炉水位が上昇し，原子炉水位高（レベル 8）に達するとタービントリップし，主蒸気止め弁閉信号が発生する。主蒸気止め弁の閉信号により，原子炉はスクラムする。

(b)　炉心冷却状態

原子炉水位高（レベル 8）到達により給水ポンプがトリップするため，

原子炉水位は徐々に低下するが，原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また，タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は増加するが，逃がし安全弁（安全弁機能）の作動により，原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。

(c) 安全停止状態

原子炉スクラム及び原子炉冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

6.4.2 タービン建屋での内部溢水に起因する事象

タービン建屋での内部溢水に起因する事象の解析結果について以下に示す。

(1) 給水制御系の故障＋給水加熱喪失

(a) 原子炉停止状態

給水制御系故障と給水加熱喪失による炉心入口サブクールの増加によって，原子炉出力が上昇する。原子炉水位が上昇し，原子炉水位高（レベル 8）に達するとタービントリップし，主蒸気止め弁が閉止する。主蒸気止め弁閉信号によるスクラム機能は喪失を仮定しているため，主蒸気止め弁閉ではスクラムに至らない。ただし，主蒸気止め弁の閉止により原子炉圧力が上昇するため中性子束が上昇して中性子束高スクラムに至る。

(b) 炉心冷却状態

原子炉水位高（レベル 8）到達により，給水ポンプがトリップするため，原子炉水位は徐々に低下するが，原子炉隔離時冷却系等により注水は維持される。また，タービントリップに伴う主蒸気止め弁閉止とともに原子炉圧力は増加するが，逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により，原子炉圧力の抑制を図ることが可能である。

(c) 安全停止状態

原子炉スクラム及び原子炉冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

以上より，内部溢水を起因として発生する過渡的な事象に対して，単一故障を想定しても，影響緩和系により事象は収束し，原子炉が安全停止を維持できることを確認した。

第 14 表　解析結果まとめ表

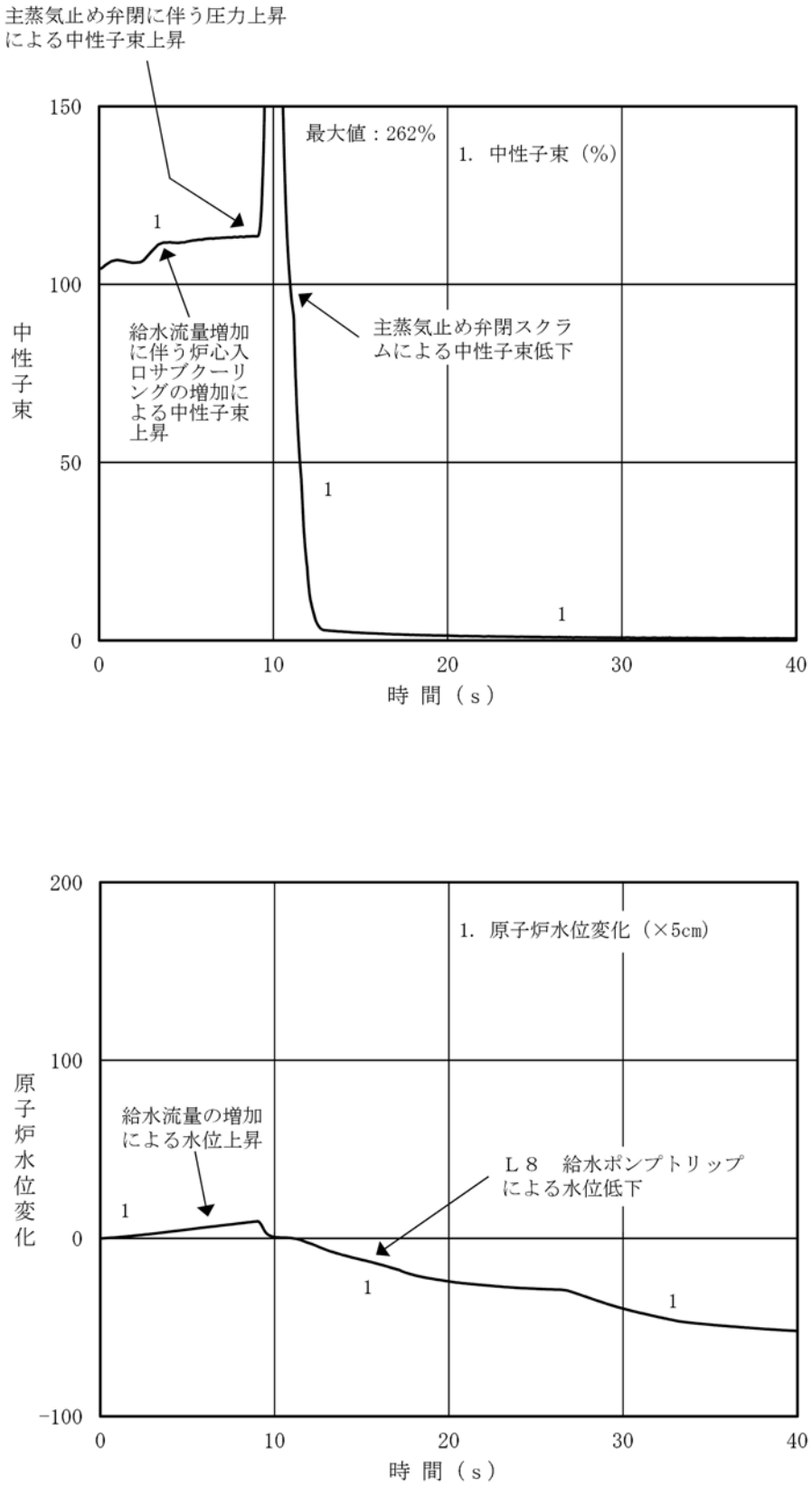
重畳事象	項目	解析結果 ( )内は判断目安
給水制御系の故障 （主蒸気止め弁閉スクラム）	中性子束(%)	262(－)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力 (MPa[gage])	8.66(10.34)
	燃料被覆管温度(℃)	約 632(1200)

発生事象	時刻(秒)
給水制御系故障発生	0
原子炉スクラム(主蒸気止め弁閉)	8.9
安全弁開開始	10.7

第 15 表　解析結果まとめ表

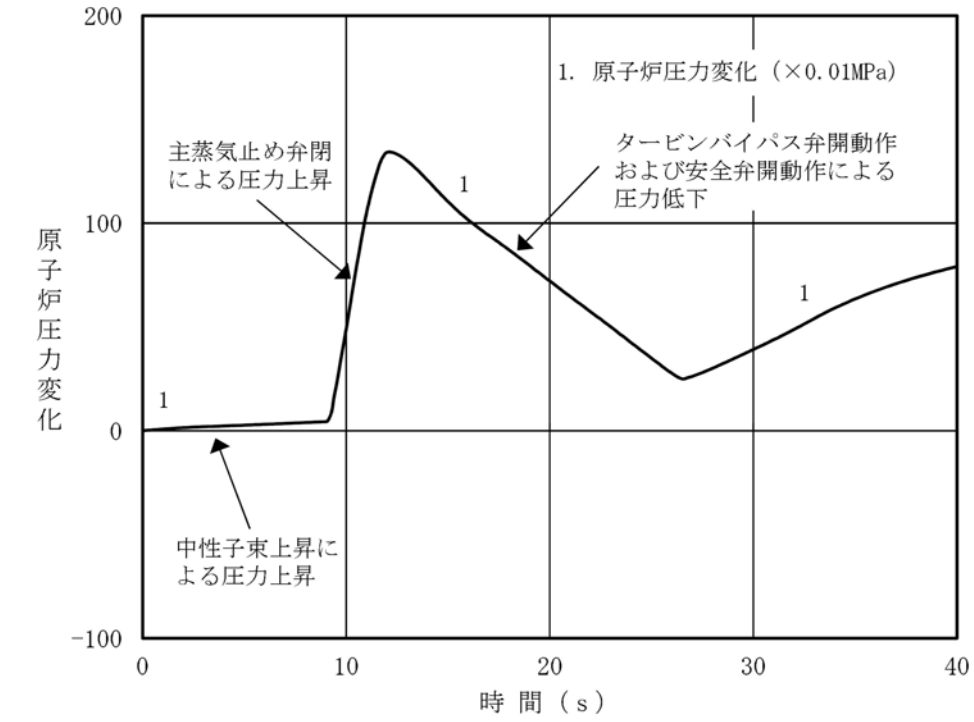
重畳事象	項目	解析結果 ( )内は判断目安
給水制御系の故障 ＋給水加熱喪失 （中性子束高スクラム）	中性子束(%)	443(－)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力 (MPa[gage])	8.45(10.34)
	燃料被覆管温度(℃)	約 662(1200)

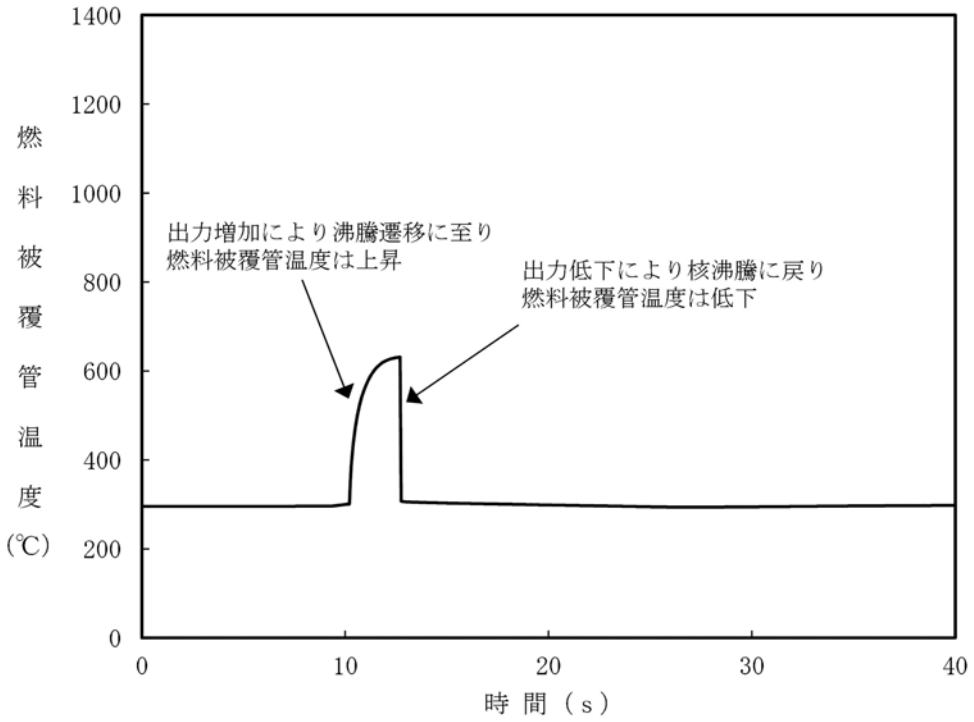
発生事象	時刻(秒)
給水制御系故障＋給水加熱喪失発生	0
原子炉水位 L8(給水ポンプトリップ)	9.0
原子炉スクラム(中性子束高)	9.4
逃がし弁開開始	9.9



第 3 図　給水制御系の故障解析結果（原子炉建屋起因）

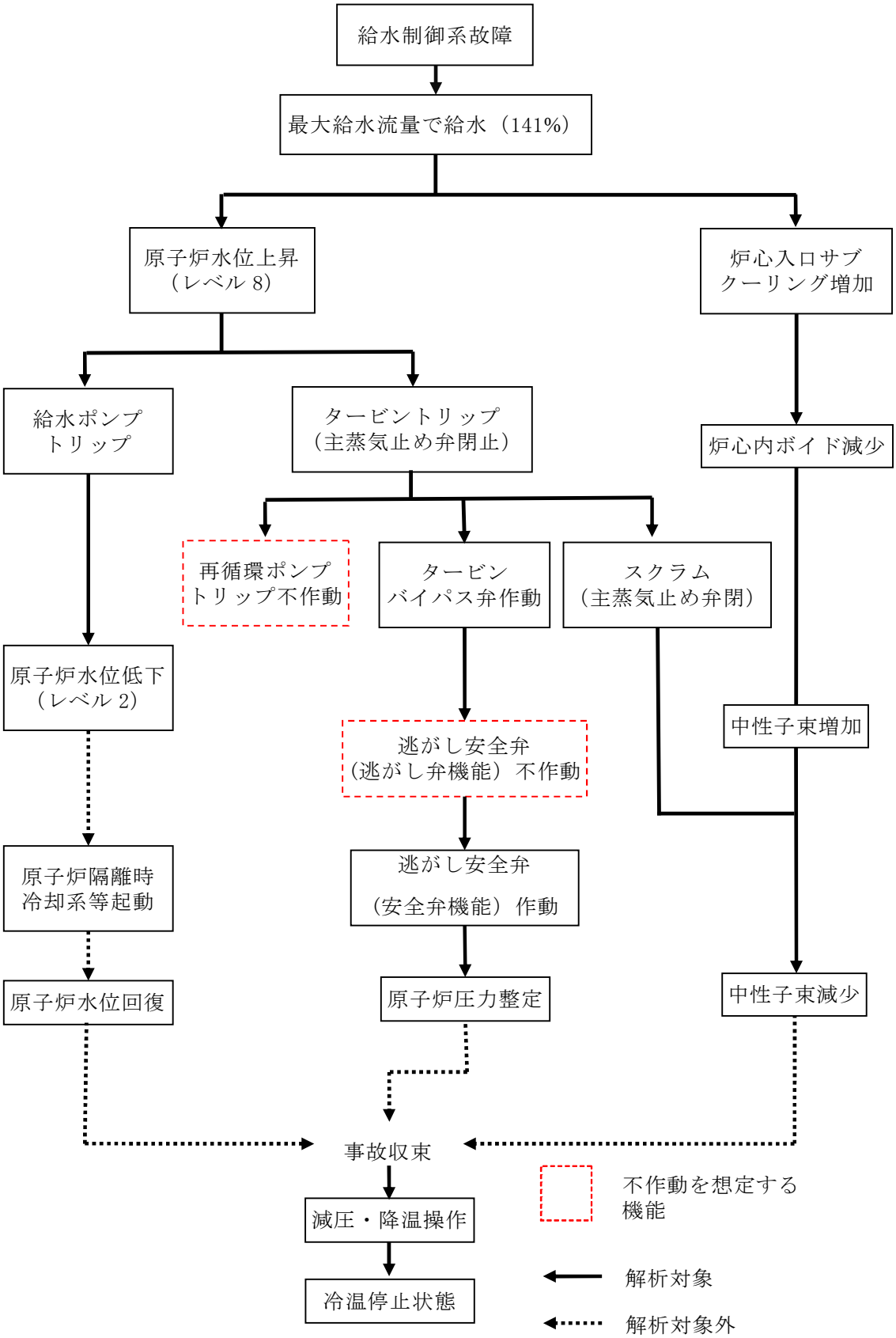
(1／2)



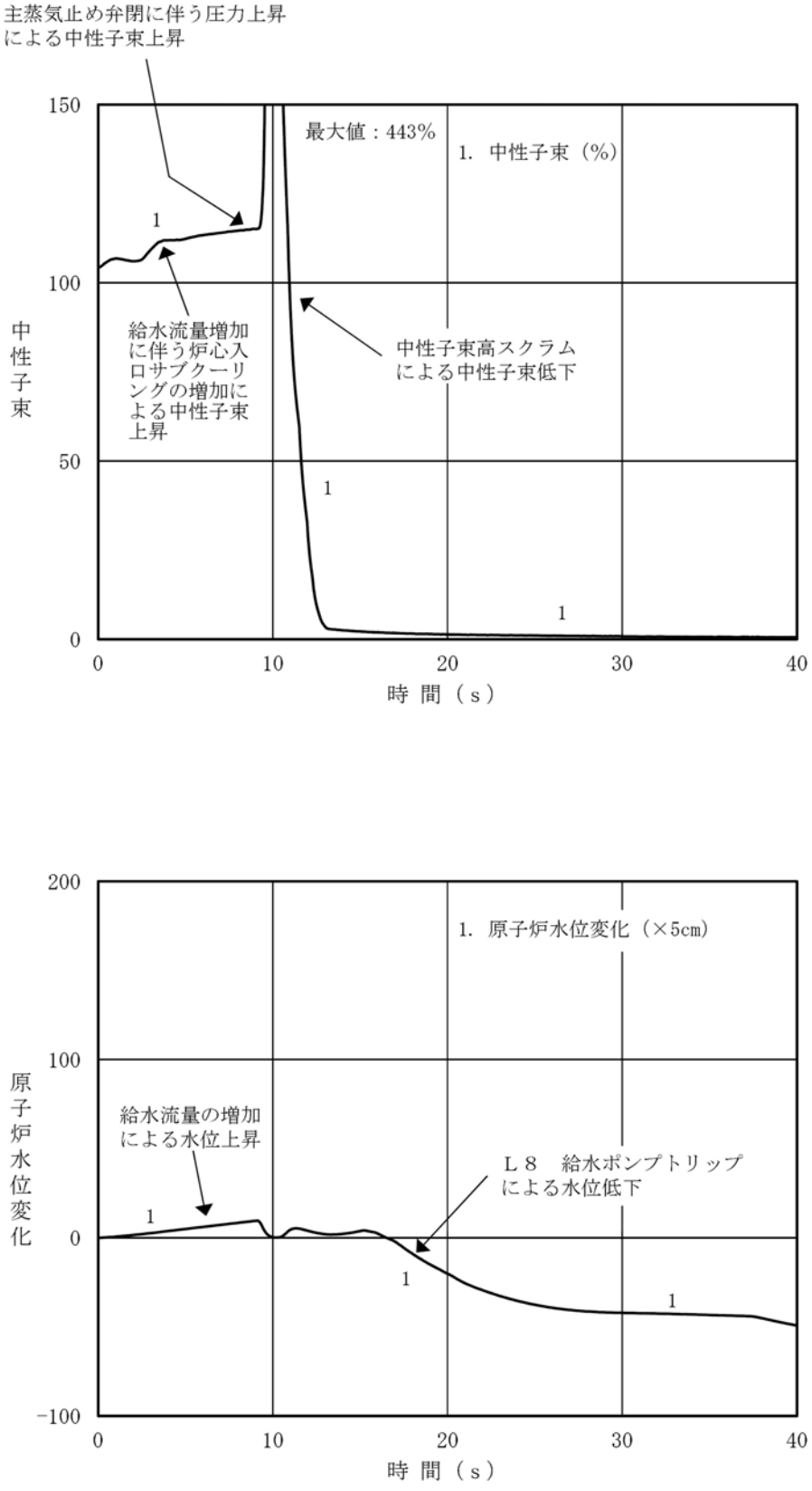


第 3 図　給水制御系の故障解析結果（原子炉建屋起因）

(2／2)

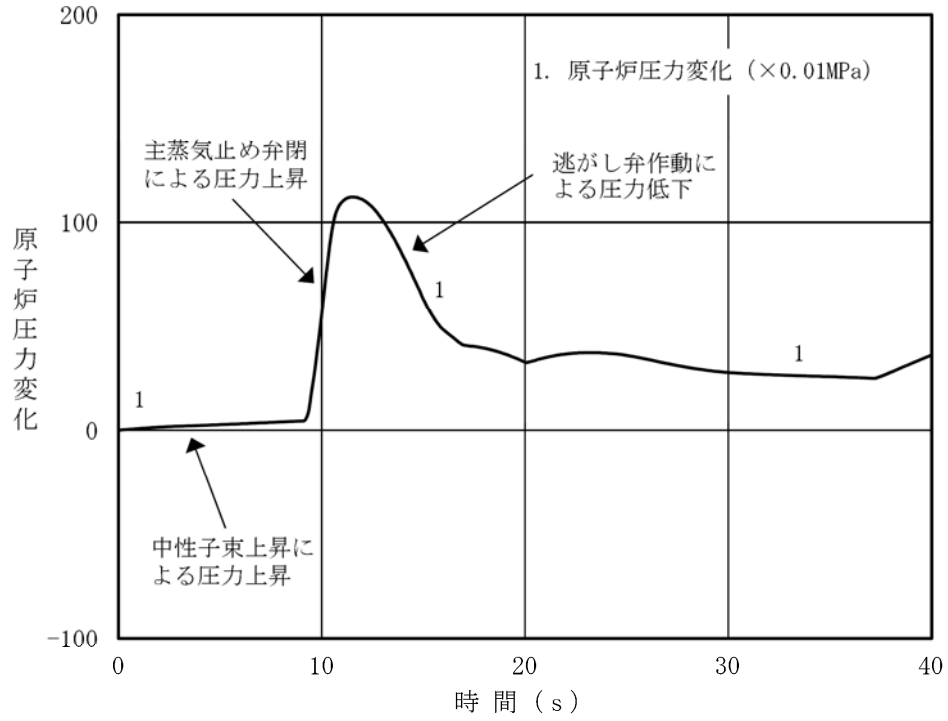


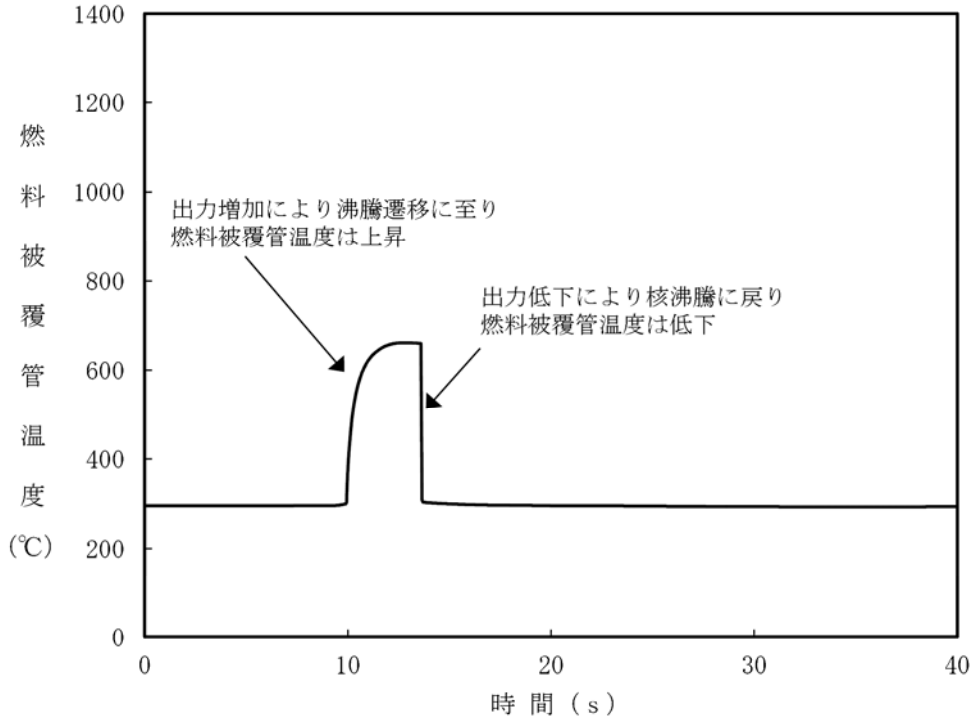
第 4 図　給水制御系の故障事象進展フロー（原子炉建屋起因）



第 5 図　給水制御系の故障＋給水加熱喪失解析結果（タービン建屋起因）

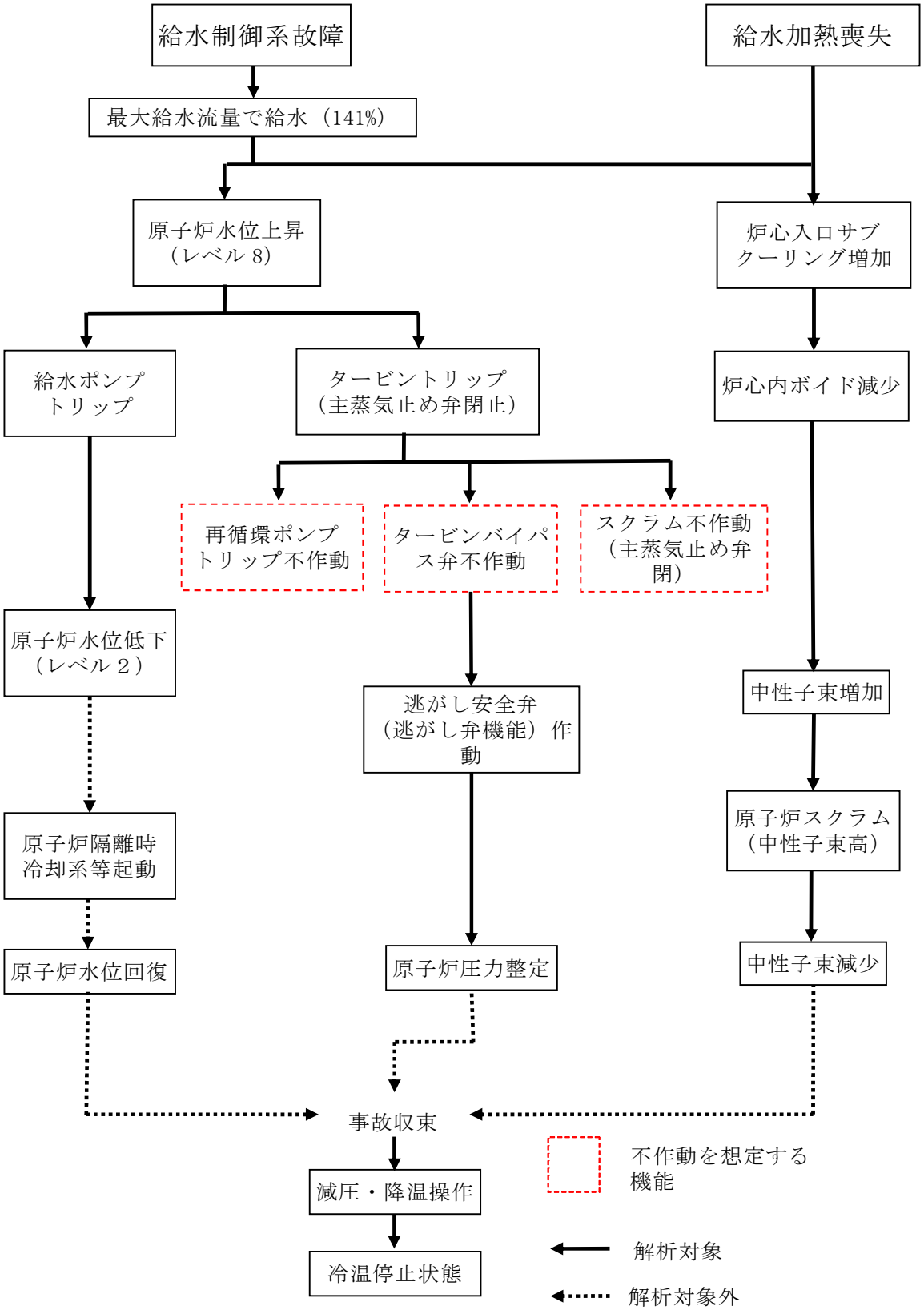
(1／2)





第 5 図　給水制御系の故障＋給水加熱喪失解析結果（タービン建屋起因）

(2／2)



第 6 図　給水制御系の故障＋給水加熱喪失事象進展フロー

（タービン建屋起因）

自然現象による溢水影響の考慮について

1. 検討項目

本資料は，設置許可基準規則 第6条の検討「自然現象及び故意によるものを除く人為による事象の選定について」において，抽出された事象に対して溢水の影響有無を検討した。

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，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。

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，第1表に示す。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。

なお，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。

2. 検討結果

(1) 溢水影響の検討要否

抽出された事象に対して溢水影響の検討要否について，検討した結果を第1表に示す。

(2) 溢水影響評価

溢水影響評価が必要な事象については，第2表に示すとおり検討を実施しており，新たに評価が必要な事象がないことを確認した。

第 1 表　地震・津波以外の自然現象による溢水影響の検討要否（1／2）

現象	検討要否 ○：要 ×：否	理由
洪水	×	・洪水ハザードマップ及び浸水想定区域図によると，敷地に影響が及ばないこと，及び新川の浸水は丘陵地を遡上していないことから，洪水による影響はない。
風 （台風）	×	・敷地付近で観測された最大瞬間風速は 44.2m/s であり，最大風速 100m／s の竜巻の影響に包絡される。
竜巻	○	第 2 表の評価へ
凍結	×	・敷地付近で観測された最低気温は－12.7℃である。屋外機器で凍結のおそれがあるものに対しては凍結防止対策を施しているため，凍結により屋外タンクが破損するおそれはない。
降水	○	第 2 表の評価へ
積雪	×	・敷地付近で観測された最大の積雪の深さは 32cm である。屋外タンクが破損したとしても，影響は地震時及び津波重畳時に想定する溢水に包絡される。
落雷	×	・雷害防止対策として，建築基準法に基づき高さ 20ｍを超える原子炉建屋等へ避雷針の設置，接地網の布設による設置抵抗の低減等をおこなっている。落雷により屋外タンクが破損したとしても，地震時及び津波重畳時に想定する溢水に包絡される。
火山の影響	×	・想定される降下火砕物の堆積厚さは 50cm である。屋外タンクが破損したとしても，影響は地震時及び津波重畳時に想定する溢水に包絡される。
生物学的 事象	×	・想定される小動物の浸入に対する止水処置及び海生生物の襲来による塵芥の除去等により，安全機能を損なうことのない設計とすることから，溢水は発生しない。
森林火災	×	・防火帯の内側に設置される屋外タンクに森林火災の影響は及ばない。
高潮	×	・高潮の影響を受けない敷地高さ以上（T.P.+3.3m）に屋外タンクが設置されていることから，高潮の影響による溢水は発生しない。

第 1 表　地震・津波以外の自然現象による溢水影響の検討要否（2／2）

事象	検討要否 ○：要 ×：否	理由
飛来物(航空機落下)	×	・屋外タンクが破損したとしても，影響は地震時及び津波重畳時に想定する溢水に包絡される。
ダムの崩壊	×	・久慈川は敷地の北側を太平洋に向かい東進していること，発電所敷地の西側は北から南にかけては標高 3m～21m の上り勾配となっていることから，ダムの崩壊による影響を考慮する必要はない。
爆発	×	・原子炉施設周辺には，石油コンビナート等，爆発により安全施設の安全機能を損なうような爆発物の製造及び貯蔵設備は約 50km 以上の距離があることから，爆発による影響を考慮する必要はない。
近隣工場等の火災	×	・発電所近隣の工場で火災により影響があると考えられるものはない。また，周辺の道路を通行する車両や入港する船舶，周辺を航行する船舶による火災から，原子炉建屋外壁面が許容温度（200℃）以下となる危険距離に対して,離隔距離が確保されている。 ・航空機落下に伴う火災及び発電所敷地内に存在する危険物タンク火災により，屋外タンクが破損したとしても，影響は地震時及び津波重畳時に想定する溢水に包絡される。
有毒ガス	×	・有毒ガスにより溢水は発生しない。
船舶の衝突	×	・屋外タンクの設置高さから船舶の衝突による溢水は発生しない。
電磁的障害	×	・電磁的障害により溢水は発生しない。

第 2 表　溢水評価への影響評価結果

事象	検討結果
竜巻	・設計竜巻による最大風速 100m／s の風荷重及び飛来物によって，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溢水によるプラントへの影響については，「12.2 屋外タンクの溢水による影響評価」に包含される。
降水	・敷地付近における 10 年確率で想定される雨量強度は 127.5mm／h である。安全施設のうち降水に対し必要な構築物，系統及び機器の設置場所は，1 時間降水量 127.5mm／h の降水による浸水に対し,構内排水路による排水等により，影響がないことから，地震時に想定する溢水に包含される。

耐震Ｂ，Ｃクラス機器の保有量算出要領

1.　対象範囲

(1)　水・油等の流体系配管を含む系統の全てを保有量算出対象とする。

(2)　A 系，B 系など複数に分割されている場合は，各々の系統について算出する。

2.　系統保有量の算出要領

(1)　配管計装線図（P&ID）において，保有量を算出する範囲を抽出する。

(2)　抽出した範囲について，配管施工図・機器構造図等を準備する。

(3)　配管範囲を CAD データ化して整理し，図面毎の接続に誤りや算出範囲の過不足が無いことを確認する。

(4)　配管施工図より配管長を算出する。

ａ．エルボ，ティー等の管継手部は保守的に配管長を算出する。

ｂ．レデューサは大口径側の口径を使用する。

ｃ．バルブ，スペシャリティ，フランジ，ストレーナ等は接続配管の内径面積×面間寸法により算出する。

(5)　配管長×内径面積により，保有水量を算出する。（内径面積は，公称肉厚にて算出）

(6)　タンク・容器等の機器保有量は基本公称容量とするが，「運転時重量」と「乾燥重量」が明確な機器については，重量の差にて算出する。

(7)　保有量の算出にあたっては，評価に保守性を確保する観点から，10%のマージンを確保する。(いずれの場合も，小数点以下第 3 位を切り上げた値）

系統溢水量の算出要領

1. 溢水量算出要領

(1) 当該系統に対し，他系統との接続，大容量水源及び補給の何れかが存在する場合，系統溢水量 W は系統漏えい量 W1 と系統保有水量 W2 の和として求められる。W2 は当該系統に加え，接続する他系統，大容量水源及び補給を含む。

W(系統溢水量(m^3))＝W1(系統漏えい量(m^3))+W2(系統保有水量(m^3))

系統漏えい量 W1 は流出流量 Q に当該系統隔離時間 t を乗じたものである。

W1(系統漏えい量(m^3))＝Q(流出流量(m^3／h))×t(隔離時間(h))

ここで，貫通クラックの場合，流出流量 Q を以下の計算式より求める。

$Q = A \times C \times \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600$

Q：流出流量(m^3／h)

A：破断面積(m^2)

C：損失係数(0.82)

g：重力加速度(m／s^2)

H：水頭(m)

(2) 当該系統のみで，他系統との接続，大容量水源及び補給の何れも無い場合，系統溢水量 W は系統保有水量 W2 と等しい。

W(系統溢水量(m^3))=W2(系統保有水量(m^3))

2.　系統溢水量算出要領

系統溢水量算出は溢水評価ガイドに従う。その他の詳細条件を以下に示す。

(1)　隔離時間（自動）：自動隔離を期待できる場合は，インターロックを考慮した隔離時間とする。

(2)　隔離時間（手動／単一破損）：手動隔離の場合，隔離時間は 80 分を基本とする。

(3)　破損想定箇所：原則として系統の最大値（最大口径，最大肉厚，配管の最高使用圧力）を使用し，系統で漏えい量が最も厳しい箇所を破損想定とし，建屋毎には算出しない。破断を想定する系統の各区画内での最大値が明確な場合は，その値を使用する。

(4)　破損形状は内包する流体のエネルギーに応じて，原則，高エネルギー配管は完全全周破断，低エネルギー配管は，配管内径の 1／2 の長さと配管肉厚 1／2 の幅を有する貫通クラックを想定する。

(5)　数値処理：保守的に算出した漏えい量の小数点以下第 1 位を切り上げた値とする。

(6)　ポンプ運転流量：「定格流量」とする。

(7)　配管内圧：「最高使用圧力」とする。

(8)　停止系統の配管内圧：停止中の配管内圧とし，接続される系統の「最高使用圧力」等を用いる。

原子炉格納容器内設備（耐環境仕様）を溢水影響評価において対象外とする考え方について

原子炉格納容器（以下「ＰＣＶ」という。）内の一部の設備は，以下に示すように，設計基準事故において最も環境が苛酷な原子炉冷却材喪失事故（以下「ＬＯＣＡ」という。）時のＰＣＶ内の状態を考慮した耐環境仕様で設計（設計条件：圧力 0.31MPa[gage]（最高使用圧力），温度：171℃，湿度：100％（蒸気））されているため，溢水影響評価において対象外としている。

1. 被水による影響評価

設計基準事故時にドライウェル内が蒸気で満たされた場合，ＰＣＶスプレイの蒸気凝縮効果によってＰＣＶを効果的に減圧することができる。ＰＣＶスプレイ水はドライウェル内に一様に噴霧されるため，事故時に動作が必要となる設備についてはＰＣＶスプレイ時（被水時）にもその動作が保障されなければならない。そのため，ＰＣＶ内に設置されており事故時に動作が必要となる設備は，設計基準事故時の雰囲気下で機能維持が図れるよう設計及び試験を行っている。

2. 没水影響評価

ＬＯＣＡ時にＰＣＶ内に発生する破断口からの溢水及びＰＣＶスプレイ水は，ＰＣＶ内のドライウェル下部に溜まった後，ドライウェル下部にあるベント管を通り，サプレッション・プールに流れ込む設計となっている。

高圧炉心スプレイ系は復水貯蔵タンクを水源とした場合，サプレッショ

ン・プール水位高又は，復水貯蔵タンク水位低により，水源はサプレッション・プールに切り替わることから，ＬＯＣＡ時にサプレッション・プール水位高よりも高水位までＰＣＶが溢水することは無い。

ＰＣＶ内の防護対象設備は上述したサプレッション・プール水位高以上の高さに設置されていることから，没水により機能喪失することはない。

3. 蒸気影響評価

ＬＯＣＡに伴ってフラッシュ蒸発した原子炉冷却材の蒸気により，ＰＣＶ内は全域が高温・高圧の蒸気雰囲気となる。

ＬＯＣＡ時に機能要求があるＰＣＶ内防護対象設備は，安全解析で求められた高温・高圧環境に対して機能維持が図れるよう設計及び試験を行っている。

被水及び蒸気影響を確認した確証試験は，ＰＣＶ内での再循環配管破断及び主蒸気配管破断時の環境を包絡した条件で行っている。

4. ＰＣＶ内防護対象設備の保全状況

ＬＯＣＡ時に機能要求があるＰＣＶ内防護対象設備については，以下のとおり保全を行っており耐環境性能の維持が図られている。

(1) 弁駆動部及び計器

長期使用に伴いＯリング等の熱劣化によるシール性能の低下や放射線の影響による計測値誤差の増加等が懸念されることから，点検周期を設定し定期的に点検を実施している。

(2) ケーブル及びケーブル接続部

長期使用に伴い絶縁体等に経年劣化による絶縁性能の低下が懸念されるが，電力用ケーブル及びケーブル接続部は定期的な絶縁抵抗測定により，

許容値以上であることを確認している。

制御・計装用ケーブルについては，系統機器の動作，又は計器の指示値等に異常がないことを確認し，絶縁低下による機能低下がないことを確認している。

滞留面積の算出について

滞留面積については，没水影響評価結果に与える影響が大きいことから，以下のような条件にて算出することを基本とし，評価における保守性を確保する。

(1) インプット

ａ．原則として，CAD データを使用し床面積を算出する。また，床躯体図を用いて躯体寸法を読み取り，手計算にて床面積を算出する。

ｂ．CAD データの値が，手計算による算出値を上回らないことを確認する。

(2) 算出範囲

ａ．壁，柱等で囲まれた範囲を単位区画として面積を算出する。

ｂ．機器基礎，柱等は面積積算の除外範囲とする。

ｃ．開口部，階段部及びサンプ等，基準床面より掘り込んでいる部分については，有効な床面積として算出しない。

ｄ．基準床面より盛り上がっている部分の躯体等は有効な床面積として算出しない。

(3) 通常評価

没水評価を実施する際は，原則として，算出した床面積の値に 0.7 倍した値を使用する。サポート類等は 0.7 の係数に含まれるものと考える。ただし，床面積に対して機器基礎の占有率が 30%以上となる区画は，個別に有効な床面積を積算する。係数の評価について補足説明資料-34 に示す。

(4) 数値処理

面積の算出は「m^2」単位で行い，小数第 2 位を切り捨てる。（床面積算出後に切り捨てを実施し，更に 0.7 倍後に切り捨てる。）

消火活動における放水時間設定の考え方について

1. はじめに

溢水評価において，溢水評価ガイド記載のとおり発電所内で生じる異常状態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を想定し，防護対象設備に対する影響を評価した。発電所内で生じる異常状態の拡大防止のために設置される設備からの放水のうち，火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水については，防護対象設備が設置されている建屋に自動動作するスプリンクラーは設置されていないため，評価対象とならないことから，消火活動のために設置された消火栓からの放水による溢水を想定した。

2. 放水時間について

放水による溢水評価は，溢水評価ガイドに記載のとおり，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と，溢水防護区画外の消火活動であっても，その消火活動によって溢水防護区画が影響を受ける場合には，その放水による溢水を考慮する必要がある。

このときの溢水量は，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んで算出する必要があることから，その放水時間は溢水評価ガイドに従って 3 時間に設定した。

3. 放水時間設定の考え方について

(1) 等価火災時間を用いて評価する手法について

火災源が小さい区画については，「原子力発電所の内部火災影響評価ガ

イド」に基づき算出した等価火災時間を用い，ＪＥＡＧ 4607-2010 を参考に放水時間を設定し評価することが可能であるが，区画によらず一律 3 時間としている。

(2)　評価における放水量の保守性について

消火活動における消火栓からの放水による溢水影響評価では，消防法施行令により消火栓に要求される放水量が 130L／min 以上（屋内）及び 350L／min 以上（屋外）であり，2 箇所同時放水の放水量で評価した。また，等価火災時間によらず一律 3 時間として設定している。

等価火災時間はそのエリアで燃焼が継続する時間であり，実際の消火時間はその時間より短くなると考えられる。また，床ドレンからの排水については期待しない評価としていることから，評価に設定した放水量は十分な保守性を有している。

流下開口を考慮した没水高さについて

没水高さが高くなるようなエリアについて，防護対象設備に影響を与えないよう流下開口を考慮し，機能喪失高さ以上とならないよう対策を実施する。ここでは，没水評価による防護対象設備への影響が厳しくなり流下開口等を期待するエリアにおいて，対策を実施することにより堰を越流する際の水位を考慮しても，機能喪失高さの最も低い設備に影響しないことを確認する。

また，開口部の用途に応じた能力も併せて確認する。

1. 流下開口設置エリア

流下開口を設置する区画は第1表のとおり。

第1表　流下開口設置エリア

設置建屋	区画番号※1	設備名	開口箇所数
原子炉棟	－ (EL.+38.8m)	機器ハッチ	1
	RB-5-2(EL.+38.8m)	階段	1
	－ (EL.+29.0m)	機器ハッチ	1
	RB-4-2(EL.+29.0m)	階段	1
	－ (EL.+20.3m)	機器ハッチ	1
	RB-3-2(EL.+20.3m)	階段	1
	－ (EL.+14.0m)	機器ハッチ	1
	RB-2-9(EL.+14.0m)	階段	1
	RB-1-1(EL.+8.2m)	階段	1
	RB-1-2(EL.+8.2m)	階段	1
	RB-B1-1(EL.+2.0m)	階段	1
	RB-B1-2(EL.+2.0m)	階段	1
	RB-B1-9(EL.+2.0m)	床開口	1

※1：本文第4.2-3図「東海第二発電所　溢水防護区画図」参照

2.　流下開口からの流出量

(1)　堰からの流出量

排水を考慮する開口部の堰を乗り越え，溢水が伝播する際の越流水深と越流量との関係式について，長方堰の流量算出式を参照し，以下の式にて評価を実施する。

$$Q = C \times B \times h^{3/2}$$

ここで，$0.4 \leqq h/L \leqq (1.5 \sim 1.9)$　：　$C=1.444+0.352(h/L)$

及び　　$0.1 < h/L \leqq 0.4$　：　$C=1.552+0.083(h/L)$

Q：越流量(m^3/s)

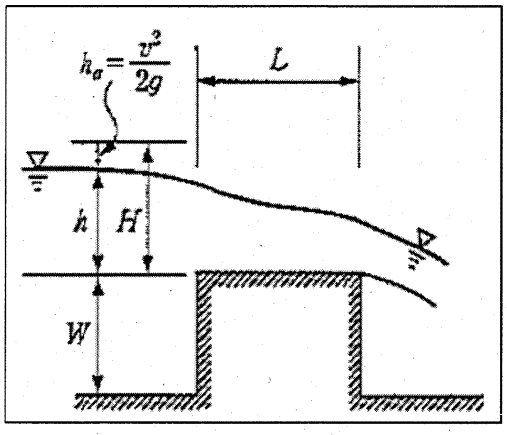
B：堰の幅(m)

h：越流水深(m)

C：流量係数(-)

L：堰長さ(m)

W：堰高さ(m)



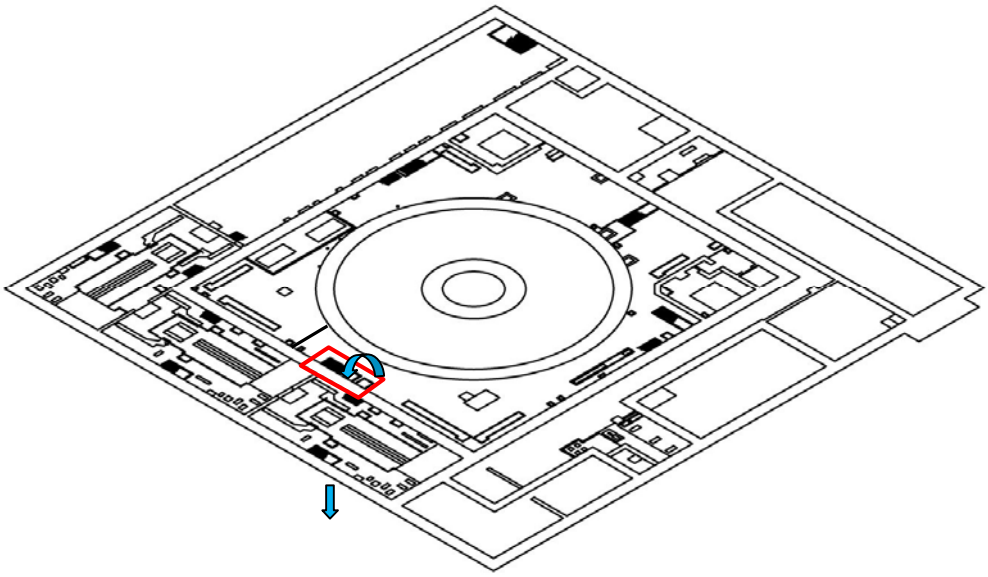
長方堰の越流量

（「水理公式集」より）

(2)　確認結果 1（既設階段部）

既設階段開口部からの排出に期待する場合において，防護対象設備に影響を与える系統のうち，最大漏えい流量は 525m^3／h（原子炉建屋内 HPCS 系）であり，この場合にエリア水位の影響が厳しくなる原子炉棟地下 1 階南側階段部での越流水深及び越流流量を評価した。対象箇所の配置図を第 1 図に示す。またその評価結果を第 2 表に示す。

前述の式から，越流水深は堰部を超える際に 0.077m となり，堰の高さを加えてもエリアの水位は 0.177m 以上に達することはなく，このエリアの機能喪失高さの最も低い設備（0.40m）への影響がないことを確認した。なお，更なる水位影響を防止するため，堰の撤去対策を計画する。



第 1 図　原子炉棟地下 1 階　既設階段評価部

第 2 表　越流量確認結果：地下 1 階南側階段堰

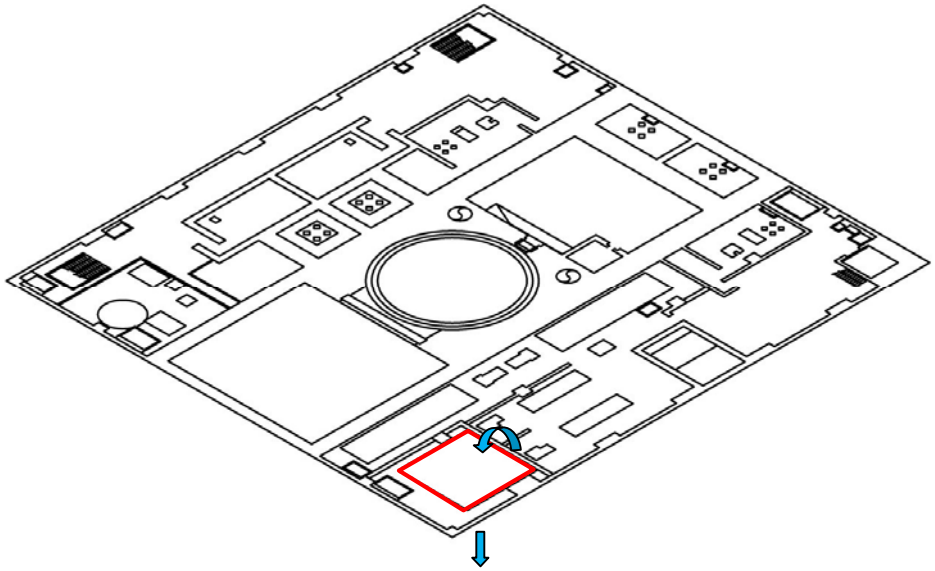
W：堰高さ	0.10m
L：堰長さ	0.15m
h：越流水深 ※	0.077m
B：堰の幅(開口幅)	4.25m（堰のある側面側で評価）
Q：越流量	525m^3／h

※ 実際には，階段の下口側に堰を設置していないため，越流水深は 0.277m 以上にならない。

(3)　確認結果 2（没水高さによる確認）

屋内消火設備使用による没水評価にてエリア水位が厳しく，防護対象設備に影響を及ぼす可能性のあるエリアにおいて，流下開口として期待する原子炉棟 5 階大物搬入口の堰を改造することにより，エリア水位が防護対象設備に影響を及ぼさないことを越流水深及び越流流量から確認した。対象箇所の配置図を第 2 図に示す。またその評価結果を第 3 表に示す。

前述の式から，没水高さ 0.20m の場合，越流水深は改造後の堰部を超える際に 0.1m となり，越流量は 1,182m^3／h となる。消火栓での放水量は，15.6m^3／h であり，流出量が上回ることから，没水高さ 0.20m 以上になることはなく，このエリアの機能喪失高さの最も低い設備（0.40m）への影響がないことを確認した。



第 2 図　原子炉棟 5 階　大物搬入口部

第 3 表　越流量確認結果（5F）大物搬入口（没水高さ 0.20m の場合）

W：堰高さ	0.1m
L：堰長さ	0.4m
h：越流水深	0.1m
B：堰の幅(開口幅)	6.6m（１辺のみで評価）
Q：越流量	1,182m^3／h

1.1.2　長方形せきの越流量（図 3-1.11 参照）

（a）　越流水深による表示

$Q=CBh^{3/2}$ ……(3-1.5)

$0<h/L\leqq 0.1$ ； $C=1.642(h/L)^{0.022}$ ……(3-1.5.a)

$0.1<h/L\leqq 0.4$ ； $C=1.552+0.083(h/L)$ ……(3-1.5.b)

$0.4\leqq h/L\leqq(1.5\sim1.9)$ ； $C=1.444+0.352(h/L)$ …(3-1.5.c)

$(1.5\sim1.9)\leqq h/L$ ； $C=1.785+0.237(h/W)$ …(3-1.5.d)

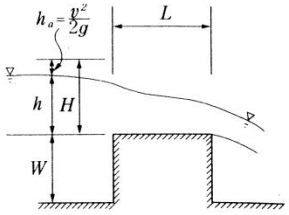


図 3-1.11　長方形せきの諸元

ここに，Q：越流量（m^3/s），B：せきの幅（m），h：越流水深（m），C：流量係数（m$^{1/2}$/s），L：せき長（m），W：せき高（m）.

（「水理公式集」より）

3.　流下開口（床開口）からの流出量

建屋内の床開口を設置する対策について，床開口部からの流出流量が溢水時の系統流量を上回ることを確認する。

(1)　評価条件

・床開口は満水流れとして評価を実施する。

・下記に示す評価式の通り，流量は落差が大きいほど大きくなるため，スラブ上の滞留深さは考慮せず，落差としてはスラブ厚さを考慮する。

・床開口は円形とし，開口径 12Ｂ（φ300mm）を設定する。

$$Q = A\sqrt{\frac{2gH}{\lambda\frac{L}{d}+\sum\zeta+1}}$$

A：断面積(m^2)

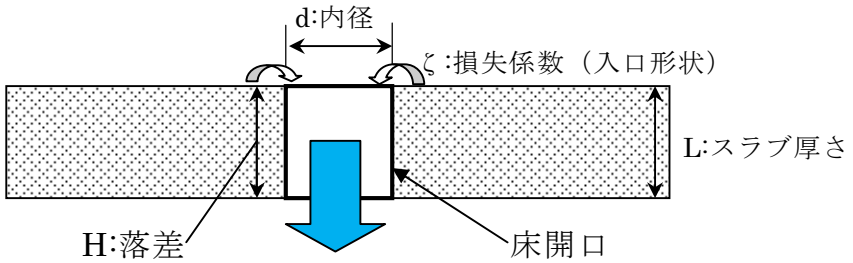
H：落差(m)

d：内径(m)

L：直管長さ(m)

ζ：損失係数

λ：摩擦係数



Q:最大流出流量

(2)　確認結果

対象箇所の配置図を第4図に示す。第5表の条件より床開口1か所の流出量は636m^3／hとなった。この条件のもとに，想定破損時の系統流量が排出可能な必要開口数を第6表に示す。必要開口数を設置することにより，床面からの開口から系統流量が排出可能であることを確認した。

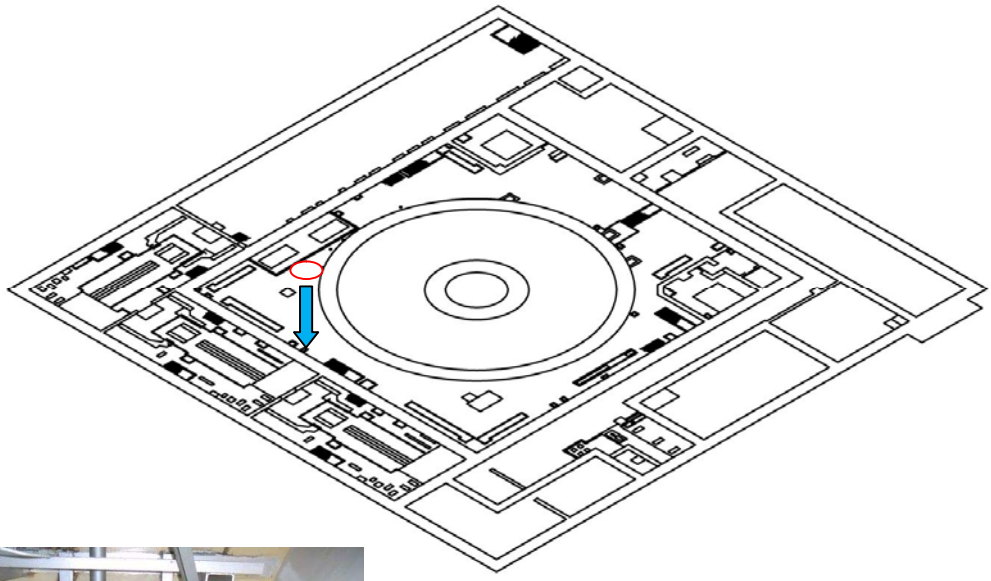
第5表　床開口1か所あたりの流出流量結果

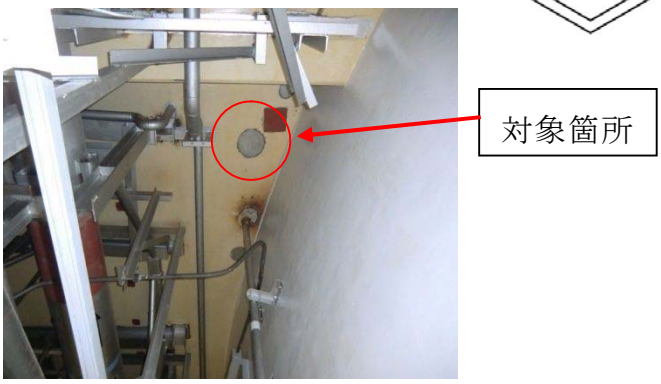
項目	記号	値	備考
内径（m）	d	0.30	
摩擦係数	λ	0.04	相対粗度0.03のコンクリート管
直管長（m）	L	0.5	スラブ厚さ
損失係数	ζ	0.5	管路入口における損失
重力加速度（m／s^2）	g	9.80665	
落差（m）	H	0.5	
流量（m^3／h）	Q	636	開口部からの流下量

第6表　必要排出流量の検討結果

区画番号	区画内系統漏えい流量（m^3／h）	床開口数	床開口からの流出流量（m^3／h）
RB-B1-9	525（ＨＰＣＳ）	1	636

必要開口としては，複数箇所を確保するとともに，閉塞等の排水を阻害することが無い防護対策を実施する。





下階より見た状況

第 4 図　原子炉棟地下 1 階　床開口部

原子炉建屋原子炉棟内防護対象設備の蒸気影響について

原子炉建屋原子炉棟内の設備に対しては，高エネルギー配管破断による影響を考慮し，以下のとおり設計しており，蒸気影響がないことを確認している。

1. 原子炉建屋原子炉棟の環境条件の考え方

原子炉棟における環境条件の設定については，高エネルギー配管破断として主蒸気配管破断，給水配管破断，原子炉隔離時冷却系蒸気配管破断及び原子炉冷却材浄化系配管破断を考慮しており，各配管の破断形態として，漏えいを含め瞬時両端破断までを想定している。

(1) 圧力条件

高エネルギー配管破断時の昇圧を考慮し，環境条件として設定している。なお，大規模な破断が生じた際には速やかにブローアウトパネルの開放によって建屋外に圧力を排出することになるため，原子炉建屋原子炉棟内の圧力が著しく上昇することはない。

※ ブローアウトパネルについて

原子炉格納容器外の主蒸気配管の破断を想定した場合，破断口より放出される蒸気が建屋内に充満し圧力上昇を引き起こす。この建屋内の圧力上昇により原子炉格納容器に作用する外圧が原子炉格納容器の最高使用外圧を超えないように，建屋外に圧力を逃がすことを目的としてブローアウトパネルを設置している。

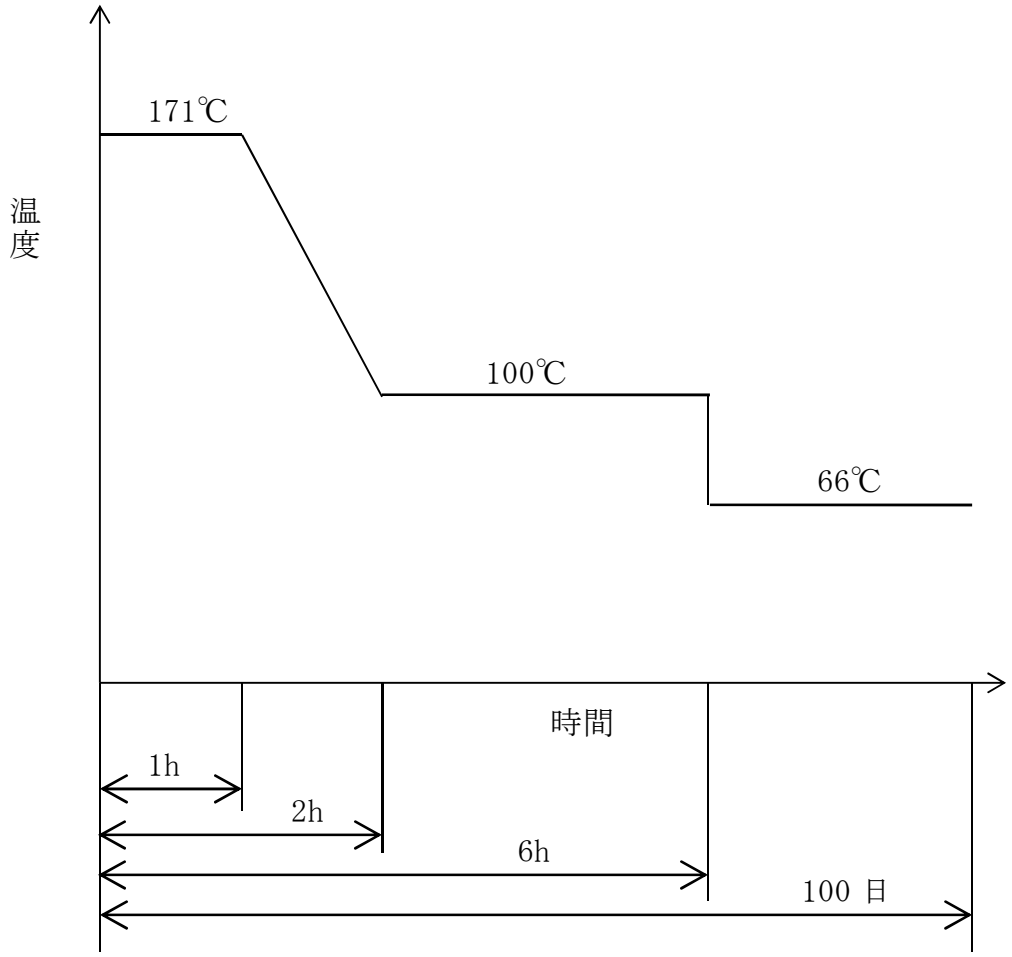
(2) 温度条件

原子炉建屋内の一次系蒸気が直接漏えいする区画※1では，漏えい蒸気

が大気圧下に開放される際に過熱状態となるため，等エンタルピ変化により得られる過熱蒸気の理論上の最大温度である 171℃（原子炉格納容器内の最高使用温度と同じ）を設定している。なお，冷却材の流出は隔離弁等の閉止，又は原子炉減圧によって放出が終了し，その後は大気圧下での飽和温度である 100℃まで温度が低下する。

また，その他の区画においては，大気圧下での飽和温度である 100℃を設定している。原子炉建屋原子炉棟内温度状態の例を第 1 図に示す。

※1：機器環境条件仕様書より，主蒸気トンネル室が該当区画となる



第 1 図　原子炉建屋原子炉棟内温度状態（例）

(3)　原子炉建屋原子炉棟内防護対象設備の保全状況について

機能要求がある原子炉建屋原子炉棟内防護対象設備については，以下のとおり保全を行っており耐環境性能の維持が図られている。

ａ．弁駆動部及び計器

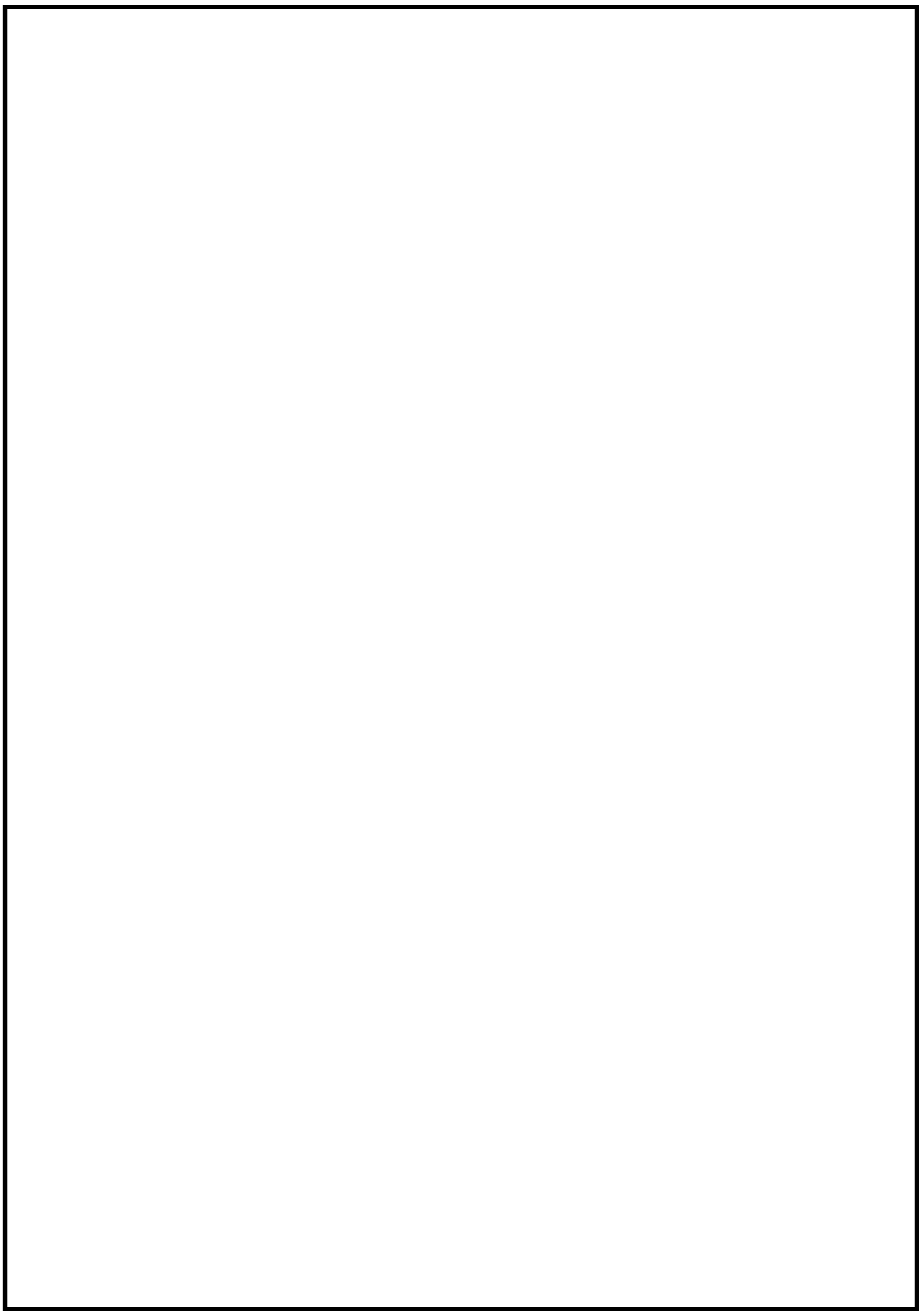
長期使用に伴いＯリング等の熱劣化によるシール性能の低下や放射線の影響による計測値誤差の増加等が懸念されることから，点検周期を設定し定期的に点検を実施している。

ｂ．ケーブル及びケーブル接続部

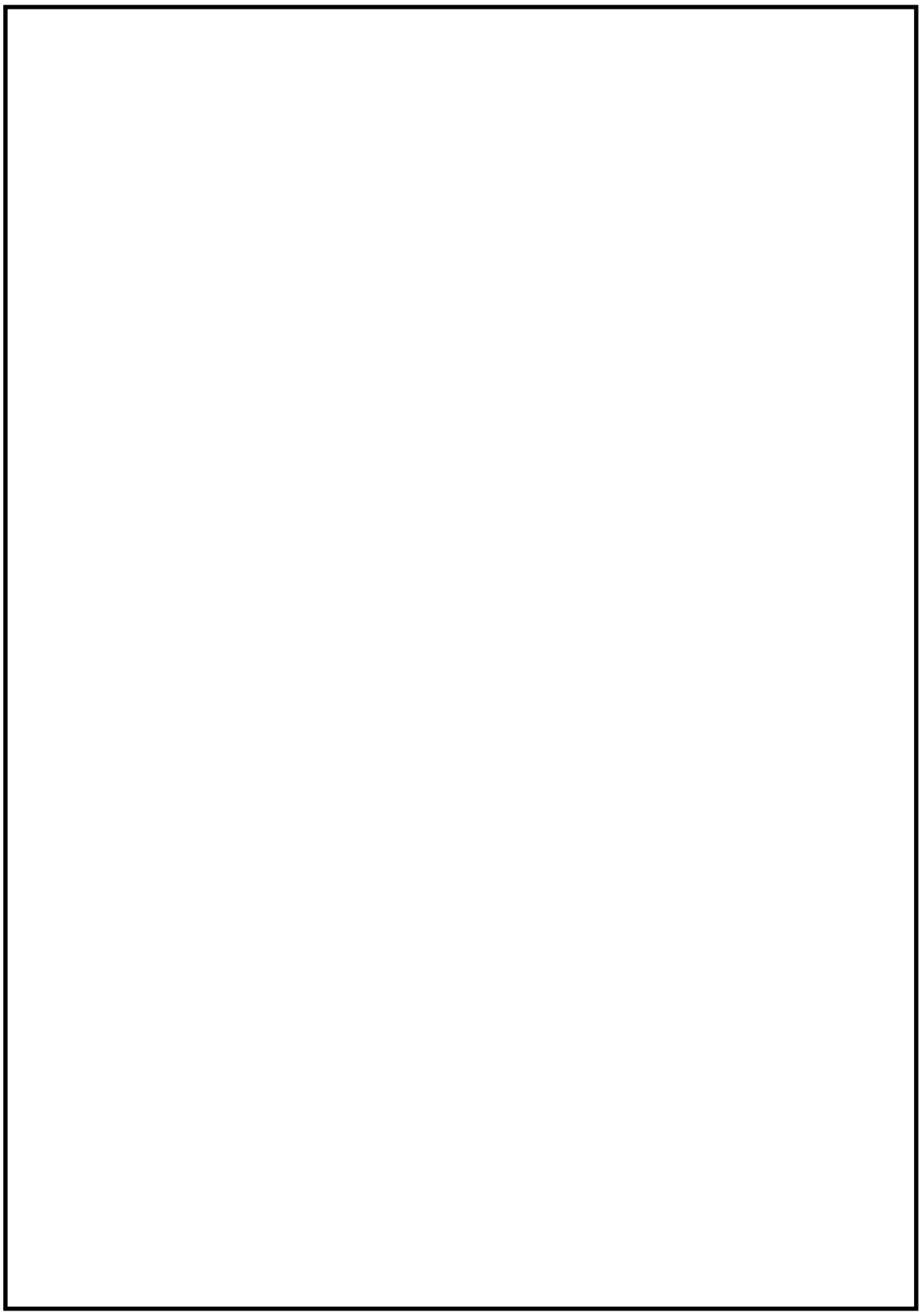
長期使用に伴い絶縁体等に経年劣化による絶縁性能の低下が懸念されるが，電力用ケーブル及びケーブル接続部は定期的な絶縁抵抗測定により，許容値以上であることを確認している。

制御・計装用ケーブル及びケーブル接続部については，系統機器の動作，計器の指示値等に異常がないことを確認し，絶縁低下による機能低下がないことを確認している。

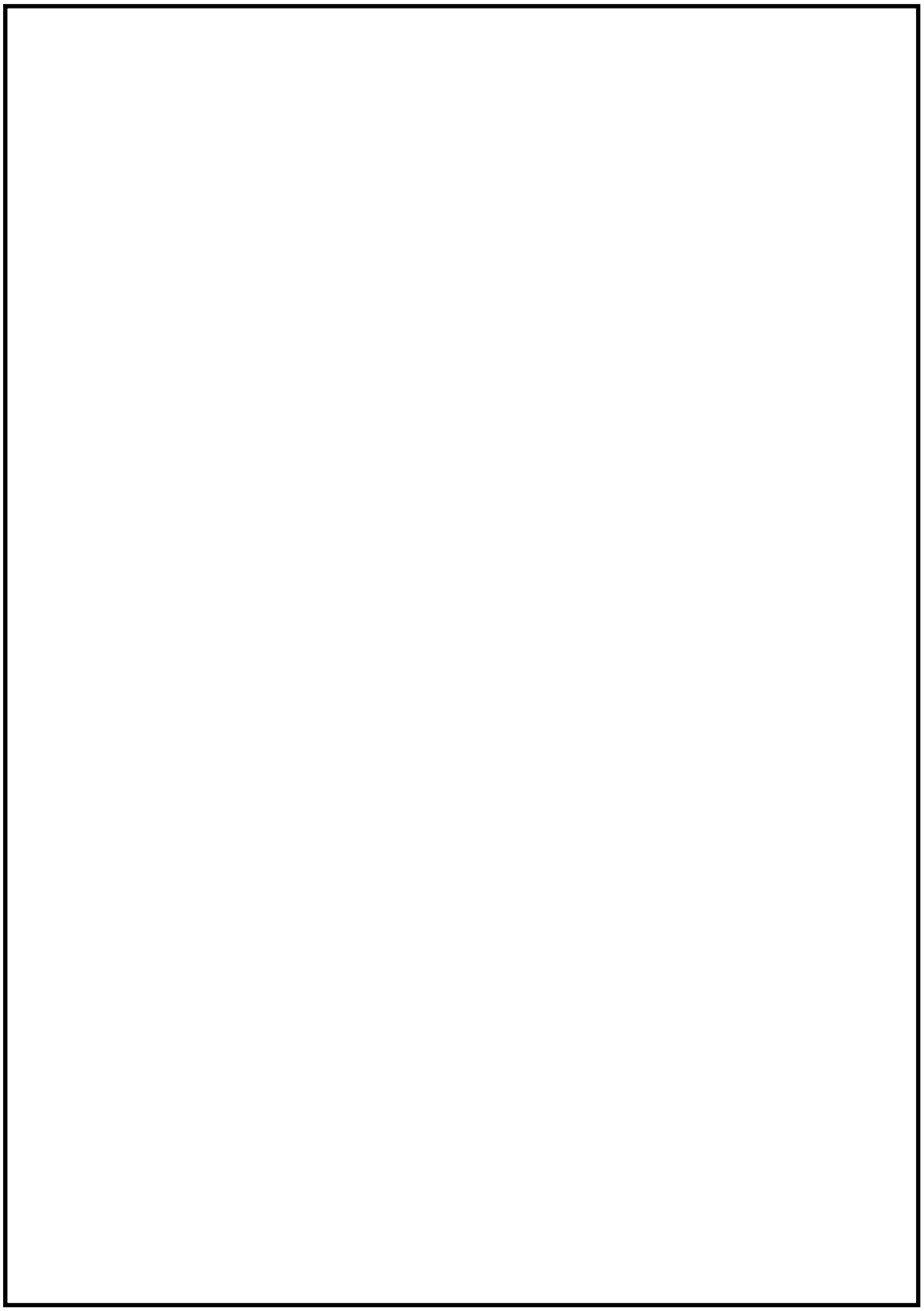
原子炉建屋原子炉棟における蒸気の影響評価検討範囲を第 2 図に，防護対象設備の蒸気影響評価結果と耐環境性機能維持に係る保全状況を第 1 表に示す。



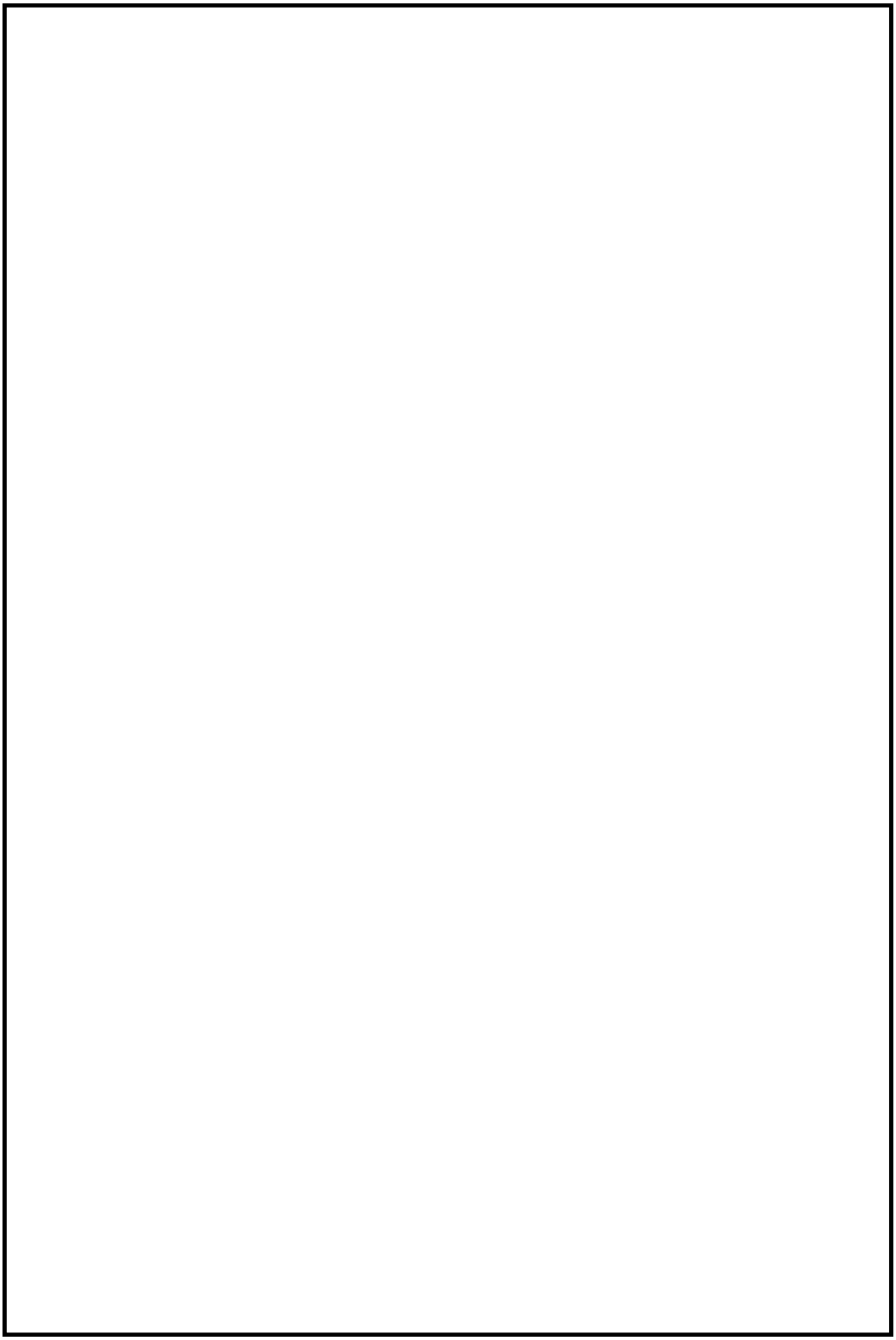
第 2 図　原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度（1／8）



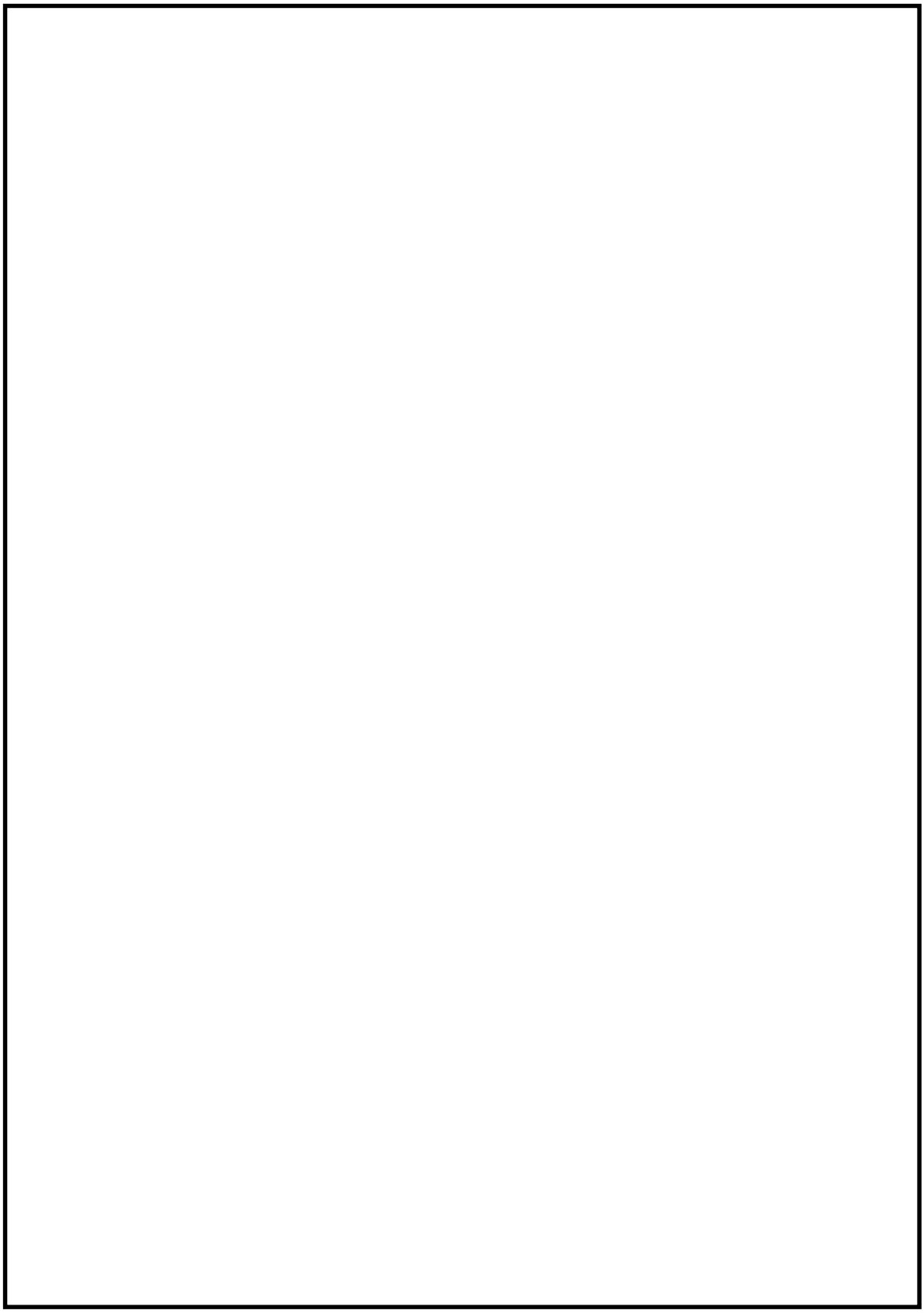
第 2 図　原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度（2／8）



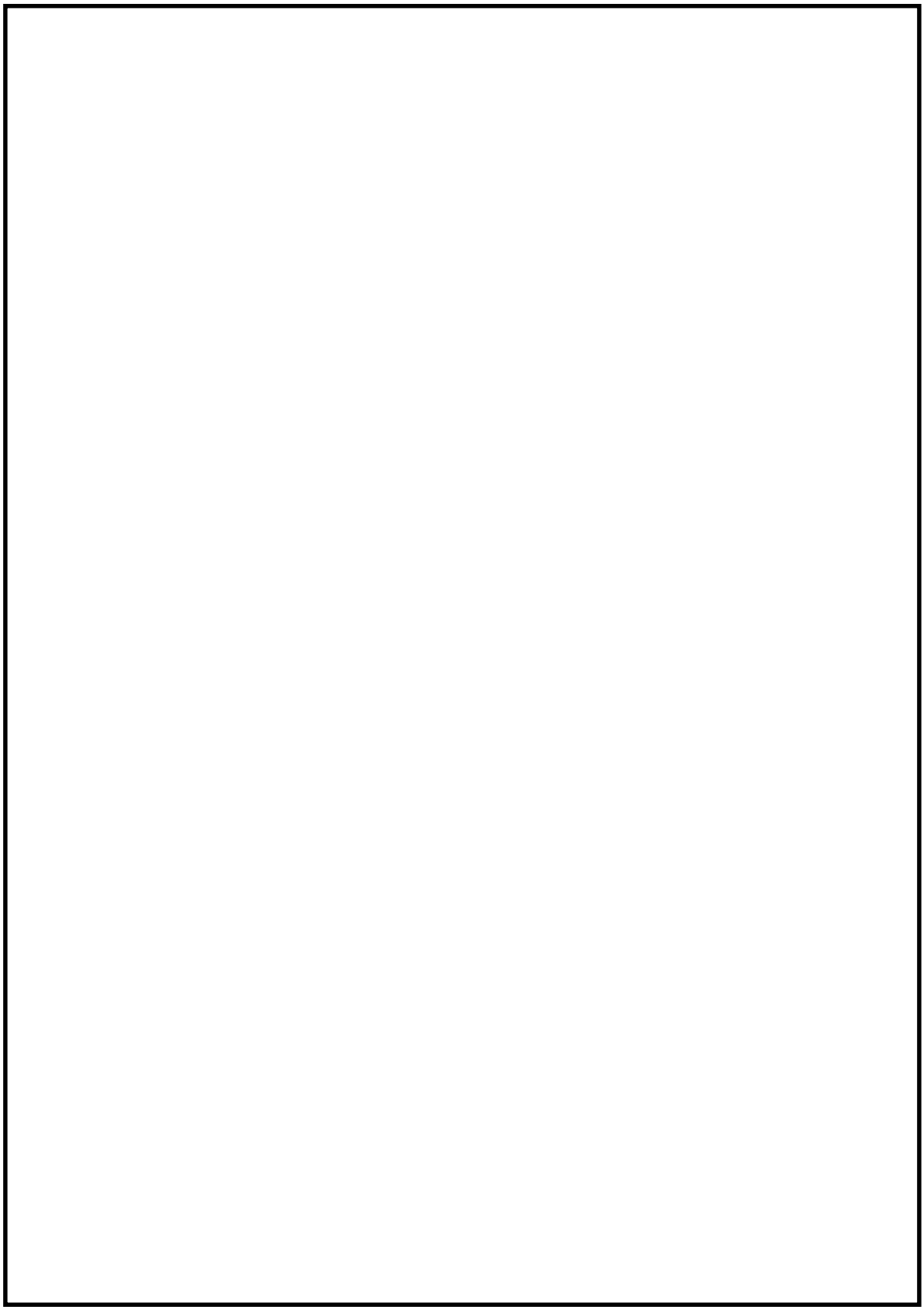
第 2 図　原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度（3／8）



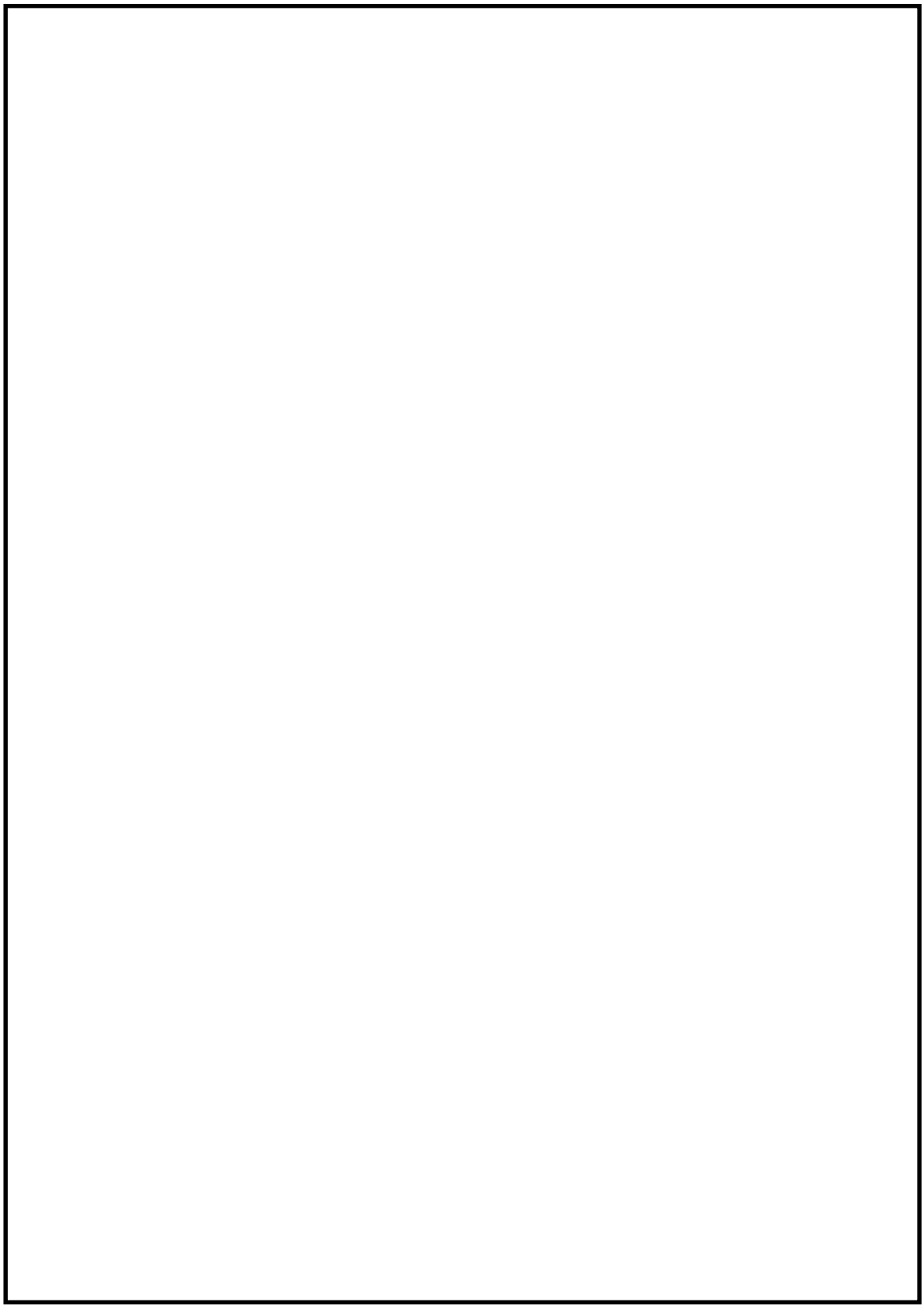
第 2 図　原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度（4／8）



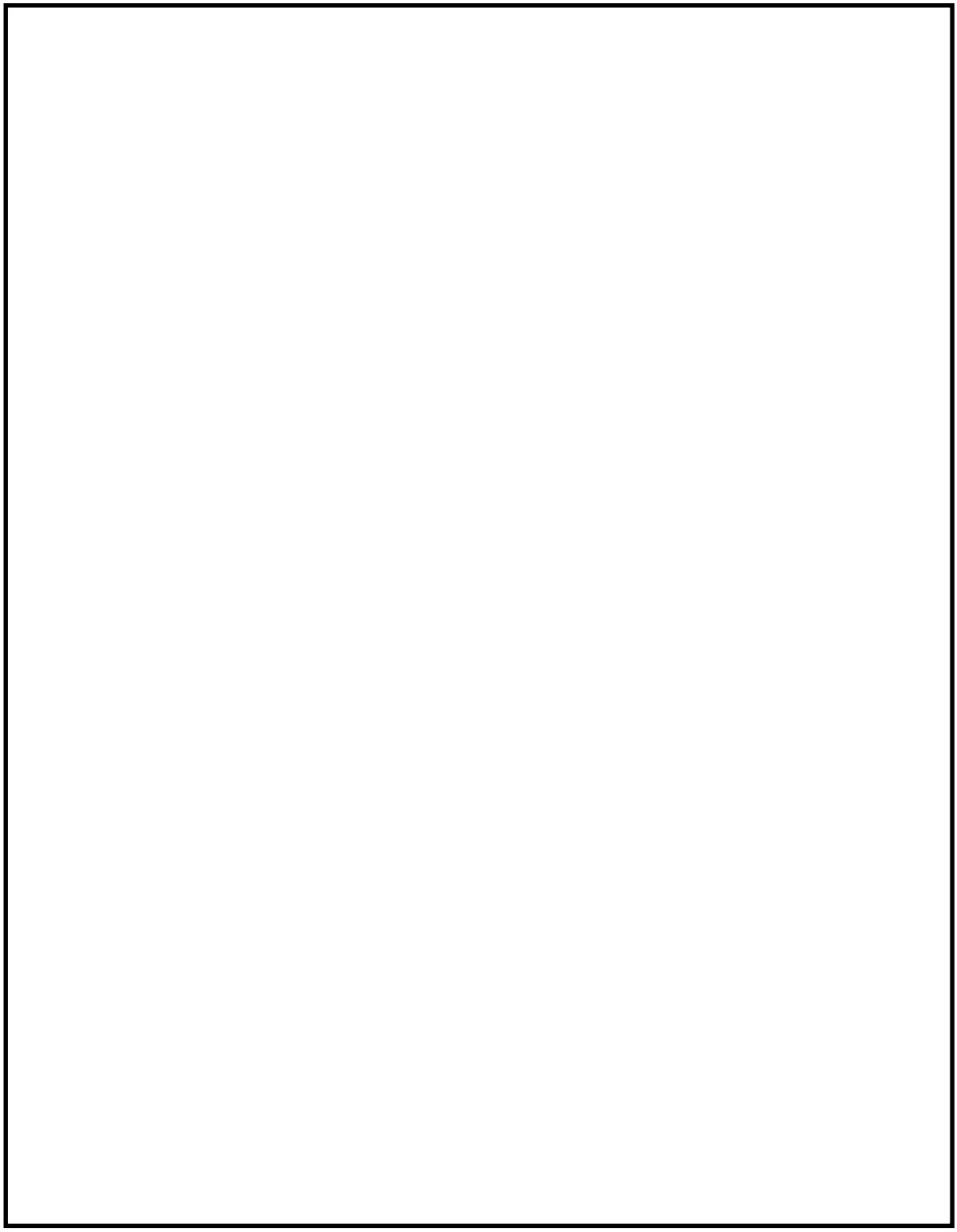
第 2 図　原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度（5／8）



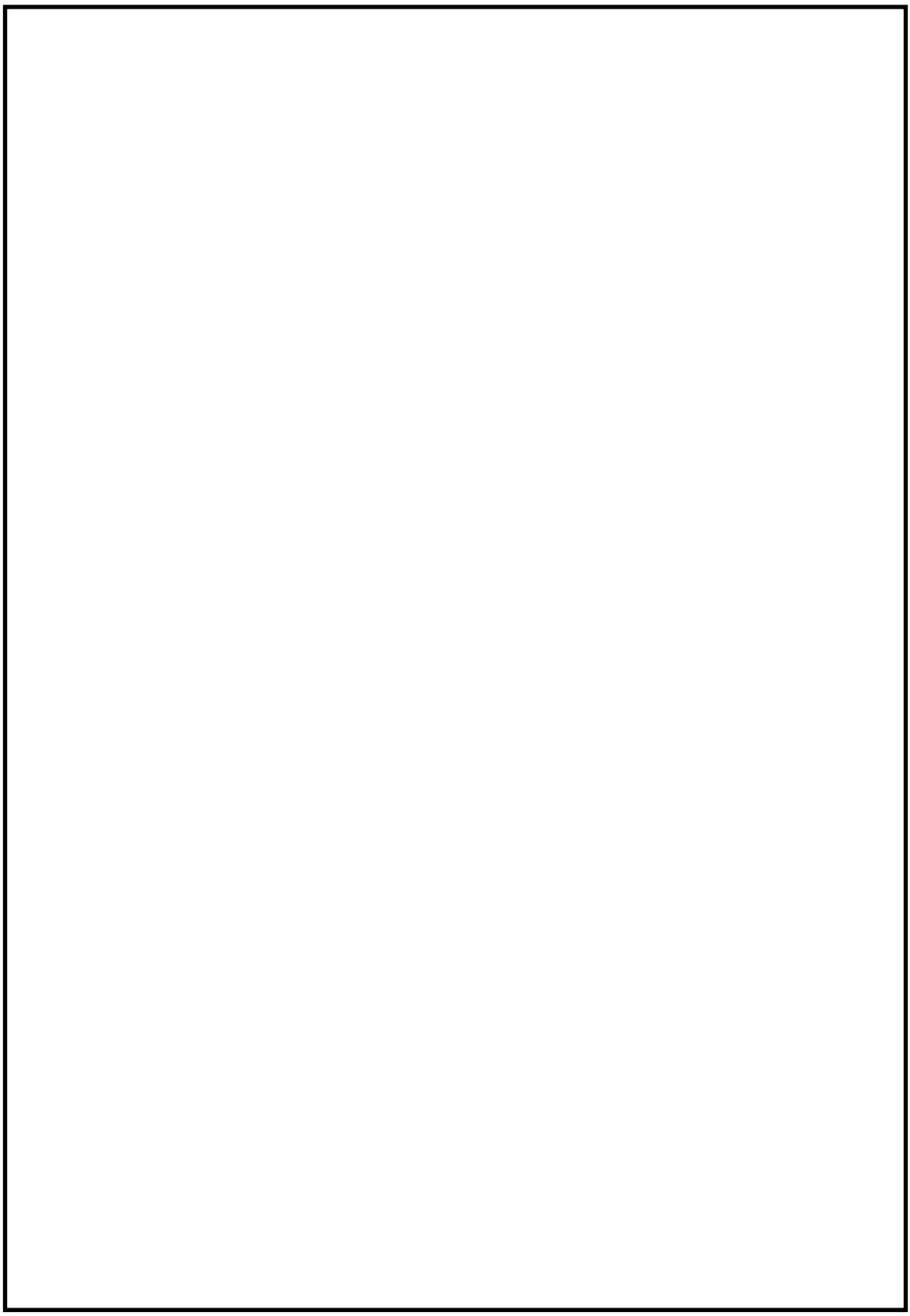
第 2 図　原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度（6／8）



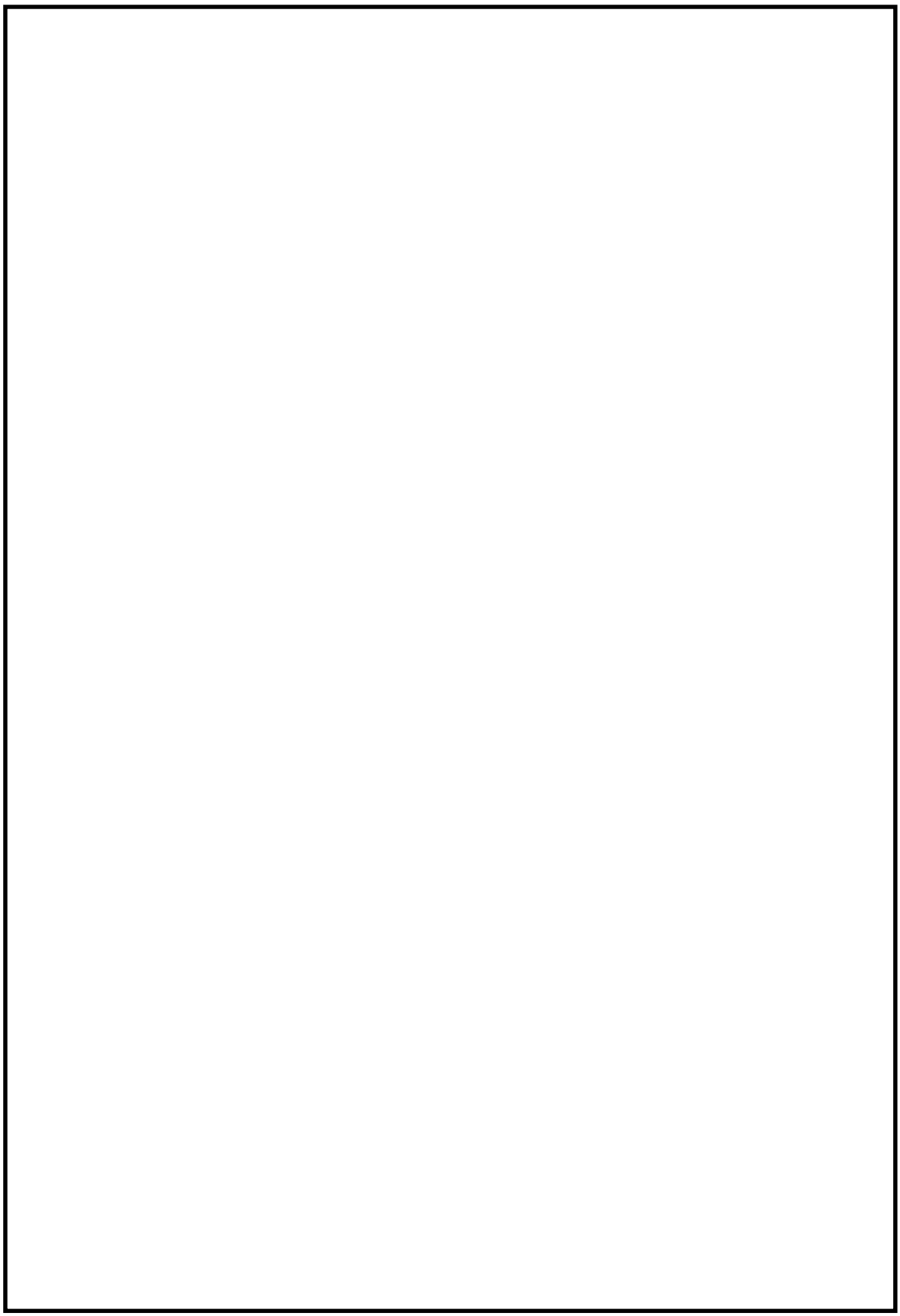
第 2 図　原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度(7／8)



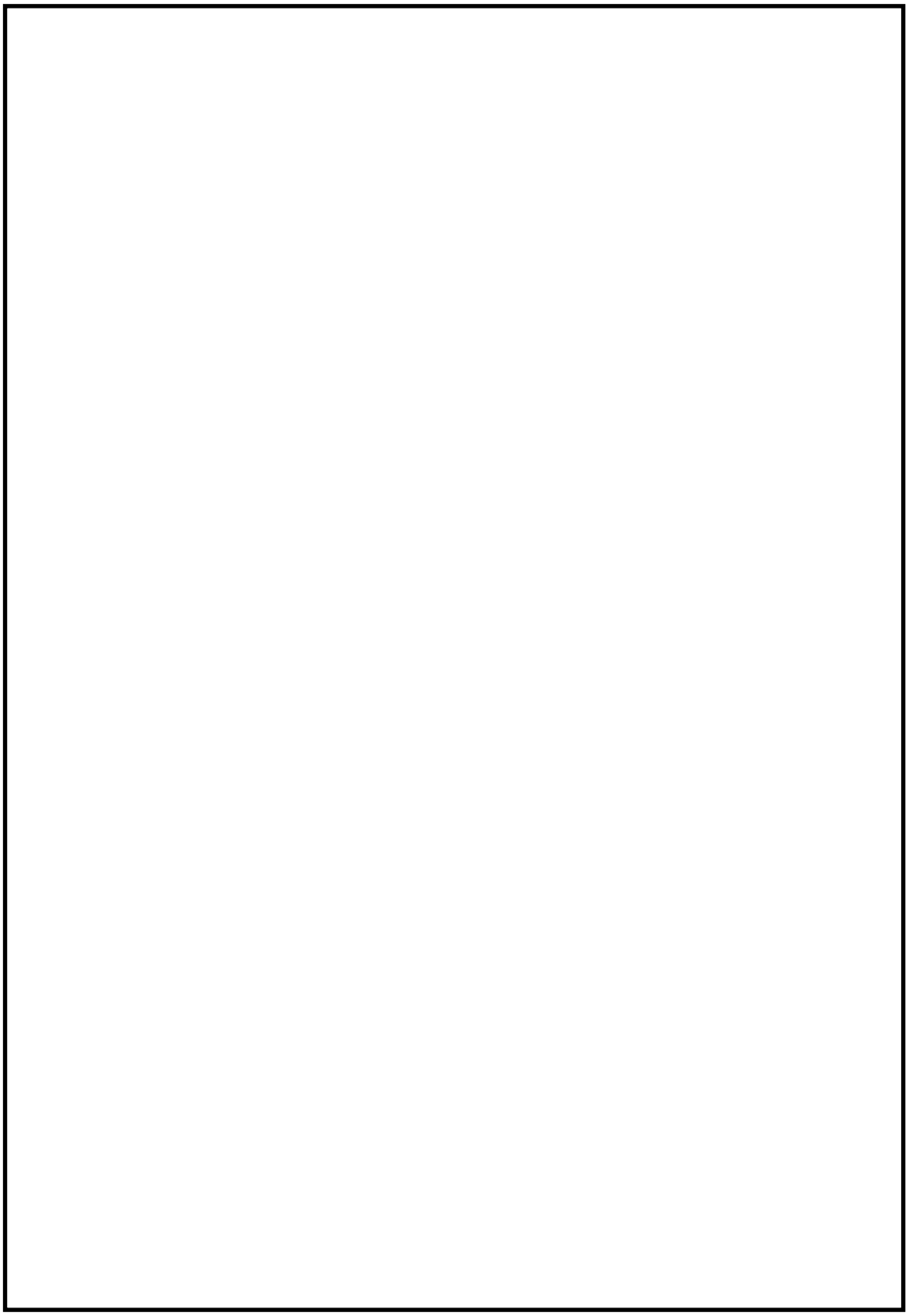
第 2 図　原子炉建屋原子炉棟における運転時環境最高温度(8／8)



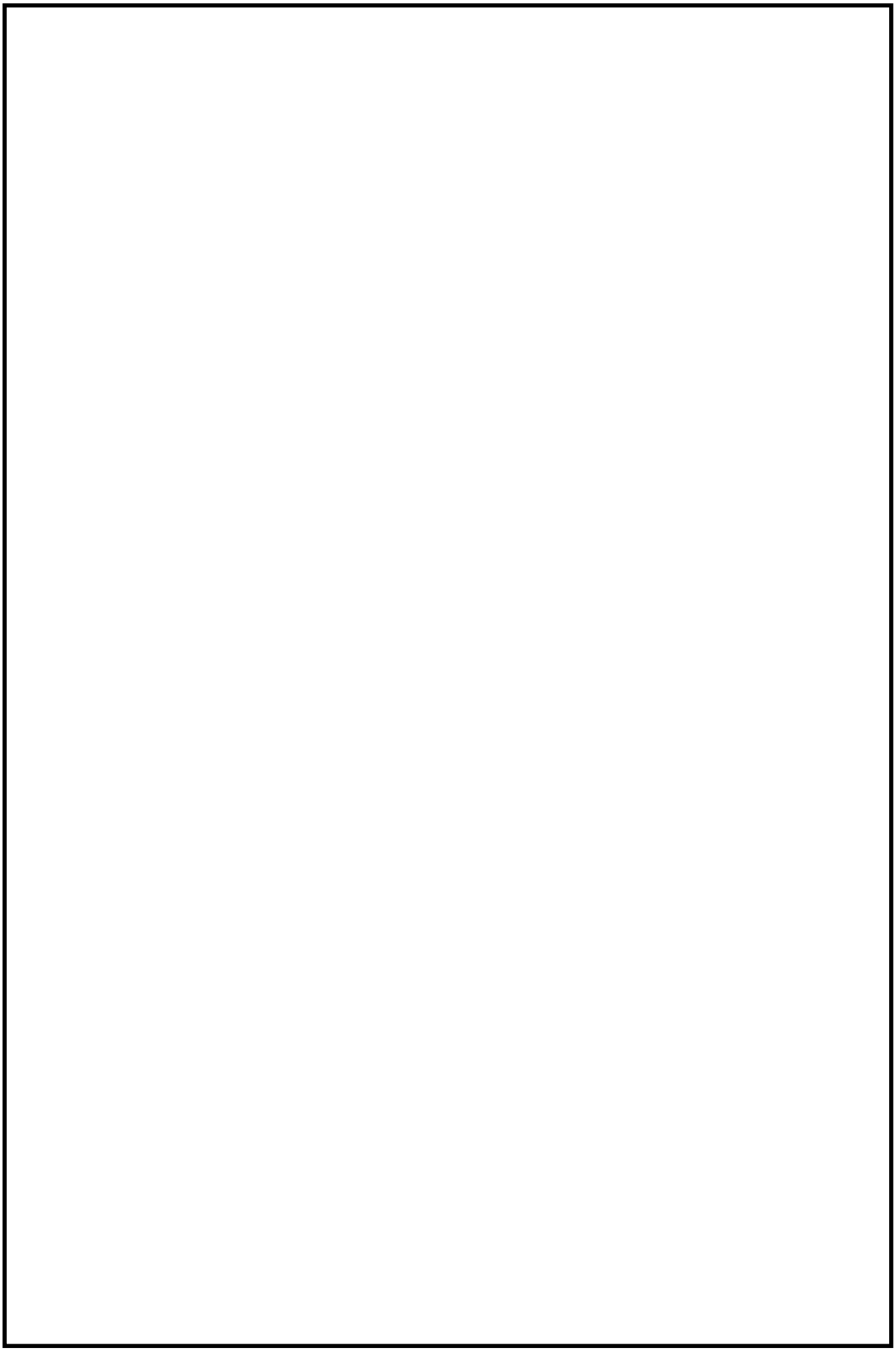
第 3 図　原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲（1／8）



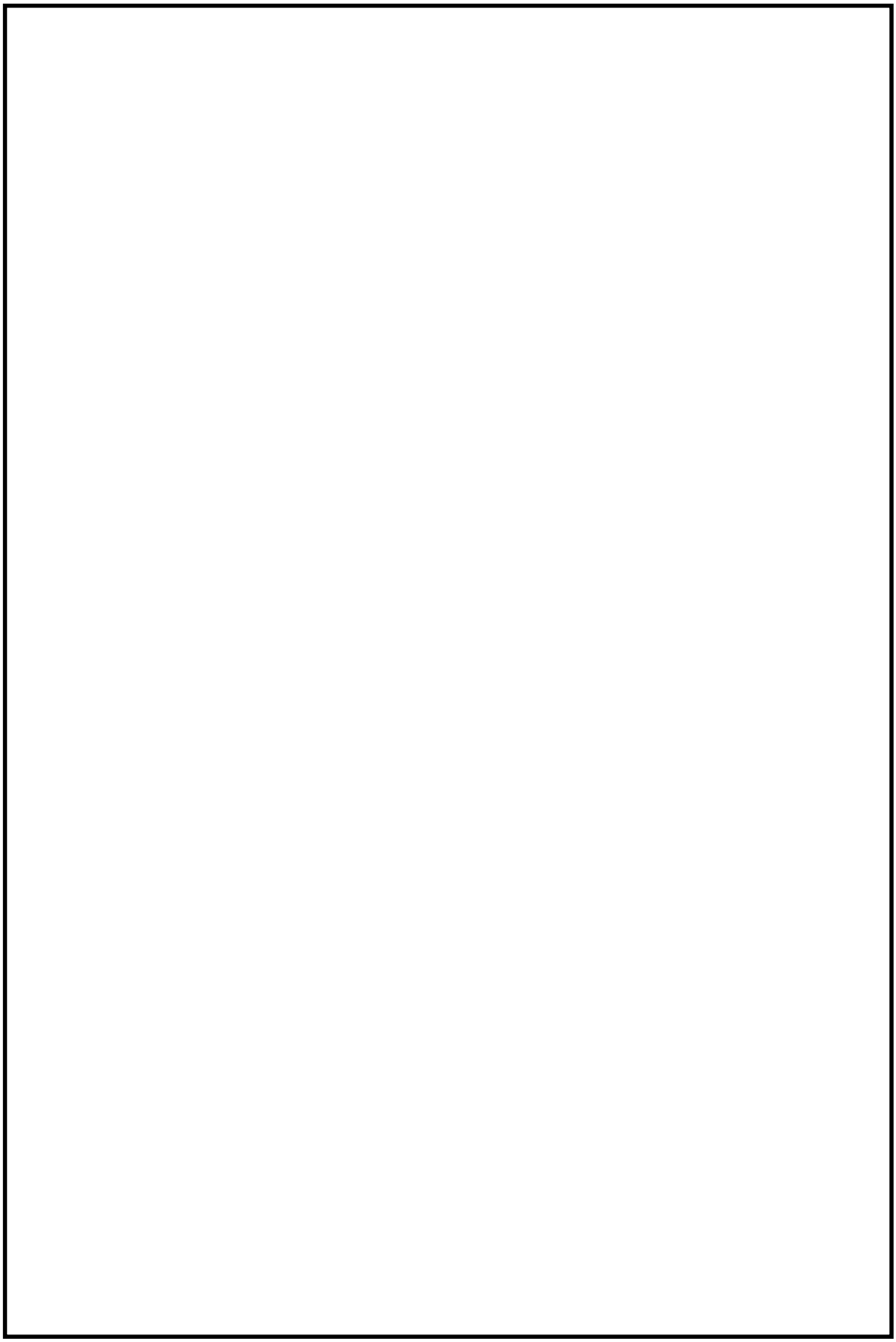
第 3 図　原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲（2／8）



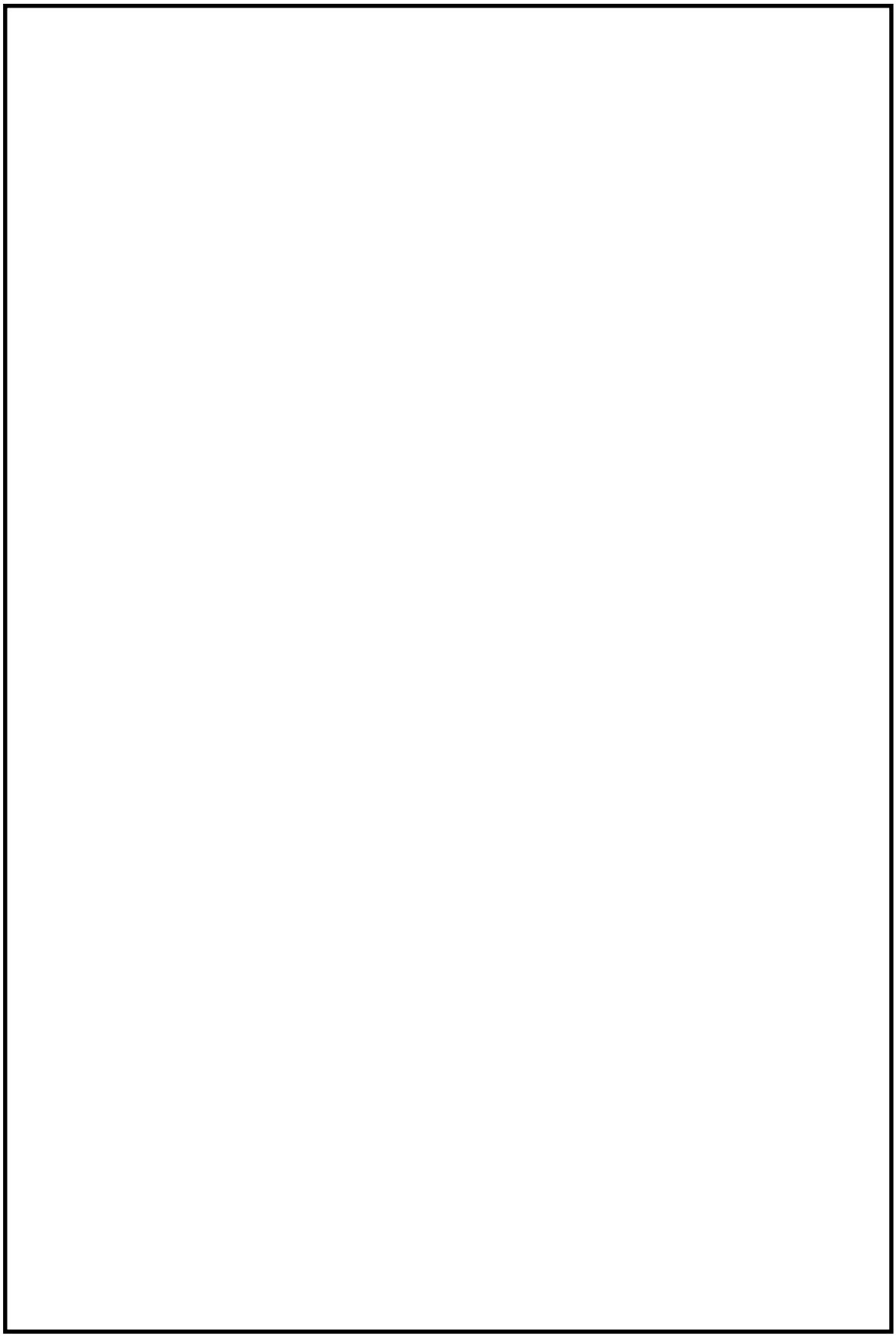
第 3 図　原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲（3／8）



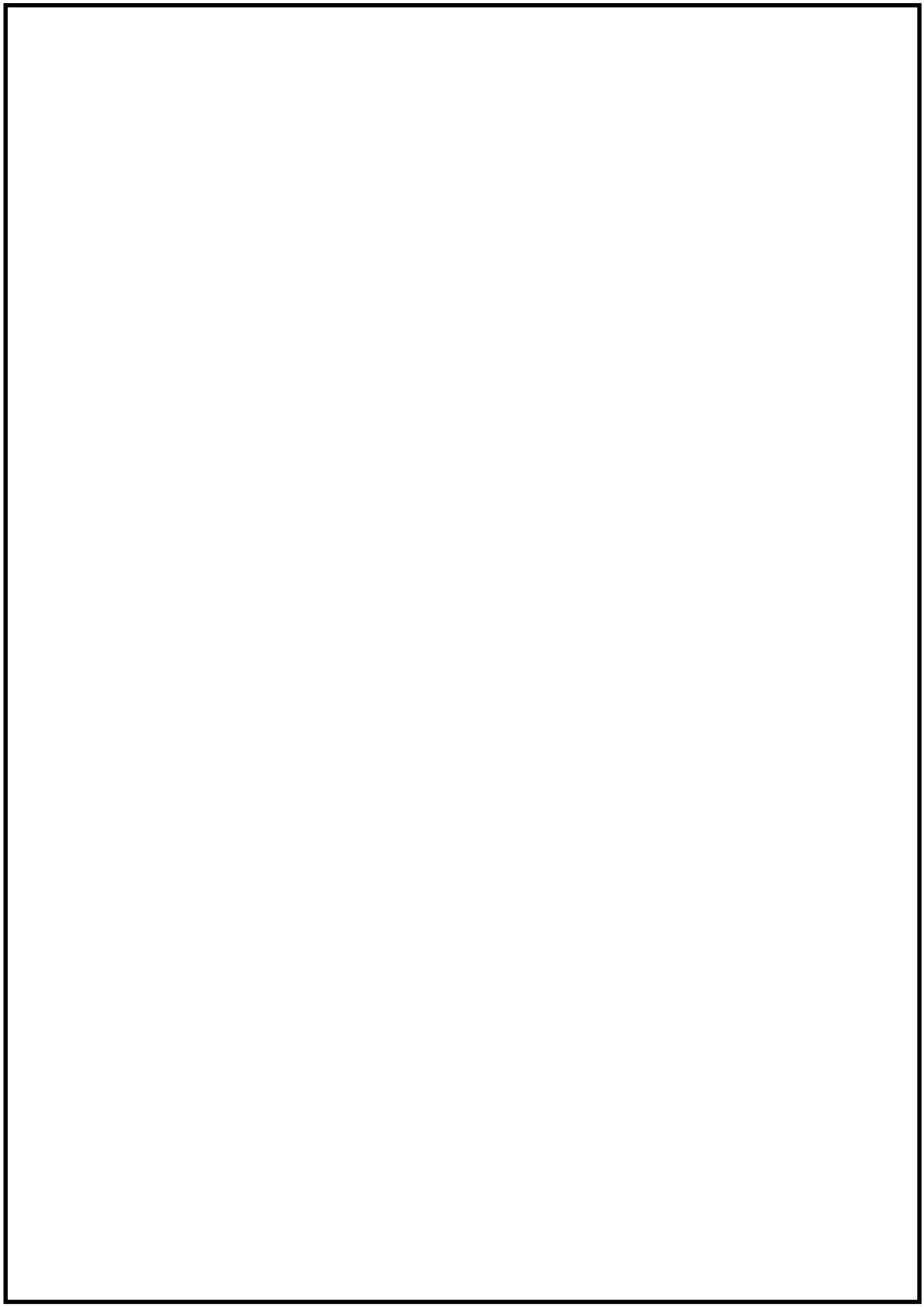
第 3 図　原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲（4／8）



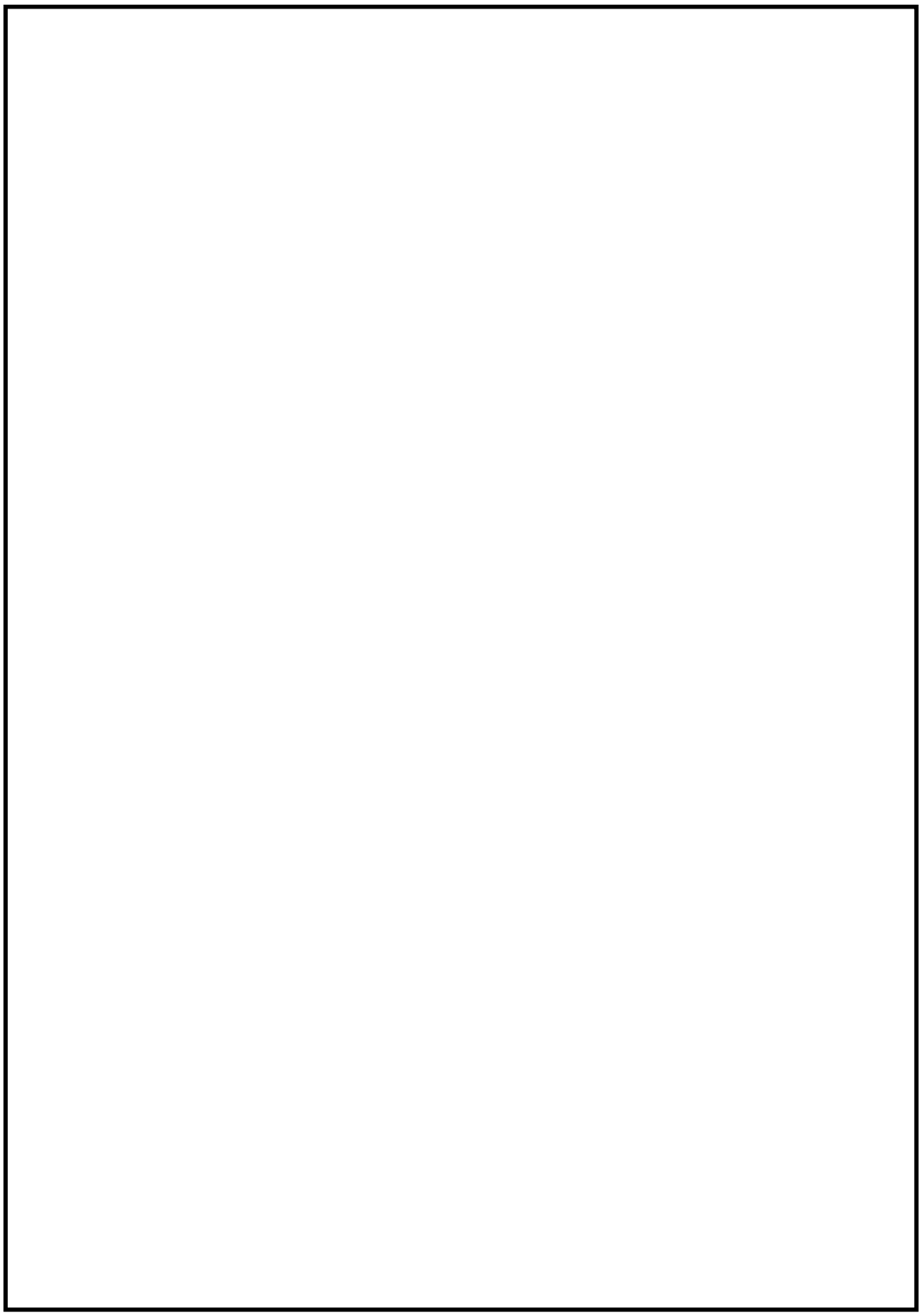
第 3 図　原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲（5／8）



第 3 図　原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲（6／8）



第 3 図　原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲(7／8)



第 3 図　原子炉建屋原子炉棟における蒸気影響評価検討範囲(8／8)

2.　ブローアウトパネルの機能について

原子炉建屋原子炉棟の外壁に建設時より合計 12 枚のブローアウトパネル（型式：クリップ方式，大きさ約 4m×4m，重さ約 1.5t）が設置されている。

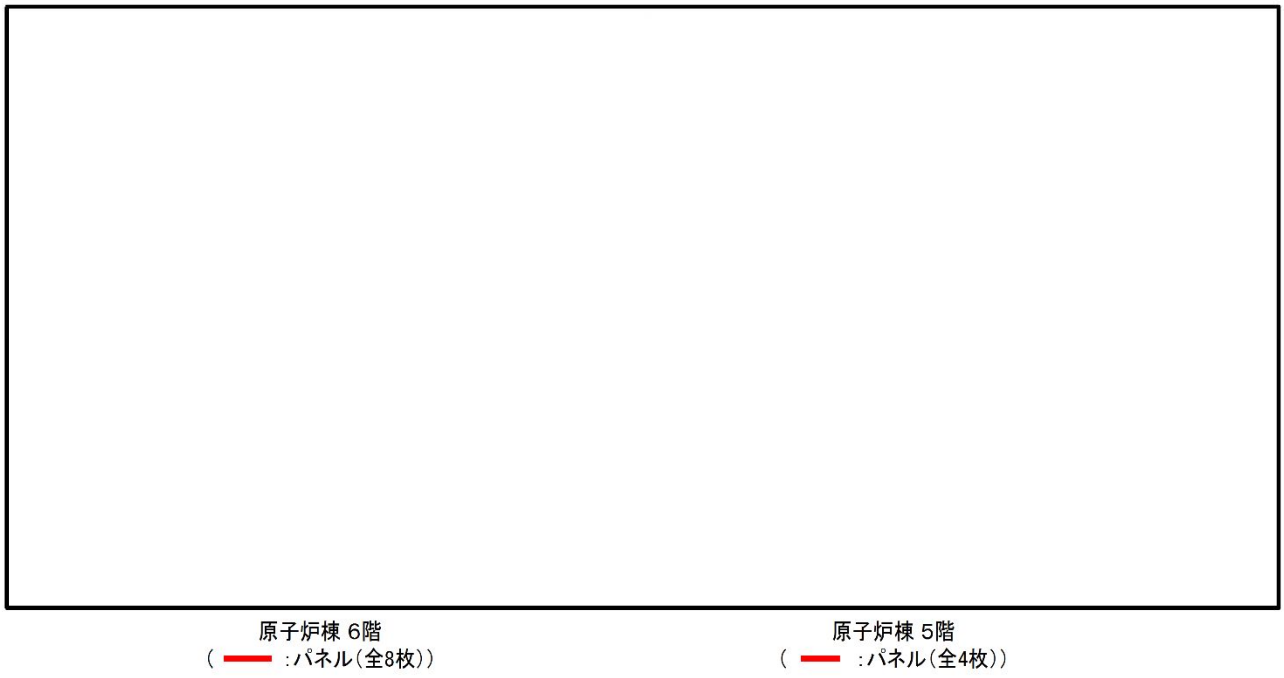
・原子炉棟６階：東西南北の壁面に各 2 箇所の合計 8 箇所

・原子炉棟５階：東西南北の壁面に各１箇所の合計 4 箇所

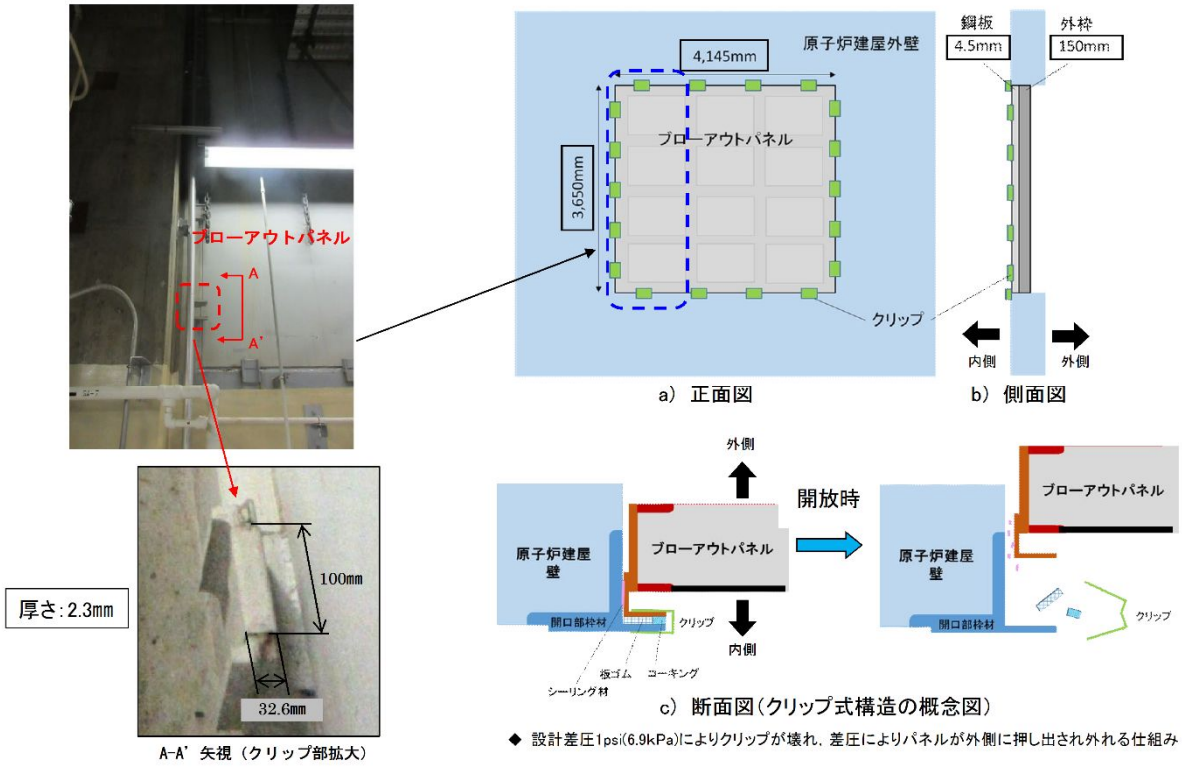
ブローアウトパネルは，主蒸気配管破断等を想定した場合の放出蒸気による圧力から原子炉建屋や原子炉格納容器等を防護するため，放出蒸気を建屋外に放出することを目的に設置されている。原子炉棟外壁におけるブローアウトパネルの配置を第 4 図に示す。

(1)　ブローアウトパネルの構造について

ブローアウトパネルは，厚さ 2.3 ㎜のクリップと呼ばれる装置 18 個で原子炉建屋外壁に設置されており，原子炉格納容器の設計上の最高使用外圧 2psi に対し，1psi で開放するように設計されている。詳細を第5図に示す。



第 4 図　ブローアウトパネル配置図

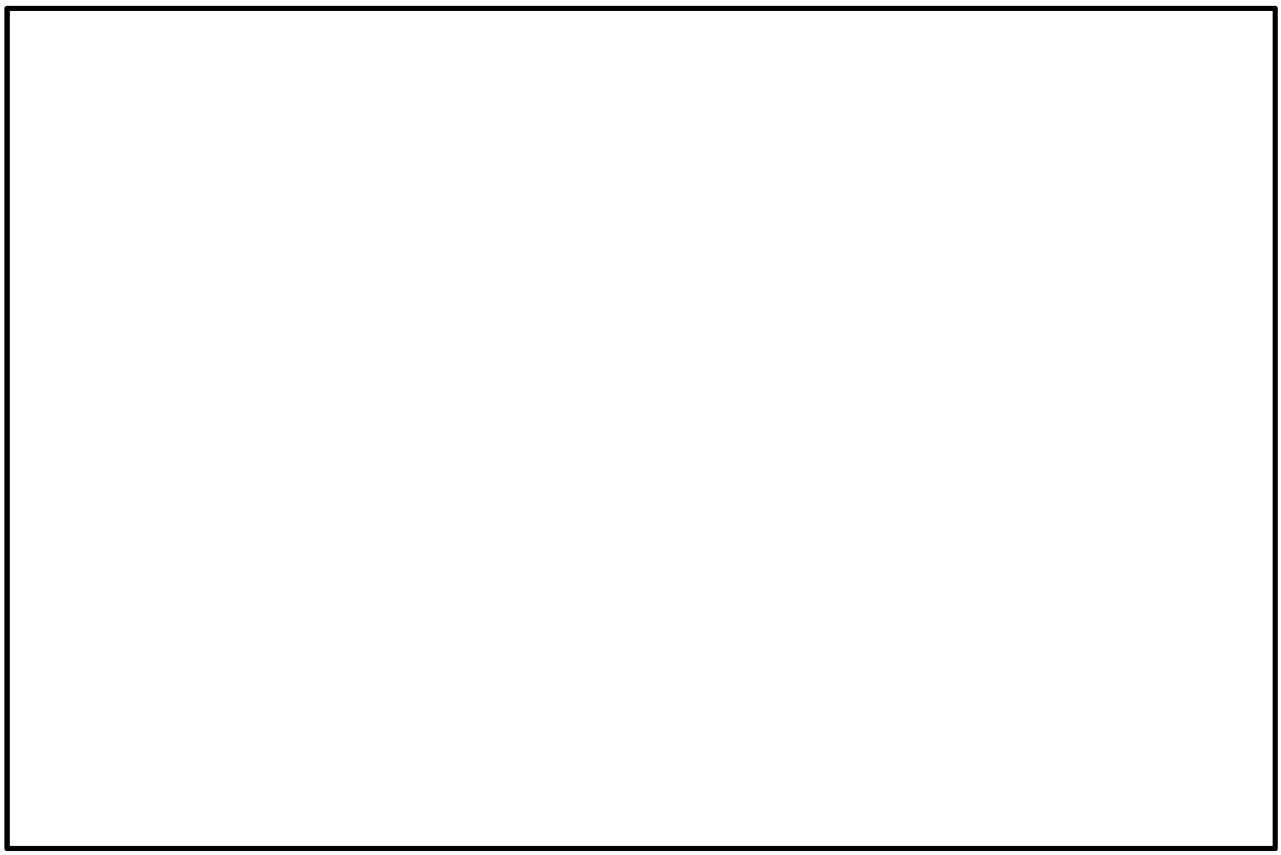


第５図　ブローアウトパネルの構造及び作動原理

(2)　ブローアウトパネルの基本設計及び対策

内部溢水における蒸気影響評価，竜巻に対する対応，重大事故等発生時の要求等を考慮し，原子炉棟５階の東側ブローアウトパネルを２枚閉止※する対策を行う。このため，３次元流体解析により，主蒸気管破断事故時の建屋内圧力，温度が設計条件内にあることを確認した。対策の概要及び解析結果を第６図から第８図に示す。

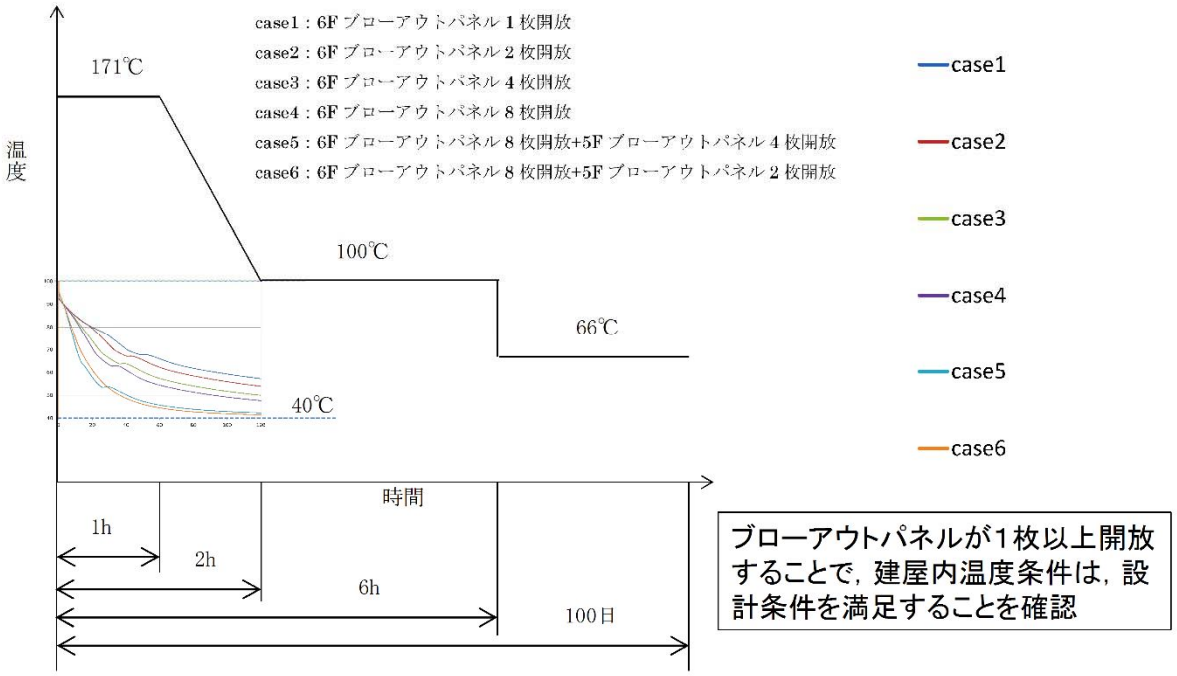
※ 建設時設計の設置数１２枚については，建屋内圧力の上限値に対して裕度を持った開口面積として設定しており，圧力に着目した評価により十分とされた開口面積の約２倍(約 185m^2) を有している。また，これにより建屋内温度条件についても裕度を持った設計となっており，このうち２枚を閉とした場合においても，圧力・温度ともに当初の設定値を超えることはなく影響はない。



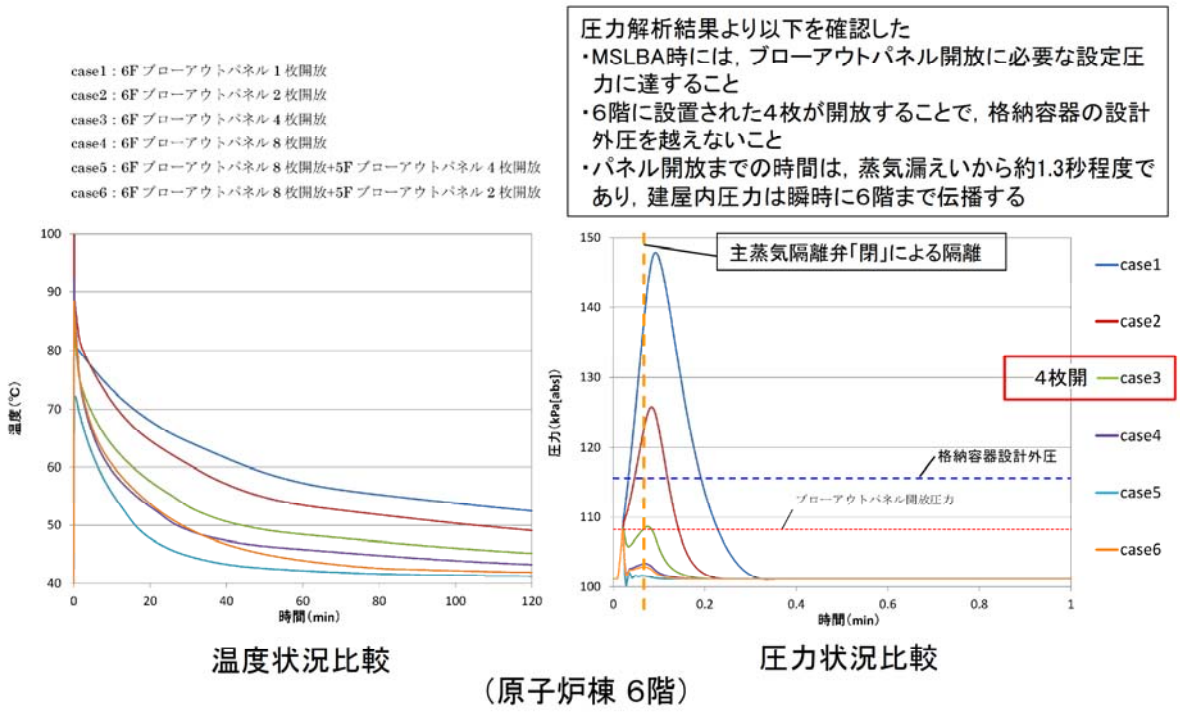
：西側区画ブローアウトパネルから見通せる範囲

：開口部を繋ぐ風の流れ

第 6 図　ブローアウトパネルの閉鎖対応箇所について



第 7 図　主蒸気管破断時の原子炉棟内温度状態と解析結果の比較



第 8 図　ブローアウトパネル作動枚数による温度及び圧力状況比較

(3)　ブローアウトパネル作動のばらつきの考慮について

原子炉格納容器の設計外圧に着目すると，主蒸気管破断事故時の開放必要枚数は３次元流体解析の結果から，４枚以上となることを確認した。５枚以上の開放は，建屋内雰囲気温度と圧力の更なる低下に寄与するものであり，設備防護上は考慮するものであるが必須ではない。

３次元流体解析コードにおいては，ブローアウトパネルの開放時間遅れも解析上考慮し，設定圧力でパネルが開放すると評価している。これに対し，実際に必要とする４枚開放まで，同時に作動しない場合を想定すると，この場合は，開放面積が少ないため，建屋内圧力は再度設定圧力に到達する評価であり，４枚目までは確実に開放すると判断できる。

また，実際の蒸気噴出時の圧力伝播速度は，音速に近い値であり，ブローアウトパネルの設置位置による圧力伝播の時間差はほとんどなく，ほぼ４枚同時に作用すると想定されることから，作動圧力に影響を与えるような，時間差は発生しないと評価している。

(4)　ブローアウトパネルのクリップの信頼性について

ブローアウトパネルは，電源や空気源に頼ることなく，静的，且つ圧力上昇に対して確実に開放できる仕組みとして，クリップを使用したパネルの開放機構を選定している。

この開放機構は，既設系統設備でも採用実績のある破壊板（ラプチャーディスク）と同様の考え方（圧力による負荷荷重により，部材を破壊させる）であり，構造が単純であることから，信頼性が高いものである。

ブローアウトパネルが差圧により確実に作動することを確認するための管理として，クリップの確認試験を実施し，ブローアウトパネル開放機構の作動性能を担保することとする。

(5)　ブローアウトパネル対策後の建屋内温度評価の結果について

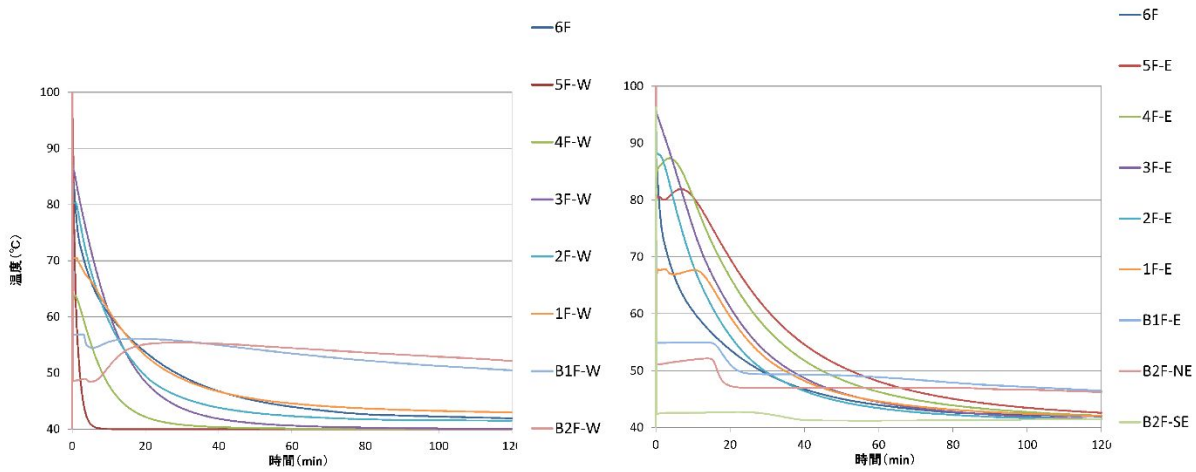
ブローアウトパネルの２枚閉鎖対策後の建屋内温度評価の詳細を以下の第9図及び第10図に示す。また，ブローアウトパネルの作動枚数による建屋内温度状況の代表例として，原子炉棟３階の結果を第11図及び第12図に示す。

第６図に示すブローアウトパネル開放後に温度が停滞する箇所は，蒸気が自然対流で上昇する流れと，外気から流入する下降気流がぶつかり，入れ替る際の停滞状況を示している。

また，５階東側のブローアウトパネルを閉止することにより，東側は大物搬入口を通じた上昇気流が発生し，６階に高温の蒸気が抜ける流れが主となる。

これに対し，西側エリアにおいては，５階から取り入れられた外気の下降気流が主となり，主蒸気管室で西→東の流れができると考えられる。このため，ブローアウトパネル全数が開放する場合と比べて，５階西側（ほう酸ポンプ設置側）の温度が下がる結果となっている。

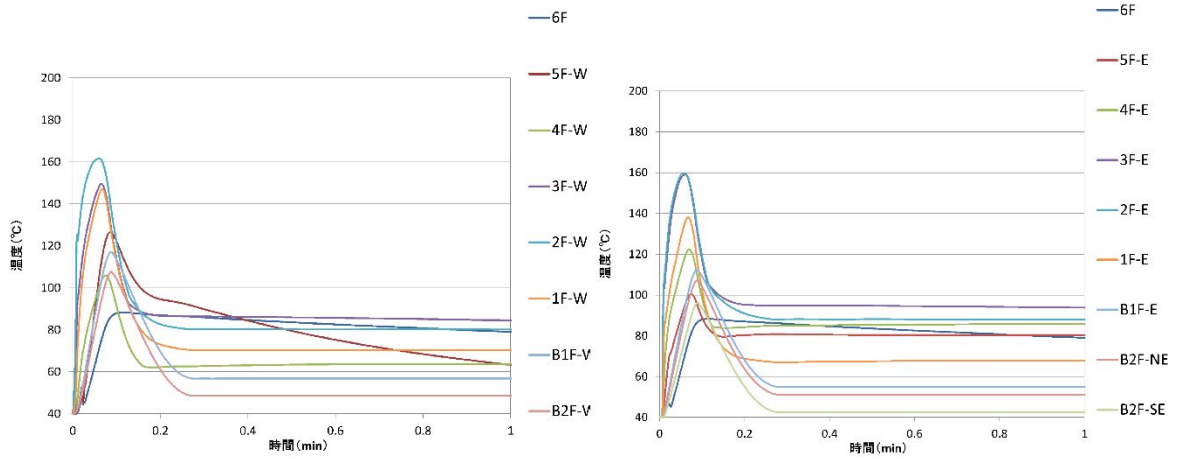
BOP開条件：全10枚「開」（6階　全8枚　＋　5階西側　全2枚。 5階東側「閉」）



（原子炉棟 西）　　（原子炉棟 東）

第 9 図　対策後の温度状況比較

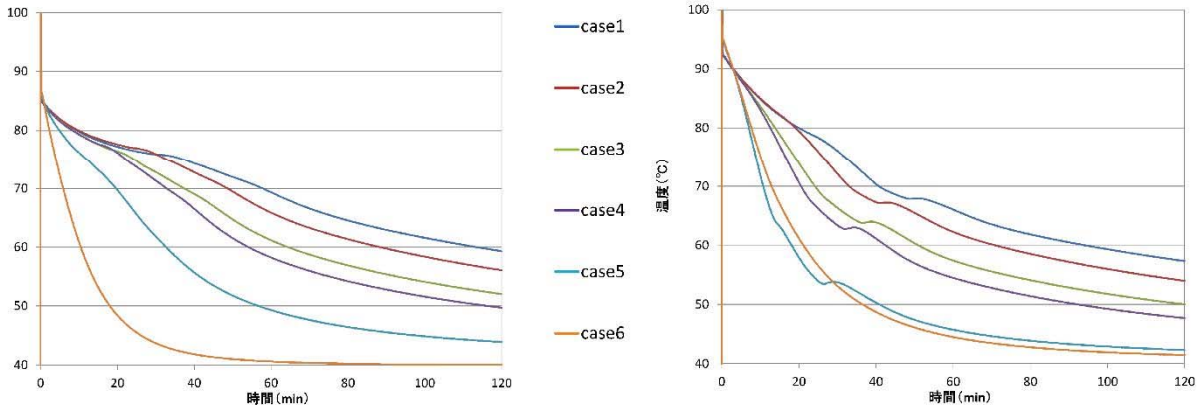
BOP開条件：全10枚「開」（6階　全8枚　＋　5階西側　全2枚。 5階東側「閉」）



（原子炉棟 西）　　（原子炉棟 東）

第 10 図　対策後の温度状況比較（最高温度）

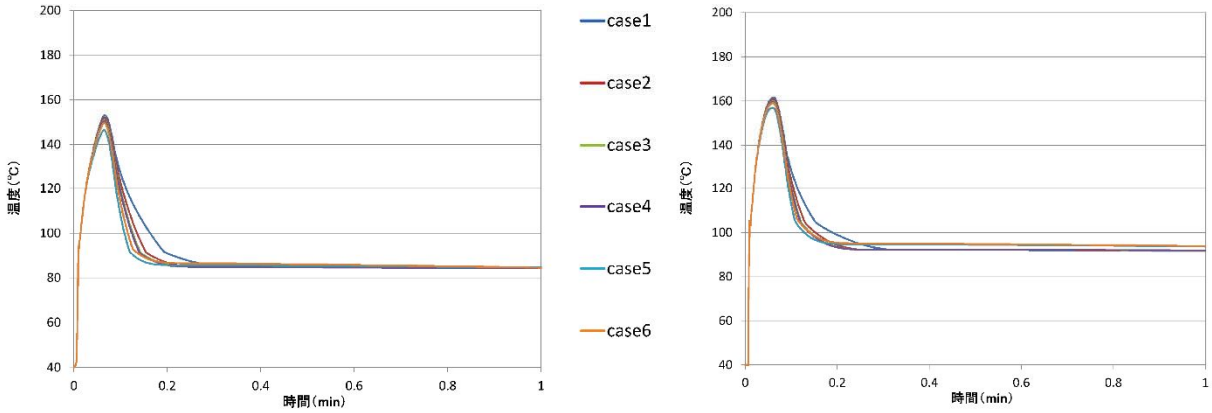
case1：6F ブローアウトパネル 1 枚開放
case2：6F ブローアウトパネル 2 枚開放
case3：6F ブローアウトパネル 4 枚開放
case4：6F ブローアウトパネル 8 枚開放
case5：6F ブローアウトパネル 8 枚開放+5F ブローアウトパネル 4 枚開放
case6：6F ブローアウトパネル 8 枚開放+5F ブローアウトパネル 2 枚開放



（原子炉棟 3階西）　　（原子炉棟 3階東）

第 11 図　ブローアウトパネル作動枚数による温度状況比較

case1：6F ブローアウトパネル 1 枚開放
case2：6F ブローアウトパネル 2 枚開放
case3：6F ブローアウトパネル 4 枚開放
case4：6F ブローアウトパネル 8 枚開放
case5：6F ブローアウトパネル 8 枚開放+5F ブローアウトパネル 4 枚開放
case6：6F ブローアウトパネル 8 枚開放+5F ブローアウトパネル 2 枚開放



（原子炉棟 3階西）　　（原子炉棟 3階東）

第 12 図　ブローアウトパネル作動枚数による温度状況比較（最高温度）

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（1／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
制御棒駆動系	水圧制御ﾕﾆｯﾄ　(ｽｸﾗﾑ弁含む)（東側）	－	RB-3-3	○	ｱｷｭﾑﾚｰﾀ	78M	分解点検
					ｱｷｭﾑﾚｰﾀ（窒素容器）	260M	開放点検
					ｽｸﾗﾑ弁	78M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					計装品	1C	特性試験
制御棒駆動系	水圧制御ﾕﾆｯﾄ　(ｽｸﾗﾑ弁含む)（西側）	－	RB-3-4	○	水圧制御ﾕﾆｯﾄ	78M	分解点検
					ｱｷｭﾑﾚｰﾀ（窒素容器）	260M	開放点検
					ｽｸﾗﾑ弁	78M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					計装品	1C	特性試験
ｴﾘｱ放射線ﾓﾆﾀ系	燃料取替ﾌﾛｱ　燃料ﾌﾟｰﾙ（検出器）	RE-D21-NS03	RB-6-2	○	本体	1C	特性試験
ｴﾘｱ放射線ﾓﾆﾀ系	燃料取替ﾌﾛｱ　燃料ﾌﾟｰﾙ（現場監視ﾕﾆｯﾄ）	RIA-D21-NS03	RB-6-2	○	本体	1C	特性試験
格納容器雰囲気監視系	格納容器雰囲気ﾓﾆﾀﾋｰﾀ電源盤(A)	LCP-188A	RB-3-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
格納容器雰囲気監視系	格納容器雰囲気ﾓﾆﾀﾋｰﾀ電源盤(B)	LCP-188B	RB-4-2	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A)系 ﾋｰﾀ電源用変圧器	－	RB-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B)系 ﾋｰﾀ電源用変圧器	－	RB-4-2	○	本体	1C	機能・性能試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS ﾓﾆﾀﾗｯｸ(A)	D23-P001A	RB-3-1	○	水素・酸素検出装置	1C	特性試験
					計装品	1C	特性試験
					電磁弁	1C	特性試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS ﾓﾆﾀﾗｯｸ(B)	D23-P001B	RB-4-2	○	水素・酸素検出装置	1C	特性試験
					計装品	1C	特性試験
					電磁弁	1C	特性試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用計器ﾗｯｸ(A)	D23-P002A	RB-3-1	○	計装品	1C	特性試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用計器ﾗｯｸ(B)	D23-P002B	RB-4-2	○	計装品	1C	特性試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用ﾎﾞﾝﾍﾞﾗｯｸ(A)	D23-P003A	RB-3-1	○	ﾎﾞﾝﾍﾞ	1C	漏えい試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS 校正用ﾎﾞﾝﾍﾞﾗｯｸ(B)	D23-P003B	RB-4-2	○	ﾎﾞﾝﾍﾞ	1C	漏えい試験
格納容器雰囲気監視系	CAMS(A)ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ計装入口隔離弁	D23-F001A(MO)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS(B)ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ計装入口隔離弁	D23-F001B(MO)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS(A)ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ計装出口隔離弁	D23-F002A(MO)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS(B)ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ計装出口隔離弁	D23-F002B(MO)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS(A)ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ計装入口隔離弁	D23-F003A(MO)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS(B)ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ計装入口隔離弁	D23-F003B(MO)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（2／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
格納容器雰囲気監視系	CAMS(A)ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ計装ﾄﾞﾚﾝ出口隔離弁)	D23-F004A(MO)	RB-B1-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS(B)ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ計装ﾄﾞﾚﾝ出口隔離弁	D23-F004B(MO)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A)冷却水入口弁 (RHRS(A)系)	3-12F101A(MO)	RB-B1-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	156M	分解点検
						78M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B)冷却水入口弁 (RHRS(B)系)	3-12F101B(MO)	RB-B1-3	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	156M	分解点検
						78M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (A)冷却水出口弁 (RHRS(A)系)	3-12F102A(MO)	RB-B1-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	156M	分解点検
						78M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	CAMS (B)冷却水出口弁 (RHRS(B)系)	3-12F102B(MO)	RB-B1-3	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	156M	分解点検
						78M	簡易点検
格納容器雰囲気監視系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力(伝送器)	PT-D23-N004A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
格納容器雰囲気監視系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力(伝送器)	PT-D23-N004B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ﾗｯｸ	H22-P004	RB-3-2	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ﾗｯｸ	H22-P005	RB-3-1	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ﾗｯｸ	H22-P026	RB-3-1	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉系	原子炉水位・圧力計装ﾗｯｸ	H22-P027	RB-3-2	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉系	ｼﾞｪｯﾄﾎﾟﾝﾌﾟﾙｰﾌﾟ(A)計装ﾗｯｸ	H22-P010	RB-2-8	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉系	ｼﾞｪｯﾄﾎﾟﾝﾌﾟﾙｰﾌﾟ(B)計装ﾗｯｸ	H22-P009	RB-2-8	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉系	COND VAC(A)(伝送器)	PT-B22-N075A	TB-1-1	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	COND VAC(B)(伝送器)	PT-B22-N075B	TB-1-1	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	COND VAC(C)(伝送器)	PT-B22-N075C	TB-1-1	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	COND VAC(D)(伝送器)	PT-B22-N075D	TB-1-1	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	MSL PRESS ISO(A)(伝送器)	PT-B22-N076A	TB-1-20	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	MSL PRESS ISO(B)(伝送器)	PT-B22-N076B	TB-1-20	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	MSL PRESS ISO(C)(伝送器)	PT-B22-N076C	TB-1-2	○	本体	1C	特性試験
原子炉系	MSL PRESS ISO(D)(伝送器)	PT-B22-N076D	TB-1-2	○	本体	1C	特性試験
原子炉補機冷却系	RCW ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	RCW-PMP-A	TB-1-1	○	電動機	1C	特性試験
					本体	13M	簡易点検
原子炉補機冷却系	RCW ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	RCW-PMP-B	TB-1-1	○	電動機	1C	特性試験
					本体	13M	簡易点検
原子炉補機冷却系	RCW ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)	RCW-PMP-C	TB-1-1	○	電動機	1C	特性試験
					本体	13M	簡易点検
原子炉補機冷却系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ内機器原子炉補機冷却水隔離弁	2-9V30(MO)	RB-2-8	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
原子炉補機冷却系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ内機器原子炉補機冷却水戻り弁	2-9V33(MO)	RB-2-8	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（3／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
原子炉補機冷却系	RCW 機器冷却器行き弁	7-9V31(MO)	RB-B1-1	○	駆動部	2C	特性試験
原子炉補機冷却系	RCW 熱交ﾊﾞｲﾊﾟｽ温度制御弁	TCV-9-92	TB-1-1	○	駆動部	1C	機能・性能試験
原子炉補機冷却系	RCW TEMP CONTROL（指示調節計）	TIC-9-92	TB-1-1	○	本体	1C	特性試験
原子炉補機冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL(ｽｲｯﾁ)	LSL-9-192	RB-6-1	○	本体	52M	分解点検
						1C	特性試験
原子炉補機冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL（伝送器）	LT-9-192	RB-6-1	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	RPS M-G ｾｯﾄ(2A)制御盤	LCP-184A	CS-1-3	○	本体	2C	特性試験
原子炉保護系	RPS M-G ｾｯﾄ(2B)制御盤	LCP-184B	CS-1-3	○	本体	2C	特性試験
原子炉保護系	RPS 分電盤(A)	PNL-C72-P001	CS-1-3	○	本体	2C	特性試験
原子炉保護系	RPS 分電盤(B)	PNL-C72-P002	CS-1-3	○	本体	2C	特性試験
原子炉保護系	RPS M-G ｾｯﾄ(2A)（発電機/電動機）	RPS-MG-A-GEN/RPS-MG-A-MTR	CS-1-3	○	電動機	26M	分解点検
					発電機	26M	分解点検
原子炉保護系	RPS M-G ｾｯﾄ(2B)（発電機/電動機）	RPS-MG-B-GEN/RPS-MG-B-MTR	CS-1-3	○	電動機	26M	分解点検
					発電機	26M	分解点検
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009A	RB-2-9	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009B	RB-2-9	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009C	RB-2-8	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N009D	RB-2-8	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010A	RB-B2-3	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010B	RB-B2-3	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011A	RB-B2-3	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011B	RB-B2-3	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010C	RB-B2-8	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	水平方向地震加速度検出器	C72-N010D	RB-B2-8	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011C	RB-B2-8	○	本体	1C	特性試験
原子炉保護系	鉛直方向地震加速度検出器	C72-N011D	RB-B2-8	○	本体	1C	特性試験
残留熱除去系	RHR DIV-Ⅰ計装ﾗｯｸ	H22-P018	RB-B1-1	○	伝送器	1C	特性試験
残留熱除去系	RHR DIV-Ⅱ計装ﾗｯｸ	H22-P021	RB-B1-2	○	伝送器	1C	特性試験
残留熱除去系	RHR ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	RHR-PMP-C002A	RB-B2-15	○	電動機	65M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	RHR-PMP-C002B	RB-B2-14	○	電動機	65M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)	RHR-PMP-C002C	RB-B2-5	○	電動機	65M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（4／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
残留熱除去系	RHR ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)入口弁	E12-F004A(MO)	RB-B2-7	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)入口弁	E12-F004B(MO)	RB-B2-3	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
残留熱除去系	RHR ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)入口弁	E12-F004C(MO)	RB-B2-6	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
残留熱除去系	RHR ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)停止時冷却ﾗｲﾝ入口弁	E12-F006A(MO)	RB-B2-7	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	78M	簡易点検
						156M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)停止時冷却ﾗｲﾝ入口弁	E12-F006B(MO)	RB-B2-3	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	78M	簡易点検
						156M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR ｼｬｯﾄﾀﾞｳﾝﾗｲﾝ隔離弁（外側）	E12-F008(MO)	RB-2-3	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	52M	簡易点検
						7Y	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR (A)系 格納容器ｽﾌﾟﾚｲ弁	E12-F016A(MO)	RB-4-3	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	78M	簡易点検
						156M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR (B)系 格納容器ｽﾌﾟﾚｲ弁	E12-F016B(MO)	RB-2-3	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	78M	簡易点検
						156M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR (A)系 格納容器ｽﾌﾟﾚｲ弁	E12-F017A(MO)	RB-4-3	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR (B)系 格納容器ｽﾌﾟﾚｲ弁	E12-F017B(MO)	RB-2-3	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR (A)系ﾃｽﾄﾗｲﾝ弁	E12-F024A(MO)	RB-1-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR (B)系 ﾃｽﾄﾗｲﾝ弁	E12-F024B(MO)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（5／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
残留熱除去系	RHR (A)系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ弁	E12-F027A(MO)	RB-1-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR (B)系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ弁	E12-F027B(MO)	RB-1-2	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR (A)系 注入弁	E12-F042A(MO)	RB-3-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	78M	簡易点検
						156M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR (B)系 注入弁	E12-F042B(MO)	RB-3-8	○	駆動部	104M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	52M	簡易点検
						7Y	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR (C)系 注入弁	E12-F042C(MO)	RB-3-8	○	駆動部	104M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	78M	簡易点検
						156M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR 熱交換器(A)ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁	E12-F048A(MO)	RB-B1-4	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR 熱交換器(B)ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁	E12-F048B(MO)	RB-B1-3	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
残留熱除去系	RHR (A)系 ｼｬｯﾄﾀﾞｳﾝ注入弁	E12-F053A(MO)	RB-2-2	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	78M	簡易点検
						156M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR (B)系 ｼｬｯﾄﾀﾞｳﾝ注入弁	E12-F053B(MO)	RB-2-4	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	52M	簡易点検
						7Y	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR (A)系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁（内側）	E12-F060A(AO)	RB-B1-4	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR (B)系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁（内側）	E12-F060B(AO)	RB-B1-3	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（6／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
残留熱除去系	RHR (A)系ﾐﾆﾌﾛｰ弁	E12-F064A(MO)	RB-B1-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR (B)系ﾐﾆﾌﾛｰ弁	E12-F064B(MO)	RB-B1-2	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
残留熱除去系	RHR (C)系ﾐﾆﾌﾛｰ弁	E12-F064C(MO)	RB-B1-2	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
残留熱除去系	RHR (A)系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁（外側）	E12-F075A(AO)	RB-B1-4	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR (B)系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁（外側）	E12-F075B(AO)	RB-B1-3	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS A(伝送器)	DPT-E12-N058A	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS B(伝送器)	DPT-E12-N058B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
残留熱除去系	RHR VALVE DIFF PRESS C(伝送器)	DPT-E12-N058C	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
残留熱除去系 海水系	RHRS ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	RHRS-PMP-A	(取水口)	○	電動機	52M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	26M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系 海水系	RHRS ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	RHRS-PMP-B	(取水口)	○	電動機	52M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	26M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系 海水系	RHRS ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)	RHRS-PMP-C	(取水口)	○	電動機	52M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	26M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系 海水系	RHRS ﾎﾟﾝﾌﾟ(D)	RHRS-PMP-D	(取水口)	○	電動機	52M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	26M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系 海水系	RHRS 熱交換器(A)海水出口弁	E12-F068A(MO)	RB-B1-4	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
残留熱除去系 海水系	RHRS 熱交換器(B)海水出口弁	E12-F068B(MO)	RB-B1-3	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	39M	分解点検
残留熱除去系 海水系	HX (A) SEA WATER FLOW (伝送器)	FT-E12-N007A	RW-B1-7	○	本体	1C	特性試験
残留熱除去系 海水系	HX (B) SEA WATER FLOW (伝送器)	FT-E12-N007B	RW-B1-7	○	本体	1C	特性試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（7／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
主蒸気系	主蒸気ﾄﾞﾚﾝ弁（外側隔離弁）	B22-F019(MO)	RB-2-1	○	駆動部	104M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
主蒸気系	主蒸気ﾄﾞﾚﾝ弁（外側隔離弁）	B22-F067A(MO)	RB-2-1	○	駆動部	104M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
主蒸気系	主蒸気ﾄﾞﾚﾝ弁（外側隔離弁）	B22-F067B(MO)	RB-2-1	○	駆動部	104M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
主蒸気系	主蒸気ﾄﾞﾚﾝ弁（外側隔離弁）	B22-F067C(MO)	RB-2-1	○	駆動部	104M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
主蒸気系	主蒸気ﾄﾞﾚﾝ弁（外側隔離弁）	B22-F067D(MO)	RB-2-1	○	駆動部	104M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁(A)	B22-F028A(AO)	RB-2-1	○	本体	52M	分解点検
						13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					駆動部	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					ﾘﾐｯﾄｽｲｯﾁ	4C	取替
						1C	機能・性能試験
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁(B)	B22-F028B(AO)	RB-2-1	○	本体	52M	分解点検
						13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					駆動部	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					ﾘﾐｯﾄｽｲｯﾁ	4C	取替
						1C	機能・性能試験
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁(C)	B22-F028C(AO)	RB-2-1	○	本体	52M	分解点検
						13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					駆動部	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					ﾘﾐｯﾄｽｲｯﾁ	4C	取替
						1C	機能・性能試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（8／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
主蒸気系	主蒸気隔離弁第2弁(D)	B22-F028D(AO)	RB-2-1	○	本体	52M	分解点検
						13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					駆動部	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					ﾘﾐｯﾄｽｲｯﾁ	4C	取替
						1C	機能・性能試験
主蒸気系	主蒸気流量(A)計装ﾗｯｸ	H22-P015	RB-2-9	○	伝送器	1C	特性試験
主蒸気系	主蒸気流量(B)計装ﾗｯｸ	H22-P025	RB-2-8	○	伝送器	1C	特性試験
所内電源系	MCC 2A2-2	MCC 2A2-2	RB-4-1	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2A3-1	MCC 2A3-1	TB-1-12	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2B2-2	MCC 2B2-2	RB-4-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2B3-1	MCC 2B3-1	TB-1-12	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-1	MCC 2C-1	TB-1-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-1	MCC 2D-1	TB-1-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-2	MCC 2C-2	TB-1-12	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-2	MCC 2D-2	TB-1-12	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-3	MCC 2C-3	RB-B1-1	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-3	MCC 2D-3	RB-B1-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-4	MCC 2C-4	CS-B1-5	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-4	MCC 2D-4	CS-B1-3	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-5	MCC 2C-5	RB-B1-1	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-5	MCC 2D-5	RB-B1-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-6	MCC 2C-6	CS-1-3	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-6	MCC 2D-6	CS-1-3	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-7	MCC 2C-7	RB-3-1	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-7	MCC 2D-7	RB-3-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-8	MCC 2C-8	RB-3-1	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-8	MCC 2D-8	RB-3-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2C-9	MCC 2C-9	RB-4-1	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC 2D-9	MCC 2D-9	RB-4-2	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	MCC HPCS	MCC HPCS	CS-B1-4	○	本体	3C	特性試験
所内電源系	R/B INST DIST PNL 1	－	RB-1-1	○	－	－	－
所内電源系	R/B INST DIST PNL 2	－	RB-1-1	○	－	－	－
所内電源系	R/B INST DIST PNL 3	－	RB-B1-5	○	－	－	－
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2A-1	PNL-DP-2A-1-AC	CS-2-1	○	本体	9C	特性試験
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2B-1	PNL-DP-2B-1-AC	CS-2-1	○	本体	9C	特性試験
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2A-2	PNL-DP-2A-2-AC	CS-2-1	○	本体	9C	特性試験
所内電源系	中央制御室 120V 交流計装用分電盤 2B-2	PNL-DP-2B-2-AC	CS-2-1	○	本体	9C	特性試験
所内電源系	120/240V AC INST.DIST.CTR	－	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（9／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
所内電源系	120V AC INST HPCS DIST PNL	－	CS-1-4	○	本体	9C	特性試験
所内電源系	120V AC MCR DIST PNL NOR	－	CS-1-3	○	－	－	－
所内電源系	TB 120V AC INST　DIST PNL 1	－	TB-1-12	○	－	－	－
所内電源系	480V PWR. CTR. 2C	－	CS-B2-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器，変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
所内電源系	480V PWR. CTR. 2D	－	CS-B1-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器，変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
所内電源系	480V PWR. CTR. 2B-2	－	CS-B1-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器，変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
						1C	特性試験
所内電源系	PC 2A-3	－	TB-1-12	○	遮断器	39M	分解点検
						1C	特性試験
所内電源系	PC 2B-3	－	TB-1-12	○	遮断器	39M	分解点検
						1C	特性試験
所内電源系	6.9kV SWGR. 2A-1	－	CS-B2-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器，変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
						3C	特性試験
所内電源系	6.9kV SWGR. 2B-1	－	CS-B1-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器，変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
						3C	特性試験
所内電源系	6.9kV SWGR. 2A-2	－	CS-B2-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器，変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
						3C	特性試験
所内電源系	6.9kV SWGR. 2B-2	－	CS-B1-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器，変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
						3C	特性試験
所内電源系	6.9kV SWGR. 2C	－	CS-B2-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器，変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
所内電源系	6.9kV SWGR. 2D	－	CS-B1-1	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器，変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
所内電源系	6.9kV SWGR. 2E	－	CS-B1-2	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器，変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
所内電源系	6.9kV SWGR. HPCS	－	CS-B2-2	○	盤本体	3C	特性試験
					継電器，変流器	3C	特性試験
					遮断器	39M	分解点検
制御用圧縮空気系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ制御用空気供給元弁	2-16V11(MO)	RB-2-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
制御用圧縮空気系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ N2 供給弁	2-16V12A(MO)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
制御用圧縮空気系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ N2 供給弁	2-16V12B(MO)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（10／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
制御用圧縮空気系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ N2 ﾎﾞﾄﾙｶﾞｽ供給弁	2-16V13A(MO)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
制御用圧縮空気系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ N2 ﾎﾞﾄﾙｶﾞｽ供給弁	2-16V13B(MO)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
制御用圧縮空気系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ窒素ﾎﾞﾝﾍﾞｶﾞｽ供給遮断弁	3-16V900A(AO)	RB-3-1	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
制御用圧縮空気系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ窒素ﾎﾞﾝﾍﾞｶﾞｽ供給遮断弁	3-16V900B(AO)	RB-3-2	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
制御用圧縮空気系	N2 GAS BOMBE DISCH PRESS (指示ｽｲｯﾁ)	PIS-16-900.1	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
制御用圧縮空気系	N2 GAS BOMBE DISCH PRESS (指示ｽｲｯﾁ)	PIS-16-900.2	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
中央制御室換気系	中央制御室換気系計装ﾗｯｸ	T41-P020	CS-3-1	○	本体	1C	簡易点検
中央制御室換気系	中央制御室換気系計装ﾗｯｸ	T41-P021	CS-3-1	○	本体	1C	簡易点検
中央制御室換気系	中央制御室ﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-1)制御盤	T41-P036	(C/S 屋上)	○	本体	10C	簡易点検
中央制御室換気系	中央制御室ﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-2)制御盤	T41-P037	(C/S 屋上)	○	本体	10C	簡易点検
中央制御室換気系	中央制御室ﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-1)	HVAC-WC2-1	(C/S 屋上)	○	本体	39M	分解点検
						10C	簡易点検
					圧縮機電動機	26M	分解点検
					送風機電動機	6C	取替
					圧縮機電磁弁	2C	機能・性能試験
					温度式膨張弁	2C	機能・性能試験
中央制御室換気系	中央制御室ﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-2)	HVAC-WC2-2	(C/S 屋上)	○	本体	39M	分解点検
						10C	簡易点検
					圧縮機電動機	26M	分解点検
					送風機電動機	6C	取替
					圧縮機電磁弁	2C	機能・性能試験
					温度式膨張弁	2C	機能・性能試験
中央制御室換気系	中央制御室ﾁﾗｰ冷水循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	HVAC-PMP-P2-3	CS-3-1	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
中央制御室換気系	中央制御室ﾁﾗｰ冷水循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	HVAC-PMP-P2-4	CS-3-1	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
中央制御室換気系	中央制御室換気系ﾌｨﾙﾀﾕﾆｯﾄ(A)	HVAC-FLT-A	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
						78M	開放点検
中央制御室換気系	中央制御室換気系ﾌｨﾙﾀﾕﾆｯﾄ(B)	HVAC-FLT-B	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
						78M	開放点検
中央制御室換気系	中央制御室ｴｱﾊﾝﾄﾞﾘﾝｸﾞﾕﾆｯﾄﾌｧﾝ(A)	HVAC-AH2-9A	CS-3-1	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	簡易点検
						26M	開放点検
						1C	機能・性能試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（11／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
中央制御室換気系	中央制御室ｴｱﾊﾝﾄﾞﾘﾝｸﾞﾕﾆｯﾄﾌｧﾝ(B)	HVAC-AH2-9B	CS-3-1	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	簡易点検
						26M	開放点検
						1C	機能・性能試験
中央制御室換気系	中央制御室ﾌﾞｰｽﾀｰﾌｧﾝ(A)	HVAC-E2-14A	CS-3-1	○	電動機	39M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	52M	分解点検
						13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
中央制御室換気系	中央制御室ﾌﾞｰｽﾀｰﾌｧﾝ(B)	HVAC-E2-14B	CS-3-1	○	電動機	39M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	52M	分解点検
						13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
中央制御室換気系	中央制御室排気ﾌｧﾝ	HVAC-E2-15	CS-3-1	○	電動機	26M	分解点検
					本体	26M	分解点検
						1C	簡易点検
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-18A(MO)	CS-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	1C	簡易点検
						52M	分解点検
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-18B(MO)	CS-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	1C	簡易点検
						52M	分解点検
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-19A(MO)	CS-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	1C	簡易点検
						52M	分解点検
中央制御室換気系	中央制御室給気隔離弁	SB2-19B(MO)	CS-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	1C	簡易点検
						52M	分解点検
中央制御室換気系	中央制御室排気隔離弁	SB2-20A(MO)	CS-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	1C	簡易点検
						52M	分解点検
中央制御室換気系	中央制御室排気隔離弁	SB2-20B(MO)	CS-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	1C	簡易点検
						52M	分解点検
中央制御室換気系	非常用MCRﾌｨﾙﾀｰﾌｧﾝE2-14A(S)	DMP-AO-T41-F086	CS-3-1	○	本体	15C	簡易点検
						65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					空気元弁（電磁弁）20-E2-14A-1	10C	取替
						1C	機能・性能試験
中央制御室換気系	非常用MCRﾌｨﾙﾀｰﾌｧﾝE2-14B(S)	DMP-AO-T41-F088	CS-3-1	○	本体	15C	簡易点検
						65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					空気元弁（電磁弁）20-E2-14B-1	10C	取替
						1C	機能・性能試験
中央制御室換気系	ﾌｧﾝ(AH2-9A)入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F090	CS-3-1	○	本体	15C	簡易点検
						65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					電磁弁 20-AH2-9A-1	10C	取替
						1C	機能・性能試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（12／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
中央制御室換気系	ﾌｧﾝ(AH2-9B)入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F091	CS-3-1	○	本体	15C	簡易点検
						65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					電磁弁 20-AH2-9B-1	10C	取替
						1C	機能・性能試験
中央制御室換気系	AH2-9(A)出口温度制御弁	TCV-T41-F084A	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
中央制御室換気系	AH2-9(B)出口温度制御弁	TCV-T41-F084B	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室ｴｱｰﾊﾝﾄﾞﾘﾝｸﾞﾕﾆｯﾄﾌｧﾝ(A)	HVAC-AH2-10A	CS-3-1	○	電動機	5C	特性試験
					本体	10Y	分解点検
						26M	開放点検
						1Y	簡易点検
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室ｴｱｰﾊﾝﾄﾞﾘﾝｸﾞﾕﾆｯﾄﾌｧﾝ(B)	HVAC-AH2-10B	CS-3-1	○	電動機	5C	特性試験
					本体	10Y	分解点検
						26M	開放点検
						1Y	簡易点検
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	AH2-10A 外気取り入れﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F056	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	AH2-10B 外気取り入れﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F059	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	AH2-10A 入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F057	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	AH2-10B 入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F058	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	HVAC SWITCHGEAR VENTILATING SYS.	PNL-T41-P023	CS-3-1	○	本体	1C	簡易点検
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	SWGR室ﾁﾗｰ冷水循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	HVAC-PMP-P2-5	CS-3-1	○	電動機	5C	特性試験
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	SWGR室ﾁﾗｰ冷水循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	HVAC-PMP-P2-6	CS-3-1	○	電動機	5C	特性試験
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	AH2-10(A)出口温度制御弁	TCV-T41-F005A	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	AH2-10(B)出口温度制御弁	TCV-T41-F005B	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	SWGRﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-3A)	HVAC-WC2-3A	(C/S 屋上)	○	本体	3Y	分解点検
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	SWGRﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-3B)	HVAC-WC2-3B	(C/S 屋上)	○	本体	3Y	分解点検
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	SWGRﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-4A)	HVAC-WC2-4A	(C/S 屋上)	○	本体	3Y	分解点検
ｽｲｯﾁｷﾞﾔ室換気系	SWGRﾁﾗｰﾕﾆｯﾄ(WC2-4B)	HVAC-WC2-4B	(C/S 屋上)	○	本体	3Y	分解点検
ﾊﾞｯﾃﾘｰ室換気系	ﾊﾞｯﾃﾘｰ室ｴｱｰﾊﾝﾄﾞﾘﾝｸﾞﾕﾆｯﾄﾌｧﾝ(A)	HVAC-AH2-12A	(C/S 屋上)	○	電動機	5C	特性試験
					本体	10Y	分解点検
						1Y	簡易点検
ﾊﾞｯﾃﾘｰ室換気系	ﾊﾞｯﾃﾘｰ室ｴｱｰﾊﾝﾄﾞﾘﾝｸﾞﾕﾆｯﾄﾌｧﾝ(B)	HVAC-AH2-12B	(C/S 屋上)	○	電動機	5C	特性試験
					本体	10Y	分解点検
						1Y	簡易点検
ﾊﾞｯﾃﾘｰ室換気系	ﾊﾞｯﾃﾘｰ室排風機(A)	HVAC-E2-11A	CS-2-2	○	電動機	5C	特性試験
					本体	1Y	簡易点検
ﾊﾞｯﾃﾘｰ室換気系	ﾊﾞｯﾃﾘｰ室排風機(B)	HVAC-E2-11B	CS-2-2	○	電動機	5C	特性試験
					本体	1Y	簡易点検
ﾊﾞｯﾃﾘｰ室換気系	E2-11(A)出口ﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F054	CS-2-2	○	本体	1C	機能・性能試験
ﾊﾞｯﾃﾘｰ室換気系	E2-11(B)出口ﾀﾞﾝﾊﾟ	DMP-AO-T41-F055	CS-2-2	○	本体	1C	機能・性能試験
ﾊﾞｯﾃﾘｰ室換気系	HVAC BATTERY ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P022	CS-3-1	○	本体	1C	簡易点検
直流電源設備	直流 125V MCC 2A-1	125V DC MCC 2A-1	RB-B1-1	○	本体	3C	特性試験
直流電源設備	直流 125V MCC 2A-2	125V DC MCC 2A-2	RB-4-1	○	本体	3C	特性試験
直流電源設備	直流 250V 蓄電池	250V DC BATTERY	TB-1-13	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 125V 蓄電池(2A)	125V DC 2A BATTERY	CS-1-1	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 125V 蓄電池(2B)	125V DC 2B BATTERY	CS-1-7 CS-1-8	○	本体	1Y	特性試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（13／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
直流電源設備	直流 125V 蓄電池(HPCS)	125V DC HPCS BATTERY	CS-1-2	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 250V 充電器（常用,予備）	250V DC BATT.CHARGER	CS-1-3	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 125V 充電器(2A)	125V DC 2A BATT.CHARGER	CS-1-3	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 125V 充電器(2B)	125V DC 2B BATT.CHARGER	CS-1-3	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 125V 充電器(HPCS)	125V DC HPCS BATT.CHARGER	CS-1-4	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 250V ﾀｰﾋﾞﾝ配電盤	250V DC TURB DIST CTR	CS-1-3	○	本体	3C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 配電盤(2A)	125V DC DIST CTR 2A	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 配電盤(2B)	125V DC DIST CTR 2B	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 配電盤(HPCS)	125V DC DIST CTR HPCS	CS-1-4	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2A-1)	125V DC DIST PNL 2A-1	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2A-2)	125V DC DIST PNL 2A-2	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2B-1)	125V DC DIST PNL 2B-1	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2B-2)	125V DC DIST PNL 2B-2	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2A-2-1)	125V DC DIST PNL 2A-2-1	CS-B2-1	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 分電盤(2B-2-1)	125V DC DIST PNL 2B-2-1	CS-1-5	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 125V 分電盤(HPCS)	125V DC DIST PNL HPCS	CS-1-4	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 ±24V 分電盤(2A)	24V DC DIST PNL 2A	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 ±24V 分電盤(2B)	24V DC DIST PNL 2B	CS-1-3	○	本体	9C	特性試験
直流電源設備	直流 ±24V 充電器(2A)	24V DC 2A BATT.CHARGER	CS-1-3	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 ±24V 充電器(2B)	24V DC 2B BATT.CHARGER	CS-1-3	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 ±24V 蓄電池(2A)	24V DC 2A BATTERY	CS-1-6	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	直流 ±24V 蓄電池(2B)	24V DC 2B BATTERY	CS-1-8	○	本体	1Y	特性試験
直流電源設備	地絡検出盤（直流分電盤 2A-1）	PNL-LCP-177	CS-1-3	○	本体	10Y	外観点検
直流電源設備	地絡検出盤（直流分電盤 2A-2）	PNL-LCP-178	CS-1-3	○	本体	10Y	外観点検
直流電源設備	地絡検出盤（直流分電盤 2B-1）	PNL-LCP-179	CS-1-3	○	本体	10Y	外観点検
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPF/DEMIN.CONTROL PNL.	PNL-G41-Z010-100	RB-5-1	○	計装品	1Yc	特性試験
					本体	1Yc	機能・性能試験
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC SYS PUMP AREA PNL.	G41-P002	RB-4-1	○	計装品	1Yc	特性試験
					本体	1Yc	外観点検
					継電器	15Y	簡易点検
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46A	RB-5-1	○	伝送器	1Yc	特性試験
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC F/D INST. RACK	PNL-LR-R-46B	RB-5-1	○	伝送器	1Yc	特性試験
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC SKIMMER SURGE TANK LI	PNL-LCP-133	RB-6-2	○	液位指示計	1Yc	特性試験
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC 再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	FPC-PMP-C001A	RB-4-19	○	電動機	3Yc	分解点検
						1Yc	特性試験
					本体	4Yc	分解点検

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（14／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC 再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	FPC-PMP-C001B	RB-4-19	○	電動機	3Yc	分解点検
						1Yc	特性試験
					本体	4Yc	分解点検
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC F/D(A)出口弁	G41-102A(AO)	RB-4-6	○	駆動部	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
					本体	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC F/D(B)出口弁	G41-102B(AO)	RB-4-9	○	駆動部	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
					本体	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC F/D(A)出口流量制御弁	G41-FCV-11A	RB-4-6	○	駆動部	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
					本体	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC F/D(B)出口流量制御弁	G41-FCV-11B	RB-4-9	○	駆動部	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
					本体	5Yc	分解点検
						1Yc	機能・性能試験
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FPC ｽｷﾏｰｻｰｼﾞﾀﾝｸ補給水弁	7-18V71(MO)	RB-5-1	○	駆動部	6Yc	特性試験
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(ｽｲｯﾁ)	LSH-G41-N004	RB-5-6	○	本体	1Yc	特性試験
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL(ｽｲｯﾁ)	LSL-G41-N005	RB-5-6	○	本体	1Yc	特性試験
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LO LEVEL(ｽｲｯﾁ)	LSLL-G41-N006	RB-5-6	○	本体	1Yc	特性試験
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL(伝送器)	LT-G41-N100	RB-5-6	○	本体	1Yc	特性試験
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (ｽｲｯﾁ)	PSL-G41-N007A	RB-4-1	○	本体	1Yc	特性試験
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	PUMP SECTION LO PRESS & ALARM (ｽｲｯﾁ)	PSL-G41-N007B	RB-4-1	○	本体	1Yc	特性試験
燃料ﾌﾟｰﾙ冷却浄化系	FUEL POOL TEMP (検出器)	TE-G41-N015	SFP 内	○	本体	1Yc	特性試験
ﾊﾞｲﾀﾙ交流電源設備	ﾊﾞｲﾀﾙ交流分電盤	PNL-VITAL-AC-1	CS-2-1	○	本体	9C	特性試験
ﾊﾞｲﾀﾙ交流電源設備	ﾊﾞｲﾀﾙ交流分電盤 2	PNL-VITAL-AC-2	CS-1-5	○	本体	9C	特性試験
ﾊﾞｲﾀﾙ交流電源設備	ﾊﾞｲﾀﾙ交流電源装置	PNL-SUPS	CS-1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-43	RB-5-1	○	伝送器	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-44	RB-5-14	○	伝送器	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(A)ﾋｰﾀ制御盤	PNL-LCP-122	RB-5-14	○	本体	15C	簡易点検
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(B)ﾋｰﾀ制御盤	PNL-LCP-125	RB-5-14	○	本体	15C	簡易点検
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS 排風機(A)	HVAC-E2-13A	RB-5-14	○	電動機	78M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	78M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS 排風機(B)	HVAC-E2-13B	RB-5-14	○	電動機	78M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	78M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(A)ﾌｨﾙﾀ	FRVS-FLT-A	RB-5-14	○	本体	13M	開放点検
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(B)ﾌｨﾙﾀ	FRVS-FLT-B	RB-5-14	○	本体	13M	開放点検

第1表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（15／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(A)ﾋｰﾀ	FRVS-HEX-EHC2-6A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(B)ﾋｰﾀ	FRVS-HEX-EHC2-6B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(A)入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-5A(AO)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(B)入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-5B(AO)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(A)出口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-7A(AO)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS ﾄﾚｲﾝ(B)出口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-7B(AO)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS 通常排気系隔離弁(A)	SB2-12A(AO)	RB-5-14	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS 通常排気系隔離弁(B)	SB2-12B(AO)	RB-5-14	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS 循環ﾀﾞﾝﾊﾟ (SB2-13A)	SB2-13A(AO)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS 循環ﾀﾞﾝﾊﾟ (SB2-13B)	SB2-13B(AO)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (A) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-909A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (B) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-909B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (A) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-910A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (B) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-910B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS (A) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-940A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS (B) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-940B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS (A) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-941A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS (B) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-941B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (A) INLET TEMP (検出器)	TE-26-31.1A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器)	TE-26-31.1B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-31.4A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系	FRVS TRAIN (B) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-31.4B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験

第1表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（16／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(A)ｴｱﾋｰﾀ制御盤	PNL-LCP-116	RB-5-14	○	本体	15C	簡易点検
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(B)ｴｱﾋｰﾀ制御盤	PNL-LCP-119	RB-5-14	○	本体	15C	簡易点検
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS INST. RACK (A)	PNL-LR-R-47	RB-5-14	○	伝送器	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS INST. RACK (B)	PNL-LR-R-48	RB-5-14	○	伝送器	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS 排風機(A)	HVAC-E2-10A	RB-5-14	○	電動機	78M	分解点検
					本体	78M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS 排風機(B)	HVAC-E2-10B	RB-5-14	○	電動機	78M	分解点検
					本体	78M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(A)ﾌｨﾙﾀ	SGTS-FLT-A	RB-5-14	○	本体	13M	開放点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(B)ﾌｨﾙﾀ	SGTS-FLT-B	RB-5-14	○	本体	13M	開放点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(A)ﾋｰﾀ	SGTS-HEX-EHC2-7A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(B)ﾋｰﾀ	SGTS-HEX-EHC2-7B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(A)入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-9A(AO)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(B)入口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-9B(AO)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(A)出口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-11A(AO)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS ﾄﾚｲﾝ(B)出口ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-11B(AO)	RB-5-14	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (A) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-921A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (B) ADSOVER IN TEMP (検出器)	TE-26-921B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (A) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-922A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (B) ADSOVER OUT TEMP (検出器)	TE-26-922B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS (A) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-950A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS (B) AIR HEATER AUTO RESET (検出器)	TE-26-950B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS (A) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-951A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS (B) AIR HEATER HAND RESET (検出器)	TE-26-951B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (A) INLET TEMP (検出器)	TE-26-30.1A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (B) INLET TEMP (検出器)	TE-26-30.1B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（17／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (A) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-30.4A	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ処理系	SGTS TRAIN (B) OUTLET TEMP (検出器)	TE-26-30.4B	RB-5-14	○	本体	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系／非常用ｶﾞｽ処理系	FRVS-SGTS(A)HEATER CONT. PNL	LCP-133	RB-5-14	○	計装品	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系／非常用ｶﾞｽ処理系	FRVS-SGTS(B)HEATER CONT. PNL	LCP-134	RB-5-14	○	計装品	1C	特性試験
非常用ｶﾞｽ再循環系／非常用ｶﾞｽ処理系	FRVS SGTS 系入口ﾀﾞﾝﾊﾟ(SB2-4A)	SB2-4A(AO)	RB-5-1	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ｶﾞｽ再循環系／非常用ｶﾞｽ処理系	FRVS SGTS 系入口ﾀﾞﾝﾊﾟ(SB2-4B)	SB2-4B(AO)	RB-5-1	○	駆動部	195M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 制御盤	DGCP/2C	CS-B1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-2C	CS-B1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-2C	CS-B1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C ｼﾘｺﾝ整流器盤	PNL-DG-SR-2C	CS-B1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 交流ﾘｱｸﾄﾙ盤	PNL-ACX-2C	CS-B1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C ｼﾘｺﾝ整流器用変圧器盤	PNL-SRT-2C	CS-B1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 可飽和変流器	PNL-SCT-2C	CS-B1-5	○	本体	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C INST. RACK	R-56	CS-B1-5	○	計装品	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C DIESEL ENGINE INST. RACK	R-65	CS-B1-5	○	計装品	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	2C ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機／機関	GEN-DG-2C／DGU-2C	CS-B1-5	○	発電機	91M	分解点検
						1C	特性試験
						26M	簡易点検
					機関	13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 吸気系ﾌｨﾙﾀ (L 側)	DG-2C-AE-FLT-INTAKE-L	(C/S 屋上)	○	本体	39M	開放点検
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 吸気系ﾌｨﾙﾀ (R 側)	DG-2C-AE-FLT-INTAKE-R	(C/S 屋上)	○	本体	39M	開放点検
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 潤滑油ｻﾝﾌﾟﾀﾝｸ	DG-VSL-2C-DGLO-1	CS-B2-5	○	本体	1C	外観点検
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C ｼﾘﾝﾀﾞｰ油ﾀﾝｸ	DG-VSL-2C-DGLO-2	CS-B1-5	○	本体	1Y	漏えい試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 機関ﾍﾞﾝﾄ管	7-8-DGLO-113	(C/S 屋上)	○	本体	8C	外観点検
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 潤滑油ｻﾝﾌﾟﾀﾝｸﾍﾞﾝﾄ管	7-6-DGLO-125	(C/S 屋上)	○	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 燃料油ﾀﾝｸ (燃料ﾃﾞｲﾀﾝｸ)	DG-VSL-2C-DO-1	CS-B1-8	○	本体	1C	漏えい試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 燃料油ﾀﾝｸﾍﾞﾝﾄ管	3-11/4-DO-120	(C/S 屋上)	○	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 始動用電磁弁(No.1)	3-14E147D-1	CS-B1-5	○	本体	13M	分解点検
						130M	簡易点検
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2C 始動用電磁弁(No.2)	3-14E147D-2	CS-B1-5	○	本体	13M	分解点検
						130M	簡易点検
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	燃料ﾃﾞｲﾀﾝｸ液面ﾚﾍﾞﾙｽｲｯﾁ (2C)	DG-LITS-105	CS-B1-8	○	本体	1C	特性試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（18／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 制御盤	DGCP/2D	CS-B1-3	○	本体	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-2D	CS-B1-3	○	本体	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-2D	CS-B1-3	○	本体	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D ｼﾘｺﾝ整流器盤	PNL-DG-SR-2D	CS-B1-3	○	本体	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 交流ﾘｱｸﾄﾙ盤	PNL-ACX-2D	CS-B1-3	○	本体	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D ｼﾘｺﾝ整流器用変圧器盤	PNL-SRT-2D	CS-B1-3	○	本体	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 可飽和変流器	PNL-SCT-2D	CS-B1-3	○	本体	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D INST. RACK	R-52	CS-B1-3	○	計装品	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D DIESEL ENGINE INST. RACK	R-64	CS-B1-3	○	計装品	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	2D ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機／機関	GEN-DG-2D／DGU-2D	CS-B1-3	○	発電機	91M	分解点検
						1C	特性試験
						26M	簡易点検
					機関	13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 吸気系ﾌｨﾙﾀ (L 側)	DG-2D-AE-FLT-INTAKE-L	(C/S 屋上)	○	本体	39M	開放点検
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 吸気系ﾌｨﾙﾀ (R 側)	DG-2D-AE-FLT-INTAKE-R	(C/S 屋上)	○	本体	39M	開放点検
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 潤滑油ｻﾝﾌﾟﾀﾝｸ	DG-VSL-2D-DGLO-1	CS-B2-3	○	本体	1C	外観点検
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D ｼﾘﾝﾀﾞｰ油ﾀﾝｸ	DG-VSL-2D-DGLO-2	CS-B1-3	○	本体	1Y	漏えい試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 機関ﾍﾞﾝﾄ管	7-8-DGLO-13	(C/S 屋上)	○	本体	8C	外観点検
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 潤滑油ｻﾝﾌﾟﾀﾝｸﾍﾞﾝﾄ管	7-6-DGLO-25	(C/S 屋上)	○	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 燃料油ﾀﾝｸ (燃料ﾃﾞｲﾀﾝｸ)	DG-VSL-2D-DO-1	CS-B1-6	○	本体	1C	漏えい試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 燃料油ﾀﾝｸﾍﾞﾝﾄ管	3-11/4-DO-20	(C/S 屋上)	○	－	－	－
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 始動用電磁弁(No.1)	3-14-E47D-1	CS-B1-3	○	本体	13M	分解点検
						130M	簡易点検
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG 2D 始動用電磁弁(No.2)	3-14-E47D-2	CS-B1-3	○	本体	13M	分解点検
						130M	簡易点検
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	燃料ﾃﾞｲﾀﾝｸ液面ﾚﾍﾞﾙｽｲｯﾁ (2D)	DG-LITS-5	CS-B1-6	○	本体	1C	特性試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機海水系	DGSW ﾎﾟﾝﾌﾟ(2C)	DGSW-PMP-2C	(取水口)	○	電動機	78M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	26M	分解点検
						1C	機能・性能試験
非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機海水系	DGSW ﾎﾟﾝﾌﾟ(2D)	DGSW-PMP-2D	(取水口)	○	電動機	78M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	26M	分解点検
						1C	機能・性能試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG HPCS 制御盤	DGCP/2H	CS-B1-4	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 中性点接地変圧器盤	PNL-NGT-HPCS	CS-B1-4	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 自動電圧調整器盤	PNL-DG-AVR-HPCS	CS-B1-4	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG ｼﾘｺﾝ整流器盤	PNL-DG-SR-HPCS	CS-B1-4	○	本体	1C	特性試験

第1表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（19／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 交流ﾘｱｸﾄﾙ盤	PNL-ACX-HPCS	CS-B1-4	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG ｼﾘｺﾝ整流器用変圧器盤	PNL-SRT-HPCS	CS-B1-4	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 可飽和変流器盤	PNL-SCT-HPCS	CS-B1-4	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG HPCS INST. RACK	R-60	CS-B1-4	○	圧力ｽｲｯﾁ	1C	特性試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	DG HPCS DIESEL ENGINE INST. RACK	R-66	CS-B1-4	○	伝送器，圧力ｽｲｯﾁ	1C	特性試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機／機関	GEN-DG-HPCS／DGU-HPCS	CS-B1-4	○	発電機	91M	分解点検
						1C	特性試験
						26M	簡易点検
					機関	13M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 吸気系ﾌｨﾙﾀ (L 側)	DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-L	(C/S 屋上)	○	本体	39M	開放点検
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 吸気系ﾌｨﾙﾀ (R 側)	DG-HPCS-AE-FLT-INTAKE-R	(C/S 屋上)	○	本体	39M	開放点検
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 潤滑油ｻﾝﾌﾟﾀﾝｸ	DG-VSL-HPCS-DGLO-1	CS-B2-4	○	本体	1C	外観点検
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG ｼﾘﾝﾀﾞｰ油ﾀﾝｸ	DG-VSL-HPCS-DGLO-2	CS-B1-4	○	本体	1Y	漏えい試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 機関ﾍﾞﾝﾄ管	7-8-DGLO-213	(C/S 屋上)	○	本体	8C	外観点検
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 潤滑油ｻﾝﾌﾟﾀﾝｸﾍﾞﾝﾄ管	7-6-DGLO-225	(C/S 屋上)	○	－	－	－
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 燃料油ﾀﾝｸ (燃料ﾃﾞｲﾀﾝｸ)	DG-VSL-HPCS-DO-1	CS-B1-7	○	本体	1C	漏えい試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 燃料油ﾀﾝｸﾍﾞﾝﾄ管	3-11/4-DO-220	(C/S 屋上)	○	－	－	－
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 起動用電磁弁(No.1)	3-14E247D-1	CS-B1-4	○	本体	13M	分解点検
						130M	簡易点検
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	HPCS DG 起動用電磁弁(No.2)	3-14E247D-2	CS-B1-4	○	本体	13M	分解点検
						130M	簡易点検
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備	燃料ﾃﾞｲﾀﾝｸ液面ﾚﾍﾞﾙｽｲｯﾁ (HPCS)	DG-LITS-205	CS-B1-7	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機海水系	HPCS-DGSW ﾎﾟﾝﾌﾟ	DGSW-PMP-HPCS	(取水口)	○	電動機	78M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	26M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	DG 2C ﾙｰﾌﾍﾞﾝﾄﾌｧﾝ	PV2-10	(C/S 屋上)	○	電動機	65M	分解点検
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	DG 2C ﾙｰﾌﾍﾞﾝﾄﾌｧﾝ	PV2-11	(C/S 屋上)	○	電動機	65M	分解点検
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	DG 2D ﾙｰﾌﾍﾞﾝﾄﾌｧﾝ	PV2-6	(C/S 屋上)	○	電動機	65M	分解点検
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	DG 2D ﾙｰﾌﾍﾞﾝﾄﾌｧﾝ	PV2-7	(C/S 屋上)	○	電動機	65M	分解点検
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	DG HPCS ﾙｰﾌﾍﾞﾝﾄﾌｧﾝ	PV2-8	(C/S 屋上)	○	電動機	65M	分解点検
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	DG HPCS ﾙｰﾌﾍﾞﾝﾄﾌｧﾝ	PV2-9	(C/S 屋上)	○	電動機	65M	分解点検
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ (A)	AO-T41-F060A	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ (B)	AO-T41-F060B	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ (C)	AO-T41-F060C	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験

第1表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（20／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(D)	AO-T41-F060D	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(E)	AO-T41-F060E	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(F)	AO-T41-F060F	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(A)	AO-T41-F061A	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(B)	AO-T41-F061B	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(C)	AO-T41-F061C	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2D DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(D)	AO-T41-F061D	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HVAC D/G 2D EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P008	CS-B1-3	○	本体	1C	簡易点検
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(A)	AO-T41-F062A	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(B)	AO-T41-F062B	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(C)	AO-T41-F062C	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(D)	AO-T41-F062D	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(A)	AO-T41-F063A	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(B)	AO-T41-F063B	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(C)	AO-T41-F063C	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HPCS DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(D)	AO-T41-F063D	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HVAC D/G HPCS EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P009	CS-B1-4	○	本体	1C	簡易点検
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(A)	AO-T41-F064A	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(B)	AO-T41-F064B	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(C)	AO-T41-F064C	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(D)	AO-T41-F064D	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(A)	AO-T41-F065A	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(B)	AO-T41-F065B	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(C)	AO-T41-F065C	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	2C DG 室外気取入ﾀﾞﾝﾊﾟ(D)	AO-T41-F065D	(C/S 屋上)	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ室換気系	HVAC D/G 2C EQUIP ROOM VENTILATING SYS.	PNL-T41-P010	CS-B1-5	○	本体	1C	簡易点検
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機燃料油系	燃料移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	DO-PMP-A	(屋外)	○	電動機	78M	分解点検
					本体	39M	分解点検
						1C	簡易点検

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（21／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機燃料油系	燃料移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	DO-PMP-B	(屋外)	○	電動機	78M	分解点検
					本体	39M	分解点検
						1C	簡易点検
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機燃料油系	燃料移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)	DO-PMP-C	(屋外)	○	電動機	78M	分解点検
					本体	39M	分解点検
						1C	簡易点検
ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機燃料油系	軽油貯蔵タンク	－	(屋外)	○	本体	10Y	開放点検
						1Y	漏えい試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	MAIN STEAM LINE (A) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003A	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	MAIN STEAM LINE (B) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	MAIN STEAM LINE (C) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003C	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	MAIN STEAM LINE (D) RADIATION MONITOR (検出器)	D17-N003D	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	原子炉建屋排気筒ﾓﾆﾀ (A) (検出器)	D17-N009A	CS-3-2	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	原子炉建屋排気筒ﾓﾆﾀ (B) (検出器)	D17-N009B	CS-3-2	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	原子炉建屋排気筒ﾓﾆﾀ (C) (検出器)	D17-N009C	CS-3-2	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	原子炉建屋排気筒ﾓﾆﾀ (D) (検出器)	D17-N009D	CS-3-2	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (A)(検出器)	D17-N300A	RB-6-2	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (B)(検出器)	D17-N300B	RB-6-2	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (C)(検出器)	D17-N300C	RB-6-2	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (D)(検出器)	D17-N300D	RB-6-2	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE HOLD UP(A)ﾌﾟﾘｱﾝﾌﾟ	RAM-D17-K020A	TB-1-2	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE HOLD UP(B) ﾌﾟﾘｱﾝﾌﾟ	RAM-D17-K020B	TB-1-2	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE HOLD UP(A) (検出器)	D17-N002A	TB-B1-1	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE HOLD UP(B) (検出器)	D17-N002B	TB-B1-1	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE TREATMENT(A) ﾌﾟﾘｱﾝﾌﾟ	RAM-D17-K030A	RW-2-11	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE TREATMENT(B) ﾌﾟﾘｱﾝﾌﾟ	RAM-D17-K030B	RW-2-11	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE TREATMENT(A) (検出器)	D17-N022A	RW-2-11	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE TREATMENT(B) (検出器)	D17-N022B	RW-2-11	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS POST TREATMENT(A) ﾌﾟﾘｱﾝﾌﾟ	RAM-D17-K500A	RW-2-3	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS POST TREATMENT(B) ﾌﾟﾘｱﾝﾌﾟ	RAM-D17-K500B	RW-2-3	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK	D17-J011	RW-2-3	○	本体	1C	機能・性能試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS POST TREATMENT SAMPLE RACK	D17-J011-1	RW-2-3	○	－	－	－
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	OFF GAS PRE HOLD UP LINEAR (検出器)	D17-N021	TB-B1-1	○	本体	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	光変換器盤収納盤	D17-P112	CS-B1-1	○	－	－	－
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	光変換器盤収納盤	－	ｽﾀｯｸ建屋	○	－	－	－
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	排気筒ﾓﾆﾀ盤	D17-P012	ｽﾀｯｸ建屋	○	本体	1C	特性試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（22／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	主排気筒ﾓﾆﾀｶﾞｽｻﾝﾌﾟﾗ(A)	D17-P101A	ｽﾀｯｸ建屋	○	検出器	1C	特性試験
ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ系	主排気筒ﾓﾆﾀｶﾞｽｻﾝﾌﾟﾗ(B)	D17-P101B	ｽﾀｯｸ建屋	○	検出器	1C	特性試験
ほう酸水注入系	SLC 計装ﾗｯｸ	H22-P011	RB-5-3	○	計装品	1C	特性試験
ほう酸水注入系	ほう酸水注入ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	SLC-PMP-C001A	RB-5-3	○	電動機	1C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
ほう酸水注入系	ほう酸水注入ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	SLC-PMP-C001B	RB-5-3	○	電動機	1C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
ほう酸水注入系	ほう酸水貯蔵ﾀﾝｸ	SLC-VSL-A001	RB-5-3	○	本体	130M	開放点検
ほう酸水注入系	SLC 貯蔵ﾀﾝｸ出口弁(A)	C41-F001A(MO)	RB-5-3	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
ほう酸水注入系	SLC 貯蔵ﾀﾝｸ出口弁(B)	C41-F001B(MO)	RB-5-3	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
ほう酸水注入系	SLC 爆破弁(A)	C41-F004A	RB-5-3	○	本体	26M	分解点検
						2C	機能・性能試験
ほう酸水注入系	SLC 爆破弁(B)	C41-F004B	RB-5-3	○	本体	26M	分解点検
						2C	機能・性能試験
ほう酸水注入系	SLC ﾃｽﾄ逆止弁ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁	C41-FF004(AO)	RB-3-2	○	駆動部	10C	簡易点検
						52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ほう酸水注入系	SLC PUMP DISCH PRESS (伝送器)	PT-C41-N004	RB-5-3	○	本体	1C	特性試験
補機冷却海水系	ASW ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	ASW-PMP-A	(取水口)	○	電動機	52M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	39M	分解点検
						13M	簡易点検
補機冷却海水系	ASW ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	ASW-PMP-B	(取水口)	○	電動機	52M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	39M	分解点検
						13M	簡易点検
補機冷却海水系	ASW ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)	ASW-PMP-C	(取水口)	○	電動機	52M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	39M	分解点検
						13M	簡易点検
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N029A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N029B	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N029C	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N029D	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N030A	RB-2-9	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N030B	RB-2-9	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N030C	RB-2-9	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA DIFF TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N030D	RB-2-9	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N031A	RB-2-1	○	本体	1C	特性試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（23／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N031B	RB-2-1	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N031C	RB-2-1	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N031D	RB-2-1	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N039A	TB-1-15	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N039B	TB-1-15	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N039C	TB-1-15	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N039D	TB-1-15	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N040A	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N040B	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N040C	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N040D	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N041A	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N041B	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N041C	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N041D	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N042A	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N042B	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N042C	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N042D	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N043A	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N043B	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N043C	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N043D	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N044A	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N044B	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N044C	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N044D	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N045A	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N045B	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N045C	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N045D	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N046A	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N046B	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（24／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N046C	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N046D	TB-1-16	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (A) (検出器)	TE-E31-N047A	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (B) (検出器)	TE-E31-N047B	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (C) (検出器)	TE-E31-N047C	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	MSL AREA TEMP (D) (検出器)	TE-E31-N047D	TB-1-14	○	本体	1C	特性試験
漏えい検出系	核分裂生成物ﾓﾆﾀ系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	E31-F010A(AO)	RB-3-2	○	駆動部	52M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
漏えい検出系	核分裂生成物ﾓﾆﾀ系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	E31-F010B(AO)	RB-B1-1	○	駆動部	52M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
漏えい検出系	核分裂生成物ﾓﾆﾀ系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	E31-F011A(AO)	RB-3-2	○	駆動部	52M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
漏えい検出系	核分裂生成物ﾓﾆﾀ系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	E31-F011B(AO)	RB-B1-1	○	駆動部	52M	分解点検
						10C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
					本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS ﾋｰﾀ制御盤(A)	PNL-FCS-HEATER-A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS ﾋｰﾀ制御盤(B)	PNL-FCS-HEATER-B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS(A)系統流量計装	-	RB-3-1	○	伝送器	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS(B)系統流量計装	-	RB-3-2	○	伝送器	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS ﾌﾞﾛﾜ(A)	FCS-HVA-T49-BLOWER-A	RB-3-1	○	電動機	104M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	65M	分解点検
						1C	漏えい試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS ﾌﾞﾛﾜ(B)	FCS-HVA-T49-BLOWER-B	RB-3-2	○	電動機	104M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	65M	分解点検
						1C	漏えい試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 再結合器(A)	FCS-HEX-1A	RB-3-1	○	本体	130M	開放点検
						1C	漏えい試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 再結合器(B)	FCS-HEX-1B	RB-3-2	○	本体	130M	開放点検
						1C	漏えい試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 加熱器(A)	FCS-HEX-HTR-A	RB-3-1	○	本体	130M	開放点検
						1C	漏えい試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 加熱器(B)	FCS-HEX-HTR-B	RB-3-2	○	本体	130M	開放点検
						1C	漏えい試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS (A)冷却器冷却水元弁	E12-FF104A(MO)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						2C	機能・性能試験

第1表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（25／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS (B) 冷却器冷却水元弁	E12-FF104B(MO)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	簡易点検
						130M	分解点検
						2C	機能・性能試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 冷却器冷却水入口弁	MV-10A(MO)	RB-3-1	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	143M	分解点検
						2C	機能・性能試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 冷却器冷却水入口弁	MV-10B(MO)	RB-3-2	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	143M	分解点検
						2C	機能・性能試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 入口制御弁	FV-1A(MO)	RB-3-1	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	143M	分解点検
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 入口制御弁	FV-1B(MO)	RB-3-2	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	143M	分解点検
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 再循環制御弁	FV-2A(MO)	RB-3-1	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS 再循環制御弁	FV-2B(MO)	RB-3-2	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS (A)系入口管隔離弁	2-43V-1A(MO)	RB-2-8	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	143M	分解点検
						1C	機能・性能試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS (B)系入口管隔離弁	2-43V-1B(MO)	RB-2-3	○	駆動部	156M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	143M	分解点検
						1C	機能・性能試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS (A)系出口弁	2-43V-2A(MO)	RB-1-1	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	143M	分解点検
						1C	機能・性能試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS (B)系出口弁	2-43V-2B(MO)	RB-1-2	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	143M	分解点検
						1C	機能・性能試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS (A)系出口管隔離弁	2-43V-3A(MO)	RB-1-1	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	143M	分解点検
						1C	機能・性能試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	FCS (B)系出口管隔離弁	2-43V-3B(MO)	RB-1-2	○	駆動部	169M	分解点検
						4C	特性試験
					本体	143M	分解点検
						1C	機能・性能試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	ﾌﾞﾛﾜ(A)入口ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-2A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（26／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	ﾌﾞﾛﾜ(B)入口ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-2B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	加熱管 2/3 位置(A)ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-4A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	加熱管 2/3 位置(B)ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-4B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	加熱管(A)出口ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-5A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	加熱管(B)出口ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-5B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	加熱管(A)出口壁温度(検出器)	TE-T49-6A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	加熱管(B)出口壁温度(検出器)	TE-T49-6B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	再結合(A)ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-7A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	再結合(B)ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-7B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	再結合器(A)壁温度(検出器)	TE-T49-8A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	再結合器(B)壁温度(検出器)	TE-T49-8B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	再循環(A)ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-9A	RB-3-1	○	本体	1C	特性試験
可燃性ｶﾞｽ濃度制御系	再循環(B)ｶﾞｽ温度(検出器)	TE-T49-9B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC DIV-Ⅰ計装ﾗｯｸ	H22-P017	RB-B1-1	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC DIV-Ⅱ計装ﾗｯｸ	H22-P029	RB-B1-2	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC TURBINE CONTROL BOX	LCP-105	CS-3-1	○	本体	1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	FI-E51-N002 計器収納箱	－	RB-B2-10	○	指示計	1C	特性試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC ﾎﾟﾝﾌﾟ/ﾀｰﾋﾞﾝ	RCIC-PMP-C001/TBN-RCIC-C002	RB-B2-10	○	ﾎﾟﾝﾌﾟ	65M	分解点検
					ﾀｰﾋﾞﾝ	65M	分解点検
原子炉隔離時冷却系	RCIC 真空ﾎﾟﾝﾌﾟ	RCIC-PMP-VAC	RB-B2-17	○	電動機	65M	分解点検
					本体	65M	分解点検
原子炉隔離時冷却系	RCIC 復水ﾎﾟﾝﾌﾟ	RCIC-PMP-COND	RB-B2-17	○	電動機	65M	分解点検
					本体	65M	分解点検
原子炉隔離時冷却系	油圧作動弁 ｶﾞﾊﾞﾅ弁	GOVERNING VALVE	RB-B2-10	○	駆動部，弁	65M	分解点検
原子炉隔離時冷却系	ｶﾞﾊﾞﾅ	－	RB-B2-10	○	本体	65M	分解点検
原子炉隔離時冷却系	RCIC ﾄﾘｯﾌﾟ／ｽﾛｯﾄﾙ弁	E51-C002(MO)	RB-B2-10	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						130M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC 注入弁	E51-F013(MO)	RB-4-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	7Y	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験

第1表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（27／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
原子炉隔離時冷却系	RCIC ﾐﾆﾌﾛｰ弁	E51-F019(MO)	RB-B2-10	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC ﾎﾟﾝﾌﾟｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ水供給弁	E51-F031(MO)	RB-B2-10	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC 蒸気供給弁	E51-F045(MO)	RB-B2-10	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	156M	分解点検
						78M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC 潤滑油ｸｰﾗｰ冷却水供給弁	E51-F046(MO)	RB-B2-10	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC 外側隔離弁	E51-F064(MO)	RB-3-6	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	7Y	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC ﾀｰﾋﾞﾝ排気弁	E51-F068(MO)	RB-B1-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC 真空ﾎﾟﾝﾌﾟ出口弁	E51-F069(MO)	RB-B1-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC 弁(E51-F045)ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁	E51-F095(MO)	RB-B2-10	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC 弁(E51-F065)均圧弁	E51-FF008(AO)	RB-4-1	○	駆動部	10C	簡易点検
						65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	PUMP DISCHARGE PRESS (ｽｲｯﾁ)	PSH-E51-N020	RB-B2-10	○	本体	1C	特性試験
原子炉隔離時冷却系	PUMP DISCHARGE H/L FLOW(伝送器)	FT-E51-N002	RB-B2-10	○	本体	1C	特性試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（28／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
原子炉隔離時冷却系	RCIC PUMP DISCHARGE FLOW(伝送器)	FT-E51-N003	RB-B2-10	○	本体	1C	特性試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC 蒸気入口ﾄﾞﾚﾝﾎﾟｯﾄ排水弁	E51-F025(AO)	RB-B2-10	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC ﾊﾞｷｭｰﾑﾀﾝｸ復水排水弁	E51-F004(AO)	RB-B2-17	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系	RCIC ﾊﾞｷｭｰﾑﾀﾝｸ復水排水弁	E51-F005(AO)	RB-B2-17	○	本体	52M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉建屋換気系	HPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ室空調機	HVAC-AH2-1（吸気口）	RB-B2-19	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	開放点検
						130M	分解点検
						2C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
原子炉建屋換気系	HPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ室空調機	HVAC-AH2-2（吸気口）	RB-B2-1	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	開放点検
						130M	分解点検
						2C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
原子炉建屋換気系	LPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ室空調機	HVAC-AH2-3（吸気口）	RB-B2-13	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	開放点検
						130M	分解点検
						2C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
原子炉建屋換気系	RCIC ﾎﾟﾝﾌﾟ・ﾀｰﾋﾞﾝ室空調機	HVAC-AH2-4（吸気口）	RB-B2-17	○	電動機	5C	特性試験
					本体	39M	開放点検
						130M	分解点検
						2C	簡易点検
原子炉建屋換気系	RHR (B)ﾎﾟﾝﾌﾟ室空調機	HVAC-AH2-5（吸気口）	RB-B2-3	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	開放点検
						130M	分解点検
						2C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
原子炉建屋換気系	RHR (C)ﾎﾟﾝﾌﾟ室空調機	HVAC-AH2-6（吸気口）	RB-B2-6	○	電動機	5C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	開放点検
						130M	分解点検
						2C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
原子炉建屋換気系	RHR (A)ﾎﾟﾝﾌﾟ室空調機	HVAC-AH2-7（吸気口）	RB-B2-7	○	電動機	78M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	開放点検
						65M	分解点検
						2C	簡易点検
						1C	機能・性能試験
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ（通常系）	SB2-1A(AO)	CS-3-1	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					ｱｷｭﾑﾚｰﾀ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ（通常系）	SB2-1B(AO)	CS-3-1	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					ｱｷｭﾑﾚｰﾀ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検

第1表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（29／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-1C(AO)	CS-3-1	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					ｱｷｭﾑﾚｰﾀ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検
原子炉建屋換気系	C/S給気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-1D(AO)	CS-3-1	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					ｱｷｭﾑﾚｰﾀ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ（通常系）	SB2-2A(AO)	CS-3-2	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					ｱｷｭﾑﾚｰﾀ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ（通常系）	SB2-2B(AO)	CS-3-2	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					ｱｷｭﾑﾚｰﾀ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-2C(AO)	CS-3-3	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					ｱｷｭﾑﾚｰﾀ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検
原子炉建屋換気系	C/S排気隔離ﾀﾞﾝﾊﾟ	SB2-2D(AO)	CS-3-3	○	本体	52M	分解点検
						117M	簡易点検
					ｱｷｭﾑﾚｰﾀ	39M	開放点検
					電磁弁	104M	簡易点検
原子炉再循環系	原子炉再循環系(A)計装ﾗｯｸ	H22-P022	RB-2-9	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉再循環系	原子炉再循環系(B)計装ﾗｯｸ	H22-P006	RB-2-8	○	伝送器	1C	特性試験
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)流量制御弁	B35-F060A-V1(AO)	RB-3-6	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)流量制御弁	B35-F060B-V2(AO)	RB-3-5	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)流量制御弁	B35-F060A-V3(AO)	RB-3-6	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)流量制御弁	B35-F060B-V4(AO)	RB-3-5	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)流量制御弁	B35-F060A-V5(AO)	RB-3-6	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)流量制御弁	B35-F060B-V6(AO)	RB-3-5	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)流量制御弁	B35-F060A-V7(AO)	RB-3-6	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験

第1表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（30／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
原子炉再循環系	原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)流量制御弁	B35-F060B-V8(AO)	RB-3-5	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
原子炉冷却材浄化系	CUW 外側隔離弁	G33-F004(MO)	RB-2-10	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	7Y	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	HPCS DIV-Ⅲ計装ﾗｯｸ	H22-P024	RB-B1-2	○	伝送器	1C	特性試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	HPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ	HPCS-PMP-C001	RB-B2-18	○	電動機	65M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	HPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ入口弁(CST 側)	E22-F001(MO)	RB-B1-2	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	HPCS 注入弁	E22-F004(MO)	RB-3-2	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	7Y	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	HPCS ﾐﾆﾌﾛｰ弁	E22-F012(MO)	RB-B2-19	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
						1C	機能・性能試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	HPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ入口弁(S/P 側)	E22-F015(MO)	RB-B2-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054A	CST-B1-1	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054B	CST-B1-1	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054C	CST-B1-1	○	本体	1C	特性試験
高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	CST WATER LEVEL(伝送器)	LT-E22-N054D	CST-B1-1	○	本体	1C	特性試験
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	LPCS 計装ﾗｯｸ	H22-P001	RB-B1-1	○	伝送器	1C	特性試験
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	LPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ	LPCS-PMP-C001	RB-B2-12	○	電動機	65M	分解点検
						1C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	LPCS ﾎﾟﾝﾌﾟ入口弁	E21-F001(MO)	RB-B2-12	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（31／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	LPCS 注入弁	E21-F005(MO)	RB-3-1	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	7Y	分解点検
						1C	機能・性能試験
低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系	LPCS ﾐﾆﾌﾛｰ弁	E21-F011(MO)	RB-B2-12	○	駆動部	169M	分解点検
						2C	特性試験
						1C	機能・性能試験
					本体	156M	分解点検
						78M	簡易点検
中央制御室制御盤	ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ記録計盤	H13-P600	CS-2-1	○	本体	1C	外観点検
中央制御室制御盤	非常用炉心冷却系制御盤	H13-P601	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	原子炉補機制御盤	H13-P602	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	原子炉制御操作盤	H13-P603	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ計装盤	H13-P604	CS-2-1	○	本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	TIP 制御盤	H13-P607	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	出力領域ﾓﾆﾀ計装盤	H13-P608	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	原子炉保護系(A)継電器盤	H13-P609	CS-2-1	○	電磁接触器	10C	簡易点検
					継電器	5C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	原子炉保護系(B)継電器盤	H13-P611	CS-2-1	○	電磁接触器	10C	簡易点検
					継電器	5C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	ﾌﾟﾛｾｽ計装盤	H13-P613	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	ﾌﾟﾛｾｽ計装盤	H13-P617	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	残留熱除去系(B),(C)補助継電器盤	H13-P618	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	ｼﾞｪｯﾄﾎﾟﾝﾌﾟ計装盤	H13-P619	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	原子炉隔離時冷却系継電器盤	H13-P621	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	原子炉格納容器内側隔離系継電器盤	H13-P622	CS-2-1	○	継電器	5C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	原子炉格納容器外側隔離系継電器盤	H13-P623	CS-2-1	○	継電器	5C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系継電器盤	H13-P625	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	自動減圧系(A)継電器盤	H13-P628	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系，残留熱除去系(A)補助継電器盤	H13-P629	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	自動減圧系(B)継電器盤	H13-P631	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	漏えい検出系操作盤	H13-P632	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ，起動時領域ﾓﾆﾀ(A)操作盤	H13-P635	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（32／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
中央制御室制御盤	ﾌﾟﾛｾｽ放射線ﾓﾆﾀ，起動時領域ﾓﾆﾀ(B)操作盤	H13-P636	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	格納容器雰囲気監視系(A)操作盤	H13-P638	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	格納容器雰囲気監視系(B)操作盤	H13-P639	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	漏えい検出系操作盤	H13-P642	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ温度記録計盤(A)	H13-P689	CS-2-1	○	操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	外観点検
中央制御室制御盤	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ温度記録計盤(B)	H13-P690	CS-2-1	○	操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	外観点検
中央制御室制御盤	原子炉保護系(1A)ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P921	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	原子炉保護系(1B)ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P922	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	原子炉保護系(2A)ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P923	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	原子炉保護系(2B)ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P924	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	緊急時炉心冷却系(DIV-Ⅰ-1)ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P925	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	緊急時炉心冷却系(DIV-Ⅱ-1)ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P926	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	緊急時炉心冷却系(DIV-Ⅰ-2)ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P927	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系ﾄﾘｯﾌﾟﾕﾆｯﾄ盤	H13-P929	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	所内電気操作盤	CP-1	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
中央制御室制御盤	ﾀｰﾋﾞﾝ発電機操作盤	CP-2	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	ﾀｰﾋﾞﾝ補機操作盤	CP-3	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	ﾀｰﾋﾞﾝ補機盤	CP-4	CS-2-1	○	本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	窒素置換ー空調換気制御盤	CP-5	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	非常用ｶﾞｽ処理系，非常用ｶﾞｽ循環系(A)操作盤	CP-6A	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	非常用ｶﾞｽ処理系，非常用ｶﾞｽ循環系(B)操作盤	CP-6B	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	TURB. GEN TEST&CHECKOUT V. B	CP-7	CS-2-1	○	計装品	1C	特性試験
中央制御室制御盤	TURBINE　GENERATOR　V. B	CP-8	CS-2-1	○	計装品	1C	特性試験
中央制御室制御盤	ﾀｰﾋﾞﾝ補機補助継電器盤	CP-9	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	発電機・主変圧器保護ﾘﾚｰ盤	CP-10A	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
						1C	特性試験
中央制御室制御盤	発電機・主変圧器保護ﾘﾚｰ盤	CP-10B	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
						1C	特性試験
中央制御室制御盤	予備変圧器保護ﾘﾚｰ盤	CP-10C	CS-2-1	○	継電器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	ﾀｰﾋﾞﾝ補機盤	CP-11	CS-2-1	○	本体	1C	特性試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（33／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
中央制御室制御盤	MSIV-LCS(A)制御盤	CP-13	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	MSIV-LCS(B)制御盤	CP-14	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	可燃性ｶﾞｽ濃度制御盤(A)	CP-15	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	可燃性ｶﾞｽ濃度制御盤(B)	CP-16	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	機能・性能試験
中央制御室制御盤	送・受電系統制御盤	CP-30	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	OFF GAS CHACOAL SYS. V. B	CP-31	CS-2-1	○	記録計	1C	特性試験
中央制御室制御盤	開閉所保護ﾘﾚｰ盤	CP-32	CS-2-1	○	継電器，操作ｽｲｯﾁ，電源装置等	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中央制御室制御盤	原子炉廻り温度記録計盤	H13-P614	CS-2-1	○	本体	1C	特性試験
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P030	RB-3-1	○	前置増幅器	1C	特性試験
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P031	RB-3-2	○	前置増幅器	1C	特性試験
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P032	RB-3-1	○	前置増幅器	1C	特性試験
中性子計装系	IRM&SRM PREAMP. CABINET	H22-P033	RB-3-2	○	前置増幅器	1C	特性試験
中性子計装系	TIP 駆動装置電気盤	LCP-200	RB-2-8	○	継電器，電磁接触器	15C	簡易点検
					本体	1C	特性試験
中性子計装系	TIP N2 隔離弁	C51-SO-F010（電磁弁）	RB-2-6	○	本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	MSIV ｽﾃﾑﾘｰｸﾄﾞﾚﾝ弁(A)	E32-FF009A(MO)	RB-1-1	○	駆動部	4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	MSIV ｽﾃﾑﾘｰｸﾄﾞﾚﾝ弁(B)	E32-FF009B(MO)	RB-1-2	○	駆動部	4C	特性試験
					本体	130M	分解点検
ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ冷却系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ冷水入口隔離弁	7-90V13(MO)	RB-2-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						1C	外観点検
ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ冷却系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ冷水出口隔離弁	7-90V17(MO)	RB-2-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						1C	外観点検
不活性ｶﾞｽ系	PCV PRESS (A)（伝送器）	PT-26-79.51A	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
不活性ｶﾞｽ系	ｴｱﾊﾟｰｼﾞ供給入口弁	2-26B-1(AO)	RB-2-8	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	格納容器ﾊﾟｰｼﾞ弁	2-26B-2(AO)	RB-2-9	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞｰ真空破壊止め弁	2-26B-3(AO)	RB-1-1	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（34／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
不活性ｶﾞｽ系	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞｰ真空破壊止め弁	2-26B-4(AO)	RB-1-1	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞﾊﾟｰｼﾞ弁	2-26B-5(AO)	RB-1-1	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞN2ｶﾞｽ供給弁	2-26B-6(AO)	RB-1-1	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	格納容器／ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞN2ｶﾞｽ供給弁	2-26B-7(AO)	RB-2-8	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	N2ｶﾞｽﾊﾟｰｼﾞ供給弁	2-26B-8(AO)	RB-2-8	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	格納容器N2ｶﾞｽ供給弁	2-26B-9(AO)	RB-2-9	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞﾍﾞﾝﾄ弁	2-26B-10(AO)	RB-1-2	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞﾍﾞﾝﾄ弁	2-26B-11(AO)	RB-1-2	○	駆動部	10C	簡易点検
						13M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	13M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙﾍﾞﾝﾄ弁	2-26B-12(AO)	RB-4-3	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	原子炉建屋換気系ﾍﾞﾝﾄ弁(SB2-14)	2-26B-13(AO)	RB-5-14	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	FRVS ﾍﾞﾝﾄ弁 (SB2-3)	2-26B-14(AO)	RB-5-14	○	駆動部	10C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（35／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ 2ｲﾝﾁ ﾍﾞﾝﾄ弁	2-26V9(AO)	RB-4-3	○	駆動部	10C	簡易点検
						130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	130M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V81(電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V82(電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V83(電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V84(電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V85(電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V86(電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V87(電磁弁)	RB-B1-2	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V88(電磁弁)	RB-B1-2	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V89(電磁弁)	RB-B1-2	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V90(電磁弁)	RB-B1-2	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ真空破壊弁ﾃｽﾄ用電磁弁	2-26V91(電磁弁)	RB-B1-2	○	本体	195M	分解点検
						1C	機能・性能試験
不活性ｶﾞｽ系	PCV PRESS (B) (伝送器)	PT-26-79.51B	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
不活性ｶﾞｽ系	PCV PRESS	PT-26-79.53	RB-3-1	○	伝送器	1C	特性試験
不活性ｶﾞｽ系	PCV PRESS(伝送器)	PT-26-79.5R	RB-3-2	○	本体	1C	特性試験
不活性ｶﾞｽ系	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52A	RB-1-1	○	本体	1C	特性試験
不活性ｶﾞｽ系	SUPP CHAMBER PRESS	PT-26-79.52B	RB-1-2	○	本体	1C	特性試験
不活性ｶﾞｽ系	SUPP CHAMBER LEVEL (伝送器)	LT-26-79.5R	RB-B2-6	○	本体	1C	特性試験
不活性ｶﾞｽ系	SUPP CHAMBER LEVEL (A) (伝送器)	LT-26-79.5A	RB-B2-13	○	本体	1C	特性試験
不活性ｶﾞｽ系	SUPP CHAMBER LEVEL (B) (伝送器)	LT-26-79.5B	RB-B2-6	○	本体	1C	特性試験
事故時ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ系	D/W内ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞﾊﾞｲﾊﾟｽ弁	V25-1008(電磁弁)	RB-3-1	○	-	-	-
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51A1(電磁弁)	RB-4-2	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51A2(電磁弁)	RB-4-2	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51B1(電磁弁)	RB-3-2	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51B2(電磁弁)	RB-3-2	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51C1(電磁弁)	RB-2-3	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51C2(電磁弁)	RB-2-3	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51D1(電磁弁)	RB-1-2	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（36／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
試料採取系	格納容器酸素分析系ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁	25-51D2(電磁弁)	RB-1-2	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E1(電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	格納容器酸素分析系排気弁	25-51E2(電磁弁)	RB-B1-1	○	本体	195M	取替
						1C	機能・性能試験
試料採取系	PLR 炉水ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ弁 (外側隔離弁)	B35-F020(AO)	RB-3-2	○	駆動部	5C	簡易点検
						39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器ﾄﾞﾚﾝ系床ﾄﾞﾚﾝ隔離弁（外側）	G13-F129(AO)	RB-B1-8	○	駆動部	10C	簡易点検
						143M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	143M	分解点検
						1C	機能・性能試験
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器ﾄﾞﾚﾝ系床ﾄﾞﾚﾝ隔離弁（内側）	G13-F130(AO)	RB-B1-8	○	駆動部	10C	簡易点検
						143M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	143M	分解点検
						1C	機能・性能試験
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器ﾄﾞﾚﾝ系機器ﾄﾞﾚﾝ隔離弁（外側）	G13-F132(AO)	RB-B1-8	○	駆動部	10C	簡易点検
						143M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	143M	分解点検
						1C	機能・性能試験
放射性廃棄物処理系	原子炉格納容器ﾄﾞﾚﾝ系機器ﾄﾞﾚﾝ隔離弁（内側）	G13-F133(AO)	RB-B1-8	○	駆動部	10C	簡易点検
						143M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	143M	分解点検
						1C	機能・性能試験
復水移送系	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(A)	MUW-PMP-CST-A	TB-B1-6	○	電動機	2C	特性試験
					本体	26M	簡易点検
復水移送系	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)	MUW-PMP-CST-B	TB-B1-6	○	電動機	2C	特性試験
					本体	26M	簡易点検
復水移送系	COND TRANS PUMP DISCH PRESS	PT-18-190.5	TB-B1-6	○	本体	1C	特性試験
復水移送系	CST (A) LEVEL (伝送器)	LT-18-190A	CST-B1-2	○	本体	1C	特性試験
復水移送系	CST (B) LEVEL (伝送器)	LT-18-190B	CST-B1-2	○	本体	1C	特性試験
気体廃棄物処理系	OFF GAS SYSTEM INST. RACK	PNL-LR-R-4	TB-1-4	○	本体	1C	外観点検
気体廃棄物処理系	OFF GAS PREHEATERS TEMP	TE-23-164	TB-1-8	○	-	-	-
気体廃棄物処理系	主蒸気式空気抽出器(A)出口弁	6-23V1(MO)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
気体廃棄物処理系	主蒸気式空気抽出器(B)出口弁	6-23V2(MO)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（37／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
気体廃棄物処理系	ｵﾌｶﾞｽﾌﾟﾚﾋｰﾀ(A)入口弁	6-23V5(AO)	TB-1-19	○	駆動部	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	ｵﾌｶﾞｽﾌﾟﾚﾋｰﾀ(B)入口弁	6-23V4(AO)	TB-1-17	○	駆動部	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	39M	分解点検
						1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ予熱器(A)蒸気温度制御弁	TCV-23-164.1A(AO)	TB-1-2	○	本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ予熱器(B)蒸気温度制御弁	TCV-23-164.1B(AO)	TB-1-6	○	本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ空気抽出器(A)入口弁	OGC-F019A(AO)	RW-1-4	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ空気抽出器(B)入口弁	OGC-F019B(AO)	RW-1-4	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ空気抽出器(A)再循環圧力制御弁	PCV-F051A	RW-1-4	○	本体	1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ空気抽出器(B)再循環圧力制御弁	PCV-F051B	RW-1-4	○	本体	1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ空気抽出器(A)入口弁	OGC-F103A(AO)	RW-1-4	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	排ｶﾞｽ空気抽出器(B)入口弁	OGC-F103B(AO)	RW-1-4	○	駆動部	1C	機能・性能試験
					本体	1C	機能・性能試験
気体廃棄物処理系	OFF GAS RECOMBINER HEATER(A)	－	TB-1-19	○	本体	6C	特性試験
気体廃棄物処理系	OFF GAS RECOMBINER HEATER(B)	－	TB-1-17	○	本体	6C	特性試験
空気抽出系	第１段SJAE(A)空気入口弁	6-22V2(MO)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
空気抽出系	第１段SJAE(B)空気入口弁	6-22V3(MO)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						2C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
空気抽出系	SJAE 蒸気 BLOCK	AO-7-119A	TB-1-8	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
空気抽出系	SJAE 蒸気 BLOCK	AO-7-119B	TB-1-8	○	駆動部	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
					本体	65M	分解点検
						1C	機能・性能試験
ﾀｰﾋﾞﾝ補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(A)第１段蒸気入口弁	6-7V31A(MO)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
ﾀｰﾋﾞﾝ補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(A)第２段蒸気入口弁	6-7V31B(MO)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検

第１表　想定破損による蒸気影響評価結果及び保全状況（38／38）

系統名称	機器名称	機器番号	区画番号	判定	保全状況		
					点検部位	周期	保全内容
ﾀｰﾋﾞﾝ補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(B)第１段蒸気入口弁	6-7V32A(MO)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検
ﾀｰﾋﾞﾝ補助蒸気系	主蒸気式空気抽出器(B)第２段蒸気入口弁	6-7V32B(MO)	TB-1-8	○	駆動部	156M	分解点検
						6C	特性試験
					本体	130M	分解点検
						65M	簡易点検

被水影響評価における防滴仕様の扱いと評価結果について

1. 概要

内部溢水影響評価においては，溢水評価対象設備のうち防滴仕様が確認されたものについては被水により機能喪失しないものとしており，防滴仕様の確認は，JIS 等の規格に基づいた確認，又は当該設備の構造の観点（防滴，防水構造）から実施している。

以下に設備の防滴仕様及び実機の被水条件を考慮した対応について説明を行う。

2. 溢水影響評価対象設備の防滴仕様の確認について

被水影響評価において防滴仕様に期待している設備は，「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IP コード)」や「NEMA(National E.L.ectrical Manufactures Association)」で定められた保護等級を有しているか，保護等級は有していないものの構造上防滴仕様を有しているものである。しかし，実機での被水条件が各規格で定められた試験条件を超えるおそれがあることから，追加で被水試験を実施し機能喪失しないことを確認する。

各防滴仕様の詳細と，実機の被水条件を考慮した対応について第 1 表にまとめる。また，被水対策の実施例を第 1 図に，想定破損における被水影響評価の結果詳細を添付資料-5.2 第 2 表に示す。

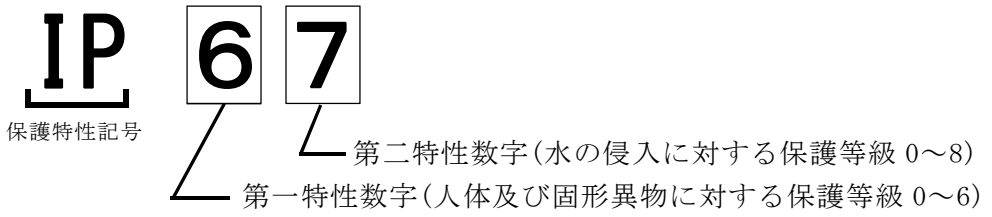
第 1 表　防滴仕様と実機被水条件を考慮した対応

防滴仕様	防滴仕様の程度	実機対応
IP65	【防滴仕様詳細】 あらゆる方向からのノズルによる噴流水によっても有害な影響を及ぼしてはならない。 【JIS 試験条件】 ・放水ノズルの内径:6.3mm ・放水率:毎分 12.5L ・被試験品までの距離:2.5m～3m ・最低試験時間:3 分	被水源として考慮している系統の圧力及び配管口径を考慮した試験条件にて防滴試験を実施し，健全性を確認する。
IP67	【防滴仕様詳細】 規定の圧力及び時間で一時的に水中に沈めたとき,有害な影響を生じる量の水の浸入があってはならない。 【JIS 試験条件】 ・外郭の上端から水面までの距離は 0.15m　下端から水面までの距離は 1m ・試験時間:30 分	被水源として考慮している系統の圧力及び配管口径を考慮した試験条件にて防滴試験を実施し，健全性を確認する。
NEMA-4	【防滴仕様詳細】 ノズルによる噴流水によっても水の浸入があってはならない。 【試験条件】 ・放水ノズルの内径:25mm ・放水率:毎分 240L ・被試験品までの距離:3m～3.5m	被水源として考慮している系統の圧力及び配管口径を考慮した試験条件にて防滴試験を実施し，健全性を確認する。
・シリコンシール ・溶接構造	継目部にシリコンシールを施工しており構造上防滴仕様を有している。 溶接で密閉された構造であり防滴仕様を有している	被水源として考慮している系統の圧力及び配管口径を考慮した試験条件にて防滴試験を実施し，健全性を確認する。

3.　防滴仕様について

3.1　保護等級

電気機器の防滴性能は，IEC 規格60529 に基づいて規定された，保護等級表示 = IP(International Protection)で表され，以下のような表記で第二特性の数字により定義される。



第 2 表　第二特性数字で示される水に対する保護等級

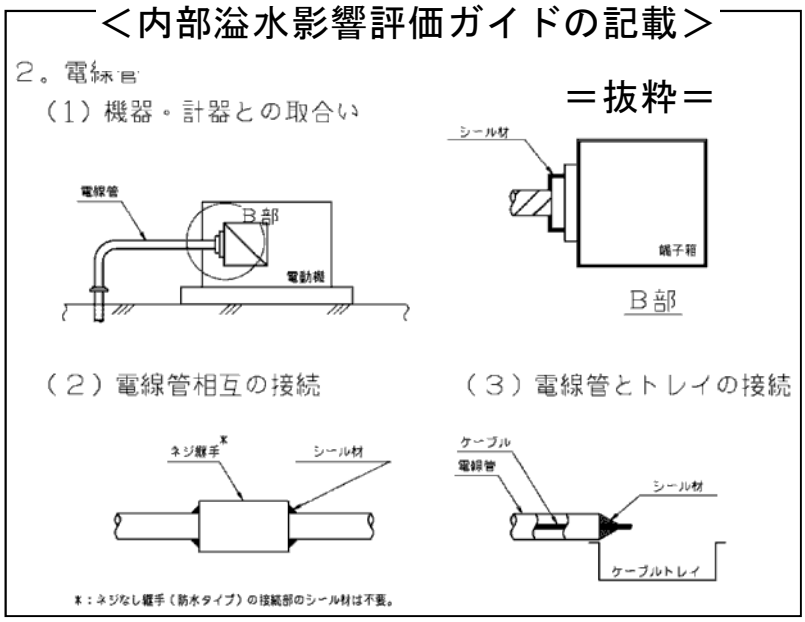
第二特性数字	保護等級		試験条件適用試験箇条
	要約	定義	
0	無保護	−	−
1	鉛直に落下する水滴に対して保護する。	鉛直に落下する水滴によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14.2.1
2	15 度以内で傾斜しても鉛直に落下する水滴に対して保護する。	外郭が鉛直に対して両側に 15 度以内で傾斜したとき，鉛直に落下する水滴によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14.2.2
3	散水(spraying water)に対して保護する。	鉛直から両側に 60 度までの角度で噴霧した水によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14.2.3
4	水の飛まつ(splashing water)に対して保護する。	あらゆる方向からの水の飛まつによっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14.2.4
5	噴流(water jet)に対して保護する。	あらゆる方向からのノズルによる噴流水によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14.2.5
6	暴噴流(powerfull jet)に対して保護する。	あらゆる方向からのノズルによる強力なジェット噴流水によっても有害な影響を及ぼしてはならない。	14.2.6
7	水に浸しても影響がないように保護する。	規定の圧力及び時間で外郭を一時的に水中に沈めたとき，有害な影響を生じる量の水の浸入があってはならない。	14.2.7
8	潜水状態での使用に対して保護する。	関係者間で取り決めた数字 7 より厳しい条件下で外郭を継続的に水中に沈めたとき，有害な影響を生じる量の水の浸入があってはならい。	14.2.8

JIS C0920「電気機械器具の外郭による保護等級(IP コード)」より抜粋

なお，一部計装品の保護等級は米国の規格であるNEMA（National Electrical Manufacturers Association）規格が適用されており，対応するIP コードについては，第3表に示す通りである。

第 3 表　NEMA 規格における保護等級

保　護　対　象	1	2	3	3R	3S	4	4X	5	6	6P	12，12K	13
偶発的な内部部品への接触防止	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
落下塵埃からの保護	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
循環大気中の浮遊粉塵類の堆積からの保護								○				
循環大気中の浮遊粉塵類からの保護												
吹き付けられる粉塵からの保護			○		○	○	○					
滴下および軽度の飛沫からの保護		○						○			○	
飛沫からの保護						○	○					
水および非腐食性潤滑剤の散水、飛沫からの保護												○
噴流からの保護						○	○		○	○		
雨、みぞれ、雪からの保護			○	○	○	○	○					
一時的水没からの保護									○			
継続的水没からの保護										○		
外部氷結後の機能の維持			○	○						○		
外部氷結時の機能の維持					○							
腐食からの保護							○					
参考となる IP コード（本文参照）	10	11	54	14	54	56	56	52	67	67	52	54



第 1 図　被水対策の実施例（弊社他プラント）

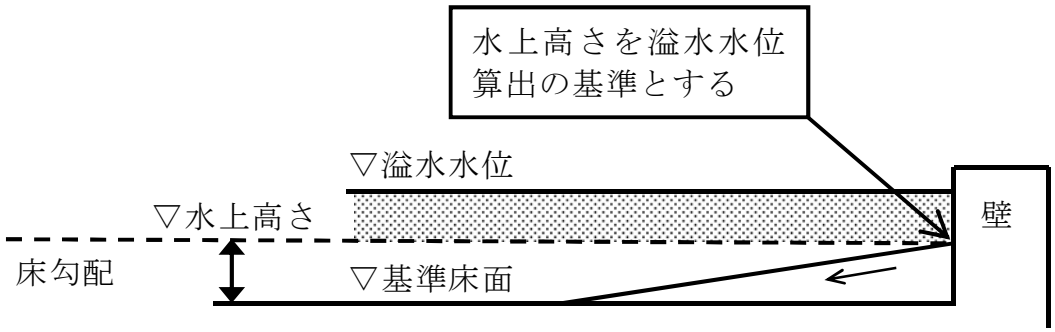
溢水影響評価における床勾配の考え方と評価の保守性について

1. 床勾配の考え方

機能喪失高さの設定にあたっては，水位に床勾配分を考慮している。

具体的には，溢水水位の評価において，床勾配の水上高さ（最高位置）分を評価区画全体の溢水水位に付加し，評価する水位が保守的となるように床勾配分に留まる水量を考慮せずに評価している。

第1図に示すとおり，床勾配（50mm）及び建築施工公差等を考慮し，水上高さ100mmを溢水水位算出の基準点とした。



第1図　溢水水位算出時の床勾配の考慮について

2.　没水影響評価における保守性について

2.1　水位の算出における保守性について

(1)　溢水量を算出する際に，配管口径，配管長から算出される系統保有水量の計算値に対して，10%の裕度を確保している。

(2)　滞留面積の算出においては，除外面積を考慮した算出面積に対して，30%の裕度を確保している。

(3)　機能喪失高さの設定にあたっては，水位に床勾配分を考慮している。

(4)　溢水防護区画内に設置されている床ドレンについては，溢水水位が高くなるように他の区画へ流出しない設定としている。

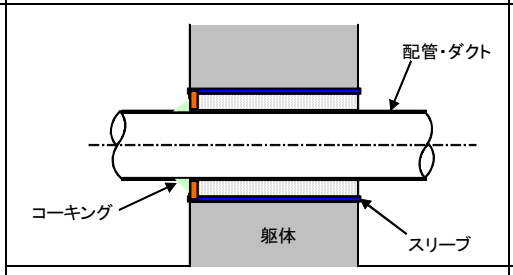
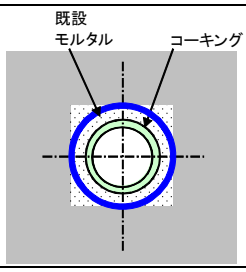
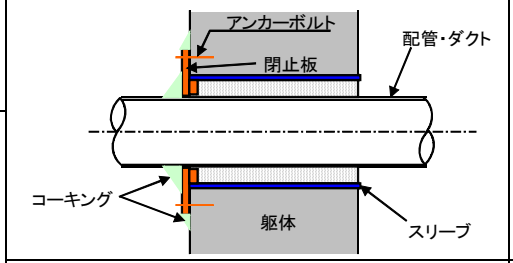
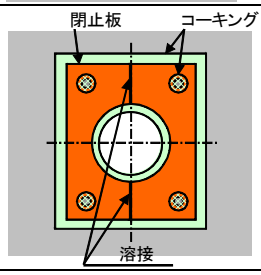
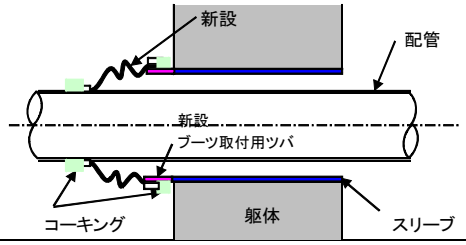
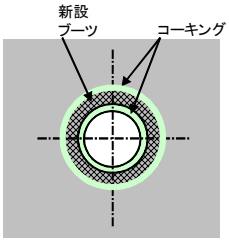
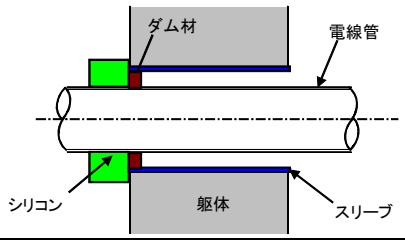
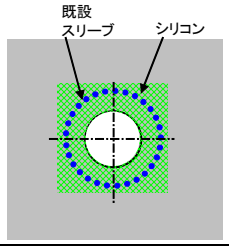
没水影響評価においては，以上のように保守性を確保しているが，更に次に記載するゆらぎ対策を実施する。

2.2　機能喪失高さのゆらぎ影響考慮について

没水影響評価において，判定基準（機能喪失高さ＞溢水水位）は満足しているが，裕度が少ない防護対象設備があるため，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，想定される消火水の放水による溢水，地震による機器の破損等により生じる溢水による影響評価結果から，裕度が少ない対象機器の水面の揺らぎによる影響を検討した。この結果，発生した溢水については，溢水の流入状態，溢水源からの距離，人のアクセス等により一時的な水位変動が生じることが考えられるため，防護対象設備の機能喪失高さは，発生した溢水水位に対して溢水の伝播経路による流況等も考慮し，一律 100mm の裕度を確保する設計とする。

貫通部の止水対策について

壁貫通部については，止水対策が必要となる箇所に対して，シール材施工及びブーツラバー施工を実施することとしており，これらの止水対策が所定の耐水圧性能を有することを確認している。また，シール材の選定においては，可能な限り火災荷重への影響を低減することを考慮している。貫通部止水対策の施工例を第 1 図に，実際の止水処置例を第 2 図に示す。

<table>
<tr><th rowspan="2">貫通部
仕様</th><th colspan="2">施工例</th></tr>
<tr><th>断面図</th><th>正面図</th></tr>
<tr><td>低温配管</td><td> 
</td><td> 
</td></tr>
<tr><td rowspan="3">高温配管</td><td> 
</td><td> 
</td></tr>
<tr><td> 
</td><td> 
</td></tr>
<tr><td>電線管等</td><td> 
</td><td> 
</td></tr>
</table>

第 1 図　貫通部止水対策（施工例）

第２図　配管貫通部等の止水処置（例）

貫通部シール材等の止水性能及び耐震性について

貫通部止水対策と使用するシール材及びラバーブーツの止水性能及び耐震性を性能試験等で確認する。

1. シール材，ラバーブーツ及びモルタルの止水性能について

(1) シール材及びラバーブーツ

シール材及びラバーブーツは，規格化された物性値がないため，実機と同等の形状，寸法を模擬した試験体を用いた性能試験により要求される許容漏水量を満足する止水性能を確認する。性能試験装置の概要を第1図に示す。

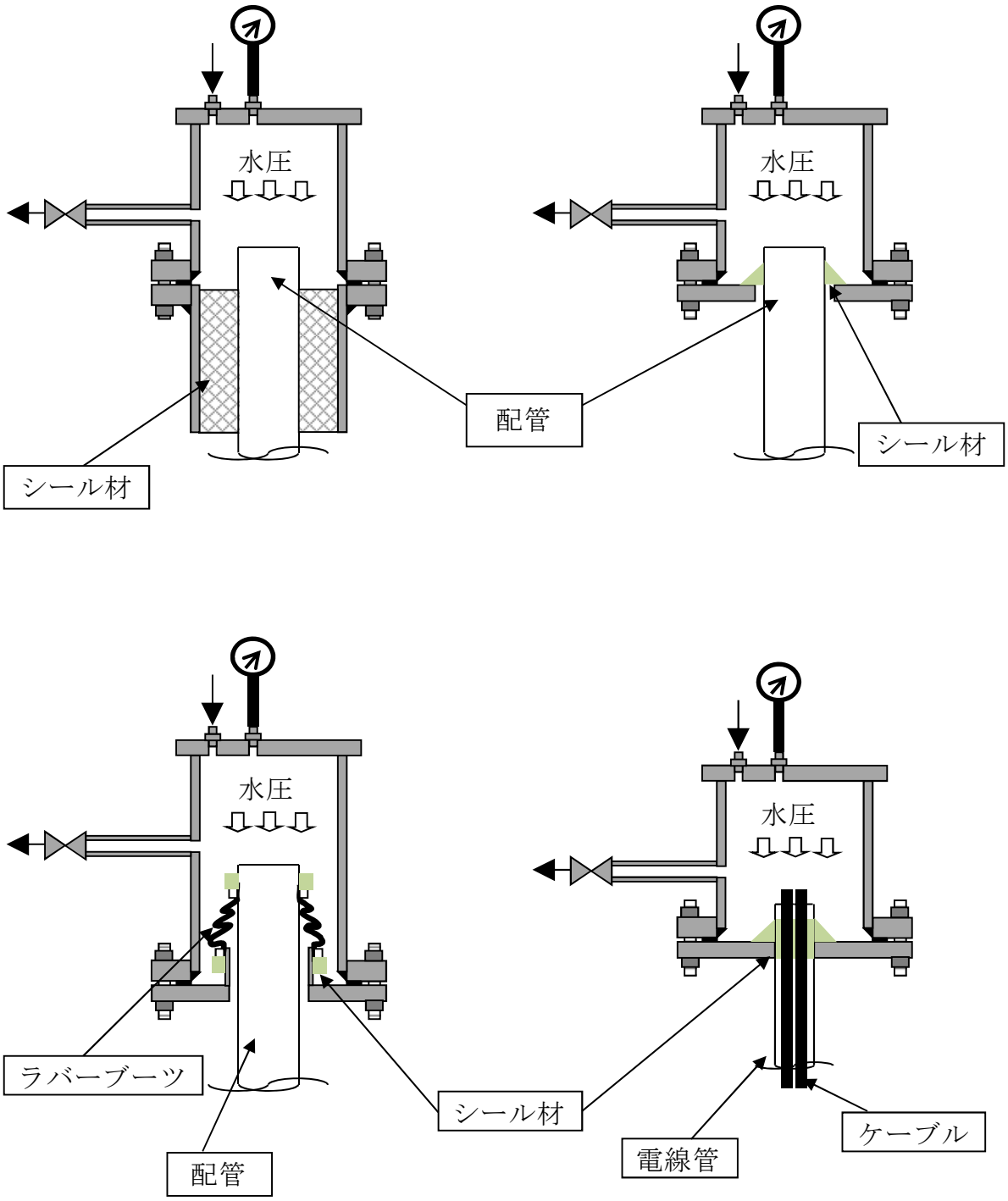
試験体の選定に当たり設計条件の包絡性を評価した代表仕様とする。また，試験条件は，貫通部止水材料の種類，形状（直管，曲げ管等），想定荷重，荷重作用方向，試験体数及び耐圧保持時間等を考慮し適切に設定する。

性能試験の結果より評価モデルから，評価基準を設ける。なお，評価基準を設けるにあたり評価モデルでの止水性能との関係を確認する主な項目は次のとおりとする。

・貫通部止水材料のシール材種類

・貫通部止水材料の内径，厚さ（脚長等），隙間等

・実機施工条件等



第 1 図　性能試験装置概要

(2)　モルタル

モルタル材料は,土木・建築分野で構造評価手法が広く普及しているため，策定した評価モデルを基にそれらの評価手法を準用する。モルタル評価モデル概念図を第2図に示す。

評価手法として，想定される静水頭圧によりモルタル部受圧面積に作用する荷重が，モルタルが壁及び配管と接触する部分に生じる許容せん断荷重に対して，モルタルの付着強度が確保されていることを確認する。なお，せん断応力は，土木，建築学会等が発行している各種示方書等に記載のコンクリートと鉄筋等の付着強度/応力度を参照する。

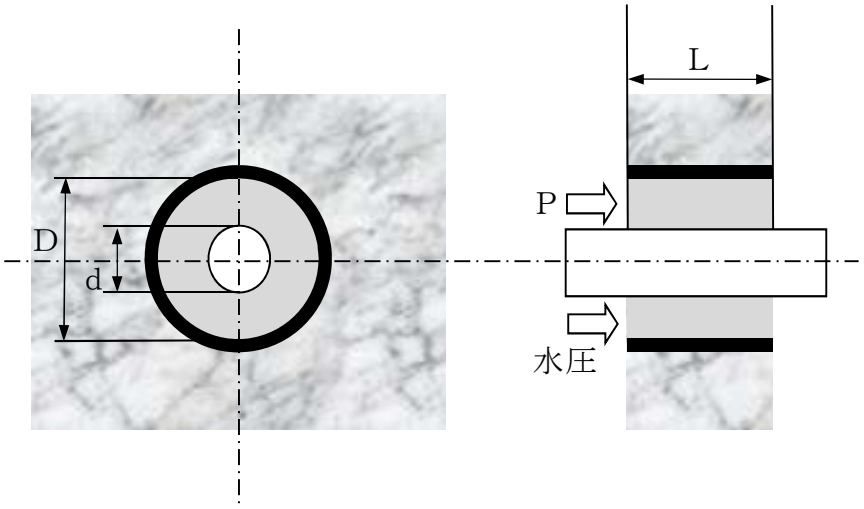
・スリーブ径：D（mm）

・モルタル充填深さ：L（mm）

・モルタルの許容せん断荷重：τ（N／mm^2）

・配管径：d（mm）

・静水頭圧：P（N／mm^2）



第 2 図　モルタル評価モデル概念図

① 静水頭圧によってモルタルに作用する荷重（Ｆ１）

$F1(N) = P \times (\pi / 4 \times (D^2 - d^2))$

② モルタルに生じる許容せん断荷重（Ｆ２）

$F2(N) = \tau \times (\pi \times (D + d) \times L)$

③ 性能評価

①，②で算出した荷重に対して以下の関係が成り立つことを確認する。

$F1 < F2$

上式より，モルタル施工個所が止水性能を発揮するためには，評価対象貫通部での貫通スリーブ径と配管径に対する最少充填深さを確保することで止水性能は確保できる。

2. シール材，ラバーブーツ及びモルタルの耐震性について

(1) シール材及びラバーブーツ

シール材及びラバーブーツは,伸縮性や配管変位追従性を考慮して設計を行い,貫通部止水構造に地震が作用した場合の性能試験にて耐震性を確認する。模擬体に地震時に相当する荷重（又は変位）を付与した後，静水頭圧を作用させ確認する。また，余震が作用することも考慮し，本震時に相当する荷重（又は変位）を付与した後，静水頭圧を作用させた状態で，余震時に相当する荷重（又は変位）を付与し，貫通部止水材料の浸水抑制性能を確認する。

これらの結果から，貫通部止水材料が浸水抑制性能を有する限界荷重（又は変位）と浸水抑制性能との関係を確認する。

設計においては，これらの検証結果から，貫通部止水構造の荷重（又は

変位）が許容限界以上とならないよう，貫通物を固定する等の設備補強を実施することも考慮する。

(2)　モルタル

モルタルを充填した評価対象貫通部でのモルタル充填深から基準地震動Ｓｓにおいて貫通部に発生する圧縮・付着荷重が，モルタルの許容荷重以下になることを確認する。

汎用熱流体解析コードSTAR-CDについて

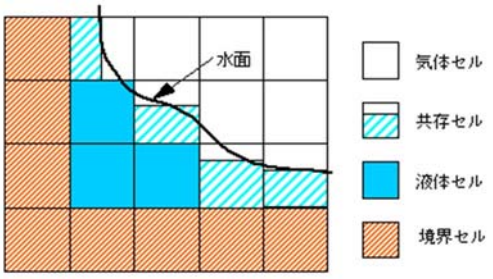
1. 概要

STAR-CDは，VOF（Volume of Fluid）法を搭載した CD-adapco社製の汎用熱流体解析コードである。VOF法は，気液界面の変形を伴う三次元非定常流動現象を高精度で解析できる手法であり，スロッシング現象の把握に適している。「原子力発電所耐震設計技術規程 ＪＥＡＣ 4601-2008」において，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ことが記載されている。

2. VOF法について

VOF（Volume of Fluid）は各計算セルに含まれる液体の体積率を示す。

ある計算セルが液体（水）で満たされていれば VOF=1，気体（空気）で満たされていれば VOF=0 である。計算セル内に液体が部分的に存在している場合は，その割合に応じた VOF 値（0≦ VOF ≦1）が設定される。第 1 図に計算セルの例を示す。



第 1 図　計算セルの例

以下にVOF法の計算の概略の流れを示す。

(1)　質量保存式と運動量保存式から各計算セルの流速を求める。

(2)　求めた流速をもとにVOF値に関する輸送方程式を解き，気液界面位置を決定する。

(3)　時間を進めて上記計算を繰り返す。

内部溢水影響評価における確認内容について

1. 内部溢水影響評価における確認内容

内部溢水影響評価においては，関連会社へ CAD 図面作成等の委託を実施するとともに，併せて当社で現場確認，図面，設計資料の確認を実施している。具体的には，溢水影響評価に係る溢水源，溢水経路，防護対象設備の機能喪失高さ等を現場状況も含めて確認している。確認内容を第 1 表に示す。

2. 今後の対応

(1) 改造工事による評価内容の変更の対応

改造工事等の実施により，溢水源が追加，変更となる場合は，溢水評価への影響確認を行う。また，溢水影響評価上考慮している機器，堰等の改造についても事前に技術的な影響評価を行う。

(2) 運転時間の管理

運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の２％またはプラント運転期間の１％より小さい）により低エネルギー配管としている系統についての運転時間実績管理を行う。

(3) 資機材の持込み等に対する管理

溢水評価区画において，資機材の持込み等により評価条件としている滞留面積に見直しがある場合は，溢水評価への影響確認を行う。さらに，火災荷重についても見直しがある場合は，溢水評価への影響確認を行う。

(4) 水密扉に対する管理

水密扉については，開放後の確実な閉止操作，中央制御室における閉止

状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順等を予め整備し管理する。また，作業等による一時的な開放等についても開閉管理を実施していく。

第 1 表　内部溢水影響評価の具体的な確認内容(1／2)

	項 目	メーカ等での委託実施内容	当社での実施内容
1	溢水源の想定	―	① 溢水源となりうる機器を系統図，配置図より抽出しリスト化。
2	溢水源の算出	―	① 溢水源の特定。溢水源となる機器は，現場確認にて配置状況を確認。
3	防護対象設備の選定	―	① 防護対象設備を，系統図，配置図，展開接続図等から抽出。 ② 抽出した防護対象設備について現場確認にて配置を確認。
4	溢水防護区画の設定	―	① 設計図書又は現地施工図により，壁，堰又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離され，溢水防護の観点から１つの単位と考えられる区画を設定。 ② 現場確認にて堰等の設置状況が図面と相違ないことを確認。また，防護対象設備と溢水防護区画を確認。
5	溢水経路の設定	―	① 溢水源からの溢水経路を設定。溢水経路に対して，壁，堰，階段，機器ハッチ等を現場にて確認。 ② 必要な対策を反映した溢水経路の設定。没水，被水，蒸気の評価において，必要な対策の検討及び実施（水密扉，堰，逆止弁等）。
6	評価項目の算出 (1)滞留面積	① CAD データより壁，柱及びコンクリート基礎，機器等を除いた面積を算出。	① 建築図面と CAD 図面の確認を行うとともに，算出された滞留面積を確認。 ② 現場における常設物品が，滞留面積に与える影響を現場調査にて確認。
	評価項目の算出 (2)床勾配	―	① 建築図面から床勾配の有無を確認し，床勾配を考慮して溢水水位を算出。
	評価項目の算出 (3)運転時間	―	① 高エネルギーに分類される系統の運転実績をプラントの運転開始時から調査。

第 1 表　内部溢水影響評価の具体的な確認内容(2／2)

	項 目	メーカ等での 委託実施内容	当社での実施内容
6	評価項目の 算出 (4)機能喪失 高さ	―	① 設計図面により，個々の設備毎の機能喪失高さを特定。 ② 設置状況の確認及び機能喪失高さの確認を現場確認も含め図面にて実施。 ③ 確認結果より機能喪失高さを設定。
	評価項目の 算出 (5)系統保有 水量	① 対象となる配管施工図より系統保有水を算出。 ② 配管施工図を CAD 化し，区画毎の配管敷設状況図を作成。	① 系統保有水量を算出する配管施工図，機器図等を設計図面より選定。 ② 系統保有水の積算結果を確認。 ③ 地震起因による溢水量を区画毎に，配管保有水量から積算。
7	溢水影響評 価の実施	―	① 発電所内で発生した溢水に対して,防護対象設備が要求事項（設備の機能維持）を満足することを確認。 ② 防護対象設備が要求事項を満足することを確認（水位等の裕度を考慮した評価及び防護対策の検討を実施）。
8	溢水影響評 価の判定	―	① 内部溢水に対して，防護対象設備がその安全機能を失わないことを評価。

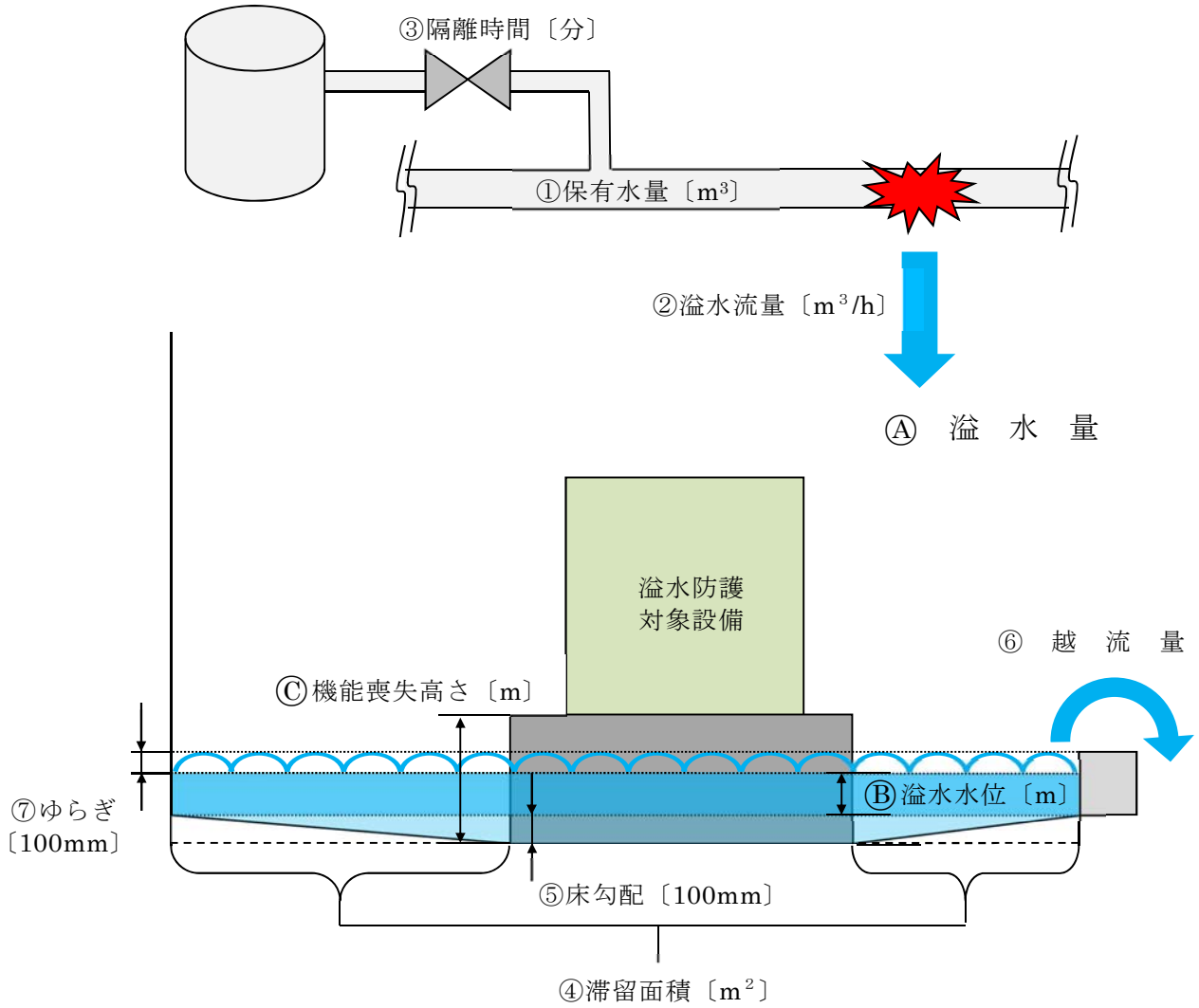
その他個別評価事項

	項 目	メーカ等での 委託実施内容	当社での実施内容
1	スロッシン グ解析	スロッシング時の溢水量算出	メーカの算出結果を確認し，保守的な溢水量を設定。
2	耐震解析評 価	耐震Ｂ，Ｃクラス機器の耐震評価	メーカ等の耐震評価結果より溢水源としない系統を選定。
3	敷地内 浸水解析	屋外タンク破損時の敷地内浸水解析	浸水解析結果を確認し，防護対策の妥当性を確認。

内部溢水影響評価に用いる各項目の保守性と有効数字の処理について

内部溢水影響評価に用いる各項目の数値の算出時には，評価が保守側になるように評価している。内部溢水影響評価に用いる各項目の概要を第 1 図に示す。

なお，評価対象区画の溢水水位を算出する上で，開口部等から他区画へ溢水が流れ出ることを「排出」と定義している。



第 1 図　内部溢水影響評価に用いる各項目の概要図

1. 評価に用いる各項目の数値の算出方法

評価に用いる各項目の数値の算出方法を示す。各項目の保守性または数値設定の考え方と，端数処理を第1表に示す。

(1) 溢水量の算出

Ⓐ溢水量〔m^3〕=②溢水流量〔m^3／h〕×③隔離時間〔分〕

＋①保有水量〔m^3〕

ただし，当該系統のみで,補給水源を持たない場合で算定された溢水量が系統内保有水量を超える場合は，系統内保有水量が溢水量となる。

(2) 溢水水位の算出

溢水防護区画毎に以下の方法で溢水水位を算出した。

・溢水水位その1【開口部等からの排出が期待できない場合】

Ⓑ溢水水位〔m〕 = Ⓐ溢水量〔m^3〕／④滞留面積〔m^2〕

・溢水水位その2【開口部等からの排出が期待できる場合】

評価区画への破損箇所からの単位時間あたりの流入量と評価対象区画にある開口部等からの排出量とが等しくなるとき最高水位となるため，この時の水位を算出した。

⑥越流量 $Q=C\times B\times h^{3/2}$

(3) 機能喪失高さ

機能喪失高さは，溢水水位に対し裕度が確保されていることを確認する。

第１表　内部溢水影響評価の算出に用いる項目の保守性一覧

評価対象	項目	算出式又は設定値	保守性又は数値設定の考え方	端数処理	詳細資料
Ⓐ溢水量	①保有水量	配管施工図，機器構造図等より算出	・系統保有水量は，配管内及びポンプ等機器内の保有水量の合算値とし，算出した保有水量を1.1倍とした。	切り上げ	本文6.1.3 本文8.5 補足説明資料13
	②溢水流量	$Q=A\times C\times\sqrt{(2\times g\times H)}\times 3600$ Q:流入流量〔m^3/h〕 A:破断面積〔m^2〕 C:損失係数 G:重力加速度〔m/s^2〕 H:水頭〔m〕		切り上げ	本文6.1.1 補足説明資料6
	③隔離時間	・溢水発生から検知(10分) ・現場確認のための移動(20分) ・漏えい箇所特定(30分) ・隔離操作(20分)	・移動時間4km／h，中央制御室から現場までの距離1kmとし，着替え時間（5分）を考慮した。 ・インターロック等の設備対策又は個別に確認された時間により今後時間短縮を図る。	―	本文6.1.2 補足説明資料6
Ⓑ溢水水位 その１	④滞留面積	滞留面積 ＝床面積×0.7	・機器基礎，柱等は,床面積積算の除外範囲とする。 ・床面積算出後に切り捨てを実施し，さらに0.7倍後に切り捨てした値を評価における滞留面積とする。	切り捨て	補足説明資料8,13,34
	⑤床勾配	水上高さ100mmを基準点とする。	・床勾配及び建築施工公差を考慮し，溢水水位を算出した。	―	補足説明資料13
Ⓑ溢水水位 その２	⑥越流量	$Q=C\times B\times h^{3/2}$ Q:越流量〔m^3/s〕 B:堰の幅〔m〕 C:排出係数〔-〕 h:越流水深〔m〕 L:堰長さ〔m〕 W:堰高さ〔m〕	・想定破損による最大漏えい流量で算出した。 ・没水高さ0.25mでの越流量を算出し，想定される流出量が包絡される。	切り捨て	補足説明資料10
Ⓒ機能喪失高さと Ⓑ溢水水位の比較	Ⓒ機能喪失高さ	機能喪失高さは「評価高さ」を基本とし，溢水水位に応じて現実的な「実力高さ」とする。 なお，電源盤等は評価高さのみとして判定している。	・評価に際し，機能喪失高さに，水面のゆらぎと床勾配を考慮した高さが溢水水位を上回ることを確認した。	切り捨て	本文5.1 添付資料-1 補足説明資料13
	⑦ゆらぎ	一律100mmとする。	・人のアクセス等により一時的な水位変動を考慮。	―	補足説明資料13

循環水管伸縮継手の破損対応について

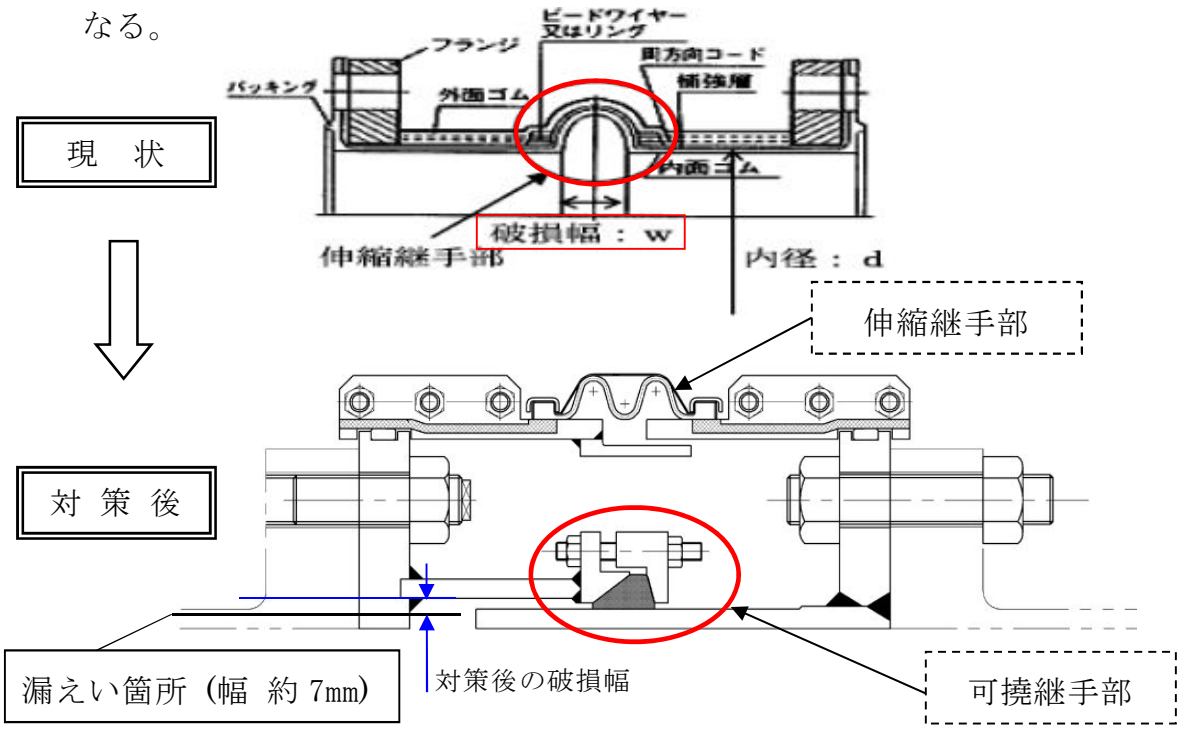
循環水管伸縮継手の想定破損については，海水ポンプエリア及びタービン建屋内での溢水量評価において，流出量の多さから他設備へ与える影響が大きいため，以下の対策を講ずることで，溢水量の低減を図る。

1.　対策概要

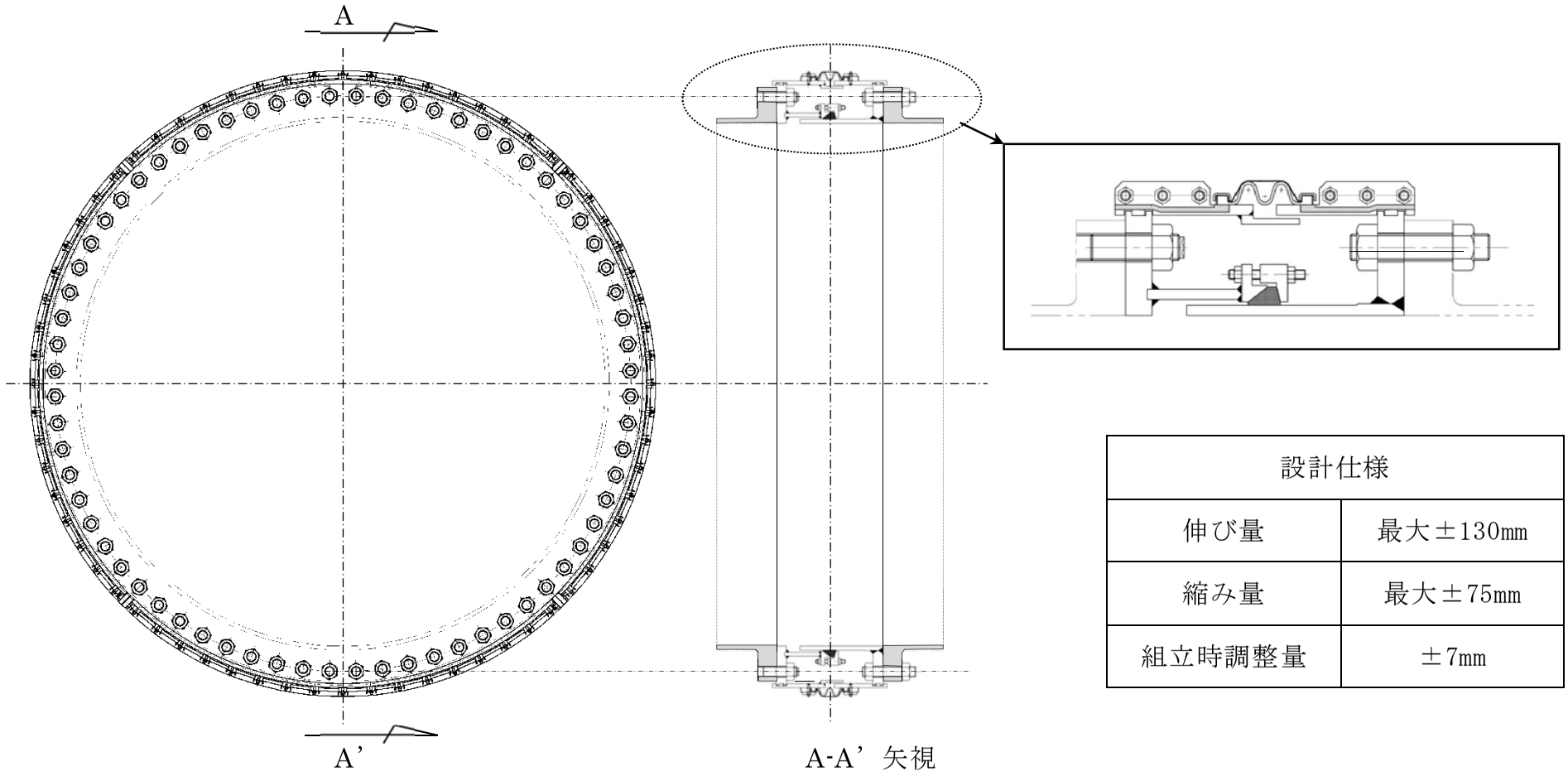
(1)　防護カバー及びクローザジョイント（鋼製伸縮可撓継手）への取替実施。第１図に防護カバーの概念図を示す。

(2)　破損時の漏えい量について

ゴム製の既設伸縮継手において想定する破損幅に対して，同口径比較で約１／１０以下となることから，大幅な溢水量の低減を図ることが可能となる。



第１図　循環水系伸縮継手部の防護カバー（概念図）

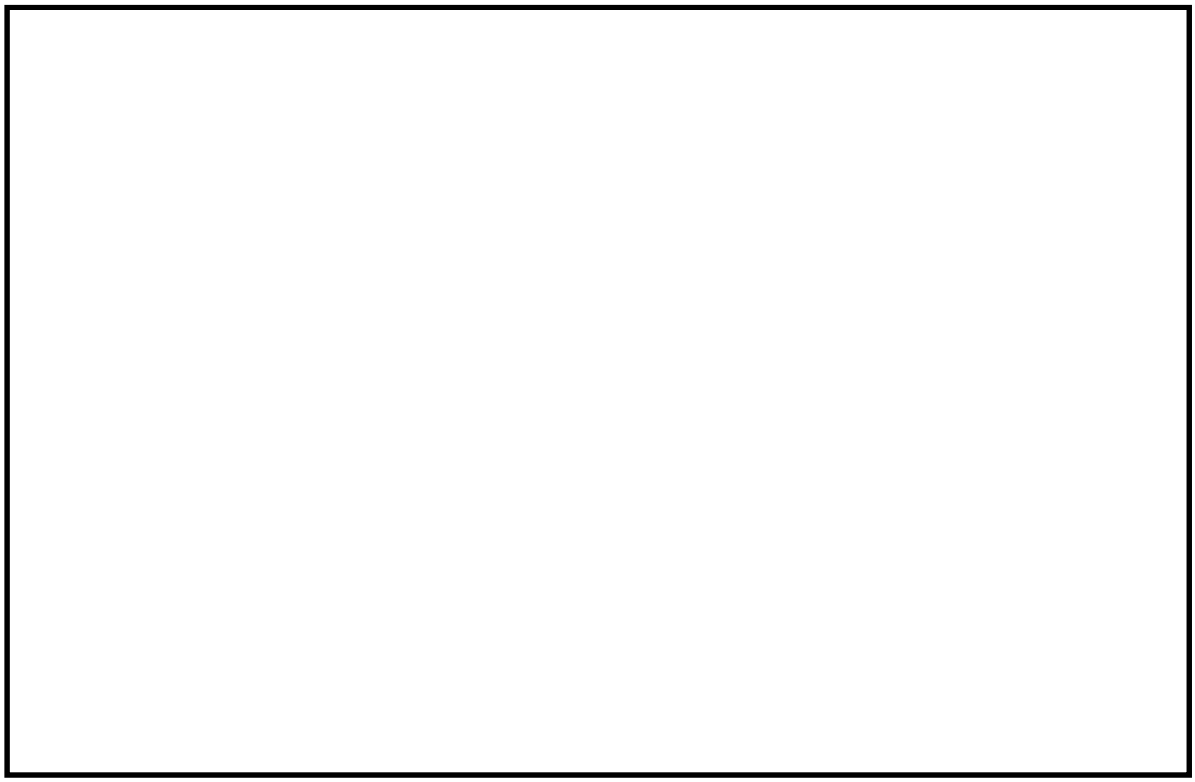


設計仕様	
伸び量	最大±130mm
縮み量	最大±75mm
組立時調整量	±7mm

第2図　循環水ポンプ出口配管伸縮継手構造図

2.　可撓継手構造の採用実績について

クローザージョイント（鋼製伸縮可撓継手）については，東海第二発電所において，既設の残留熱除去系海水系配管及び非常用ディーゼル発電機海水系配管に採用実績があり，その適応性については既に確認を実施している。鋼管部については，構造についても従来の技術によるものであり，既設循環水管と同等の構造強度を確保する設計とする。なお，第3図に既設鋼製伸縮可撓継手構造図を示す。



第3図　既設鋼製伸縮可撓継手構造図

3.　想定破損の考慮について

循環水ポンプエリアで考慮すべき想定破損による評価においては，可撓継手部の破損想定が最も厳しいことを以下に示す。

循環水系での破損想定は，系統が低エネルギーの区分であることから，第1表に示す配管部での1／4Dt貫通クラックを想定する。一方，可撓継手部での破損を考慮する場合は，可撓継手の鋼管部における1／4Dt貫通クラックと構造上，弱いゴム部のリング状破損が想定され，この漏えい量を算定すると，同様に第1表のとおりとなる。可撓継手のゴム部の漏えい量が配管部の破損想定に対して約3倍の溢水量となることから，想定する溢水源のうち，溢水量が最大となるのは可撓継手部の破損である。

また，循環水ポンプ及び出口弁については，津波浸水防止の観点から耐震性を確保するため，可撓継手部についても同様の強度を確保することとしており，地震時についても破損想定に包含される。

第1表　考慮すべき破損想定と溢水流量・溢水量

系統	破損部位	口径 (D)	破損部 寸法	破損形態	溢水流量 (m^3／h)
循環水系	配管	3,200	t=24 (配管厚さ)	1／4Dt貫通 クラック	594
	可撓継手	3,000	t=22 (配管厚さ)	1／4Dt貫通 クラック	511
		3,000	7 (可撓継手部の 破損幅)	リング状破損	2,041

4.　溢水量の低減機能の管理について

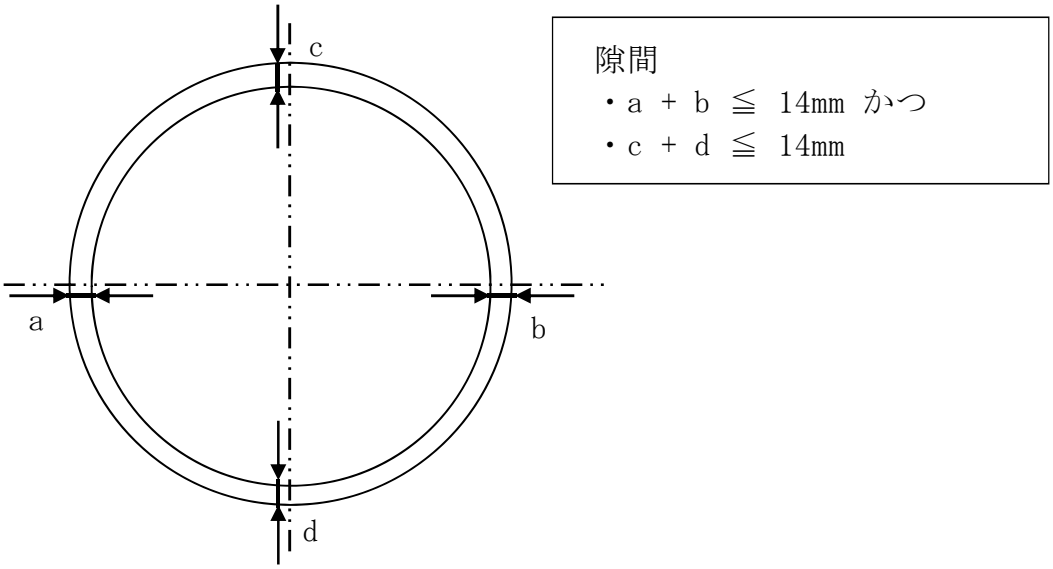
クローザージョイントの構造から，配管と配管のすき間部のゴム継手破損幅を小さくすることで，地震時の内部流体の漏えい量を低減する。この隙間寸法については，溢水評価に影響がある項目であることから，以下の管理を行う。

【設置時の管理】

設置時の管理として，配管外径のすき間を流出流量の計算に用いた流路の破損幅（7㎜）以下とする。このため，据付け時点で配管の中心をはさんだすき間（2 箇所）の合計が 14 ㎜以下であることを確認する。第 5 図参照。

【設置後の管理】（ゴム部の経年劣化・中心のずれ）

設置後の管理としてゴム部の特段の劣化要因はないとしているが，何らかの原因で配管の中心位置のずれが発生しても設置時のずれと同様，すき間の漏えい面積に違いは発生しないため機能に影響はない。ただし，異常がないことを外観検査等で確認する管理を行う。



第5図　設置時の管理について

屋外タンク等の溢水による影響評価

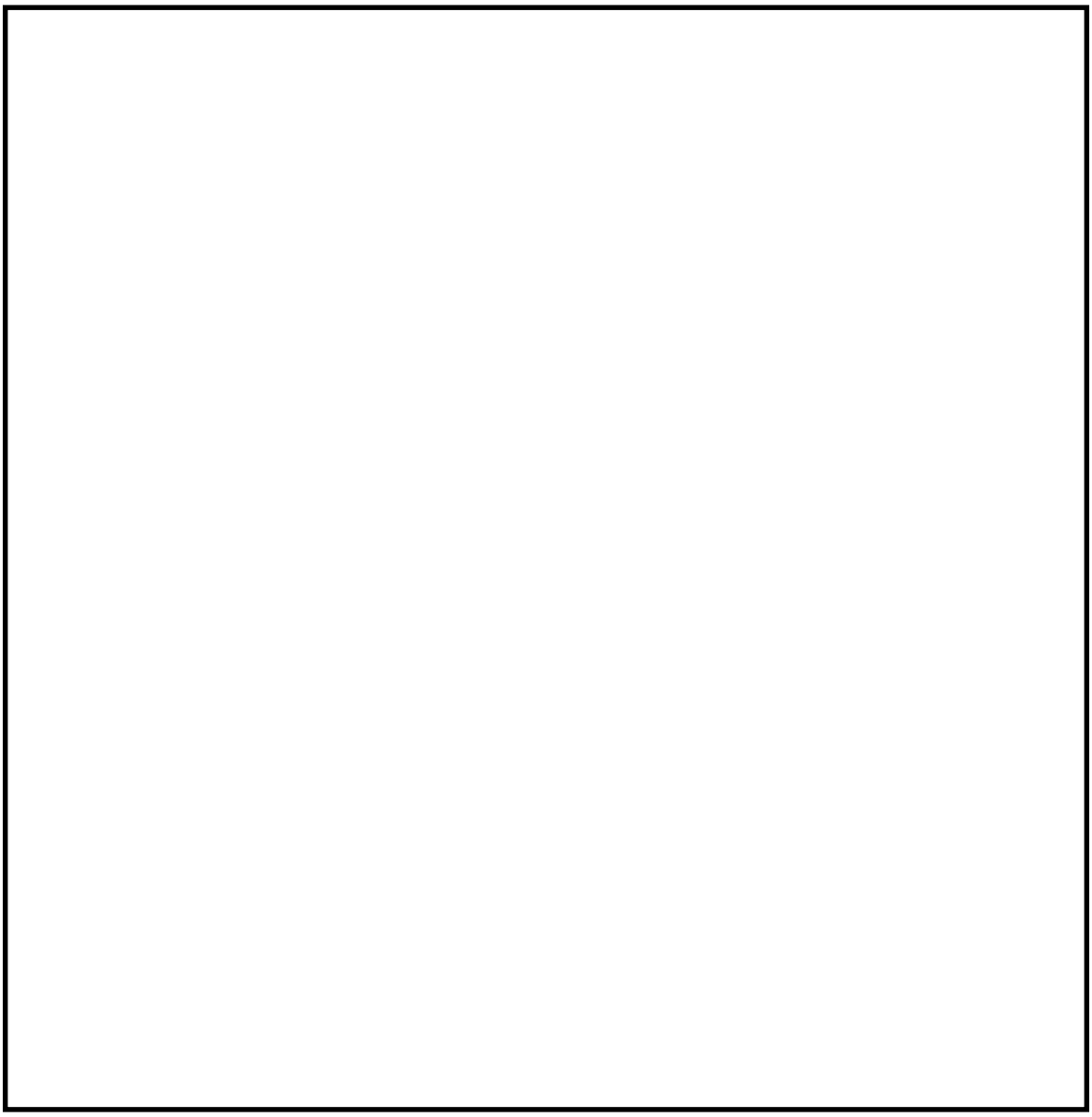
1. 評価方法

大型タンク等が集中して設置されている水処理装置エリアでのタンク等の破損を想定し，防護対象設備の設置される建屋への局所的影響を評価した。

破損を想定する防護対象施設の設置されている建屋に影響を及ぼす近隣のタンク等の保有水量を第１表に，タンク等の配置図を第１図に示す。ほとんどのタンク等はT.P.＋11.0mに配置されており，このエリアで破損を想定する場合，溢水は敷地全体に広がると想定されるが，評価としては保守的にT.P.＋8.0mの建屋側に向かう方向のみに広がるとした。また，破損は瞬時にタンク等の全保有水量が水処理装置エリアの中心で発生するものとして評価を行った。

第１表　破損を想定するタンク等

タンク等名称	保有水量（m^3）
原水タンク	1,000
ろ過水貯蔵タンク	1,500
純水貯蔵タンク	500
多目的タンク	1,500
水処理装置	1,080
碍子洗浄タンク	100
66kV 非常用変圧器	6.6
600 トン純水タンク	600
保有水量合計	約 6,287



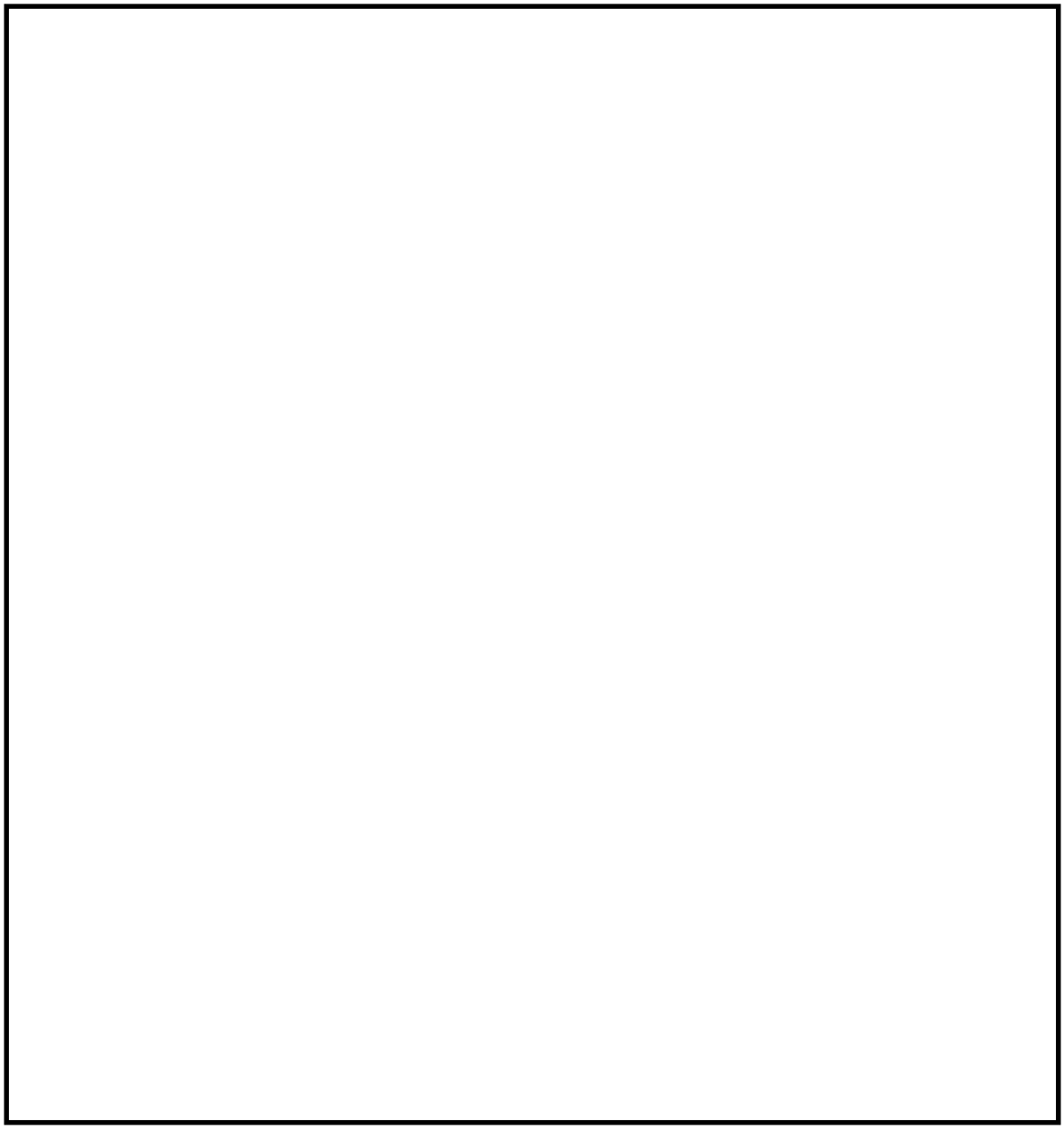
第 1 図　水処理装置エリア周辺の屋外タンク等の配置

2. 簡易評価結果

水処理装置エリアでの屋外タンク等の破損により生じる溢水による水位は，第 2 表及び第 2 図に示すとおり，防護対象設備の設置されている原子炉建屋，タービン建屋及び使用済燃料乾式貯蔵建屋において 0.11m 以下であり，建屋等の開口部の高さ 0.2m（原子炉建屋及びタービン建屋）と 0.3m（使用済燃料乾式貯蔵建屋）以下であることから防護対象設備に影響を及ぼさないことを確認した。

第 2 表　距離による浸水水位

	距離（m）	滞留面積（m^2）	水位（m）
①	50	3,925	1.61
②	100	15,700	0.41
③	200	62,800	0.11
④	300	141,300	0.05
⑤	400	251,200	0.03



第 2 図　水処理装置エリアでの破損想定による浸水水位

3.　溢水伝播挙動評価

本文第 11 章及び前項 2. の評価では，屋外タンク等の溢水量による浸水水位が防護対象設備に影響を及ぼすことはないことを確認したが，建屋配置等により発生する建屋間狭隘部等への浸水影響を確認するために，敷地内の伝播挙動評価を実施する。

(1)　水源の配置

東海第二発電所の溢水影響評価対象となる屋外タンク等のうち伝播挙動評価に影響を及ぼす水源として，E.L.＋11.0m 地上面に配置される屋外タンクが挙げられる。前項同様に敷地内の水処理設備エリアに分散配置されていることから，これらの屋外タンクから溢水した場合の影響について確認するため，第 3 図に示す配置に従い，第 3 表に示す水源を設定した。

(2)　評価条件

タンクの損傷形態及び流出水の伝播に係る条件について以下のとおり設定した。

ａ．各タンクを代表水位及び合算体積を持った一つの円筒タンクとして表現し，地震による損傷をタンク下端から 1m かつ円弧 180 度分の側板が瞬時に消失するとして模擬する。

ｂ．溢水防護対象設備を内包する建屋に指向性を持って流出するように，消失する側板を建屋側の側板とする。

ｃ．流路抵抗となる道路及び水路等は考慮せず，敷地を平坦面で表現するとともに，その上に流路に影響を与える主要な構造物を配置する。

ｄ．構内排水路による排水機能や，地盤への浸透は考慮しない。

(3)　評価結果

屋外タンク破損時の局所的な水位上昇について評価した結果，防護対象設備が設置されている原子炉建屋及び使用済燃料乾式貯蔵建屋については，床レベルを一時的に超えることを確認した。

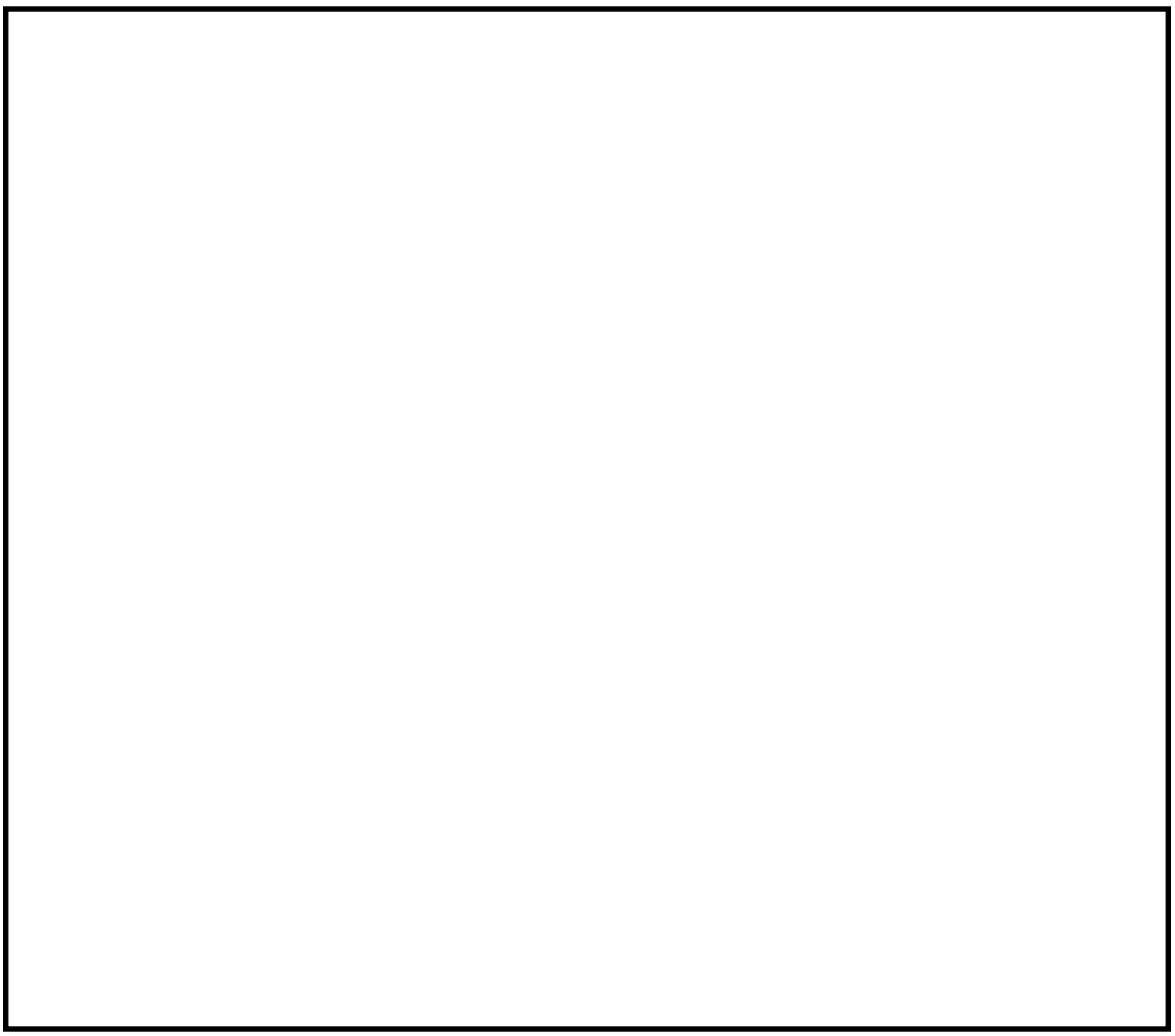
水位測定箇所を第4図に，評価結果を第5図に示す。

原子炉建屋（機器搬入口前）では，水密扉により防護対象区画への浸水影響は無い。また，使用済燃料乾式貯蔵建屋については，保守的に浸水量評価を実施したところ，浸水量はわずかであり，防護対象設備への溢水影響がないと評価した。

なお，止水性が期待できないサービス建屋への浸水については，建屋内の扉部に水密性はないものの，実際に建屋に流入する水の量は浸水時間が短時間であることから僅かと考えられる。また，仮に開口部等から流入を想定した場合でも，建屋に地下区画が無いことから，建屋内部で長期間滞留することはないと考えられ，他区画や建屋への影響はほぼないと評価する。このため，サービス建屋からの溢水経路として想定されるタービン建屋に溢水の一部が流入した場合でも，原子炉建屋等の溢水防護区画に浸水することはないものと考えられる。

以上より，屋外タンク破損時の溢水において，サービス建屋扉等を介した浸水経路は，溢水防護対象設備に影響を与える浸水経路とはならない。

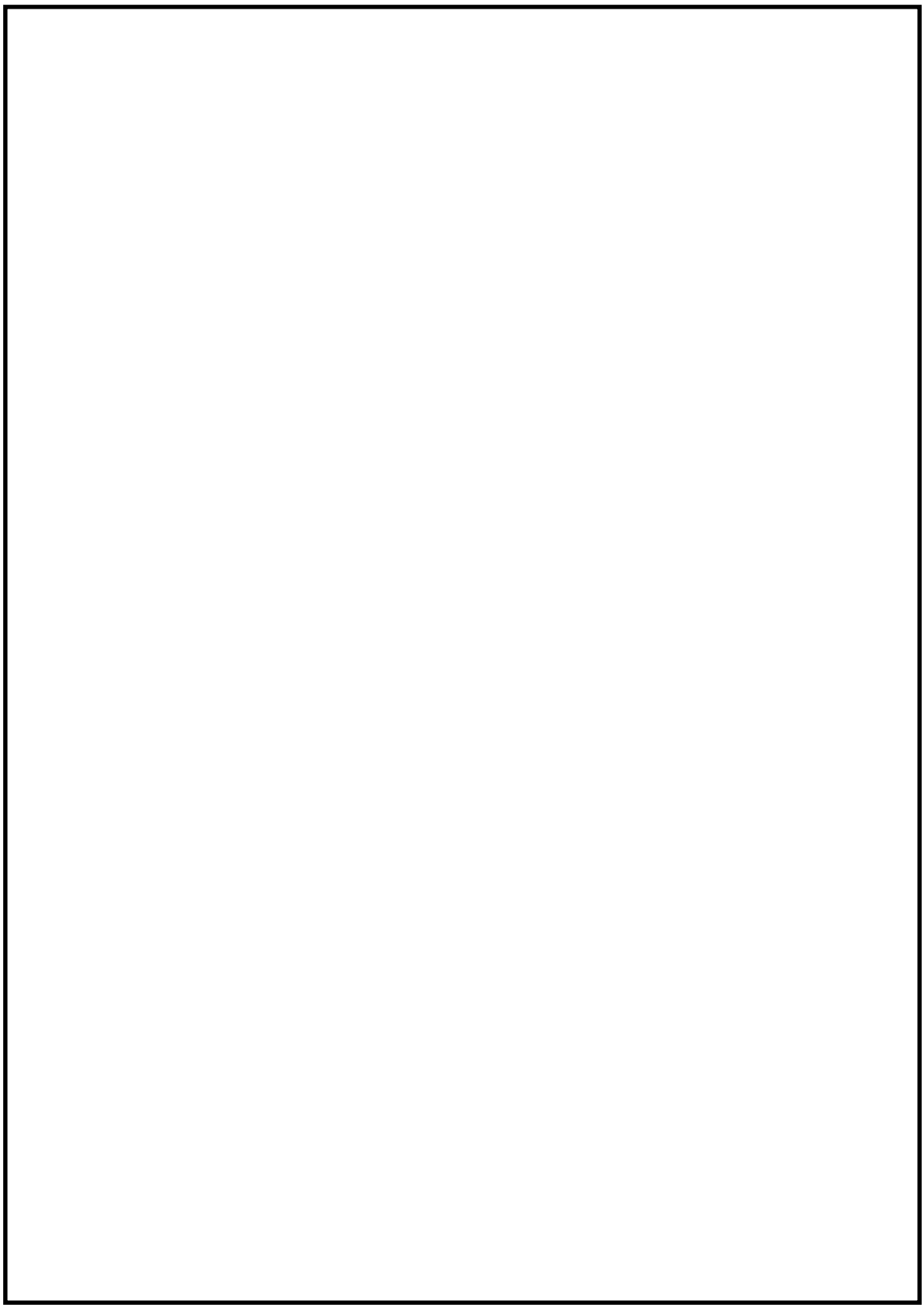
なお，以上の評価は，防潮堤設置ルートの見直し前に実施したものであるが，水源から原子炉建屋等までの溢水経路に防潮堤はないことから，防潮堤設置ルート変更後においても，結論は変わらない。



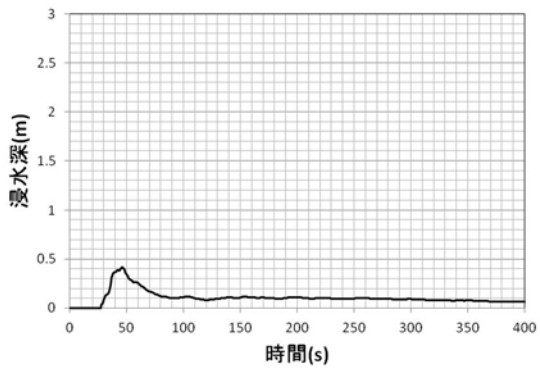
第3図　溢水伝播挙動評価の対象となる屋外タンク及び建屋等配置図

第3表　水源の設定

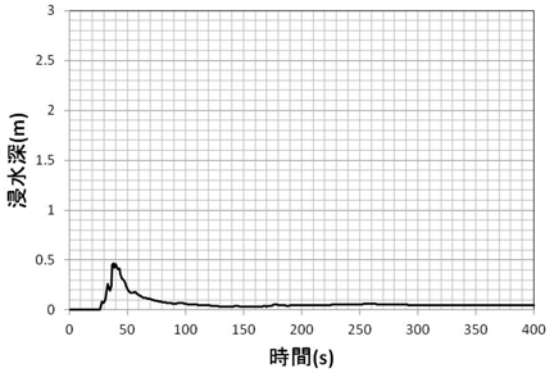
タンク名称	基数	タンク容量 (m^3)
多目的タンク	1	1,500
原水タンク	1	1,000
ろ過水貯蔵タンク	1	1,500
純水貯蔵タンク	1	500
総量		4,500



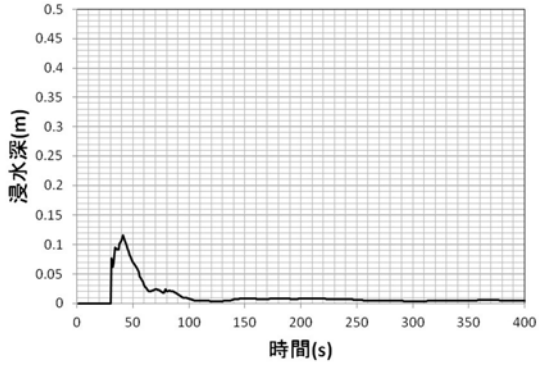
第 4 図　水位測定箇所



❶原子炉建屋（機器搬入口前）



❸使用済燃料乾式貯蔵建屋
（機器搬入口前）



❷タービン建屋（機器搬入口前）

第 5 図　水位測定箇所における浸水深

別紙

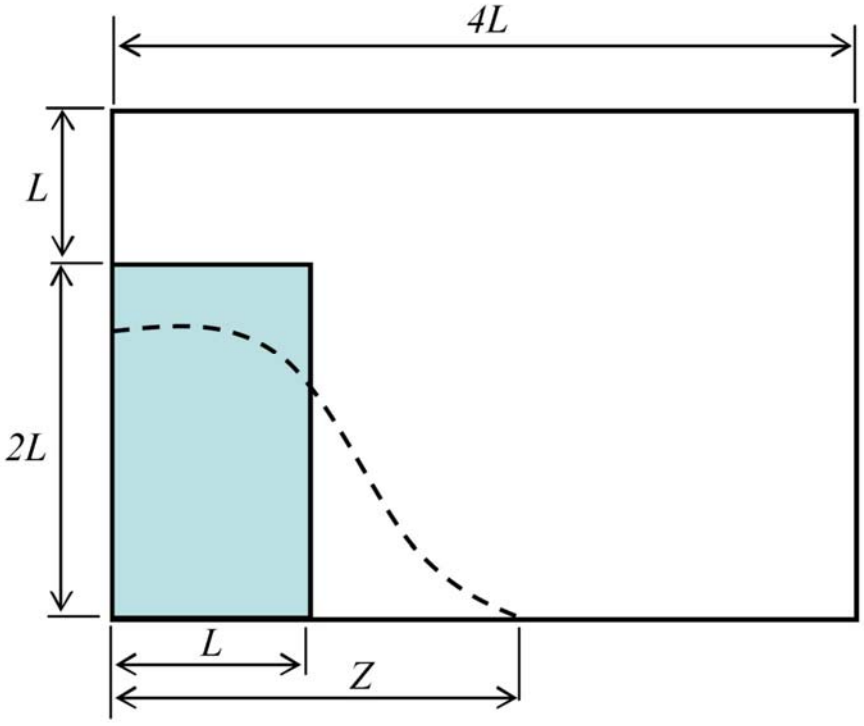
屋外タンク溢水伝播挙動評価に用いた解析コードの妥当性検証

1. 概要

使用プログラム Fluent(Ver.16.0.0)の動作検証を実施するため，２次元ダムブレイク問題の模擬解析を行い，水面位置の時間変化を実験結果と比較する。

2. 対象問題

第１図に示すアスペクト比１：２の水柱（水色の領域）を初期条件として，時間の経過とともに第１図中破線のように水柱が崩れる問題に対して非定常解析を行う。L=0.5[m]とし，物性値は第１表に示す値を用いる。



第１図　解析対象

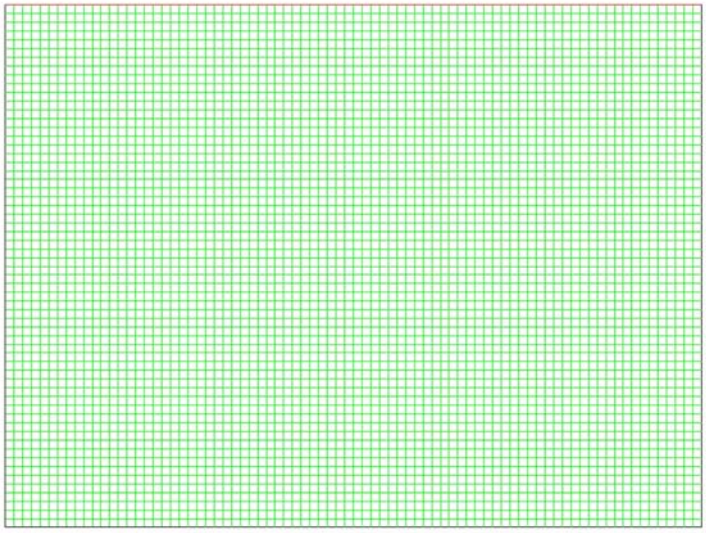
第 1 表　物性値

水	
密度 ［kg／m^3］	ρ_l=1000
粘性係数 ［Pa・s］	μ_l=1.0×10^{-3}
空気	
密度 ［kg／m^3］	ρ_l=1.0
粘性係数 ［Pa・s］	μ_l=1.8×10^{-5}

3.　解析モデルと解析条件

3.1　メッシュ分割

第 2 図にメッシュ分割図を示す。全域においてメッシュサイズを鉛直／水平方向とも 0.025 ［m］（0.05L）とする。



第 2 図　メッシュ分割図

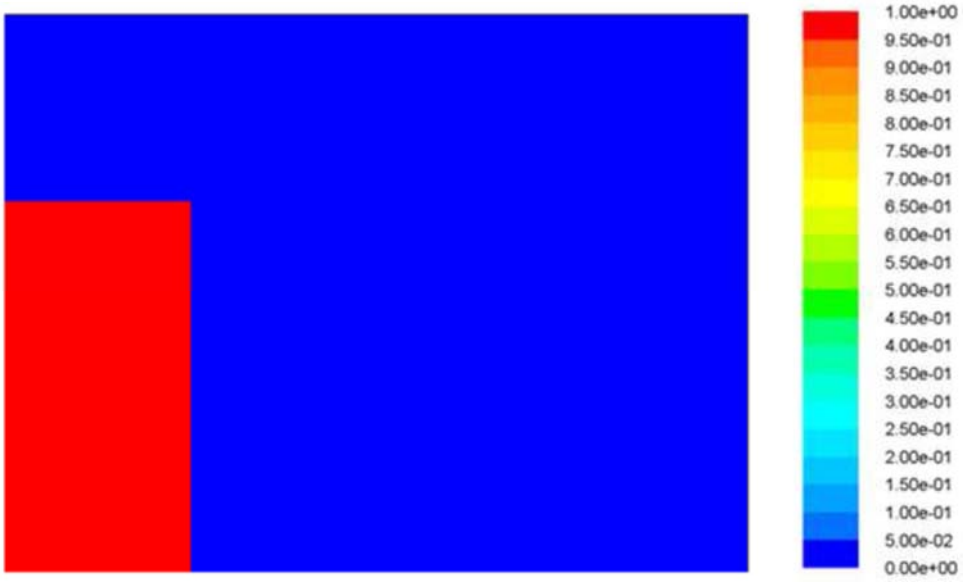
3.2　流体のモデル化

水及び空気の 2 相流，かつ 2 相とも非圧縮性粘性流体としてモデル化する。 2 相の取り扱いについては，VOF 法（Volume Of Fluid 法）[1]を採用す

る。

3.3　初期条件

水柱の初期状態を模擬するために，第 3 図に示すような体積分率の初期条件を与える。流速及び圧力は，すべて 0 とする。なお，赤色は水を，青色は空気を，コンターレンジ途中の色(黄緑色等)は水と空気の混合状態を意味する。



第 3 図　体積分率分布（初期条件）

3.4　境界条件

メッシュモデル下面及び側面には，滑りなしの境界条件を与えた。また上面は圧力境界条件とする。

3.5　重力の取り扱い

鉛直下向きに 1G（=9.8m／s^2）相当の体積力を与える。

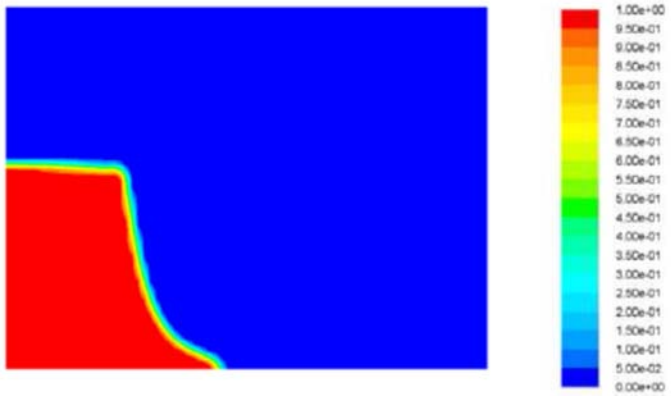
3.6　時間積分

非定常計算における時間刻みは，0.01 秒とし，100 時間ステップ（=1.0 秒間）の解析を行う。

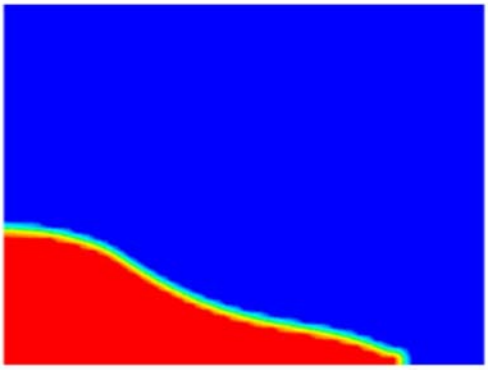
4.　解析結果及びまとめ

第 4 図に，体積分率分布を示す。ここで，図中の t：経過時刻[s]，g：重力加速度を示す。時間の経過に伴って水柱が崩壊し，モデル右側面に衝突した水流が壁面を伝って上昇している様子が分かる。また，自由表面の形状に関して，物理的に破たんしているような部分や，自由表面がぼやけるような現象は見られない。

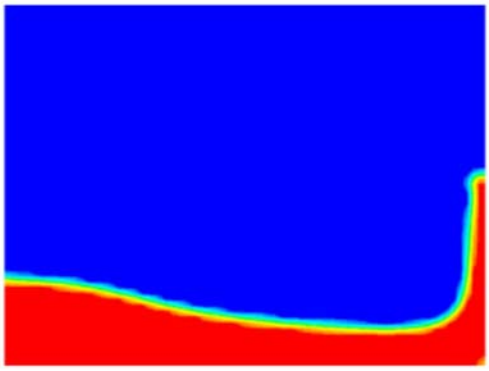
実験結果[2]及び他の数値解法[3]との比較を，第 5 図及び第 6 図に示す。第 5 図は水の先端（右端）の位置の時間変化を，第 6 図はモデル左端における水面の高さの時間変化を無次元化して整理したグラフである。これらの図において，本解析結果は他の解法・コードで計算した結果とよく一致している。第 5 図の水の先端位置の時間変化において，解析結果が実験結果と比べて先行する傾向があるが，これは実験においては水ダムのスリットの開放が有限時間で行われることの影響が大きいと思われる。



(a) 0.2 秒後　($t\sqrt{g/L}=0.886$)

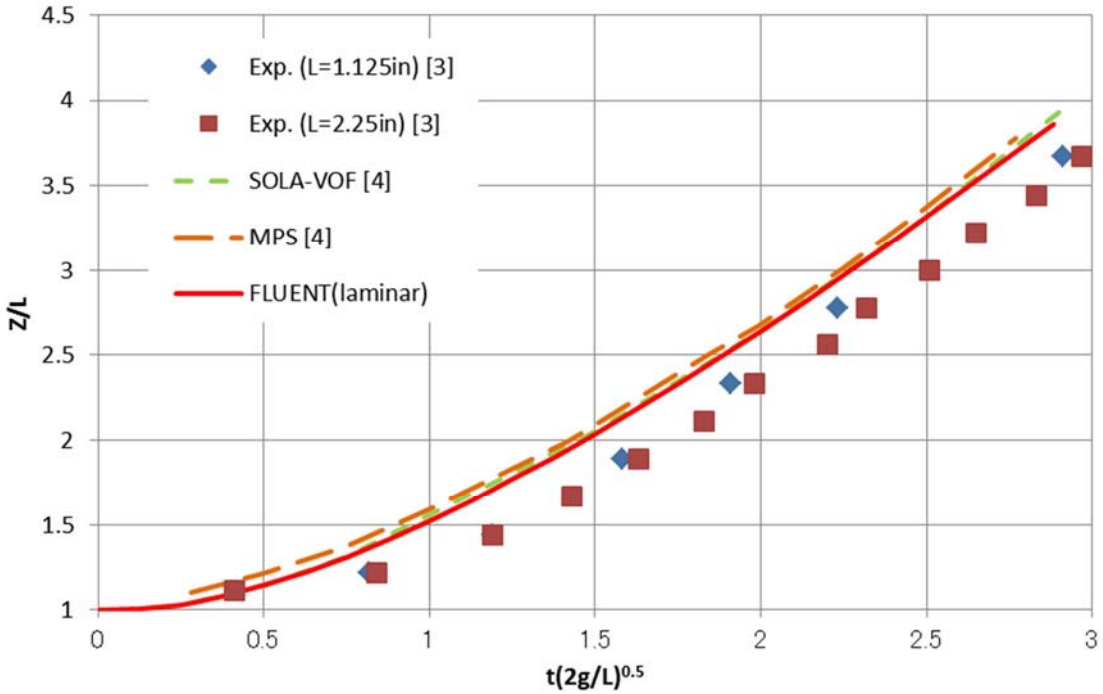


(b) 0.4 秒後　($t\sqrt{g/L}=1.772$)

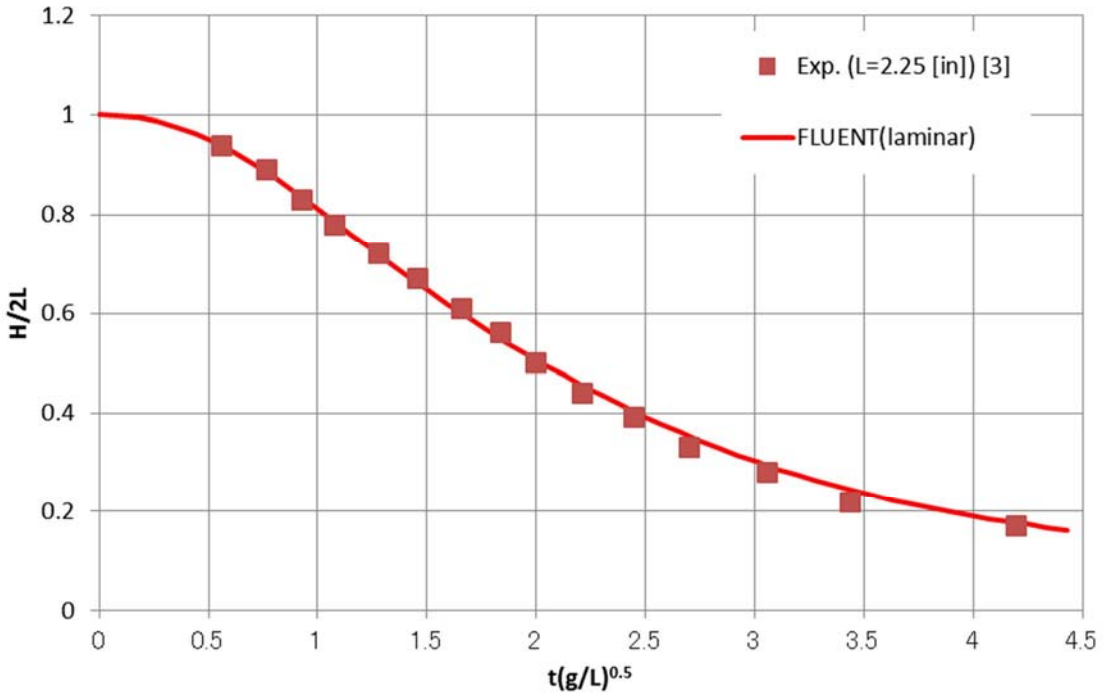


(c) 0.6 秒後　($t\sqrt{g/L}=2.658$)

第 4 図　水面（体積分率分布）の変化



第 5 図　先端位置 Z の時間変化



第 6 図　水柱高さ H の時間変化

参考文献

[1] Hirt,C.W.and Nicholls, B.D.,: Volume of fluid (VOF) method for dynamics of free boundaries,J.Comput.Phys.,Vol39,pp.201-221,1981

[2] Martin,J.C. and Moyce, W.J.:PartIV. An Experimental Study of the Collapse of Liquid Columns on a Rigid Horizontal Plane, Philosophical Transactions of the Royal Society of London. Series A,Mathematical and Physical Science, Vol.244,No.882,pp.312-324,1952

[3] 越塚誠一，山川宏，矢川元基，:数値流体力学（インテリジェント・エンジニアリング・シリーズ），培風館，1997

現場操作が必要な設備のアクセス性について

1. はじめに

地震時の没水影響評価において，燃料プール冷却浄化系の機能が喪失する際に，燃料プールの冷却及び給水機能維持のために代替設備への切替操作が現場にて必要となる。この操作における手動弁へのアクセス性について確認する。

ＦＰＣ系機能喪失の際は，残留熱除去系による熱交換及びサプレッション・プール水の燃料プールへの補給を行うことで代替機能が維持される。

2. 残留熱除去系による燃料プール冷却，給水機能

燃料プール冷却浄化系の機能喪失に際して，残留熱除去系への切替操作が現場で必要な機器とその配置を第 1 表及び第 1 図に示す。

第 1 表　代替機能維持に必要な操作を伴う現場機器

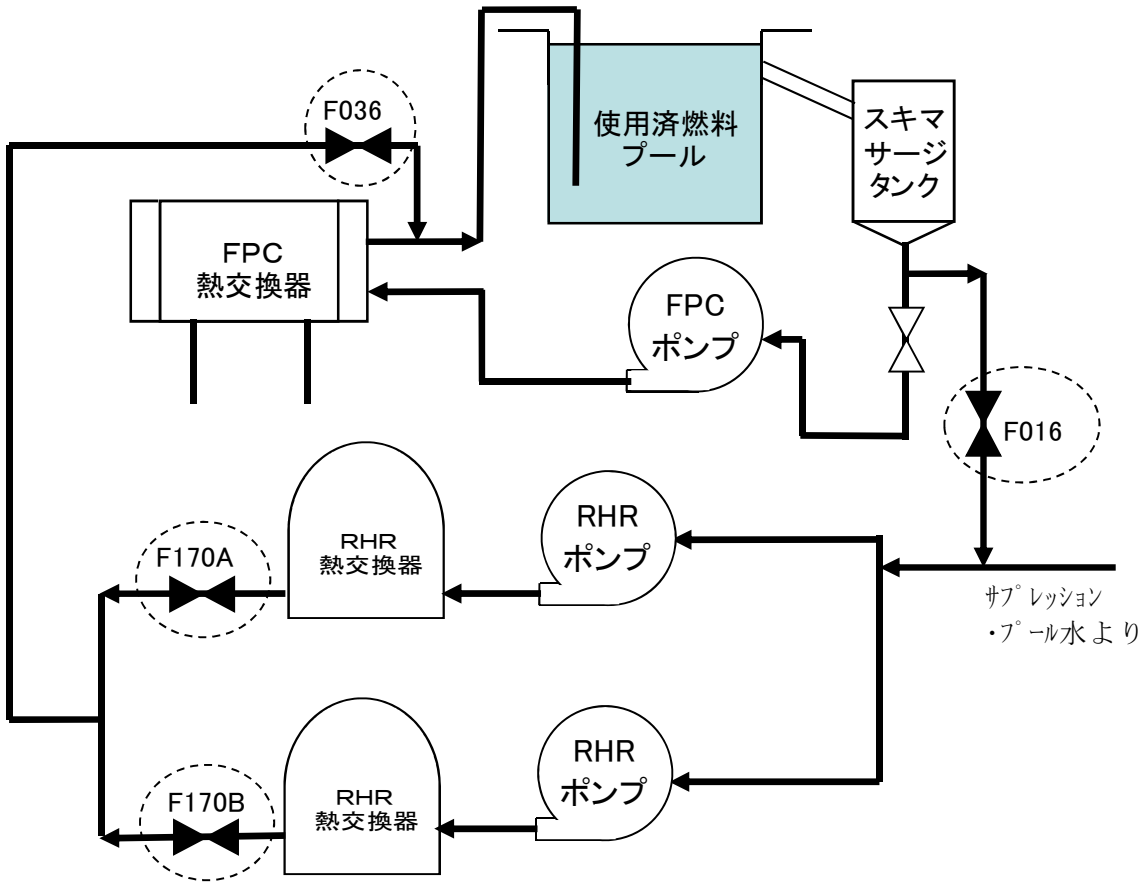
操作対象機器	設置区画※
手動弁 ＲＨＲ（Ａ）－ＦＰＣライン隔離弁 E12-F170A	RB-3-1 （R/B3F　ＭＳＩＶ-ＬＣＳマニホールド室上部）
手動弁 ＲＨＲ（Ｂ）－ＦＰＣライン隔離弁 E12-F170B	
手動弁 ＦＰＣ系－ＲＨＲ系連絡出口弁 G41-F036	RB-4-1 （R/B4F エレベータ正面）
手動弁 ＦＰＣ系－ＲＨＲ系連絡入口弁 G41-F016	RB-4-19 （R/B4F ＦＰＣポンプ室）

※：第 4.2-3 図「東海第二発電所　溢水防護区画図」参照

3.　操作対象機器へのアクセスについて

原子炉建屋原子炉棟入口エアロックから，操作対象区画までのアクセスルートを第 2 図に示す。また，各区画の浸水深さの想定を第 2 表に示す。

地震時の原子炉建屋原子炉棟地上 3 階，4 階での浸水深さは，対象区画で発生する溢水量より，最大 0.10m である。個別の区画となる FPC ポンプ室については，溢水発生の想定はないため，歩行等に支障のある浸水深さではないことからこの操作におけるアクセス性に問題はない。

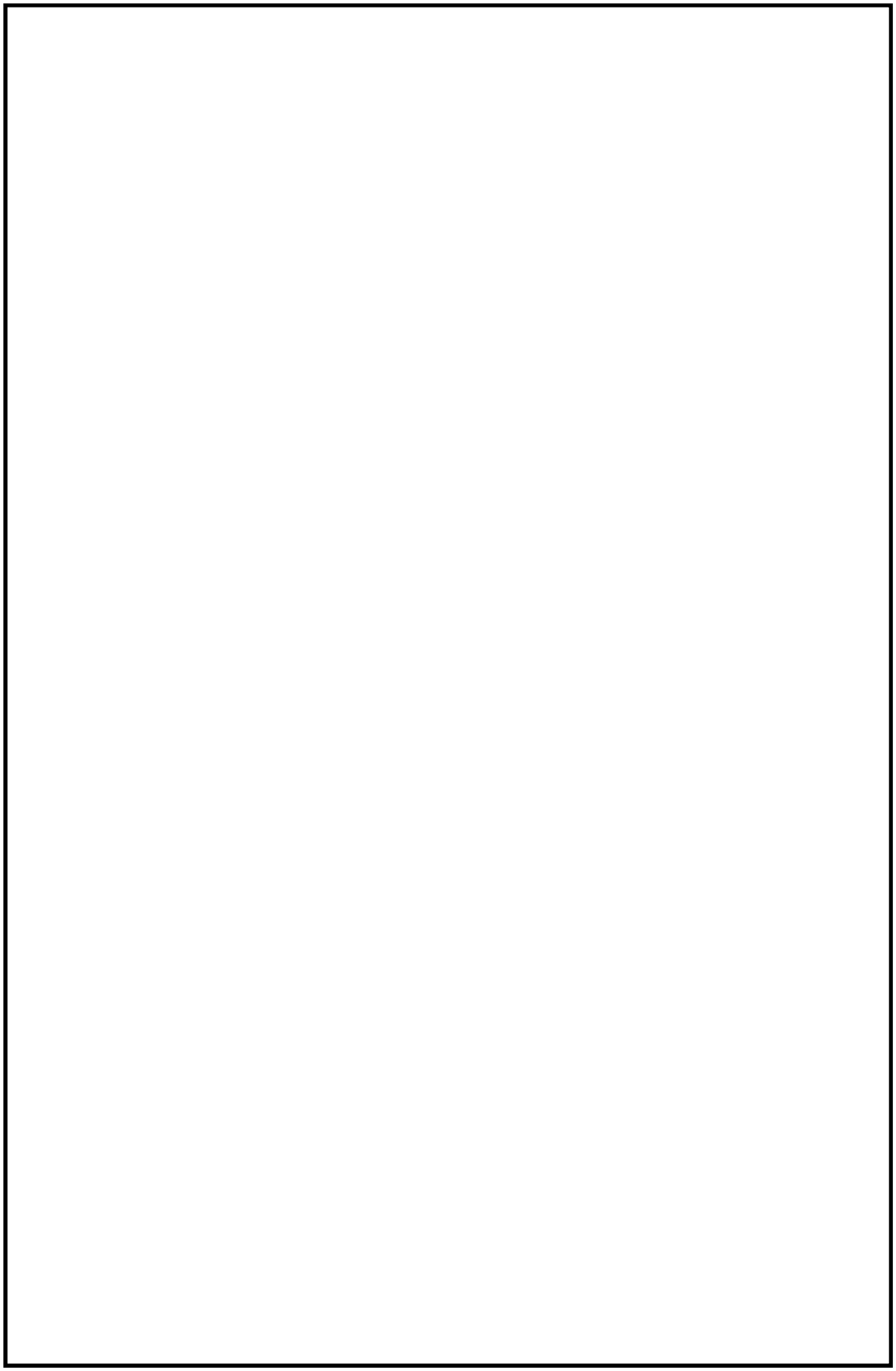


第 1 図　現場操作が必要な機器

第 2 表　操作対象区画の地震時の浸水深さ

操作対象機器	対象区画※	浸水深さ(m)
手動弁 ＲＨＲ(Ａ)－ＦＰＣ ライン隔離弁 E12-F170A	RB-3-1 (R/B3F　ＭＳＩＶ-ＬＣＳ マニホールド室上部)	0.01
手動弁 ＲＨＲ(Ｂ)－ＦＰＣ ライン隔離弁 E12-F170B		
手動弁 ＦＰＣ系－ＲＨＲ系連絡出口弁　G41-F036	RB-4-1 (R/B4F エレベータ正面)	0.00
手動弁 ＦＰＣ系－ＲＨＲ系連絡入口弁 G41-F016	RB-4-19 (R/B4F ＦＰＣポンプ室)	0.00

※：第 4.2-3 図「東海第二発電所　溢水防護区画図」参照



第2図　アクセスルート図（1／10）

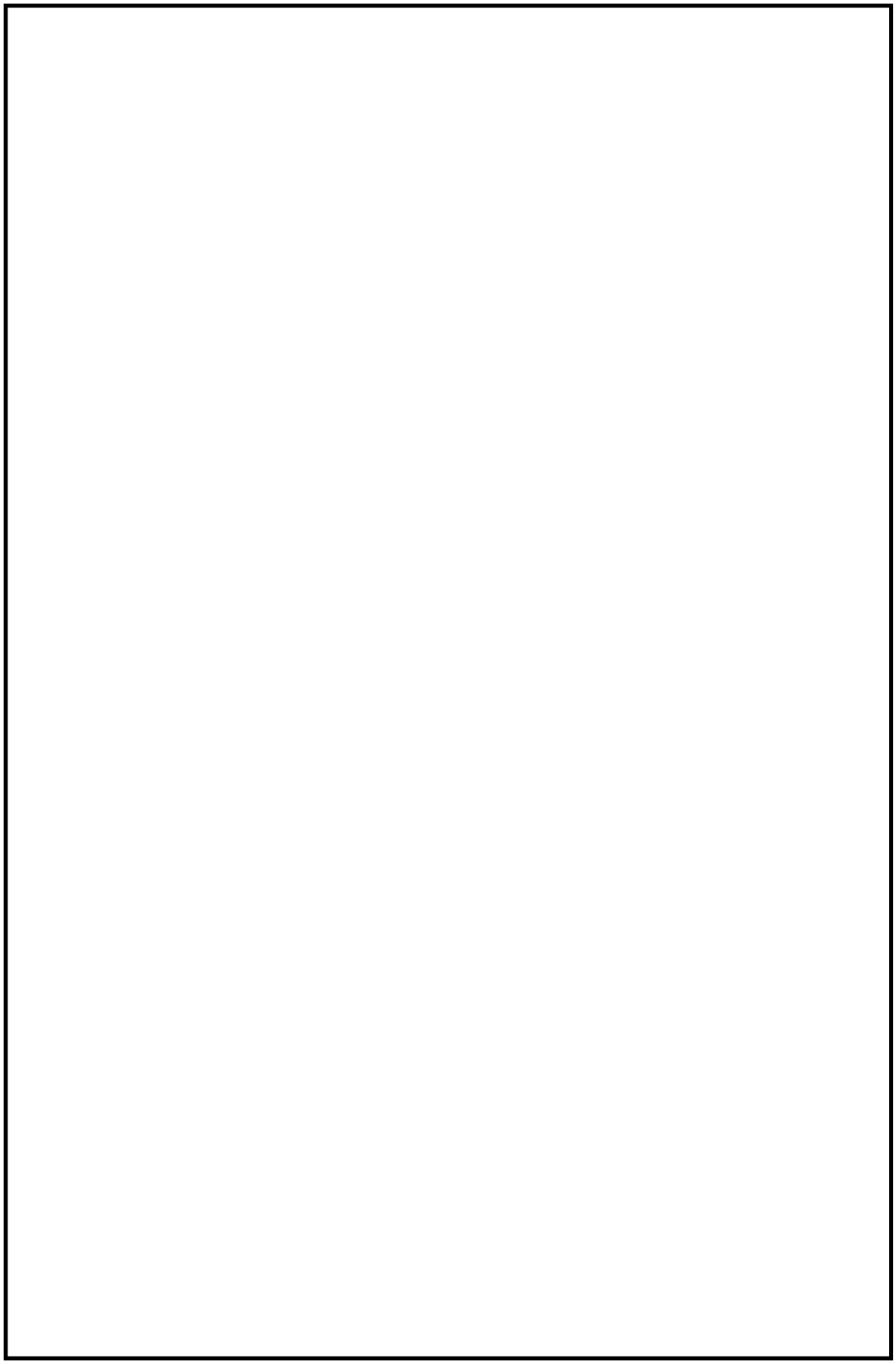
第2図　アクセスルート図（2／10）

第2図　アクセスルート図（3／10）

第2図　アクセスルート図（4／10）

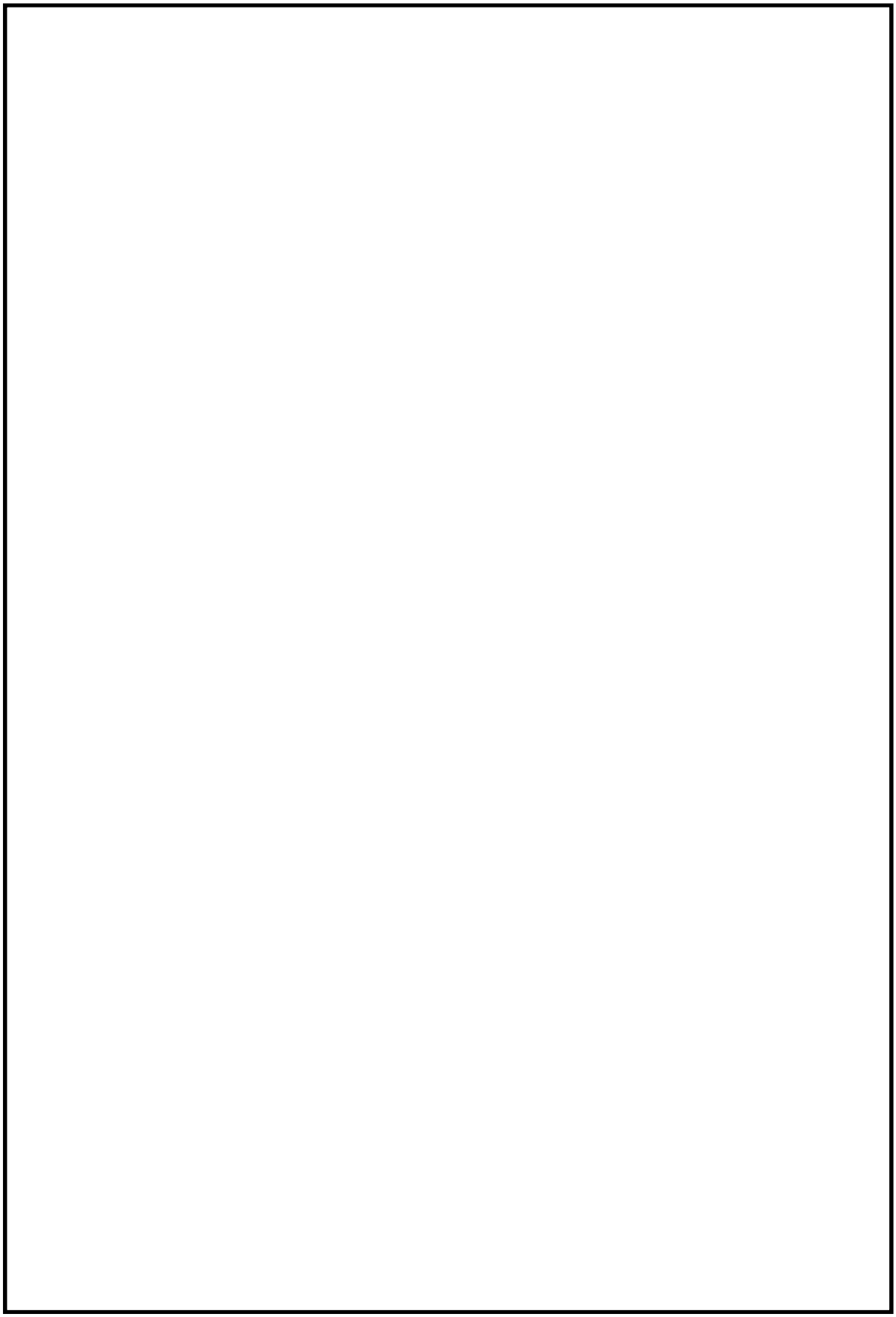
第2図　アクセスルート図（5／10）

第2図　アクセスルート図（6／10）

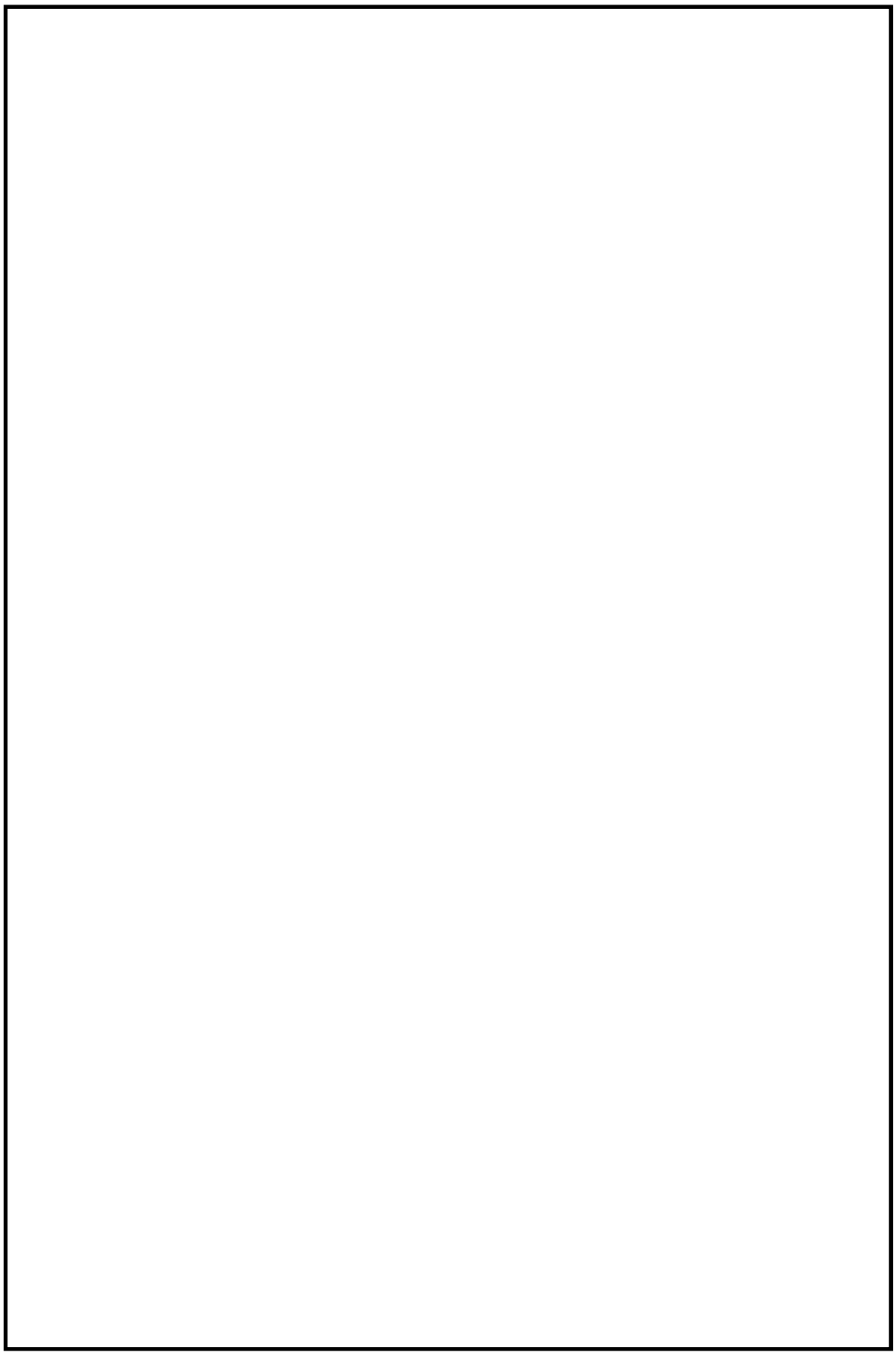


第2図　アクセスルート図（7／10）

第2図　　アクセスルート図（8／10）



第2図　　アクセスルート図（9／10）

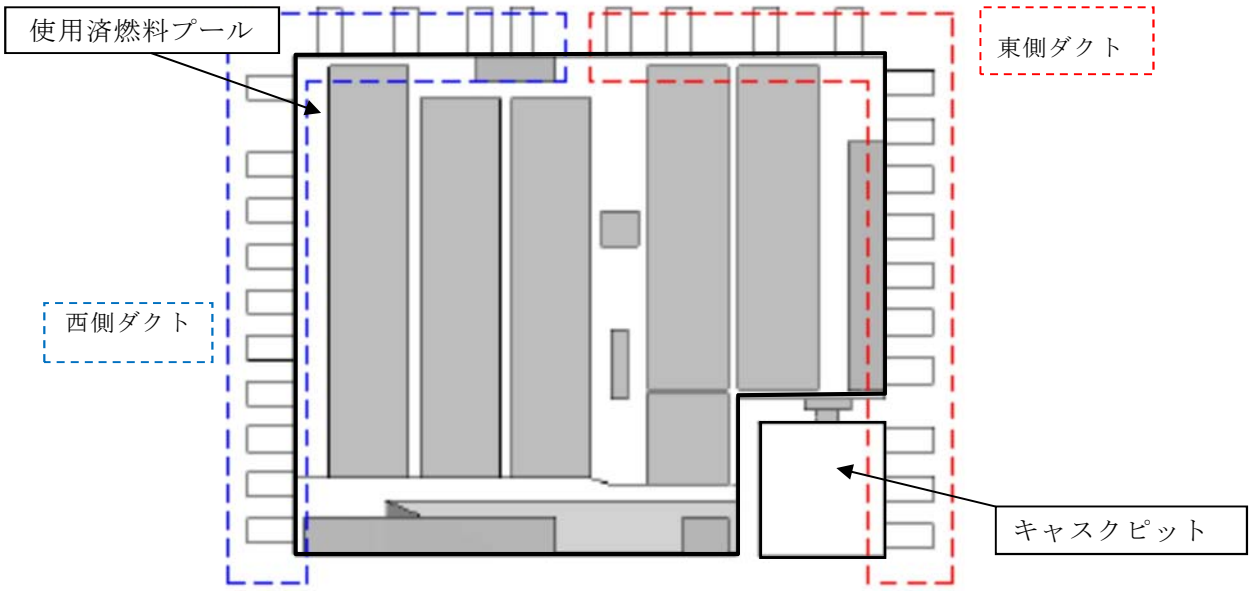


第2図　　アクセスルート図（10／10）

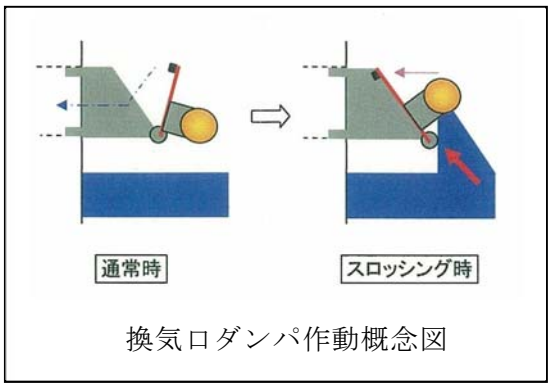
使用済燃料プール水のダクト流入防止対策について

1. はじめに

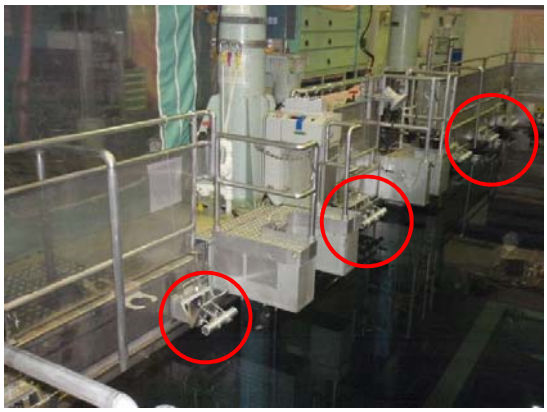
東海第二発電所では，スロッシング等に起因する使用済燃料プール水のダクト内流入による下層階への汚染拡大防止対策を実施する。燃料プール廻りのダクトの敷設状況を第 1 図に，ダクト換気口を第 2 図に示す。



第 1 図　燃料プール廻りのダクト敷設状況（原子炉建屋 6 階）



換気口ダンパ作動概念図



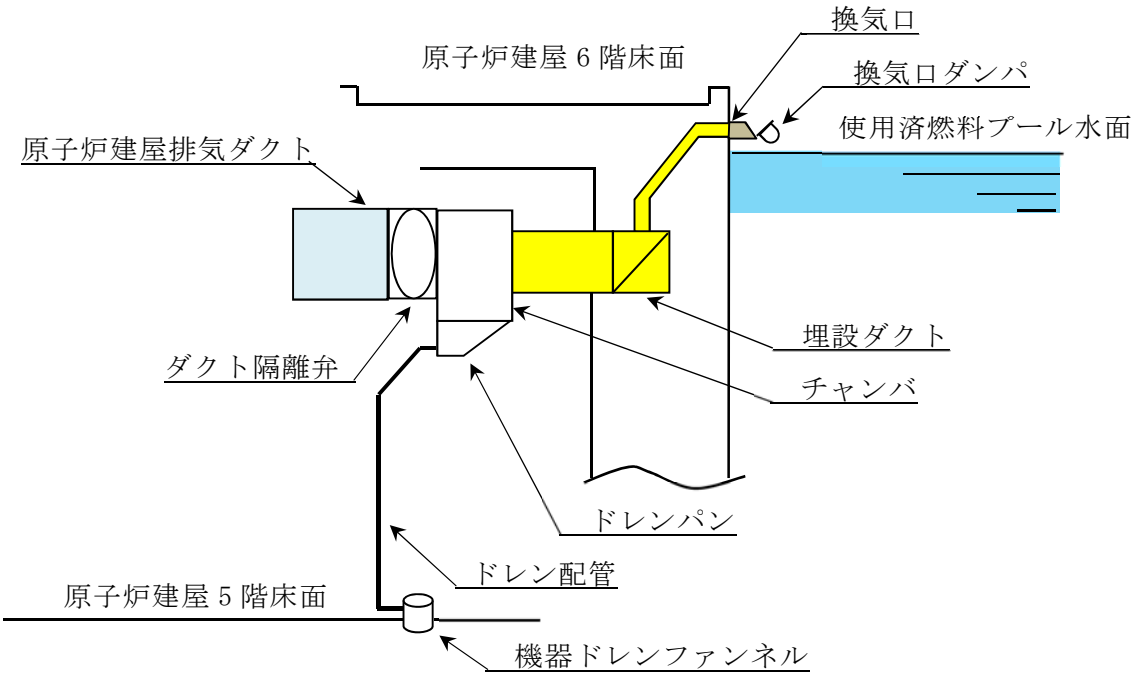
第 2 図　ダクト換気口

2.　排気ダクトへの流入防止対策

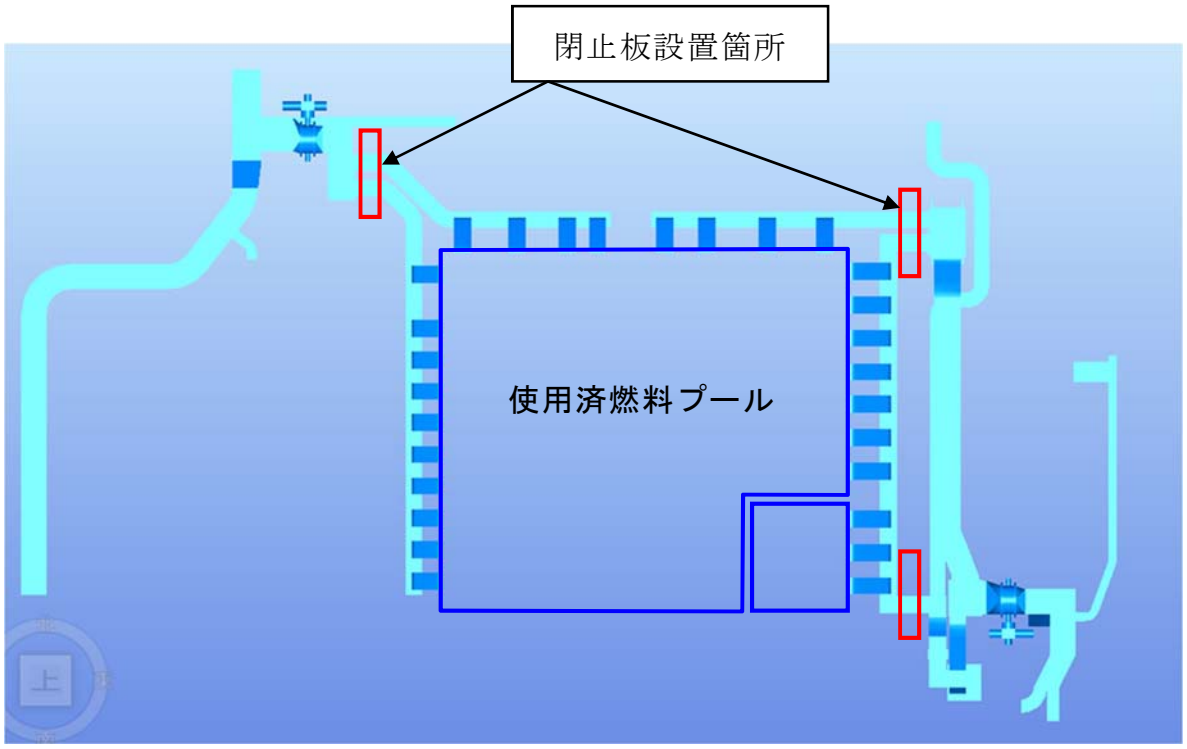
燃料プールのスロッシングにより，燃料プールの水がダクト換気口から埋設ダクトを経由して，換気空調系の排気ダクトへ流入することを防止するため，プール側換気口の閉止，並びに埋設ダクト出口側の躯体壁面へ閉止板を設置する。本対策により，排気ダクトへプール水が流入することはない。

排気ダクトへの流入防止対策前の概略図を第 3 図，対策後の燃料プール廻りのダクト敷設状況を第 4 図に，閉止板設置箇所を第 5 図に示す。

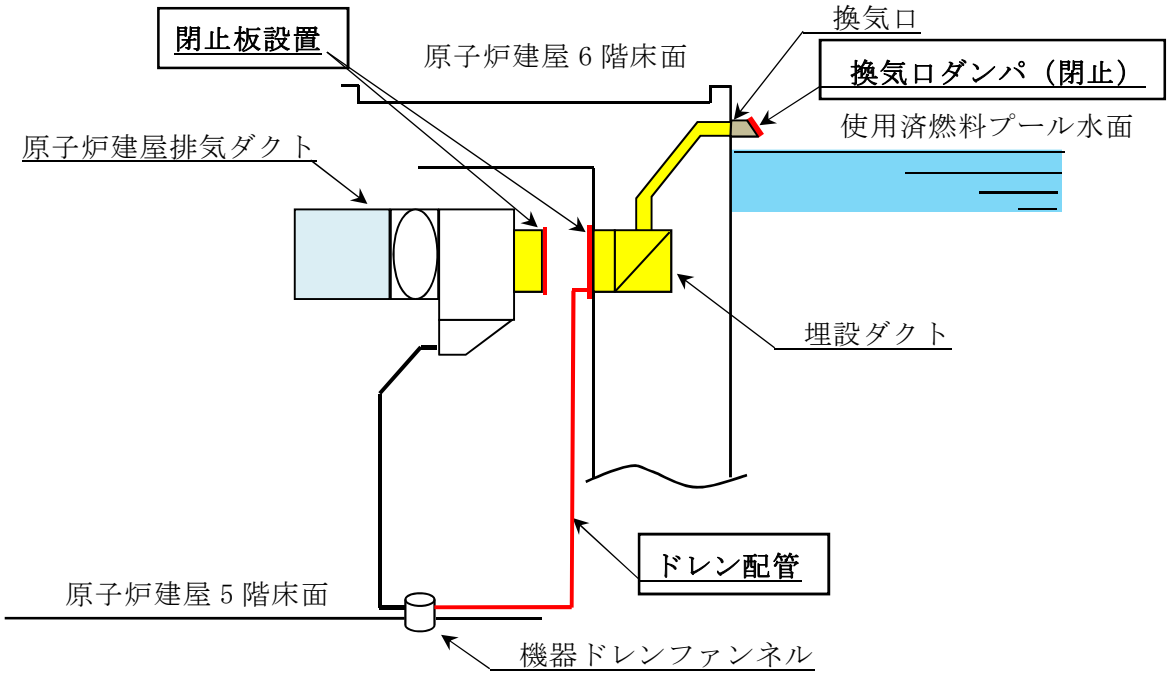
閉止板については，基準地震動Ｓ$_{s}$による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し，必要な健全性を維持できる構造とする。



第 3 図　対策前（概略図）



第 4 図　燃料プール廻りのダクト敷設状況（平面図）



断面図

第 5 図　閉止板設置箇所

3.　ダクト閉止における影響評価

プール面の排気口は，プール水面上の汚染空気を原子炉建屋６階に拡散させないよう設置されている。６階フロアの通常空調の設計は，同じ目的で，負圧を維持し，プール側へ風の流れができるよう，給気と排気のダクトを設置している。

プール水面の排気口を閉止した場合は，汚染拡大の影響と負圧バランスへの影響が考えられるが，これらを考慮した風量調整ダンパを既に設置しており，既設空調の排気ダクトで閉止前と同様の排気がされることから，汚染拡大へや負圧バランスへの影響はない。

4.　対策実施における考慮事項

現状のスロッシング水の建屋下層への拡大防止を目的とした，排気ダクトへの構成は以下。

a）通常空調へ繋がる下階のダクトに隔離弁を追設（スロッシングのプール水位変動を検知して閉動作する）し，下流の通常空調ダクトへの溢水の流入・汚染拡大を防止。

b）上記隔離弁が閉となるまでの間にプール水が隔離弁下流に流出しないよう，上流側でダクトの一部を補強改造し，機器ドレンに排出するチャンバを設ける。

上記設備に対して，今後のダクト閉鎖を考慮した場合の考慮事項は以下。

【確認結果】

燃料プール換気ダクトの設備区分は放射線管理設備であるが，非常用換気設備ではない。

既設のダクトを利用し，地震時のスロッシングにより流入したプール水

を隔離弁から下流に流出させず，機器ドレン系に連続して排水できる構造*であるが，設備の主目的はあくまで換気（放射線管理設備）であることから，廃棄設備（液体廃棄物処理設備）に該当しない。

* 既設のダクトにも配置上プール水が溜まる構造となっている部分やドレンラインがある。

過去の不具合事例への対応について

1. はじめに

溢水事象に係る過去の不具合事象の抽出を行い，内部溢水影響評価への反映要否について，検討を実施した。

2. 過去の不具合事例の抽出

内部溢水影響評価に反映が必要となる溢水事象の抽出にあたり，以下を考慮した。

- プラントの配置設計がほぼ同様となる，同じ炉型における不具合事象
- 公開情報（原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」及び各社のホームページ情報）を対象
- キーワード検索（漏れ，溢水，水溜り，スロッシング等）により幅広に抽出

3. 内部溢水影響評価への反映が必要となる事象の選定

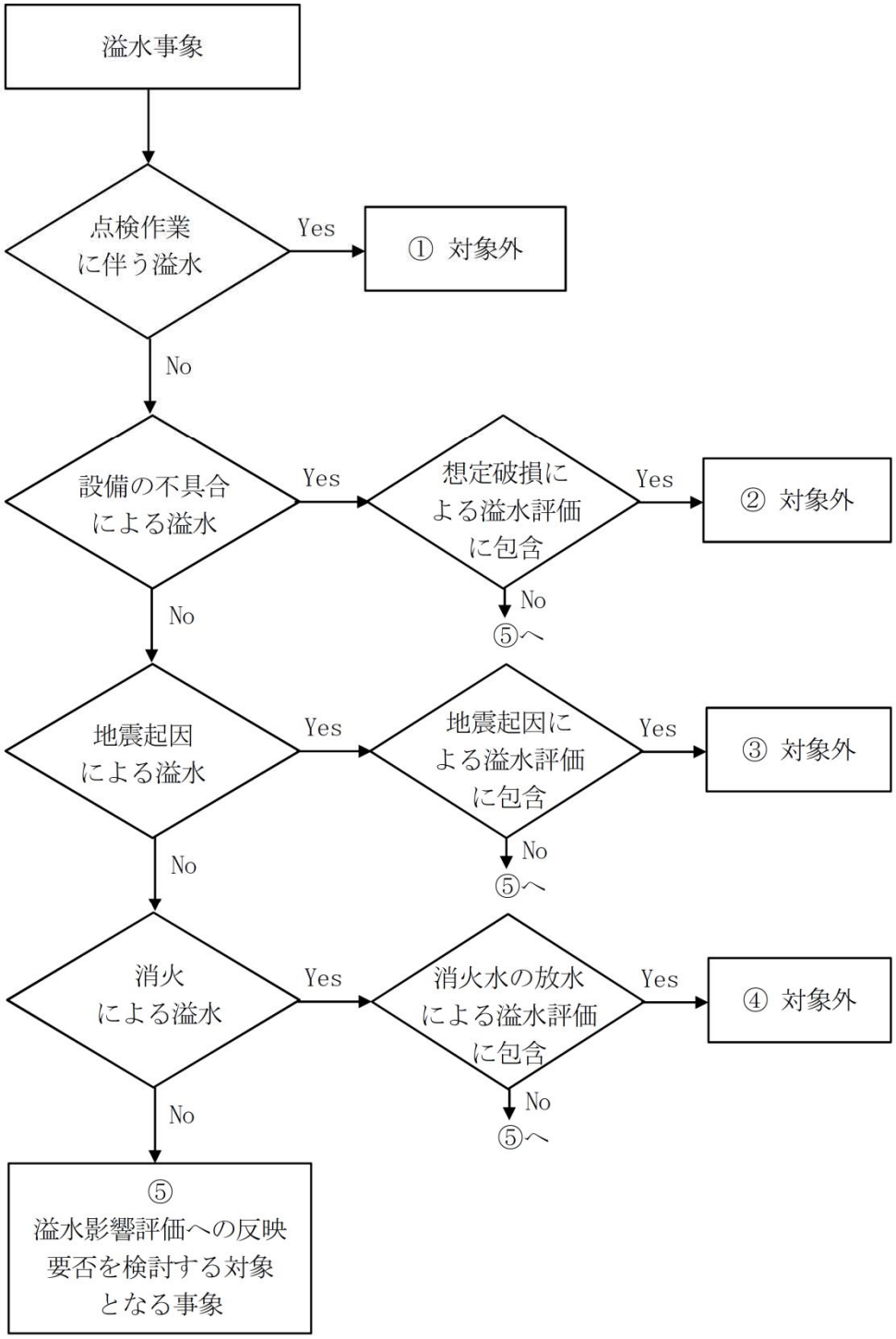
内部溢水影響評価への反映要否について，第 1 図及び第 1 表に基づき抽出した。抽出した事象に対する，内部溢水影響評価における対応状況を第 2 表に示す。

4. 過去の不具合事例への対応について

過去の不具合事例を抽出し，内部溢水影響評価への反映要否について検討を実施した結果，東海第二発電所においては，いずれの事象についても，既

に評価に盛り込まれている，若しくは，今後必要となる対策を講ずることから，評価内容および評価結果への影響がないことを確認した。

今後も引き続き，自社はもちろんのこと，他社不具合情報を入手した場合は，内部溢水影響評価への反映要否を検討した上で，速やかに評価に反映させていくこととする。



第 1 図　内部溢水影響評価への反映要否判断フロー

第１表　溢水影響評価への反映を不要とする理由

各ステップの項目	理由
①点検作業に伴う溢水	点検に伴い開放・分解点検を実施している箇所からの内部流体の漏えいについては，作業手順，作業管理，人的過誤等の要因によるものであり，溢水影響評価への影響はないとした。 また，運転手順に起因する溢水事象についても，本項目に整理した上で，同様に溢水影響評価への影響はないとした。
②設備の不具合による溢水	腐食や浸食等による溢水事象については，設備対策により再発防止を図ることが基本であること，また,想定破損による溢水評価に包含されるものと考えられるため，溢水影響評価への影響はないとした。 また，ファンネルからの溢水事象についても，建屋内排水系に期待した評価とはしていないことから，本項目に整理した上で，同様に溢水影響評価への影響はないとした。 なお，保守不完全が原因の溢水事象についても本項目で整理した。
③地震起因による溢水	使用済燃料プールのスロッシングによる溢水及び耐震性が確保されていない設備の破損による溢水については，地震起因による溢水評価に包含されることから，溢水影響評価への影響はないとした。
④消火による溢水	消火水の放水による溢水評価に包含されることから，溢水影響評価への影響はないとした。

第2表　過去の不具合事象に対する内部溢水影響評価での対応状況について

件名①	復水貯蔵タンク遮蔽壁内バルブの不具合について
事象発生日等	1984.10.17　福島第一2号
事象の概要	２号機は第７回定期検査中であり，定検終了後起動時の高圧注水系手動起動試験を実施したところ，復水貯蔵タンク外側の遮蔽壁内の高圧注水系戻り弁(V-18-46)付近からの水漏れ音を確認したため，高圧注水系ポンプを停止するとともに，同弁を全閉したところ，水漏れ音は停止した。 しかし，同タンクの遮蔽壁下部に雨水口があいていたことから，管理区域外への漏えいが考えられたためサーベイを実施した。 高圧注水系テストライン戻り弁のボンネットフランジ部のパッキンがずれた原因は，経年劣化したパッキンに高圧注水系ポンプ起動時の水圧が加わったことによるものと考えられる。 また水漏れによる漏水カバーの一部が変形し，外れたため水が流出し，この水が遮蔽壁の雨水口を経て管理区域外へ漏出したものと推定される。
再発防止対策	(1)復水貯蔵タンク遮蔽壁内バルブ不具合に伴う対策 a.ポンプ吐出圧による圧力変動がかかる可能性のある弁ついて，パッキン取替を実施した。 b.パッキン取替え対象弁の漏水防止カバーを鋼板製のものに取替えた。 c.復水貯蔵タンク遮蔽壁内に漏えい検出器を設置した。 d.復水貯蔵タンク遮蔽壁の雨水口はモルタル,シール剤を充填した。 e.復水貯蔵タンク廻りの汚染土壌を削土し，ドラム詰処理した。 (2)恒久的漏えい防止対策 復水貯蔵タンク遮蔽壁内の漏えい水をタービン建屋まで導けるようトレンチを設置する。またトレンチ内，遮蔽壁内に床漏えい検出器を設置する。
内部益水評価への影響	放射性物質を内包する液体の管理区域外への漏えい事象であり,以下の対策を講ずることとしており,内部溢水影響評価において考慮済みである。 1.建屋境界からの伝播に対して,溢水防護措置(水密扉の設置,配管等の貫通部への止水対策等)を実施する。 2.循環水系配管破損部からの系外放出対策として, (1)復水器室への漏えい検知器の設置 (2)復水器出入口弁の「全閉」インターロックの追加 (3)循環水ポンプのトリップインターロックの追加 (4)上記に関する電源系の強化(非常用電源への接続)

件名②	タービン建屋地下 1 階雨水について
事象発生日等	2003.8.15　浜岡 3 号
事象の概要	3 号機タービン建屋地下 1 階の通路(放射線管理区域内)において，水たまり(約 23m×5m×5mm:約 600 リットル)を発見。この水は，タービン建屋の外側にある屋外地下ダクト(配管を通すための空間)内に雨水が溜まり，配管貫通部より建屋内に入り込んだもの。建屋内に入り込んだ水は収集し処理。また，ダクト内の溜まり水については，排水を実施。
再発防止対策	(1)ダクト内に滞留した雨水は，発電所の消防車及びエンジン付排水ポンプにより排水を行い，その後既設排水ポンプの新品取替を行った。作動確認結果:良好 (2)建屋内は手作業にて通路の水たまりの抜取り処置等を実施した。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが,各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対して,溢水防護措置を講ずることとしており,内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名③	サービス建屋地下 1 階における火災報知器の作動(誤報)
事象発生日等	2004.10.9　浜岡 3 号
事象の概要	サービス建屋地下 1 階（放射線管理区域内)において，火災報知器が作動した。直ちに現揚の確認を行い，火災ではないことを確認した。火災報知器が作動した原因は，台風 22 号通過に伴い，サービス建屋出入り口(1 階)より侵入した雨水が，地下 1 階の天井に取り付けられている当該感知器に入ったため，作動したものと考えられる。
再発防止対策	当該感知器を取り替えることとした。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが,屋外タンクからの溢水影響評価において,既に考慮済みである。

件名④	【中越沖地震】T/B B2F T/BHCW サンプ(B)・LPCP(A)～(C)室雨水流入
事象発生日等	2007.7.26 柏崎刈羽 1 号
事象の概要	タービン建屋 B2F の低圧復水ポンプ室付近に水たまりを確認した。T トレンチで発生した漏水がタービン建屋に流入したものと推定される。1 号タービン建屋～海水熱交換器建屋・補助ボイラ建屋・ランドリー建屋・ランドリー建屋ダクト(T トレンチ)で発生した漏水が当該トレンチ近傍のファンネルへ大量に流入し，目詰まりを起こしたことにより，このファンネルより設置高の低い高電導度廃液サンプから溢水したものと推定される。
再発防止対策	T トレンチのファンネル清掃，T トレンチの止水処理を実施し，現状復旧する。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが，各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対して，溢水防護措置を講ずることとしており,内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑤	【中越沖地震】T/BT/BB1F(管)南側壁上部 5m(ヤード HTr 奥ノンセグ室)より雨水流入
事象発生日等	2007.7.26 柏崎刈羽 3 号
事象の概要	タービン建屋地下 1 階南側通路で，壁面部から水が流入していることを確認した。タービン建屋に隣接したピットに水がたまり電線管貫通部を通ってタービン建屋内に流入したと推定される。
再発防止対策	電線管貫通部の止水と漏出化，所内用変圧器奥ノンセグ室の復旧を実施し，現状復旧する。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが，各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対して，溢水防護措置を講ずることとしており，内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑥	【中越沖地震】Ax/B B1F 北西側壁面亀裂部より雨水漏えい
事象発生日等	2007.7.26 柏崎刈羽
事象の概要	補助建屋地下 1 階の壁亀裂部から水の流入を確認した。 中越沖地震の影響により，連絡通路が建屋と衝突したことによりコンクリートが損傷し,建屋の壁面に亀裂が生じ，雨水が流入しているものと推定される。
再発防止対策	建屋外にディープウェル及び建屋内に堰を設置し，壁面はコンクリート補修行い止水処理し現状復旧する。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが，各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対して,溢水防護措置を講ずることとしており，内部溢水影響評価において考慮済みである。 なお，建屋外壁についても評価を実施しており，地震時のひび割れを考慮した場合でも，建屋内への溢水は生じない。

件名⑦	海水熱交換器建屋(非管理区域)における水漏れ(雨水)について
事象発生日等	2008.10.27 柏崎刈羽 1 号
事象の概要	定期検査中の 1 号機において，ケーブル張替え作業を行っていた協力企業作業員が海水熱交換器建屋地下 2 階熱交換器室(非管理区域)の天井から水が漏れていることを確認した。調査の結果，海水熱交換器建屋外壁に接しているケーブルトレンチ内に溜まった雨水が，建屋壁面の電線貫通部から建屋内に流入し，ケーブルトレイを通じて地下 2 階熱交換器室に至ったことがわかった。海水熱交換器建屋は放射性物質が存在しないエリアであり，流入した水は雨水のため放射能を含んでいない。
再発防止対策	ケーブルトレンチ内に雨水が溜まった原因は，新潟県中越沖地震の影響により陥没したケーブルトレンチの養生が不十分であったためと推定している。海水熱交換器建屋(非管理区域)に流入した雨水は，常設している排水口から排水するとともに，床面の拭き取りを実施した。また，今後，屋外の陥没部等に雨水が流入しないよう養生の方法を改善する。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが,各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対して，溢水防護措置を講ずることとしており，内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑧	タービン建屋内への海水の浸入
事象発生日等	2009.10.8 浜岡 3 号
事象の概要	タービン建屋地下 1 階の空調機器冷却海水ポンプエリア(放射線管理区域)で，タービン建屋の配管貫通部から水が浸入していることを発見した。現場を確認したところ，タービン建屋地下 1 階の空調機器冷却海水ポンプエリアの床面に水溜まり(約 5m×約 50m)があり，この水を分析したところ，放射性物質は含まれておらず，また，海水であることを確認した。配管貫通部外側には，放水路とタービン建屋を連絡する配管ダクトがあり，ダクト内に大量の海水が浸入したため，貫通部を通じてタービン建屋内に浸入したものであった。
再発防止対策	海水の浸入があった配管貫通部の点検・補修を行い，配管貫通部に防水効果が期待できる隙間材を追加充填するとともに，貫通部周囲にシール材を塗布し，当該配管貫通部のシール性を向上した。また，放水路とタービン建屋を連絡する配管ダクト内に放水路から海水が浸入しないための恒久的な対策として，当該配管ダクトと放水路の連絡部に閉止板を設置することとした。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが,各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対して,溢水防護措置を講ずることとしており,内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑨	【東日本大震災関連】原子炉補機冷却水系熱交換器(B)室，高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器室および海水ポンプ室への浸水
事象発生日等	2011.3.11 女川 2 号
事象の概要	2011.3.11 の地震において発生した津波により,原子炉建屋地下 3 階の RCW 熱交換器(A)(B)室および HPCW 熱交換器室に流入し,各室が浸水に至った。 浸水の原因は,屋外海水ポンプ室 RSW ポンプ(B)エリア床面設置されていた循環水ポンプ自動停止用水位計収納箱上蓋が開き,津波による海水が流入し,ケーブルトレイおよび配管貫通部等の隙間,水密扉,排水系配管から漏れ出し,トレンチを経由して建屋内へ浸水したものと推定される。
再発防止対策	・当該水位計を取外し,開口部に閉止板を設置し密閉化するとともに,架構による補強を実施し止水処理を行った。(6 箇所)なお,当該水位計については,海水による浸水防止を考慮したエリアへ移設した。 ・海水ポンプ室からトレンチへの配管およびケーブルトレイ貫通部について止水処理を行った。 ・津波による浸水防止対策である建屋扉の水密性向上や防潮堤,防潮壁の設置を実施する。
内部溢水評価への影響	・基準津波に対してはドライサイトとなるよう対策(ハッチの水密化等)を講ずることから，内部益水評価への影響はない。 ・溢水経路の設定に係る事象であるが，各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては,溢水防護措置を講ずることとしており，内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑩	【東日本大震災関連】福島第二原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について
事象発生日等	2011.3.11 福島第二 1,2,3,4 号
事象の概要	当発電所 1 号機から 4 号機の全号機は定格熱出力一定運転中のところ,三陸沖を震源とする当該地震により,同日 14 時 48 分,全号機とも「地震加速度大トリップ」で原子炉が自動停止した。原子炉自動停止直後に全制御棒全挿入及び原子炉の未臨界を確認し,原子炉の冷温停止及び使用済燃料プール(以下,「SFP」という。)の冷却に必要な設備は,健全で安定した状態であることを確認した。しかし,当該地震後の津波(同日 15 時 22 分,第一波到達目視確認)により,1 号機,2 号機及び 4 号機において,原子炉の冷温停止及び SFP の冷却に必要な設備が被水するなどし使用不能となった。これにより原子炉の除熱ができなくなったことから,同日 18 時 33 分に原災法第 10 条該当事象(原子炉除熱機能喪失)と判断した。
再発防止対策	想定を大きく超える津波による浸水により原子炉除熱機能,圧力抑制機能が喪失したことを踏まえ,浸水防止策として,当該地震の際,津波が集中的に遡上した当発電所南側海岸アクセス道路を土嚢及び盛土にて築堤を配備,原子炉建屋内への浸水防止として土嚢及び防潮堤の配備,海水熱交換器建屋内への浸水防止として,扉・ハッチまわりに土嚢を配備,ポンプ廻りに土嚢を配備し,浸水による電源や除熱機能の喪失を防止した。
内部溢水評価への影響	・基準津波に対してはドライサイトとなるよう対策(ハッチの水密化等)を講ずることから,内部溢水評価への影響はない。 ・溢水経路の設定に係る事象であるが,各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては,溢水防護措置を講ずることとしており,内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑪	【東日本大震災関連】非常用ディーゼル発電機 2C 用海水ポンプの自動停止について
事象発生日等	2011.3.11 東海第二
事象の概要	東日本大震災(震度 6 弱)発生に伴い発生した津波により，ポンプエリアが浸水し，非常用ディーゼル発電機 2C 用海水ポンプが水没，自動停止した。 津波対策として，仕切り壁を設置済であったが，以下の浸水経路の止水施工が未であった。 (1)北側ポンプ槽と補機冷却海水系ストレーナエリア間の排水溝用の開口。 (2)ケーブルピット。
再発防止対策	浸水経路となった，2 箇所について，コンクリート打設による閉塞措置を実施した。
内部溢水評価への影響	・基準津波に対してはドライサイトとなるよう対策(ハッチの水密化等)を講ずることから,内部溢水評価への影響はない。 ・溢水経路の設定に係る事象であるが,各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては,溢水防護措置を講ずることとしており,内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑫	【東日本大震災関連】125V蓄電池2B室における溢水について
事象発生日等	2011.3.11 東海第二
事象の概要	東日本大震災(震度 6 弱)発生に伴う，外部電源喪失によるサービス建屋実験室サンプポンプの停止と，床ファンネルを閉止していた蓋の外れとにより，サービス建屋実験室サンプ(管理区域)から原子炉建屋バッテリー室(非管理区域)へのサンプ水の流入が発生した。常用系電源の停電により開となった実験室サンプポンプシール水電磁弁から供給された消火水(停電により自動起動した，ディーゼルエンジン駆動消火ポンプにより供給)が当該サンプに流入し続け，当該サンプ内水位が上がった。それに加え，停電による当該サンプの制御電源喪失で，サンプ水位高信号が発信されなかったこと，ファンネルを閉塞していたゴム栓が外れたことで，当該サンプとの僅かな水頭差により，非管理区域側の当該ファンネルへの逆流による溢水が発生した。
再発防止対策	当該ファンネルについては実験室サンプとの恒久的な隔離階置として，鋼板とモルタルを用いた閉止措置を実施した。 また，当該ファンネルと当該サンプの接続配管につながる複合建屋 1 階と中 1 階の他のファンネル 8 箇所(この内 1 箇所は当該ファンネル同様に逆流の可能性があった)を含め，鋼板とモルタルを用いた閉止措置を実施した。 なお，サンプポンプシール水電磁弁が停電により開となること，および制御電源の喪失で水位高信号が発信されなくなる点について，改善を検討する。 水平展開として，管理区域からのドレンファンネル，ベント・ドレン配管などで，非管理区域において開口を有し，溢水を生じる可能性があるものの抽出と逆流の可能性の有無の確認を実施し，対象となったファンネル 14 箇所(既に閉止措置済みの 1 箇所を含む)について閉止措置を実施した。
内部溢水評価への影響	放射性物質を内包する液体の管理区域外への漏えい事象であり，以下の対策を講ずることとしており，内部溢水影響評価において考慮済みである。 1.建屋境界からの伝播に対して,溢水防護措置(水密扉の設置，配管等の貫通部への止水対策等)を実施する。 2.循環水系配管破損部からの系外放出対策として， (1)復水器室への漏えい検知器の設置 (2)復水器出入口弁の「全閉」インターロックの追加 (3)循環水ポンプのトリップインターロックの追加 (4)上記に関する電源系の強化(非常用電源への接続) なお，管理区域から非管理区域へ繋がるファンネルは設置されていない。

件名⑬	1号機原子炉建屋付属棟地下1階の高圧炉心スプレイ系電源室照明用分電盤からの発火について
事象発生日等	2011.5.27 福島第二1号
事象の概要	停止中の1号機原子炉建屋付属棟地下1階の高圧炉心スプレイ系電源室にある照明用分電盤より発火したことから，協力企業作業員が消火し，当社当直員が消火を確認した。消防署に通報し，その後の消防署の現場確認により鎮火が確認され，建物火災によるぼやと判断された。本事象によるけが人の発生はなく，外部への放射能の影響はなかった。 調査した結果，以下のことを確認した。 ・発火による損傷の著しい箇所は，照明用分電盤内最下部の配線用しゃ断器(予備)であったこと。 ・焼損した配線用しゃ断器の絶縁抵抗測定を実施し，健全であることを確認していたこと。 ・分電盤が設置してある高圧炉心スプレイ系電源室内は，津波による海水の流れ込み(床上5cm程度の浸水)があったこと。 ・作業当日，同室内は浸水していなかったが，津波により空調機が停止していたため室内湿度が高く，分電盤の設置環境としては良い状態ではなかったこと。 ・焼損した配線用しゃ断器の近傍にある配線用しゃ断器を分解点検した結果，しゃ断器内部の接触金具に塩分が付着していたこと。 ・津波後の当該分電盤点検時，盤内部の配線用しゃ断器等の機器を確認していなかったこと。 当該分電盤の盤内部の確認を行っていなかったため，海水の浸水の影響で当該配線用しゃ断器内への塩分の付着を確認できず，その後，室内で発生した結露水が吸着しました。このことから，しゃ断器の絶縁抵抗が低下し，この状態で電源を投入したため漏電・発火に至ったものと推定した。
再発防止対策	・津波により浸水した電気品については，原則交換または修理を実施する。 ・津波により浸水したエリアにある電気品を使用する場合は，塩分による汚損がないことを確認する。 ・津波の後に初めて通電する電気品については，設置環境を確認した上で，通電直前に絶縁抵抗を測定し健全性を確認する。 ・上記3項目について，当社監理員および協力企業作業員に周知する。
内部溢水評価への影響	・基準津波に対してはドライサイトとなるよう対策(ハッチの水密化等)を講ずることから,内部溢水評価への影響はない。 ・溢水経路の設定に係る事象であるが,各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては,溢水防護措置を講ずることとしており,内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑭	女川原子力発電所 1 号機台風 15 号によるタービン建屋への雨水の流入について
事象発生日等	2011.9.21 女川 1 号
事象の概要	1 号機タービン建屋地下 1 階に雨水が流入していることを確認し，その後タービン建屋地下 2 階および配管スペースにも雨水が流入していることを確認した。 調査の結果，台風 15 号による雨水がタービン建屋に接続されているトレンチの開口部，建屋貫通部等を通じてタービン建屋に流入していることを確認した。また，一部のトレンチにおいて，作業により開口部の蓋を取り外している状況だった。
再発防止対策	(1)ハッチ開口から浸水した場合であっても，建屋および非常用電源盤などの安全上重要な機器への浸水がし難いよう，遮水壁を設置するなどの対策を実施した。 (2)トレンチのハッチ，マンホールなどの開口部，配管，電線管，ケーブルトレイ貫通部について，シール性向上対策を実施した。 (3)類似事象を防止するため，トレンチ等のハッチカバー開放の際に大雨等が懸念される場合は，事前に浸水防止対策を講じる旨，当社 QMS 文書へ反映すると共に，請負者へ周知した。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが，各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては，溢水防護措置を講ずることとしており，内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑮	柏崎刈羽原子力発電所 6 号機タービン建屋(管理区域)における水溜まり(雨水)の発見について
事象発生日等	2013.6.19 柏崎刈羽 6,7 号
事象の概要	定期検査中の 6 号機において，協力企業作業員からタービン建屋地下 2 階配管トレンチ室(管理区域)に水溜まりを発見したとの連絡を受けた。当社運転員が現揚を確認したところ，当該箇所の水溜まりを確認するとともに上階のタービン建屋中地下 2 階配管トレンチ室(管理区域〉において約 800 リットルの水溜まりを発見した。(以下，「事象①」と記す。) 上記事象①の水平展開として当社運転員が現場確認を実施したところ，定期検査中の 7 号機タービン建屋地下 2 階(管理区域)において，約 350 リットルの水溜まりを確認した。(以下，「事象②」と記す。)発見した水溜まりは測定の結果，放射性物質を含んでおらず，雨水と推定した。 平成 25 年 6 月 19 日に実施した屋外調査の結果，6 号機原子炉建屋とコントロール建屋の間にあるトランスヤード周辺に水溜まりが生じていることを確認した。事象発生当時は屋外排水設備工事に伴い排水路を切断していたため仮設ポンプによる排水を行っていたが，夜間は仮設ポンプを停止する運用としていたことから，前日の降雨が排水されずトランスヤード周辺に水溜まりが生じたものと思われる。当該トランスヤードは人造岩盤(以下，「MMR」と記す。)で埋め戻されそいるため，地表面に溜まった雨水は土中に浸透しにくいことから，建屋と MMR の間の隙間に流入し，エキスパンションジョイント止水板(以下，「止水板」と記す。)内側へ流入したものと考えられる。事象①では，壁立ち上がりの入隅部においてコンクリート躯体と止水板の密着不良箇所が確認され，この密着不良箇所から雨水が流入していることを確認した。また，事象②ではコントロール建屋と廃棄物処理建屋の間に設置している止水板を介して事象①の止水板と繋がっていることから，トランスヤード周辺に溜まった雨水が事象①の止水板とコントロール建屋ど廃棄物処理建屋の止水板を経由して事象②の止水板に雨水が流入したものと考えられる。
再発防止対策	・更に隙間ゲージ(0.05mm)を用いて止水板と躯体が密着していることを確認する。 ・なお，上記作業にあたっては，当社監理員が立ち会いにより確認する。 ・締め付けトルク値の確認 応力緩和試験により得られた知見と津波影響を考慮し，締め付けトルク値を確認し，新たに 200N・m で増し締めを行う。締め付けトルク値の確認については，全てのボルトに対し計測記録を作成し，抜き取りにより当社監理員が確認する。また，締め付け忘れ防止のため，締め付けは返し締めを行うこととし，再締め付け後ナットにマーキングを実施する。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが,各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては,溢水防護措置を講ずることとしており,内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑯	C/B2F 非常用 D/G 発電機燃料デイタンク(B)室軽油漏れ
事象発生日等	2014.9.19 女川 1 号
事象の概要	燃料移送ポンプ試運転実施中のところ,本来自動停止すべきデイタンク液位にて停止せず,オーバーフローした油が躯体のひびより,他区画に伝播した(1 号機制御建屋 1 階階段室(約 0.1 ﾘｯﾄﾙ)および地下 3 階機非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油ユニット付近(約 0.5 ﾘｯﾄﾙ))。
再発防止対策	・油面計が固着しないよう,分解点検要領を見直し,関係者へ周知,教育実施した。 ・類似計器についても同様の動作不良がないか,確認試験を実施する。 ・躯体のひび割れを補修した後,水張りによる漏えい確認により,漏えいがないことを確認した。 ・類似の躯体ひび割れ個所について,今後,補修を実施することとした。
内部溢水評価への影響	溢水経路(最終貯留区画)の設定に関する事象である。 本事象は,壁厚が比較的薄い(20cm)場所において,壁内を貫通した微細なひび割れから,堰内に滞留している流体が滲み出した事象である。 内部溢水評価では,上階で発生した溢水については,最地下階に導き貯留することとしていること(上階等に長時間貯留されることはなく,仮に微細なひび割れから滲み出る場合を考慮しても,その量は僅かであり,内部溢水評価への影響はない),また,最終貯留区画となる躯体については,地震時のひび割れを考慮しても,溢水経路とはならないことを評価している。

件名⑰	タービン建屋への雨水の浸入について
事象発生日等	2014.10.6 浜岡 3 号
事象の概要	タービン建屋地下 1 階の通路(放射線管理区域内)において,水溜まりを発見した。タービン建屋の外側にある屋外地下ダクト(配管を通すための空間)内に雨水が溜まり,配管貫通部より建屋内に入り込んだものであると推定した。また,浸入した雨水の量は,合計で約 8m^3 であることを確認した。
再発防止対策	屋外地下ダクト内に雨水が溜まらないようにするため,排水ポンプをビニール片等の影響を受けにくいフロート式センサで起動するポンプに取り替える。加えて,排水ポンプが停止した場合にも,雨水が排水ラインから屋外地下ダクト内に逆流しないよう,逆止弁を取り付ける。 また,ブーツラバーがずれた配管貫通部について,ずれの修正を行う。 当該箇所の対策のほか,同様の屋外地下ダクトについても,配管等貫通部の施工状態及び排水ポンプの排水状況に問題のないことを確認する。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが,各建屋間(地下トレンチ部含む)の境界に対しては,溢水防護措置を講ずることとしており,内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑱	廃棄物処理棟中地下１階タンクベント処理装置室内における液体の漏えいに伴う立入制限区域の設定について
事象発生日等	2016.6.2 東海第二
事象の概要	廃棄物処理棟地下１階の廃液中和ポンプエリア床面に，天井配管貫通部付近から水の滴下を確認した。さらに，滴下水の階上にある廃棄物処理棟中地下１階のタンクベント処理装置室内にてスラリー状の廃液の漏えいを確認した。 なんらかの原因により界面活性剤（発泡成分）が床ドレン系より濃縮廃液貯蔵タンク内に混入。タンクの撹拌空気流量が一時的に低減していたことから，廃液が均一に撹拌されなくなり，界面活性剤を多く含む廃液がタンク上層部に分離した。 その後，撹拌空気量の復旧によりタンク上層部で泡沫状になり，廃液中の固形分を巻き込んだ泡として成長し，撹拌空気の流れとともにタンクベント冷却器側へ流出した。冷却器内の結露水と共に排出されたスラリー状の廃液はドレンファンネルを閉塞させ，タンクベント処理装置室内へ流出した。たまり水となったその一部が，配管貫通部を通じて階下へ滴下した。
再発防止対策	泡立ち原因物質である界面活性剤について，排水を禁止するため管理区域内に持ち込む際の管理方法を定める。加えて，廃液をタンクに受け入れる前に，界面活性剤が混入していないことを確認する手順を定める。 タンクレベル計に，発泡を検知できる電極式のレベルスイッチを追設し，発泡による液位上昇を監視する。 配管の詰まりが確認されたタンクベント処理装置室内のドレンファンネルについて，内部の清掃又は配管の取替えを実施。 地下１階への漏えい経路となった配管貫通部のラバーブーツは破れ等が認められたため交換。また，管理区域内の配管貫通部は，今後計画的に健全性を確認し点検計画に反映する。
内部溢水評価への影響	系統への界面活性剤混入による，評価上想定していない箇所での廃液漏えいと設備の不備による漏えい拡大であることから，溢水経路の設定に係る事象であるが，発生区画及び漏えい量については，想定破損による溢水評価に包含されるため，内部溢水影響評価において考慮済みである。

件名⑲	原子炉建屋内への雨水流入について
事象発生日等	2016.9.28 志賀2号機
事象の概要	原子炉建屋内（非常用電気品室をはじめとした複数エリア［管理区域含む］）に約6.6m^{3}の雨水が流入した。常用・非常用照明分電盤で一時，漏電を示す警報が発生したものの，設備への影響はなかった。 構内の排水路の付け替え工事に伴い，仮設の排水ポンプを設置していたが，当日未明からの大雨により排水能力を上回る降雨があり，構内道路の一部エリアが冠水した。冠水エリアのピット上蓋の仮設ケーブルを引き込むための隙間から大量の雨水がピット内へ流入。ピットからハンドホールを経由したトレンチへの雨水流入が継続したため，トレンチ内の水位が上昇し，ケーブルトレイの原子炉建屋貫通部から原子炉建屋内（非管理区域）に流入した。建屋内に流入した雨水の一部は，床の微小なひび割れを通じ，下の階（管理区域含む）へも流入した。 原子炉建屋内に流入した水の量は，非常用電気品（C）室で約6.5m^3，下層階（管理区域内及び非管理区域内合計）で約86ﾘｯﾄﾙであった。
再発防止対策	①道路が冠水しないよう仮設の雨水排水ポンプを追加した。 ②ピットと上蓋の隙間を土のうで閉止した。 大雨警報発令時，定期的にピット内への水の流入状況を確認するよう監視を強化した。 ③当該貫通部の水密化を実施する。（類似箇所の水密化も順次実施） 原子炉建屋への浸水防止は，津波対策として標高15.3m以下にある貫通部の水密化を優先して実施。今回のトレンチは敷地が高い標高21mの地下にあったため検討中であった。 ④当該エリア床のひび割れを補修した。他のエリアも順次補修する。 ⑤警報発生時には，速やかにトレンチ内の状況を確認することの徹底を周知。
内部溢水評価への影響	溢水経路の設定に係る事象であるが，同様な雨水による建屋内部への水の浸入については，建屋外壁境界の貫通部（地表面上，地表面以下）に対し，溢水防護措置を講ずることとしており，雨水が区画内へ浸水することはない。敷地内の高いエリアからの経路についても同様であることから，内部溢水影響評価において考慮済みである。 壁内を貫通した微細なひび割れから，滞留している流体が滲み出した事象である。

内部溢水で考慮すべき最近のトラブル反映事例

補足説明資料-23 に記載の内容以外の最近の溢水事象に係る不具合事象等については，個別に評価・抽出を行い，内部溢水影響評価への反映要否について，検討を実施する。

1. 島根２号機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

平成 26 年 10 月 27 日，第 17 回定期検査中の島根２号機において，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。

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。

東海第二発電所において，同様の系統における想定破損溢水量と，本事象による溢水量（約 0.45m^3）を比較し，想定破損による溢水影響評価に包含されることから，評価結果に影響を及ぼすものではない。

2. 伊方３号機非常用ディーゼル発電機 3A 燃料弁冷却水タンクオーバーフロー管からの漏えい事象について

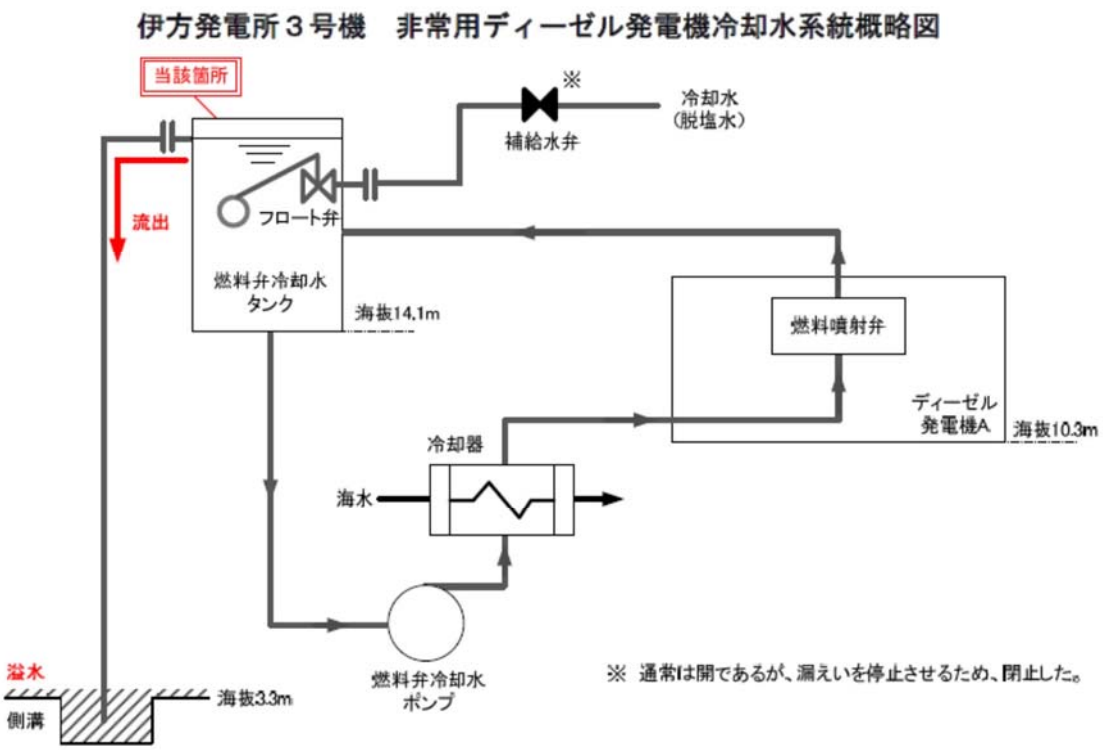
平成 27 年 3 月 20 日，伊方３号機において非常用ディーゼル発電機の燃料弁冷却水タンクオーバーフロー管より冷却水がオーバーフローし，床面に溢水（約 11m^3）する事象が発生した。燃料弁冷却水タンクへ冷却水を補給するフロート弁の不調により，冷却水が連続補給され，タンクのオーバーフロー水が非常用ディーゼル発電機室床の側溝経由で同室サンプピットへ排水されたが，ピットからタービンサンプへ排水するドレンラインが閉運用であった為，室内にオーバーフロー水が滞留した。（安全重要設備の溢水には至らず。）

第 1 図に系統概略図を示す。

東海第二発電所の非常用ディーゼル系統における清水膨張タンク※への水補給は，伊方３号機同様にフロート弁方式であるが，万一，タンク水位が異常に上昇した場合は，タンク水位高の警報が発報し，運転員による早期検知及び隔離等の処置が可能である。

※ 東海第二発電所においては，同設備（燃料弁冷却水系）を使用していないが，伊方３号機の燃料弁冷却水タンクと類似の設備として，清水膨張タンクがある。

東海第二発電所では前項で述べたとおり，伊方３号機とは設備構成が異なり，同様な溢水事象が発生する可能性は極めて低いが，伊方３号機と同程度の溢水（約 11m^3）が発生した場合であっても，当該区画（ディーゼル発電機室）での溢水影響評価のうち，最も溢水量が多い想定破損による溢水に十分包含されることから，評価結果に影響を及ぼすものではない。



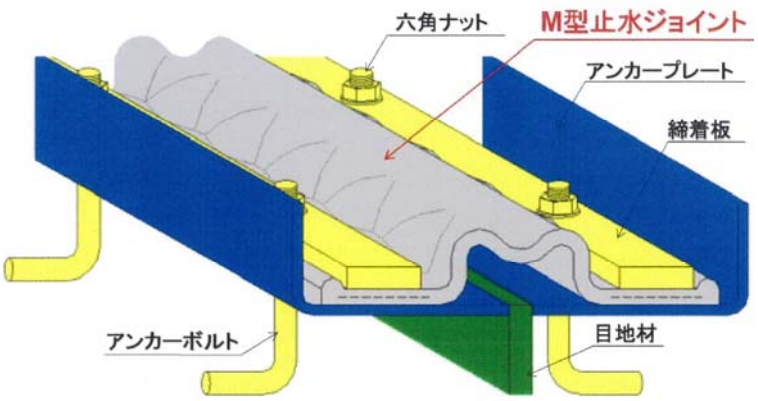
第１図　非常用ディーゼル発電設備　系統概略図

3.　柏崎 6/7 号　建屋間接合部からの雨水が建屋内に流入する事象について

平成 25 年 6 月，柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉において，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」と記す。）を経由して建屋内へ流入する事象が発生した。止水板が，コンクリート躯体と密着不良の状態で取り付けられていた他，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為，建屋内に雨水が流入した。

東海第二発電所の建屋間接合部については，同様の構造ではないが，経年的な劣化監視が継続的に可能なよう，柏崎と同様なゴム製の止水板を設ける。

第 2 図にエキスパンションジョイントの概略形状図を示す。



第 2 図　エキスパンションジョイント概略形状図

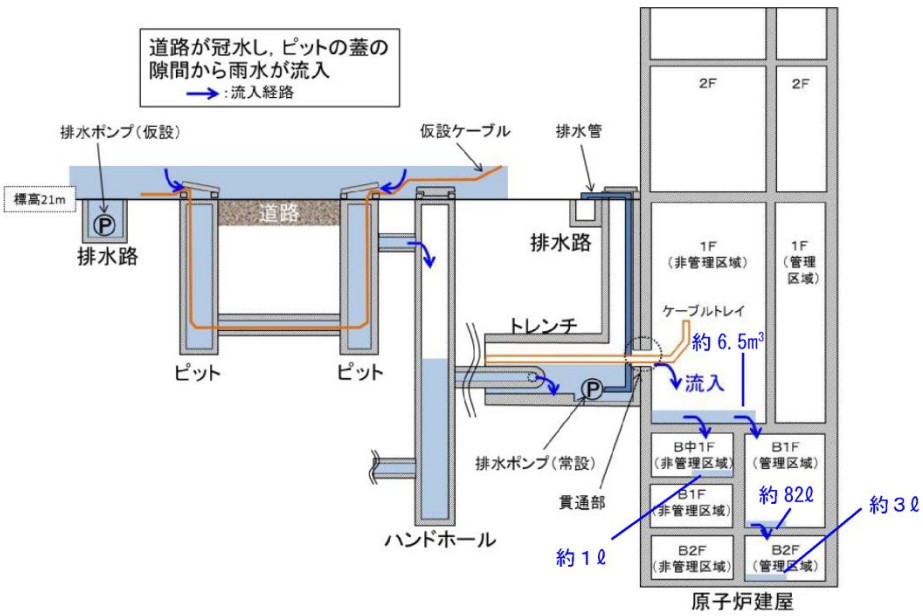
4.　志賀２号機原子炉建屋内への雨水が流入した事象について

平成 28 年 9 月，志賀原子力発電所２号機において，原子炉建屋内（非常用電気品室をはじめとした複数エリア［管理区域含む］）に約 6.6m^{3}の雨水が流入した。

構内の排水路の付け替え工事に伴い，仮設の排水ポンプを設置していたが，当日未明からの大雨により排水能力を上回る降雨があり，構内道路の一部エリアが冠水した。冠水エリアのピット上蓋の仮設ケーブルを引き込むための隙間から大量の雨水がピット内へ流入。ピットからハンドホールを経由したトレンチへの雨水流入が継続したため，トレンチ内の水位が上昇し，ケーブルトレイの原子炉建屋貫通部から原子炉建屋内（非管理区域）に流入した。建屋内に流入した雨水の一部は，床の微小なひび割れを通じ，下の階（管理区域含む）へも流入した。

工事用仮設排水ポンプの排水能力を上回る降雨であった他，原子炉建屋への浸水防止が未実施であったため，建屋内への流入となった。

第 3 図に雨水流入概要図を示す。



第 3 図　雨水流入概要図

東海第二発電所において，同様な雨水による建屋内部への水の浸入については，建屋外壁部を境界とし※1，外部からの貫通部（地表面上※2，地表面以下）に浸水防止措置を講じていることから，雨水が区画内へ浸水することはない。

※1 重要度の特に高い安全機能を有する機器・系統を内包する建屋を外部溢水の観点から防護するための境界

※2 浸水防止を考慮する高さ：地表面から 20cm 高さまで

第 4 図に浸水防止措置範囲図を示す。

第 4 図　浸水防止措置範囲図

その他の漏えい事象に対する確認について

その他の漏えい事象に対して，想定される事象を整理するとともに，漏えいの早期検知システム及び排水システムにより，漏えい水が安全機能に影響を及ぼさない設計となっていることを確認する。

1. その他の漏えい事象の整理

溢水防護区画内にて発生が想定されるその他の漏えい事象について第1表に整理する。

第1表　その他の漏えい事象

分類	想定事象	漏えい量
(1)機器ドレン	・ポンプシールドレン ・空調ドレン（結露水含む） ・サンプルシンクドレン 等	小
(2)機器の作動 （誤作動含む）	・安全弁作動 ・開放端に繋がる弁の誤開，開固着 等	小～中
(3)機器損傷 （配管以外）	・開放端に繋がる弁のシートリーク ・弁グランドリーク ・ポンプシールリーク ・フランジリーク 等	小
(4)人的過誤	・弁誤操作 ・隔離未完機器の誤開放 ・開放点検中設備への誤通水 ・アイスプラグ施工不良 等	小～大

(1)　機器ドレン

通常運転状態において発生するドレンであり，床及び機器ドレンファンネルにより排水可能な設計としている。

(2)　機器の作動（誤作動含む）

安全弁の作動は設計上想定されているものであり，2 次側はプロセス配管により自系統等に直接つながっており，区画内に放出されない設計としている（気体系の安全弁は除く）。

大気開放タンクの補給弁等，開放端に繋がる弁が誤開，開固着した場合には，タンクがオーバーフローする可能性があるが，タンクオーバーフロー管はプロセス配管により機器ドレンファンネル等に接続されており，区画内に漏えいしない設計となっている。

(3)　機器損傷（配管以外）

弁グランドリークについては，一次系弁は，リークオフライン等により系外漏えいに至らないよう設計上の配慮がされている。またその他のリーク事象については，漏えい量は比較的少なく，床ドレンファンネル等により検知可能な設計としている。

(4)　人的過誤

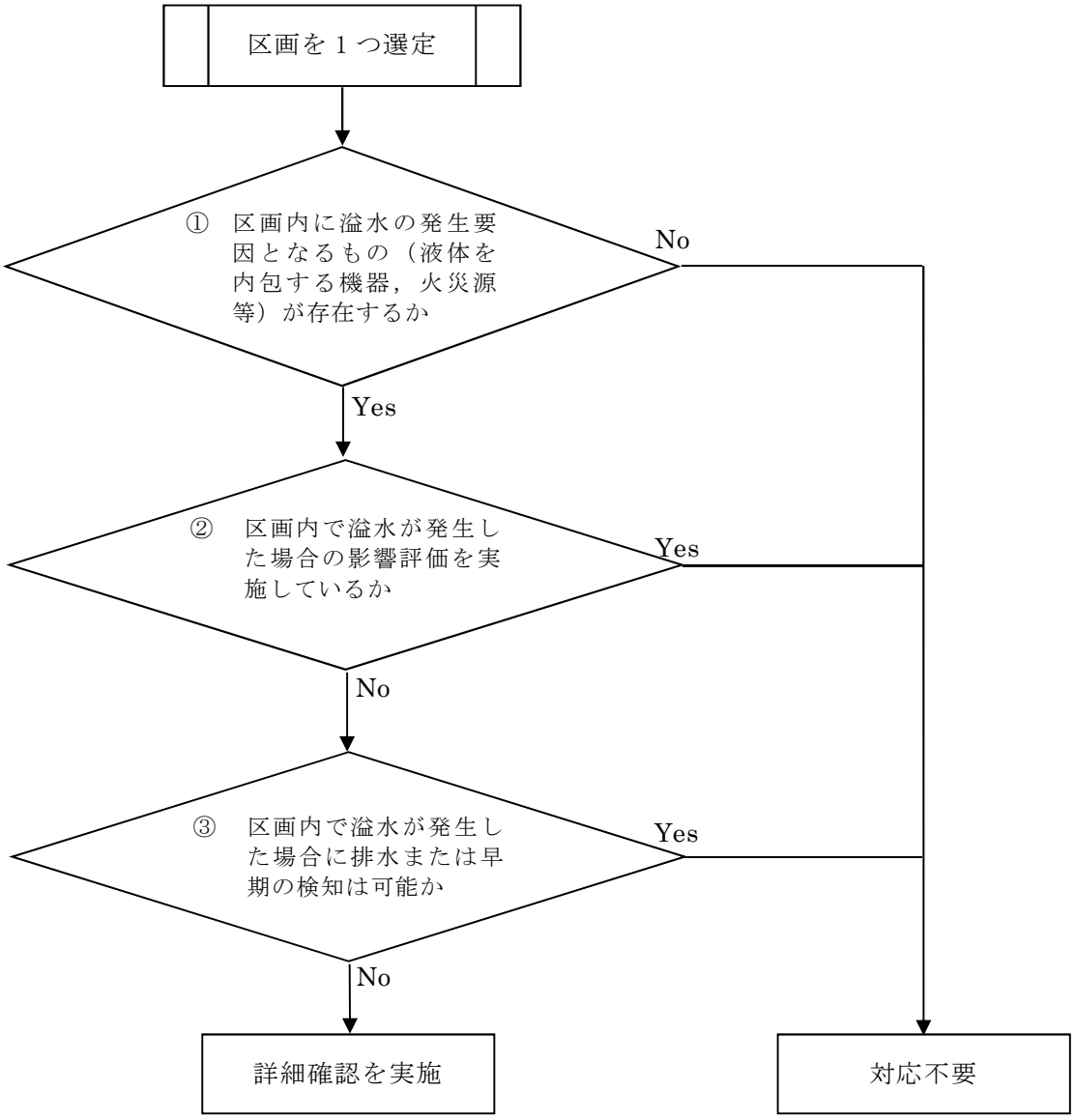
事象によっては大量の漏えいが発生する可能性があるが，過去のトラブル事例から，基本的にはプラントが停止している定期検査時に発生しているものであり，人的要因であることから，発生時には早期に隔離等の対処が可能である。

2.　その他の漏えい事象に対する対応方針

第 1 表に整理した事象のうち，(1)～(3)については，基本的に漏えい量が少なく，現在の想定破損による溢水に包含されると考えられる。

その他の漏えいについては，第 1 図に示すフローに従い溢水防護区画毎に確認を実施した。確認結果について第 2 表に示す。

なお，(4)人的過誤については，発生の未然防止を図るために，定められた運用，手順を確実に順守すると共に，トラブル事例等を参考に継続的な運用改善を行っていく。



第１図　その他の漏えい事象に対する対応フロー

第２表　その他の漏えい事象に対する対応確認結果（1／5）

建屋	区画	① その他漏えい事象の発生要因有無	② 溢水発生を想定した影響評価の実施	③ 排水・漏えい検知の可否	対応
原子炉建屋（原子炉棟）	RB-6-1	有	済	－	対応不要
	RB-5-1	有	済	－	対応不要
	RB-5-2	有	済	－	対応不要
	RB-5-3	有	済	－	対応不要
	RB-5-4	有	済	－	対応不要
	RB-5-5	有	済	－	対応不要
	RB-5-6	有	済	－	対応不要
	RB-5-7	有	済	－	対応不要
	RB-5-8	有	済	－	対応不要
	RB-5-9	有	済	－	対応不要
	RB-5-10	有	済	－	対応不要
	RB-5-11	有	済	－	対応不要
	RB-5-12	有	済	－	対応不要
	RB-5-13	有	済	－	対応不要
	RB-5-14	有	済	－	対応不要
	RB-5-15	有	済	－	対応不要
	RB-4-1	有	済	－	対応不要
	RB-4-2	有	済	－	対応不要
	RB-4-3	有	済	－	対応不要
	RB-4-4	有	済	－	対応不要
	RB-4-5	有	済	－	対応不要
	RB-4-6	有	済	－	対応不要
	RB-4-7	有	済	－	対応不要
	RB-4-8	有	済	－	対応不要
	RB-4-9	有	済	－	対応不要
	RB-4-10	有	済	－	対応不要
	RB-4-11	有	済	－	対応不要
	RB-4-12	有	済	－	対応不要
	RB-4-13	有	済	－	対応不要
	RB-4-14	有	済	－	対応不要
	RB-4-15	有	済	－	対応不要
	RB-4-16	有	済	－	対応不要
	RB-4-17	有	済	－	対応不要
	RB-4-18	有	済	－	対応不要
	RB-4-19	有	済	－	対応不要
	RB-4-20	有	済	－	対応不要
	RB-4-21	有	済	－	対応不要
	RB-4-22	有	済	－	対応不要
	RB-4-23	有	済	－	対応不要
	RB-3-1	有	済	－	対応不要
	RB-3-2	有	済	－	対応不要
	RB-3-3	有	済	－	対応不要
	RB-3-4	有	済	－	対応不要
	RB-3-5	有	済	－	対応不要
	RB-3-6	有	済	－	対応不要
	RB-3-7	有	済	－	対応不要
	RB-3-8	有	済	－	対応不要
	RB-3-9	有	済	－	対応不要

第２表　その他の漏えい事象に対する対応確認結果（2／5）

建屋	区画	① その他漏えい事象の発生要因有無	② 溢水発生を想定した影響評価の実施	③ 排水・漏えい検知の可否	対応
原子炉建屋（原子炉棟）	RB-2-1	有	済	－	対応不要
	RB-2-2	有	済	－	対応不要
	RB-2-3	有	済	－	対応不要
	RB-2-4	有	済	－	対応不要
	RB-2-5	有	済	－	対応不要
	RB-2-6	有	済	－	対応不要
	RB-2-7	有	済	－	対応不要
	RB-2-8	有	済	－	対応不要
	RB-2-9	有	済	－	対応不要
	RB-2-10	有	済	－	対応不要
	RB-2-11	有	済	－	対応不要
	RB-2-12	有	済	－	対応不要
	RB-1-1	有	済	－	対応不要
	RB-1-2	有	済	－	対応不要
	RB-1-3	有	済	－	対応不要
	RB-1-4	有	済	－	対応不要
	RB-1-5	有	済	－	対応不要
	RB-1-6	有	済	－	対応不要
	RB-1-7	有	済	－	対応不要
	RB-B1-1	有	済	－	対応不要
	RB-B1-2	有	済	－	対応不要
	RB-B1-3	有	済	－	対応不要
	RB-B1-4	有	済	－	対応不要
	RB-B1-5	有	済	－	対応不要
	RB-B1-6	有	済	－	対応不要
	RB-B1-7	有	済	－	対応不要
	RB-B1-8	有	済	－	対応不要
	RB-B1-9	有	済	－	対応不要
	RB-B2-1	有	済	－	対応不要
	RB-B2-2	有	済	－	対応不要
	RB-B2-3	有	済	－	対応不要
	RB-B2-4	有	済	－	対応不要
	RB-B2-5	有	済	－	対応不要
	RB-B2-6	有	済	－	対応不要
	RB-B2-7	有	済	－	対応不要
	RB-B2-8	有	済	－	対応不要
	RB-B2-9	有	済	－	対応不要
	RB-B2-10	有	済	－	対応不要
	RB-B2-11	有	済	－	対応不要
	RB-B2-12	有	済	－	対応不要
	RB-B2-13	有	済	－	対応不要
	RB-B2-14	有	済	－	対応不要
	RB-B2-15	有	済	－	対応不要
	RB-B2-16	有	済	－	対応不要
	RB-B2-17	有	済	－	対応不要
	RB-B2-18	有	済	－	対応不要
	RB-B2-19	有	済	－	対応不要
原子炉建屋（付属棟）	CS-3-1	有	済	－	対応不要
	CS-3-2	有	済	－	対応不要
	CS-3-3	有	済	－	対応不要

第２表　その他の漏えい事象に対する対応確認結果（3／5）

建屋	区画	① その他漏えい事象の発生要因有無	② 溢水発生を想定した影響評価の実施	③ 排水・漏えい検知の可否	対応
原子炉建屋（付属棟）	CS-2-1	無	－	－	対応不要
	CS-2-2	無	－	－	対応不要
	CS-M2-1	無	－	－	対応不要
	CS-1-1	無	－	－	対応不要
	CS-1-2	無	－	－	対応不要
	CS-1-3	無	－	－	対応不要
	CS-1-4	無	－	－	対応不要
	CS-1-5	無	－	－	対応不要
	CS-1-6	無	－	－	対応不要
	CS-1-7	無	－	－	対応不要
	CS-1-8	無	－	－	対応不要
	CS-B1-1	無	－	－	対応不要
	CS-B1-2	無	－	－	対応不要
	CS-B1-3	有	済	－	対応不要
	CS-B1-4	有	済	－	対応不要
	CS-B1-5	有	済	－	対応不要
	CS-B1-6	有	済	－	対応不要
	CS-B1-7	有	済	－	対応不要
	CS-B1-8	有	済	－	対応不要
	CS-B2-1	無	－	－	対応不要
	CS-B2-2	無	－	－	対応不要
	CS-B2-3	有	済	－	対応不要
	CS-B2-4	有	済	－	対応不要
	CS-B2-5	有	済	－	対応不要
原子炉建屋（廃棄物処理棟）	RW-4-1	有	済	－	対応不要
	RW-4-2	有	済	－	対応不要
	RW-4-3	有	済	－	対応不要
	RW-4-4	有	済	－	対応不要
	RW-3-1	有	済	－	対応不要
	RW-3-2	有	済	－	対応不要
	RW-3-3	有	済	－	対応不要
	RW-3-4	有	済	－	対応不要
	RW-2-1	有	済	－	対応不要
	RW-2-2	有	済	－	対応不要
	RW-2-3	有	済	－	対応不要
	RW-2-4	有	済	－	対応不要
	RW-2-5	有	済	－	対応不要
	RW-2-6	有	済	－	対応不要
	RW-2-7	有	済	－	対応不要
	RW-2-8	有	済	－	対応不要
	RW-2-9	有	済	－	対応不要
	RW-2-10	有	済	－	対応不要
	RW-2-11	有	済	－	対応不要
	RW-1-1	有	済	－	対応不要
	RW-1-2	有	済	－	対応不要
	RW-1-3	有	済	－	対応不要
	RW-1-4	有	済	－	対応不要
	RW-1-5	有	済	－	対応不要
	RW-MB1-1	有	済	－	対応不要

第２表　その他の漏えい事象に対する対応確認結果（4／5）

建屋	区画	① その他漏えい事象の発生要因有無	② 溢水発生を想定した影響評価の実施	③ 排水・漏えい検知の可否	対応
原子炉建屋（廃棄物処理棟）	RW-MB1-2	有	済	－	対応不要
	RW-MB1-3	有	済	－	対応不要
	RW-B1-1	有	済	－	対応不要
	RW-B1-2	有	済	－	対応不要
	RW-B1-3	有	済	－	対応不要
	RW-B1-4	有	済	－	対応不要
	RW-B1-5	有	済	－	対応不要
	RW-B1-6	有	済	－	対応不要
	RW-B1-7	有	済	－	対応不要
	RW-B1-8	有	済	－	対応不要
	RW-B1-9	有	済	－	対応不要
	RW-B1-10	有	済	－	対応不要
	RW-B1-11	有	済	－	対応不要
	RW-B1-12	有	済	－	対応不要
タービン建屋	TB-2-1	有	済	－	対応不要
	TB-2-2	有	済	－	対応不要
	TB-2-3	有	済	－	対応不要
	TB-2-4	有	済	－	対応不要
	TB-2-5	有	済	－	対応不要
	TB-2-6	無	－	－	対応不要
	TB-2-7	有	済	－	対応不要
	TB-2-8	有	済	－	対応不要
	TB-2-9	有	済	－	対応不要
	TB-2-10	有	済	－	対応不要
	TB-2-11	有	済	－	対応不要
	TB-2-12	有	済	－	対応不要
	TB-2-13	有	済	－	対応不要
	TB-2-14	有	済	－	対応不要
	TB-2-15	有	済	－	対応不要
	TB-2-16	無	－	－	対応不要
	TB-1-1	有	済	－	対応不要
	TB-1-2	有	済	－	対応不要
	TB-1-3	有	済	－	対応不要
	TB-1-4	有	済	－	対応不要
	TB-1-5	有	済	－	対応不要
	TB-1-6	有	済	－	対応不要
	TB-1-7	有	済	－	対応不要
	TB-1-8	有	済	－	対応不要
	TB-1-9	有	済	－	対応不要
	TB-1-10	有	済	－	対応不要
	TB-1-11	有	済	－	対応不要
	TB-1-12	有	済	－	対応不要
	TB-1-13	有	済	－	対応不要
	TB-1-14	有	済	－	対応不要
	TB-1-15	有	済	－	対応不要
	TB-1-16	有	済	－	対応不要
	TB-1-17	有	済	－	対応不要
	TB-1-18	有	済	－	対応不要
	TB-1-19	有	済	－	対応不要
	TB-1-20	有	済	－	対応不要

第 2 表　その他の漏えい事象に対する対応確認結果（5／5）

建屋	区画	① その他漏えい事象の発生要因有無	② 溢水発生を想定した影響評価の実施	③ 排水・漏えい検知の可否	対応
タービン建屋	TB-B1-1	有	済	－	対応不要
	TB-B1-2	有	済	－	対応不要
	TB-B1-3	有	済	－	対応不要
	TB-B1-4	有	済	－	対応不要
	TB-B1-5	有	済	－	対応不要
	TB-B1-6	有	済	－	対応不要
	TB-B2-1	有	済	－	対応不要
	TB-B2-2	有	済	－	対応不要
	TB-B2-3	有	済	－	対応不要
	TB-B2-4	有	済	－	対応不要
	TB-B2-5	有	済	－	対応不要
復水貯蔵タンクエリア	CST-B1-1	有	済	－	対応不要
	CST-B1-2	有	済	－	対応不要

現場操作の実施可能性について

東海第二発電所において，溢水発生後の現場操作が必要な場合における実施可能性について以下に示す。

(1) 環境条件

水位：

アクセスルート上に溢水による滞留があった場合は，階段堰高さ以下の水位であればアクセス可能と考える。また床漏えい検出器や各サンプの異常警報から，溢水の発生箇所を推定でき，比較的安全なルートを選択することが可能と考えられる。

溢水発生が原子炉建屋の管理区域であった場合，現場までのルートとしては，通路及び階段室を通り，必要に応じて個々の区画へアクセスすることとなるが，通路部の溢水は階段部等の開口から排水されるため，滞留水位としては階段堰高さ程度に抑えられ，アクセス性に影響はない。また個々の区画にアクセスする際にも，扉からの流出状況等，事前に現場状況を認識できることから，区画内での状況を想定した対応が可能である。

温度：

溢水発生時に現場の温度を上昇させるような高温の溢水源としては，原子炉冷却材浄化系，給復水系，所内蒸気系が考えられるが，原子炉冷却材浄化系及び給復水系は，現場操作等の運転員による隔離操作に期待

せずとも，漏えいを検知・隔離するインターロックが作動し，自動的に隔離される（詳細は本文参照）。また所内蒸気系についても原子炉建屋の外で常時隔離することから，原子炉建屋内での溢水は発生しない。

以上より，隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し，現場の環境温度が影響を与えることはない。

線量：

放射性物質を内包する溢水源の中で，漏えい時に環境線量率が最も厳しくなる系統は原子炉冷却材浄化系であるが，本系統は現場での隔離操作に期待しないため，線量の上昇による影響はない。現場操作に期待する溢水源の中で，漏えい時に環境線量が厳しくなる溢水源としては，サプレッション・プール水又は使用済燃料プール水が考えられるが，本溢水源の内包する放射能濃度は 10^{6}Bq／m^{3}～10^{7}Bq／m^{3}程度のため，保守的な想定での被ばく線量評価をしても，1mSv 程度となり，放射線量を考慮しても接近の可能性は失われない。

以上より，隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し，現場の環境線量が影響を与えることはない。

化学薬品：

各溢水源の中で，アクセスルートに影響を与える可能性があり，かつ，薬品等を含むことで化学的な特性をもち，人体に影響を与える可能性のあるものとして以下が抽出される。

ほう酸水溶液（五ほう酸ナトリウム溶液）
防錆剤

ほう酸水注入系はほう酸水溶液（五ほう酸ナトリウム溶液）を内包するが，当該溶液はほう酸水タンク内に貯留されており，その周囲には堰が設置されている。その影響について補足説明資料-27 に評価を示す。

原子炉補機冷却系のような閉ループとなっている系統は防錆剤が注入されているが，濃度は十分に低く，また，防護服等も配備することでさらに安全性を向上させていることから現場へのアクセス性に影響はない。

なお，廃棄物処理棟には，苛性ソーダ及び硫酸が存在するが，いずれも隔離操作に伴うアクセスにおいて，これらが影響を及ぼすことはない。

また，現在想定している溢水源中の薬品の他に，個別の容器等の形で保管されている薬品も存在するが，アクセスルートに影響のある場所に保管されているものはなく，また，防護服等を配備することでさらに安全性を向上させていることからアクセス性に影響はない。

以上より，隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し，化学薬品の与える影響はない。

照明：

作業用照明は常用電源若しくは非常用電源等より受電し，現場各所に設置されていることから，現場へのアクセス性に影響はない。また，溢水の影響により一部の照明が機能喪失した場合でも，対応する運転員が常時滞在している中央制御室等に懐中電灯等の可搬型照明を配備しており，場所を問わず対応可能である。

以上より，隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し，照明による影響はない。

感電：

電気設備と溢水の発生している状況を同時に考慮すると感電による影響が懸念されるが，現実的には，電気設備が溢水の影響を受けた場合は短絡が発生し，保護回路がそれを検知しトリップすることで，当該電気設備への給電は遮断される。従って感電による影響はないと考えられる。

また運用面においても，ゴム長靴等の防護具の配備や，溢水の発生が想定される場合の電源停止手順等を規程類に定めることで，感電による影響を防止する。

漂流物：

屋内に設置された棚やラック等の設備は，固縛処置がされており，溢水が発生した場合においても漂流物となることはない。よって，隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し，漂流物による影響はない。

ほう酸水漏えい等による影響について

1. ほう酸水の漏えいによる影響

ほう酸水注入系（以下「ＳＬＣ」という。）からの溢水は以下のように設定しており，ほう酸水漏えいによる影響については，考慮する必要はない。

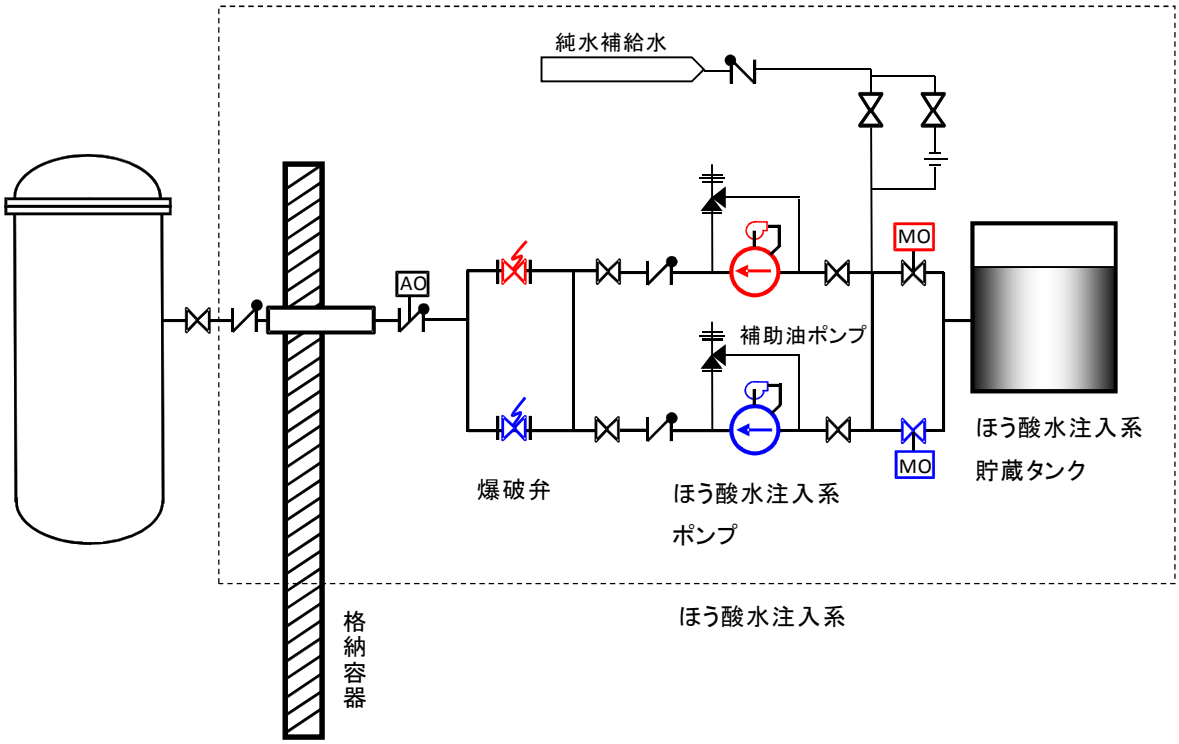
第１図にほう酸水注入系概略系統図を示す。

(1) ＳＬＣ系統からの溢水量算出にあたっては，待機状態を想定している。（常時「閉」の弁にてほう酸水注入系貯蔵タンクとは隔離されている）

(2) ほう酸水注入系貯蔵タンクからタンク出口弁以外の範囲については，ＳＬＣ系統は待機状態において純水により封水されていることから，純水の漏えいを想定している。

(3) ほう酸水注入系貯蔵タンクは，最高使用圧力が静水頭であるため，破損を想定する必要はない。（想定破損は除外）

(4) ＳＬＣ系は耐震Ｓクラスであるため，地震時溢水は考慮不要である。（テストタンクを除く）



第 1 図　ほう酸水注入系概略系統図

2.　分析用の薬品漏えいによる影響

東海第二発電所で劇薬を取り扱う化学分析室は，サービス建屋内にあり，薬品類は個別の容器等の形で保管されている。アクセスルートや溢水を考慮するエリアとは別区画であることから，分析用の薬品による溢水への影響はない。

溢水発生時における安全の考慮について

想定破損発生時の溢水については，対象系統により考慮する流量が大きいことから，この場合の溢水経路と滞留水位について安全上の評価を行う。

溢水発生については，漏えい検知器やサンプ検知により確認が可能であり，早期の避難指示や停止対応が可能である。この際には速やかに中央制御室等からの連絡によって，現場での認知もできると考えられ，退避には時間的余裕をもって対応できる。

想定破損を考慮するケースでは，原子炉棟の最下層で，最終的に滞留水位4.5m を超える区画がある。溢水発生時の運転員等の避難経路としては，階段開口を使用することになるが，この際の溢水の流下水量は排水の評価を目的に個別に実施しており，その際の階段上部での水位は，保守的に評価を行っても，約 7.7 ㎝であり，階段の使用は可能である。

現場へのアクセス時における評価

1. 滞留水位

溢水発生時に現場へのアクセスを考慮する場合の条件については，国土交通省の「地下空間における浸水対策ガイドライン」での歩行が困難となる深さ等を参考に評価を行った。

上記のガイドラインや既存の実験結果・調査研究論文等を参照すると，避難経路となる通路等の浸水深 30cm を避難の限界（通常の歩行が困難となる深さ）として設定している。[技術資料 1.5.1(1)]

また，同様に避難経路に該当する階段においては，地上階部分の階段上端の部分で浸水深が 20cm（越流水深）に達すると，地下空間への流入水が激流となり，当該階段を人が昇ることは不可能になるため，階段上端部分での浸水深 20cm を避難の限界と設定している。[技術資料 1.5.2]

各現場へのアクセスが必要な際の条件として，東海第二発電所においては，各区画の堰等の設定より，最終滞留区画を除く，エリアの滞留水位を 20 ㎝以下と設定している。このため，滞留水や階段を排水経路とした場合の流下排水によるアクセス性に影響はない。

また，最終滞留区画において，滞留水位が 20 ㎝より高くなる場合，アクセスが必要な場所については，想定される水位に応じて必要な高さの歩廊を設置し，アクセスに影響のないよう措置を講じることとする。

2.　水圧でドアが開かなくなる水深

浸水によってドアの内外に水位差が生まれる場合，ドアが開かなくなる可能性がある。ドアの一方のみに水位があると想定した場合のドアが開かなくなる水深は，第 1 図及び第 2 図の検討方法により，外開き扉の場合（約 26cm）内開き扉の場合（約 47cm）であるとした。

浸水等によりドアの内外での水位差がない場合は，この限りではない。また，扉前面に堰等を設置し，直接水圧を受けない場合もこの考慮は必要ないこととする。

人が扉を開放するために押すことのできる力は，成人で 10 kgf～20kgf，老人・子供では最低 4～6kgf 程度とされている。成人の上限を仮に 20kgf と設定し，建物内部に浸水がない（$h2=0$）ものとして一般的な扉の幅（80 cm）で，第 3 図の式から計算すると，外開きの扉が開かない水位は 30cm 程度となる。押す力を 15kgf とすると，この場合の水位は 26cm となる。

また，扉の幅を水密扉等の大きな扉（200 cm）とした場合でも，水深 20 cm以下ならば，成人での開閉は可能と評価できる。

一方，開閉方向が逆の内開きの扉の場合は，水位差によって発生した扉にかかる水圧により，デッドボルト・ラッチボルトのカンヌキ部に大きな力がかかるため，デッドボルトを解除するサムターン，ラッチボルトを解除するドアノブを回すことが困難となる。

一般にサムターンを回す力は女性の場合 10kgf･cm～20kgf･cm 程度，ドアノブを回す力は 20 kgf･cm～30kgf･cm 程度といわれていることから，成人男子の設定を 50 kg f･cm 程度とする。

水圧によってデッドボルト部分に横から 50kgf の力が加わったとすると，デッドボルトを解除するためにサムターンを 50 kgf･cm～60kgf･cm の力で回

す必要　がある。

このため，ドアノブ部分に 50kgf の力が加わると，内開きの扉であっても開けることは困難となる。

また，デッドボルトによる施錠がされていない場合でも，ドアノブを回転させてラッチボルトを抜かなければ扉は開かないため，ラッチボルト部分にも同様に水圧による横からの 50kgf の力が加わると，ラッチボルトを開けるためにはドアノブを 40 kgf･cm～50kgf･cm の力で回す必要がある。

外開き扉のところで示した式を用いると，建物内部の水位がないものとした場合，ドアノブ部分に 50kgf の力がかかると仮定すると，扉の外側での水位は 47cm となる。

参考資料：地下空間における浸水対策ガイドライン

同 解説＜技術資料＞

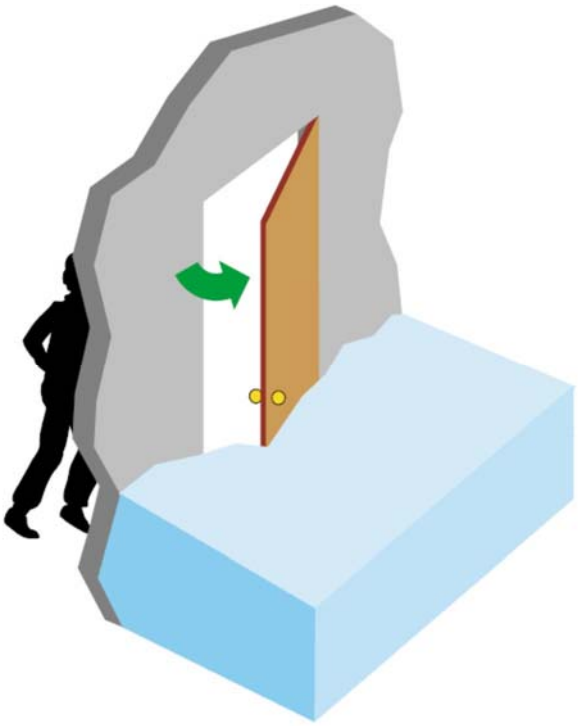
1.5 避難行動における限界条件の設定

1.5.1 浸水している廊下・居室等を避難する際の限界条件

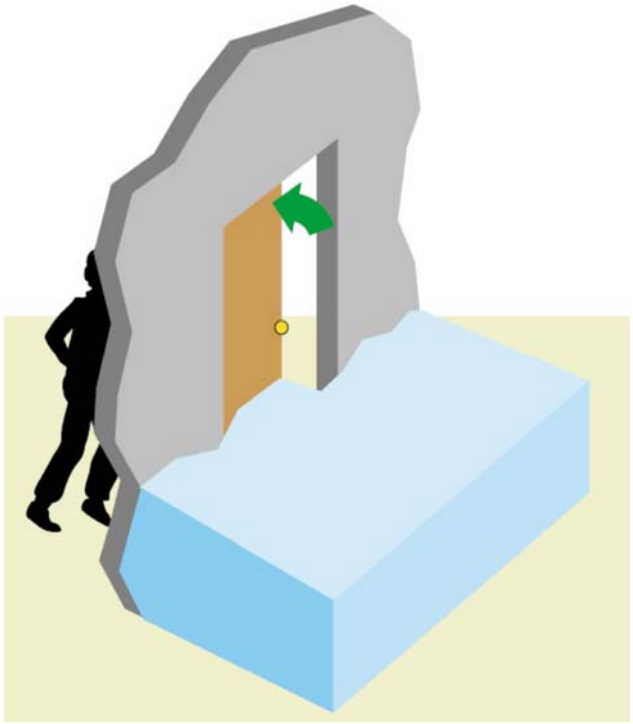
［技術資料 1.5.1(1)］

1.5.2 はん濫水が流入する階段を避難する際の限界条件

［技術資料 1.5.2］



第１図　外開き扉の場合



第２図　内開き扉の場合

$$f = \frac{w \cdot d\ (h_1^2 - h_2^2)}{4}$$

f：扉を開けるために必至な力

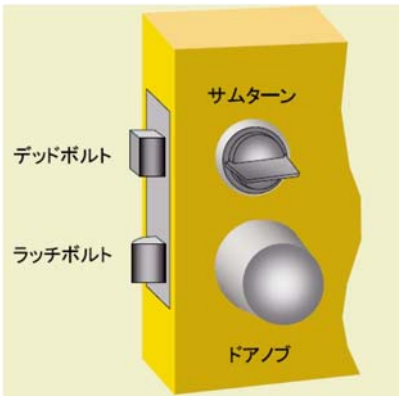
W：水の重量（＝1000kg 重／m^3）

h_1：前室の水位

h_2：建物内部の水位

d：扉の幅

扉を開けるのに必要な力



第３図　ドアノブ部の構造と名称

（財）日本建築防災協会「浸水時の地下室の危険性について」パンフレットより

施設定期検査中における溢水影響について

施設定期検査作業に伴う原子炉ウェルやドライヤセパレータプールの水張り状態におけるスロッシングの発生，防護対象設備の待機除外やハッチ等，プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により，影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合については，その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれない運用及び対策をおこなう。

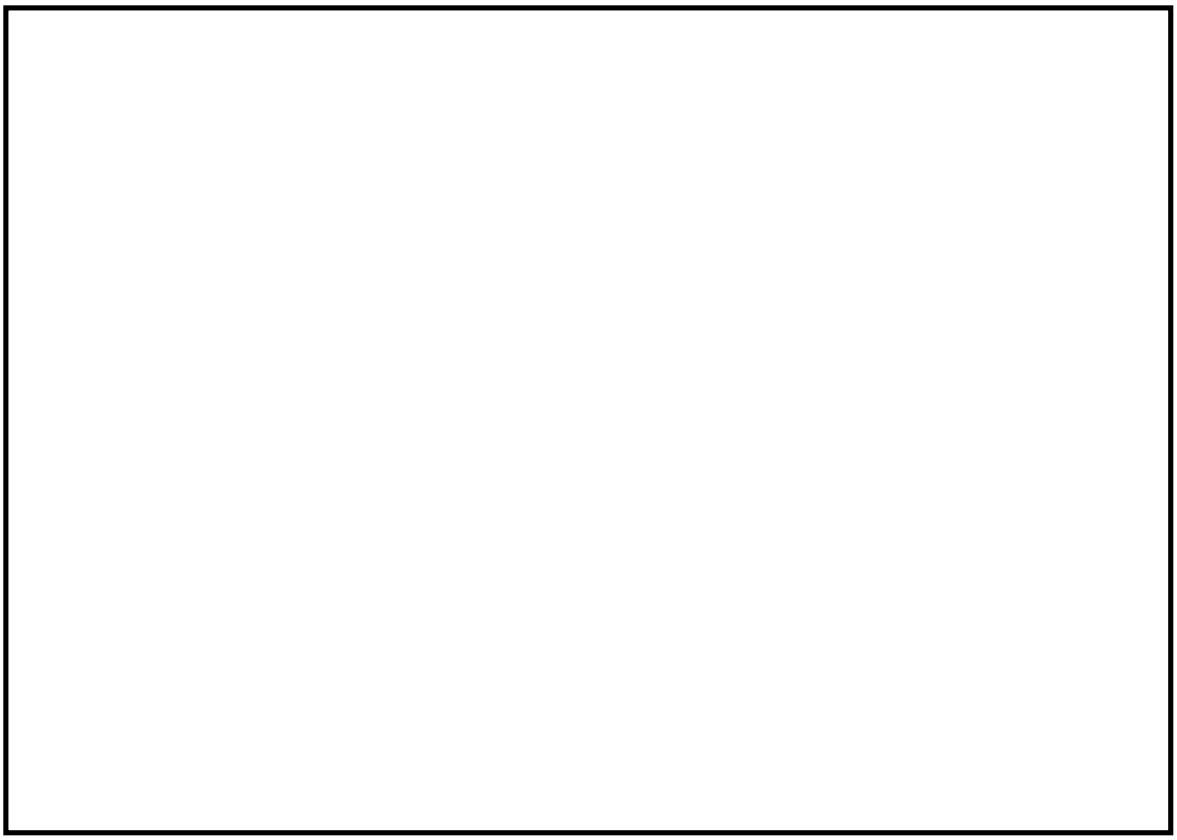
ここでは，影響評価上設定した溢水量及び溢水経路の状態の一時的な変更の一例として，施設定期検査時のスロッシングの発生と作業等でのハッチ開放を想定し，これによる溢水評価への影響について示す。

1. ドライヤセパレータプール等のスロッシングに伴う溢水影響評価について

使用済燃料プールの通常時におけるスロッシングについては，必要な防護対象設備が溢水評価において機能喪失しないことを確認している。

ここでは，施設定期検査期間中に想定される，使用済燃料プール，原子炉ウェル，ドライヤセパレータプールの基準地震動S_sにおけるスロッシングによる溢水量を算定し，防護対策の検討を行う。また，この対策が上記の評価に影響がないことを確認する。

原子炉棟６階床のドライヤセパレータプール等の配置を第１図に示す。



第１図　ドライヤセパレータプール等の配置図

1.1　スロッシングによる溢水量の評価方法

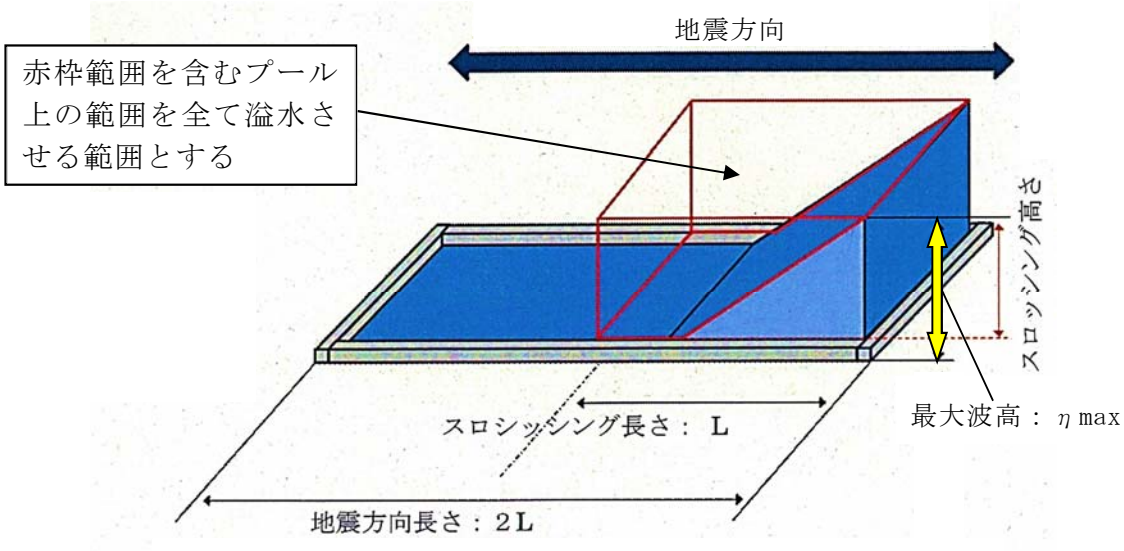
原子炉棟の原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールを評価対象とし，速度ポテンシャル理論による簡易評価により溢水量を算定する。また，スロッシングによる溢水量を保守的に評価するために，簡易評価で求めた「最大波高」が床面を上回る高さに，水面面積の 1／2 を乗じることとする。

表 3.7　速度ポテンシャル理論に基づく計算手順

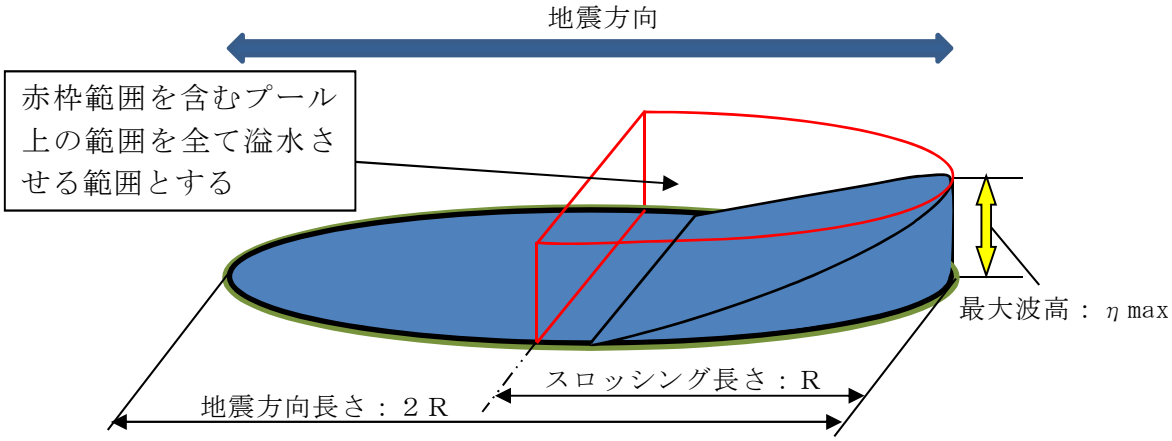
項　目	円　筒　形　容　器	矩　形　容　器
f_1	$\frac{1}{2\pi}\sqrt{\frac{1.841}{R}\,g\tanh\left(1.841\frac{H}{R}\right)}$	$\frac{1}{2\pi}\sqrt{\frac{1.571}{L}\,g\tanh\left(1.571\frac{H}{L}\right)}$
ηmax	$0.837\,\frac{R}{g}\,\alpha_1$	$0.811\,\frac{L}{g}\,\alpha_1$

表 3.7 の出典：耐震設計の標準化に関する調査報告書 別冊 2（機器系）（昭和 60 年 3 月 (財)原子力工学試験センター）

L ：矩形容器の振動方向長さの１／２
R ：円筒形容器の振動方向長さの１／２
H ：プールの底面から水面の高さ
g ：重力加速度
α1：加速度スペクトル応答値



第 2 図　スロッシング時の溢水量の設定（矩形）



第３図　スロッシング時の溢水量の設定（円筒形）

簡易解析に用いる地震動は，基準地震動Ｓ$_S$の８波をそれぞれ用いて溢水量を算出し，床面への溢水量の最大値を評価に使用した。

1.2　スロッシングによる溢水量の評価結果

ドライヤセパレータプール等を含めた施設定期検査期間中の基準地震動Ｓ$_S$におけるスロッシングによる溢水量を第１表に示す。ここで，使用済燃料プールの溢水量は３次元流体解析の詳細値を考慮するが，その他原子炉ウェルとドライヤセパレータプールのスロッシング量については，簡易解析による結果を示す。簡易解析の結果は詳細解析結果に比べ，約２倍の値となっており十分な保守性を有している。

第１表　スロッシング評価結果

評価対象	地震波の種類	溢水量(m^3)
使用済燃料プール	Ｓ$_S$-13	81.49※1(156※2)
原子炉ウェル	Ｓ$_S$-13	210※2
ドライヤセパレータプール	Ｓ$_S$-13	211※2
合　計		約 503

※1：３次元解析によるスロッシング量

※2：簡易評価による保守的なスロッシング量

1.3　通常時の溢水評価及び対策への影響確認

スロッシング発生時の溢水量が原子炉棟６階床面に流出した際の水位を求め，通常時の溢水評価及び対策への影響を確認した。

溢水水位の評価結果を第２表に示す。なお，使用済燃料プール，原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールの床面積は保守的に水位評価に考慮していない。

第２表　スロッシングによる溢水水位

評価対象	溢水量(m^3)	水位(m)
通常時評価	81.49（89.64※）	0.11(0.12※)
停止時評価	約 503	0.67

※　溢水量を 1.1 倍して水位を評価

スロッシング発生量が通常時の原子炉棟６階で想定する流出量を上回ることから，施設定期検査期間中において，通常時の評価に影響しないよう発生する溢水を下層階に流下させない対策を実施する。具体的には，東側の溢水拡大防止堰の上に 0.3m の止水板を設置し，かつ，西側床ドレンファンネルを閉止する運用を行う。

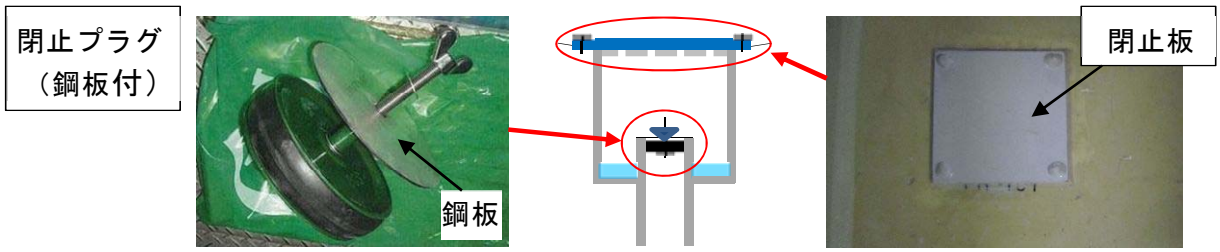
この対策により，施設定期検査期間中に原子炉棟６階にて発生した溢水を下層階へ流下拡大させないことから，他エリアにおけるスロッシング等の溢水影響を防止することが可能となる。

原子炉棟６階は，施設定期検査期間中において，通常運転時に比べ作業等による溢水のリスクが高くなることから，上記の床ドレンファンネル閉止等による対応は，溢水影響の拡大防止の観点からも有効な対応となる。

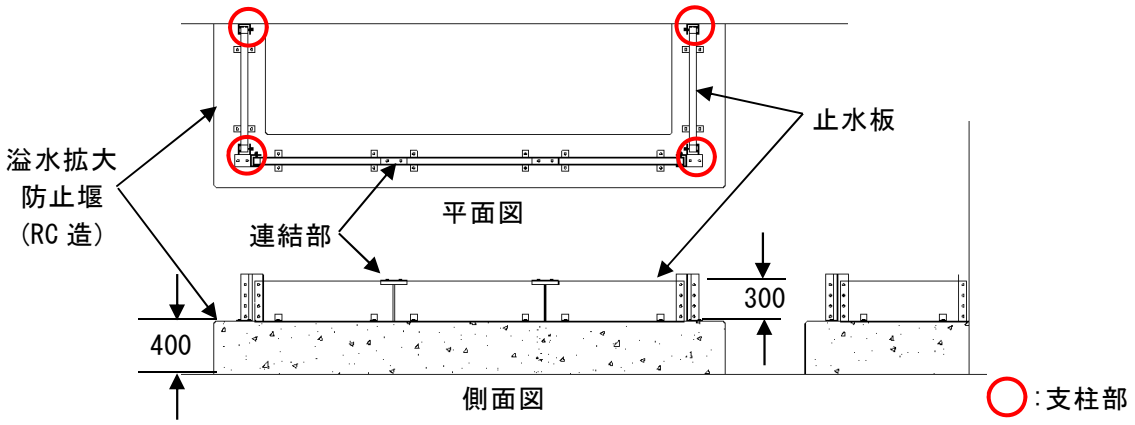
床ドレンファンネルの閉止については，停止中のみの運用とし，プラント停止直後より格納容器上蓋開放までに，第４図に示す西側範囲を閉止キャップ若しくは閉止板にて止水し，ウェル水張り中はこれを維持する。

第 4 図　施設定期検査期間中のスロッシング対策（追加対策）

溢水伝播経路図（原子炉棟 6 階）

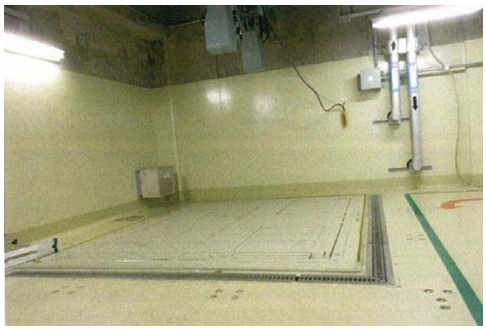


第 5 図　床ドレンファンネルの閉止例



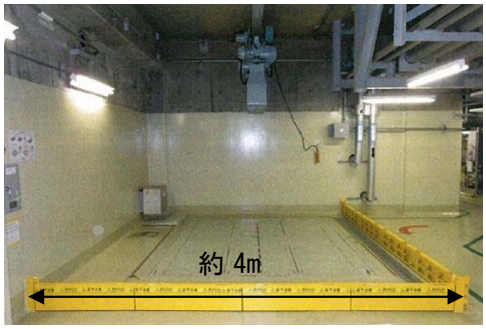
第 6 図　溢水拡大防止堰への止水板設置概要図

止水板については，通常運転中の燃料キャスク等搬出入時に高さが干渉するため施設定期検査期間中のみの設置とする。止水板の設置時及び取り外し後の復旧状態における止水機能の担保については，取付位置とシール部のパッキンの締め代を寸法にて管理し，止水性能を維持することを，モックアップ試験にて示す。

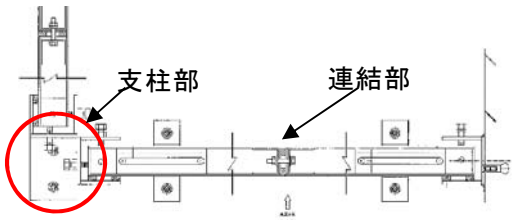


設置前状況

支柱レールの取付状況



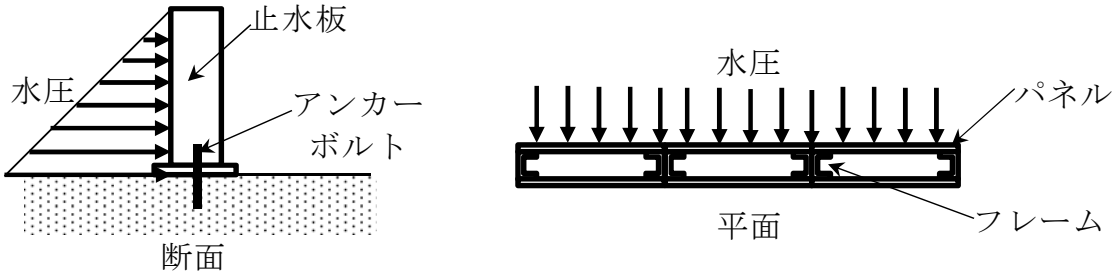
堰設置状況



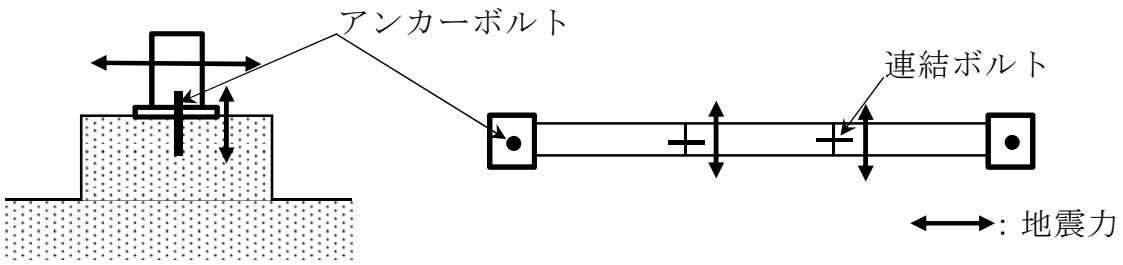
止水板の連結部の形状は，キャスク等のサイズ（φ約 2.5m）を考慮し，支柱等を用いない構造とする。

第 7 図　止水板の設置例

また，止水板の強度については，溢水高さに応じた静水頭圧による構造部材の評価を実施する。耐震性については，基準地震動Ｓｓにおける最大応答加速度から設計震度を設定し，各支持部材の評価を行う。各評価の概要を第8図に示す。



第8図(1/2)　強度評価概要図



第8図(2/2)　耐震評価概要図

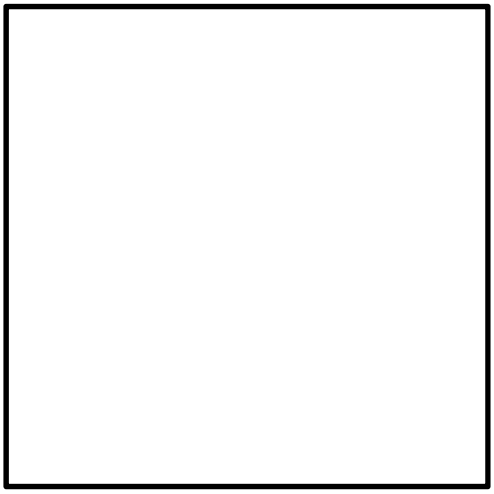
1.4　スロッシング水の滞留対策について

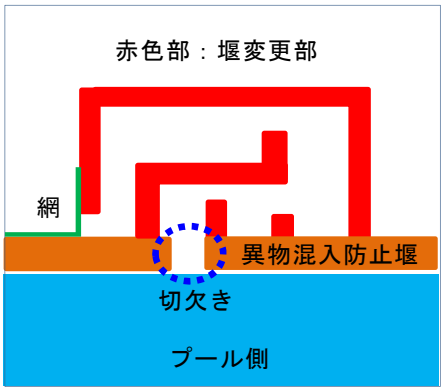
前記の床ドレンファンネル閉止等の運用に加え，スロッシングによる溢水が原子炉棟６階床面に滞留しないよう，溢水を使用済燃料プール等に戻す対策を実施する。

(1) 溢水の床面滞留時の排水対策

使用済燃料プール及びドライヤセパレータプール外周部には異物混入防止を目的とした堰（高さ約 0.1m）が設置されており，床面の水位がこの堰を超える場合は，現実的には堰を越流し，プール側に戻ることが想定されるが，さらに確実に床面に溜まる水がプール側に流入するよう，堰の一部を切欠く対策を実施する（第９図）。

この対策実施により，原子炉棟６階の床面に溢水するスロッシング水は，使用済燃料プールやドライヤセパレータプール側に流入することになり，床面滞留時の影響を軽減することができる。





堰の変更概要図（平面図）

第９図　プール堰の変更概要

堰の改造については，従来の異物混入防止を考慮するだけでなく，スロッシング水の越流による物品の流入や作業における仮置物品などの流入を防止するために迷路構造とする。また，流入部には異物混入防止の網を設置するものとする。

堰の切欠きの設置により滞留水が排水される時間は，滞留水位及び水量をそれぞれ既設堰高さより 0.1m，約 76m^{3}とし，堰の切欠き幅を 1 箇所 0.1m として算出した場合，約 5 分～10 分程度と想定され，短時間であることから滞留による他への影響等は考慮していない。

(2) スロッシング等の溢水発生を想定した物品の管理について

通常時及び施設定期検査期間中については，原子炉棟 6 階エリアは，「異物混入防止管理マニュアル」に従い，主に特定異物混入防止管理区域として管理される。具体的には，区域が設定され，持込み工具や資機材と消耗品等物品の搬出入管理，機材の固縛や固定等の実施及び監視人の配置や表示による管理が行われる。さらに，作業等の関係者については，関連する教育を定期的に実施することを定めている。

これに加え，スロッシング等の溢水を考慮した物品の固定や保管管理について「異物混入防止管理」に追加する。対象物品リストを第 4 表に示す。

この管理の実施及びプール廻りに設置された堰や手摺の効果により，スロッシング等の発生を想定した場合でも，プール等に流入する物品は微小な物に制限され，燃料等に影響を及ぼさないものとなる。

(3) 排水ライン閉塞時における排水処理について

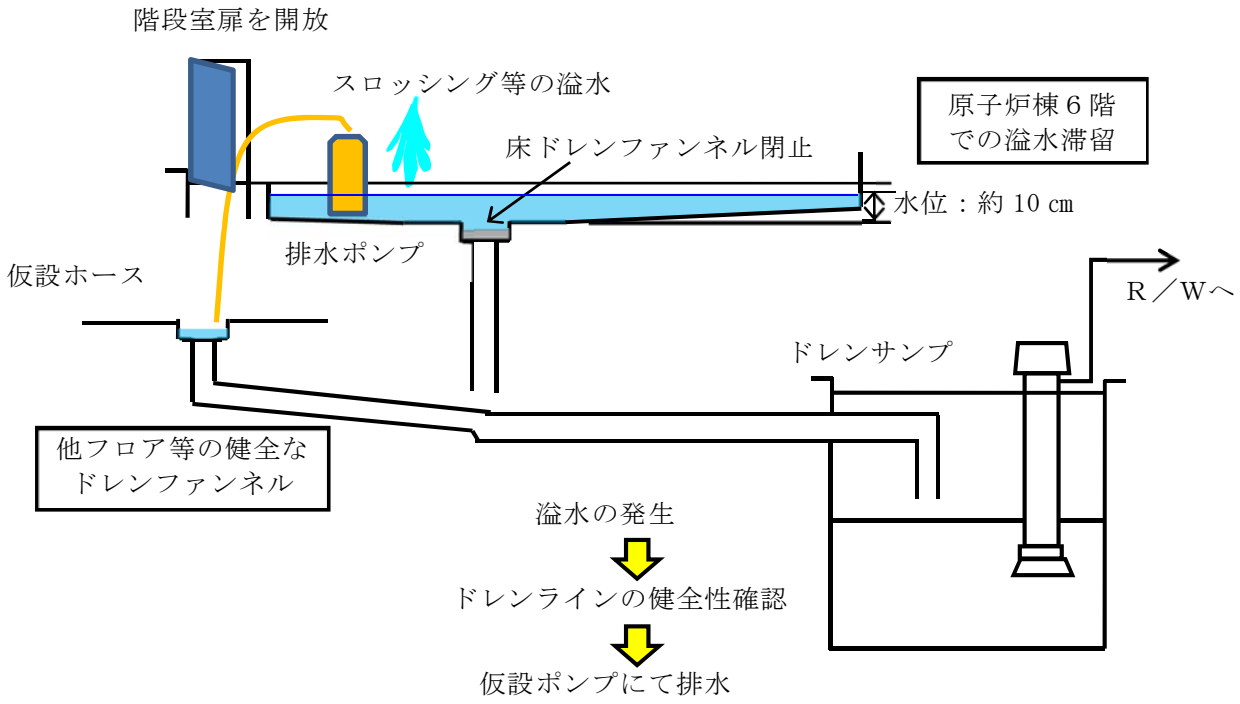
仮に堰の切欠き部に閉塞が発生した場合を想定し，滞留水が発生する場合は，排水ポンプ等にて他フロアの既設ファンネルを利用し排水を実施する。具体的には，ドレンラインや排水受入れ先の廃棄物処理系設備の復旧，若しくは健全性の確認後，各階段室を通して下層階に仮設ホースを設置し，健全が確認されたファンネルに排水を行う。必要な排水作業について第 10 図に示す。

溢水したスロッシング水を再びプール側に戻す場合，水質悪化等による燃料等への影響が考えられるが，各浄化系統を復旧することで，設備等への大きな影響はないと考える。なお，異物の有無を確認するため燃料や炉内の点検を実施する。

(4) 溢水滞留時のアクセス性について

停止時に発生する溢水における原子炉棟 6 階の滞留を想定すると，プール廻りの堰高さより水位は約 10 ㎝であり，作業等のアクセス性については影響のない水位である。

全ての排水ラインが閉塞したと仮定し，排水が出来ないとした場合でも，排水作業のためのアクセスは階段部より可能であり，6 階フロアに入る扉の開閉についても，滞留水位による影響がないよう，必要な高さを確保した堰を設置することから問題がない評価となる。



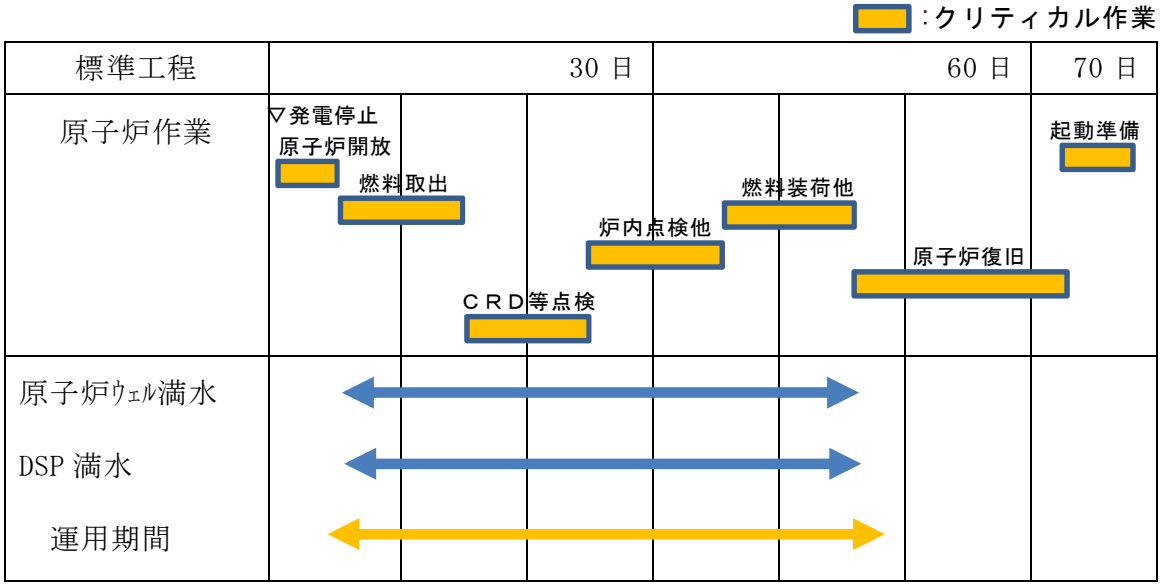
第 10 図　停止時の床ドレンファンネル閉止・堰の排水切欠き閉塞時における排水処理について

1.5　止水板の設計について

本評価においては，原子炉棟の原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールを対象として，速度ポテンシャル理論による簡易評価により溢水量を算定した。この算定においては，保守的に評価を実施したことから，対策についても十分に保守的なものであるが，詳細は３次元流体解析による評価を実施し，溢水量に応じて，溢水高さの最適化を図り，裕度を確保することとする。

1.6　床ドレンファンネルの閉止運用期間について

施設定期検査期間中に想定される，スロッシング対策として，原子炉棟６階については，床ドレンファンネルの閉止運用による溢水対策を実施する。標準的な施設定期検査工程を第 11 図に示す。



第 11 図　施設定期検査工程例

施設定期検査期間中に想定される，スロッシング対策が必要な期間は原子炉ウェル満水及びドライヤセパレータプール満水の期間であることから，標準的な作業工程を考慮した場合，40 日程度である。

施設定期検査期間中の原子炉ウェルとドライヤセパレータプールは，通常運転期間中と違い，遮蔽プラグやハッチが開放される状態となることから，現実的には溢水評価において水位を評価する床面のような滞留エリアとはならない状況となる。このため，停止期間中におけるスロッシングのような大量の溢水を想定した場合は，評価においても，プール外周部の堰を超える範囲については，プール側に溢水が戻る想定とする。

これに対し，通常運転期間については，遮蔽プラグやハッチが設置されているため，この範囲を流下範囲として設定していない。そのため，可能な限り汚染水を床ドレンファンネルにより処理し，床面に拡大させないことを考慮していることから，床ドレンファンネル閉止の運用は行わない。

2. ハッチ開放による溢水評価への影響の確認

原子炉棟の溢水影響評価において，通常閉止されているハッチについて，施設定期検査時等で開放されることを考慮した場合，溢水評価に及ぼす影響について確認した。対象としたハッチ配置を第 12 図に示す。

① 6 階東側，西側エリアハッチ開放により，東西区域エリアへ溢水伝播が発生する可能性がある。
② ハッチ開放部近傍の浸水防護設備に被水の可能性がある。
③ ハッチ開放により計画外の溢水経路が発生する可能性がある。
④ ハッチ開放により開放区域のエリア面積に影響を及ぼす可能性がある。

2.1 確認結果

予想される影響を確認した結果，以下のとおり運用を行うことにより没水影響評価において問題ないことを確認した。

① 6階面での溢水は，東側西側エリアハッチ開放をおこなった場合，東西区域への溢水が発生し東西の防護対象設備へ影響を及ぼす恐れがあるため，当該ハッチについては，開放時に止水堰等の浸水防護対策を行う。

② 開放ハッチ下部近傍に防護対象設備が設置されているハッチについては，開口部からの溢水流下による被水の恐れがあるため，ハッチ開放時については，該当開口部に止水堰及び被水防護対策を行う。

③ ハッチ開放による開口面積の増加やコンクリートプラグ仮置きによる区画面積が減少するが，水位上昇は6階面で2cm程度であり，溢水防護対象設備が機能喪失しないことから，溢水影響評価に影響はない。

④ 設備点検に伴うハッチ開放においては，同じ機能をもつ異区分の安全機器のハッチを同時に開放しない運用制限を行う。

第3表　機器ハッチ開放による水位への影響

	床面積(m^2)	溢水水位(m)	備考
通常時	759.7	0.12	地震時評価
ハッチ開放時	742.4	0.13	ハッチ開口:17.3m^2考慮

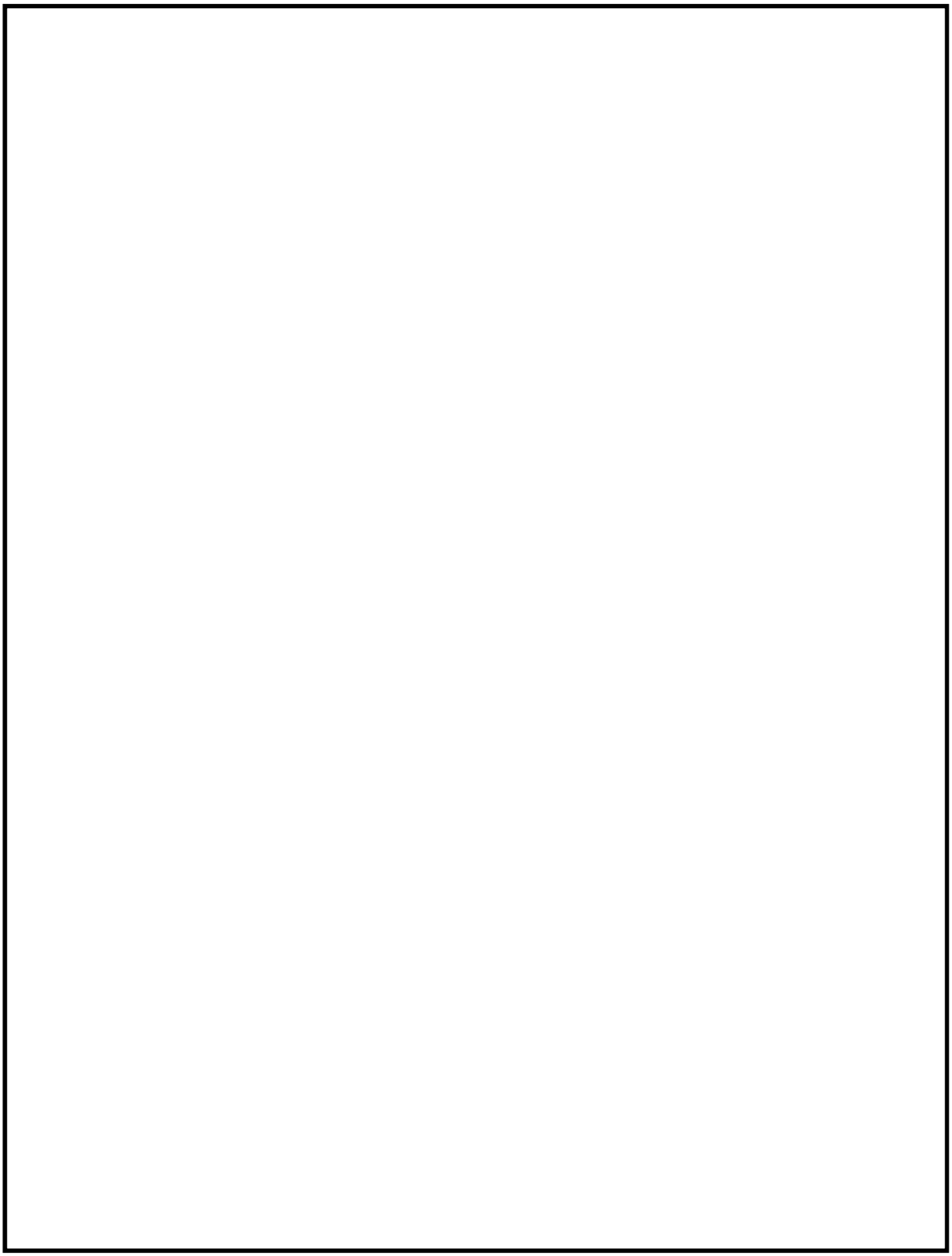
以上の確認結果及びこれらを実施することにより，必要な安全機能が損なわれないよう対応することとする。なお，運用面での対策については保安規定に定めるとともに，関連規程文書に詳細を記載する。

第 4 表　施設定期検査時の異物混入防止対策物品リスト

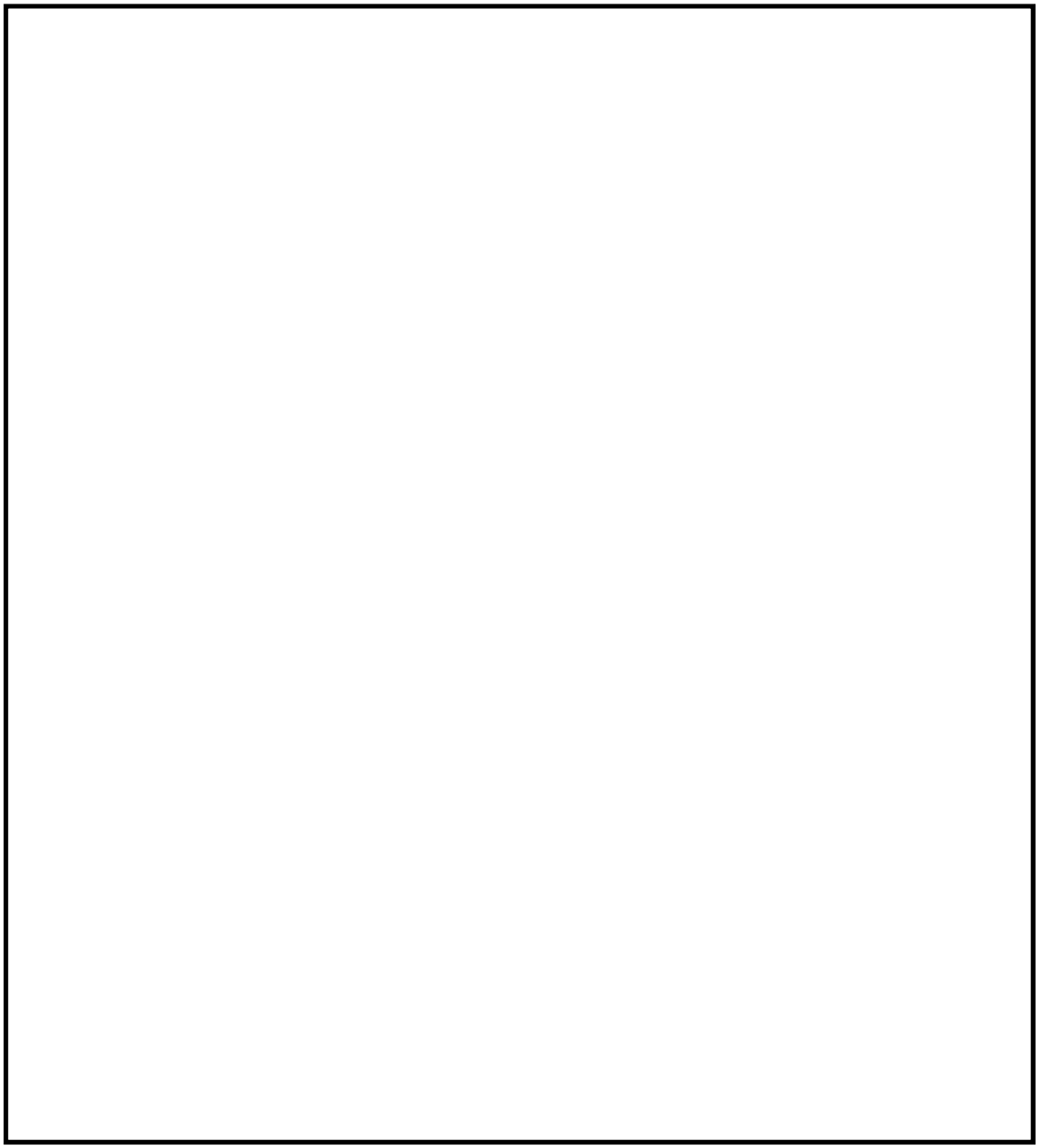
番号	抽出項目	詳細
1	原子炉建屋原子炉棟	照明
2	PCV（取扱具含む）	PCVヘッド
		PCVヘッド吊り具
3	RPV（取扱具含む）	RPVヘッド（＋スタッドボルトテンショナ）
		RPVヘッドフランジガスケット
		ミラーインシュレーション
		スタッドボルト保管架台
		スタッドボルト着脱装置
		ミラーインシュレーションベロー
4	内挿物（取扱具含む）	ドライヤ
		セパレータ
		シュラウドヘッドボルト
		シュラウドヘッドボルトレンチ
		D/S吊り具
		MS ラインプラグ
		MSLP 用電源箱
		MSLP 用空気圧縮機
		MSLP 用電動チェーンブロック
		マルチストロングバック
		燃料集合体
		チャンネル着脱機
		D/S水中移動装置
5	プールゲート類	燃料プールゲート(大)
		燃料プールゲート(小)
		キャスクピットゲート
6	キャスク（取扱具含む）	核燃料輸送容器
		核燃料輸送容器吊り具
		使用済燃料乾式貯蔵容器
		使用済燃料乾式貯蔵容器吊り具
		固体廃棄物移送容器
		固体廃棄物移送容器用垂直吊具（R/B用）
7	電源盤類	シッピング用操作盤部
		シッピング動力盤
		開閉器
		キャスクピット排水用電源盤
8	フェンス・ラダー類	手摺り（除染機用レール含む）
		可動ステージ開放用ホイスト架台
		原子炉ウェル用梯子
		DSP 昇降梯子
		パーテーション
9	装置類	除染装置（収納コンテナ含む）
		DSPパッキン用減圧器
		酸化膜厚測定装置
		水中テレビ制御装置
		燃料付着物採取用装置（本体，ポール，ヘッド）
		水位調整装置
		リークテスト測定装置
10	作業用機材類	SFPゲート用架台
		工具箱
		大型セイバーソー
		遮へい体
		防炎シート類
		足場材
		水中簡易清掃装置保管箱
		局所排風器
		ウェル用資機材
		ローリングタワー
		フィルタ収納容器
		LPRM収納箱
		テント

番号	抽出項目	詳細
10	作業用機材類	酸化膜厚測定装置架台
		工具箱（引出タイプ）鋼製
		ドロップライト収納箱
		グラップル収納箱
		水中テレビカメラ支持ポール（アルベルグ製）
		チャンネル固縛仮置き架台（16kg/枚）
		NFV用吊り具ワイヤ
		除染ピット用クーラー
		スポットクーラー
		注水ユニット
		キャスク底部固定金具
		足場収納箱（アトックス）
11	試験・検査用機材類	テンショナ用テストブロック
		スタッドボルト試験片
		FHM用テストウェイト
		シッパーキャップ架台（16キャップ含む）
		シッピング装置架台
12	コンクリートプラグ・ハッチ類	可動ステージ
		キャスク除染ピットカバー
		DSプールカバー
		原子炉ウェルシールドプラグ
		スキマサージタンク用コンクリートプラグ
		SFPスロットプラグ
		SFPスロットプラグ吊り具
		DSPスロットプラグ
		DSスロットプラグ吊り具
		新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ
		FPC　F/Dコンクリートプラグ
		CUW　F/Dコンクリートプラグ
13	その他	定検資機材
		手すり収納箱
		ステップ
		カメラケース
		カメラ用架台
		ペリスコープ用架台
		キャビネット（コンテナ類含む）
		使用済用垂直吊具アーム収納箱（NFT）4本
		安全帯用ポール及び連結板
		内蓋吊金具収納箱
		垂直吊具エアー操作ユニット(1)
		リークテスト測定装置ホース収納箱
		蓋仮置き台
		フランジプロテクター
		蓋吊具（DC用，NFT用）
		ボンベ台車
		収納缶（冷却用）
		ハンドリフター（2ｔ）
		加圧タンク
		ヘリオット
		位置決めラグ
		RPVヘッド架台
		真空乾燥装置
		新燃料容器
		コンテナ用枕木

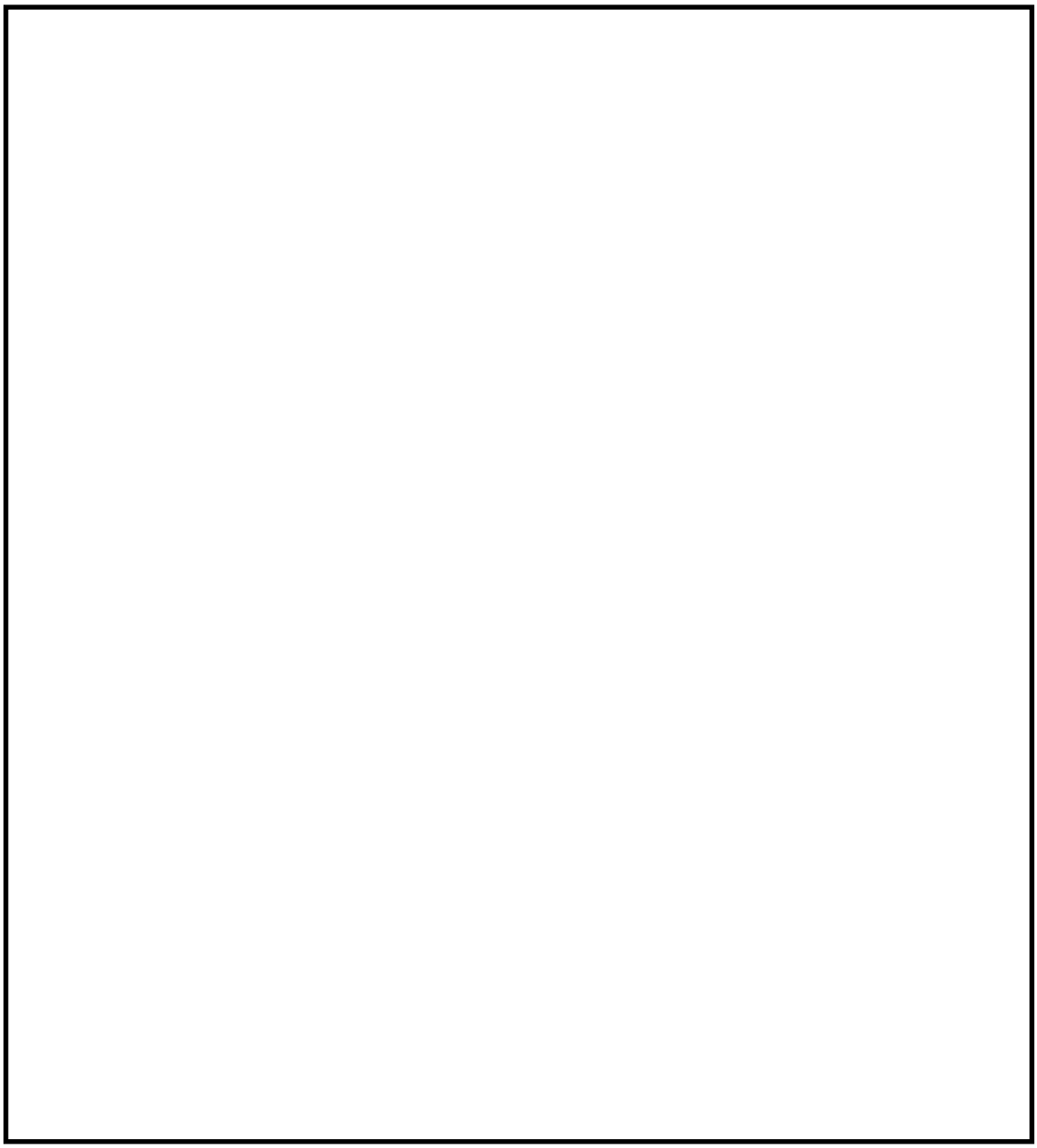
備 考
取付状態が床置のものは，固縛等を行いスロッシング対策を行う。



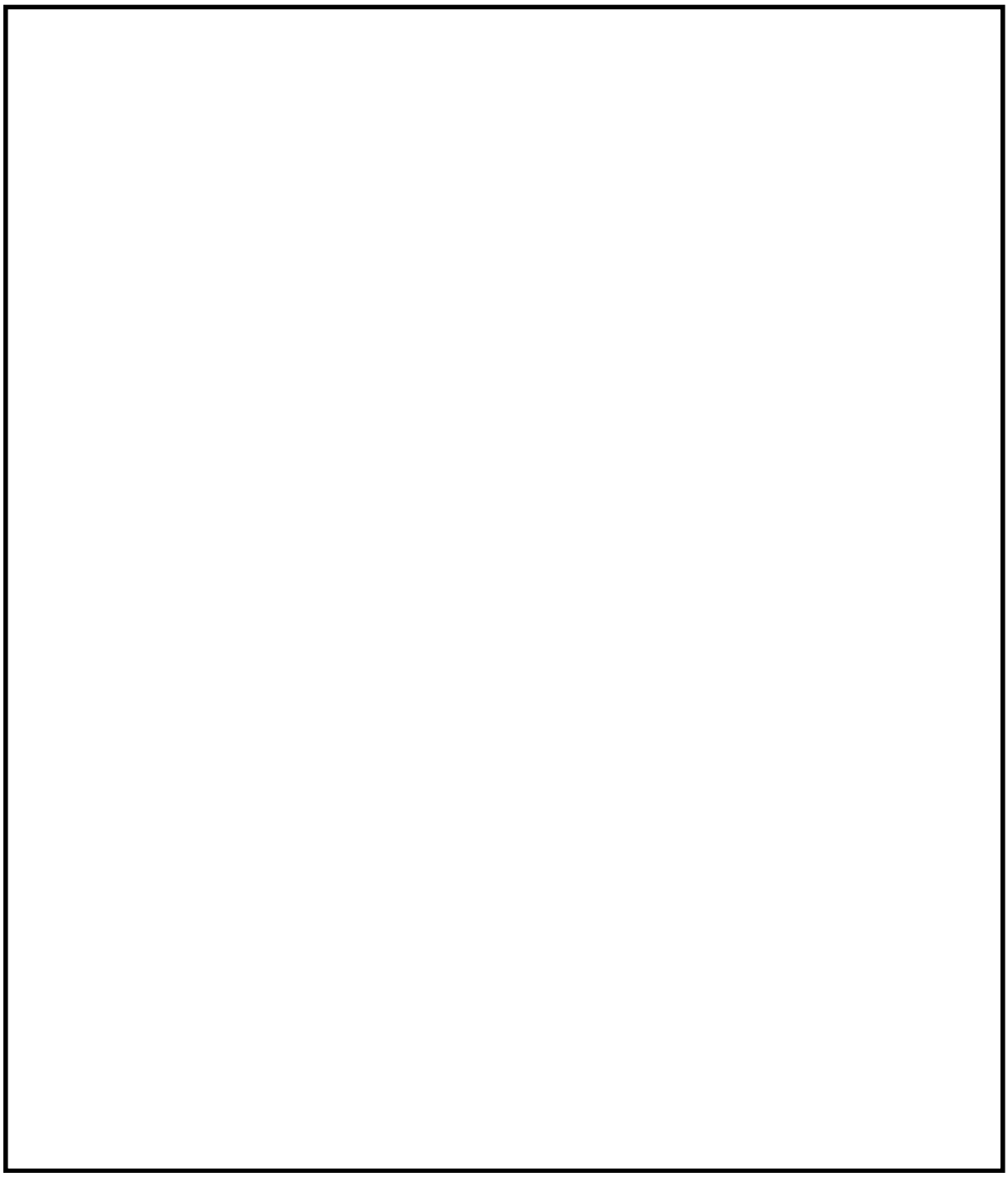
第 12 図　原子炉建屋ハッチ配置図(1/8)



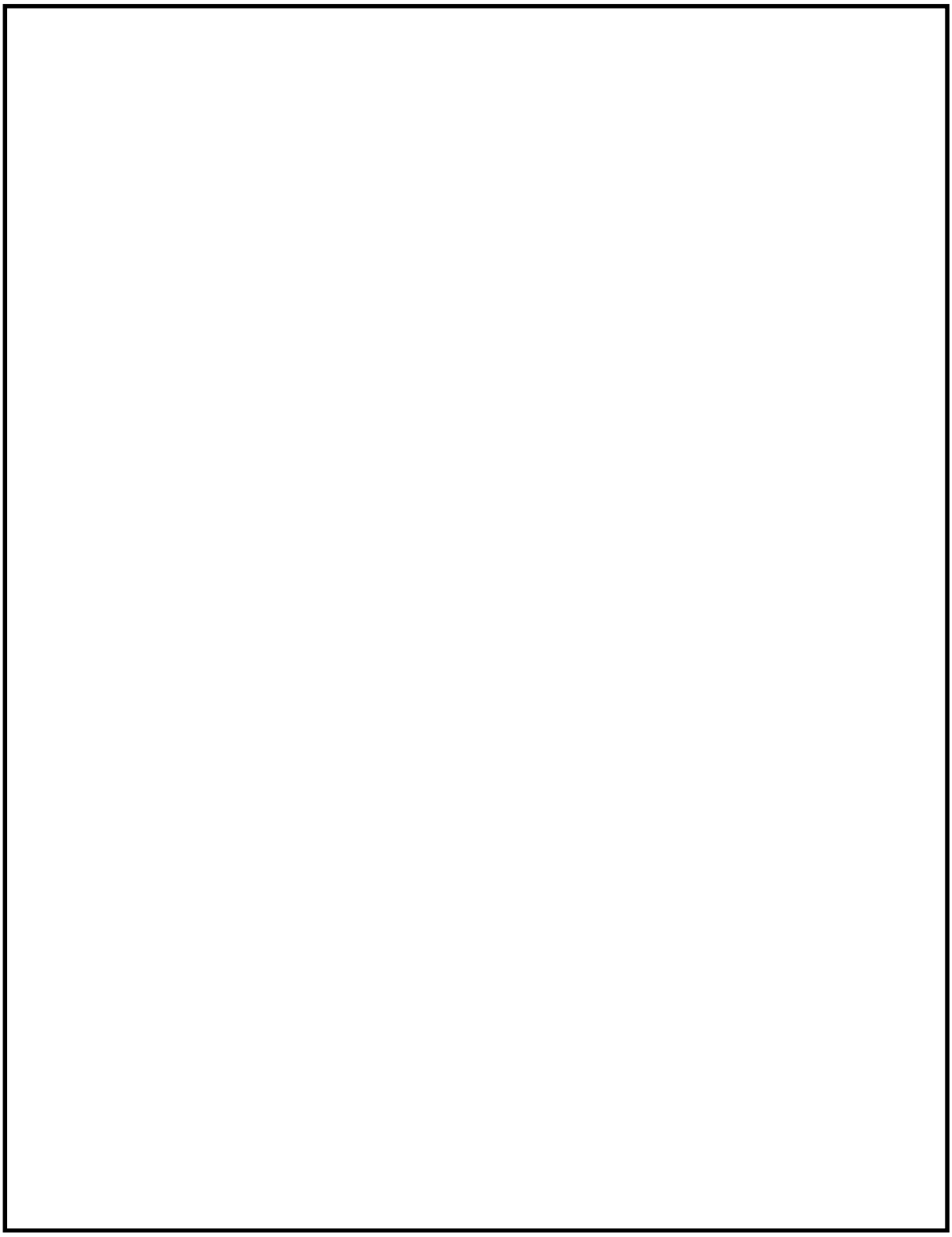
第 12 図　原子炉建屋ハッチ配置図(2/8)



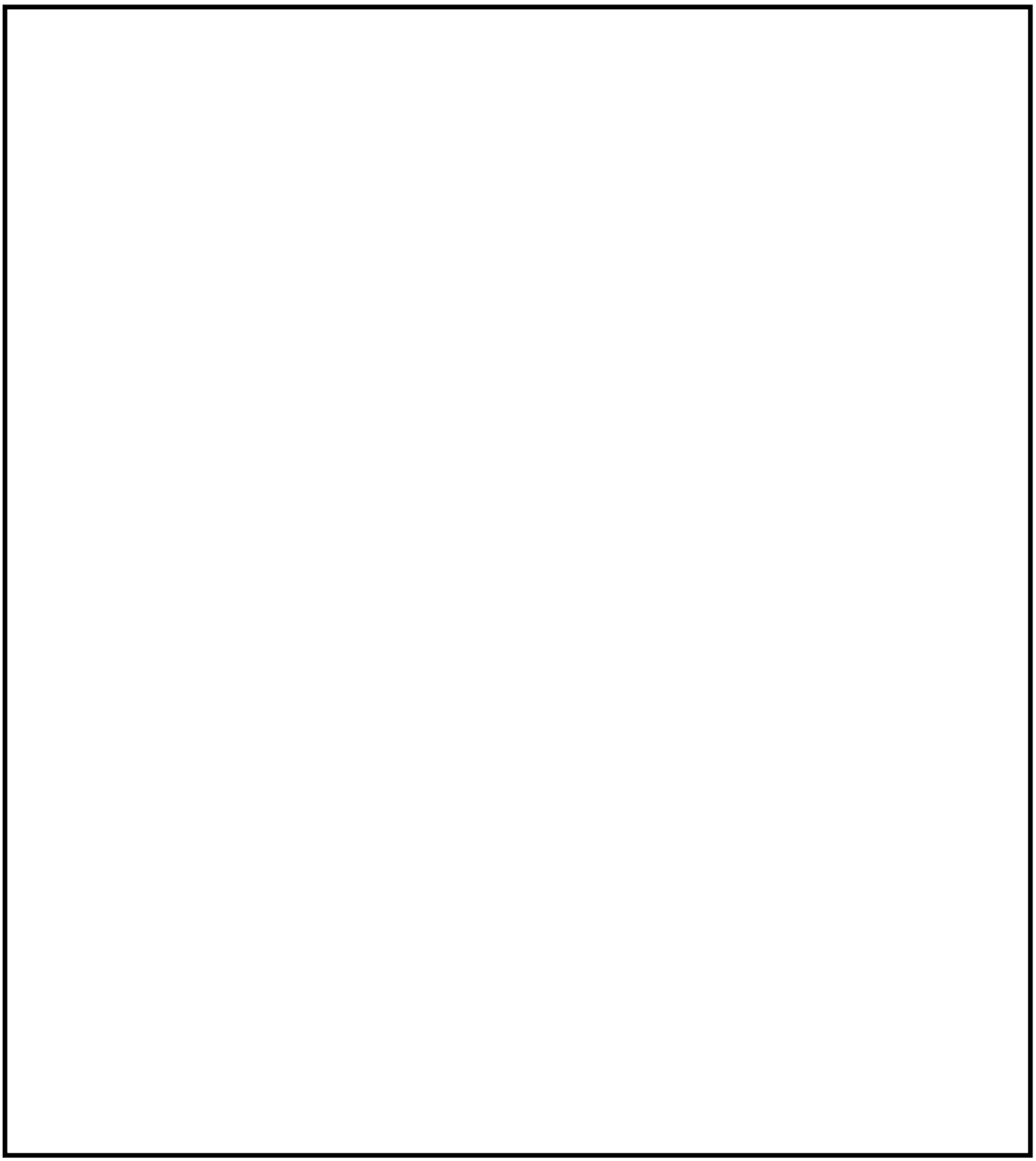
第 12 図　原子炉建屋ハッチ配置図(3/8)



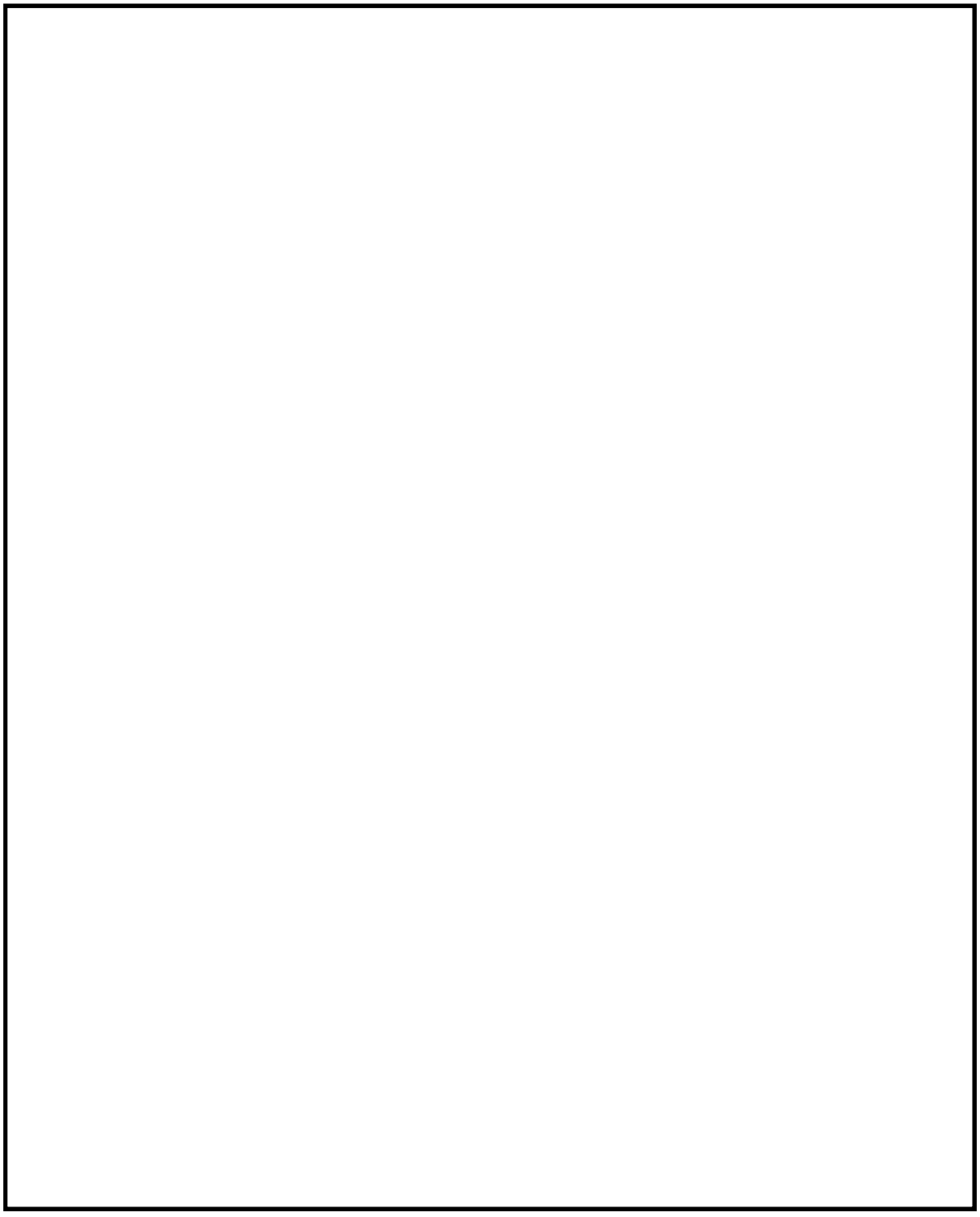
第 12 図　原子炉建屋ハッチ配置図(4/8)



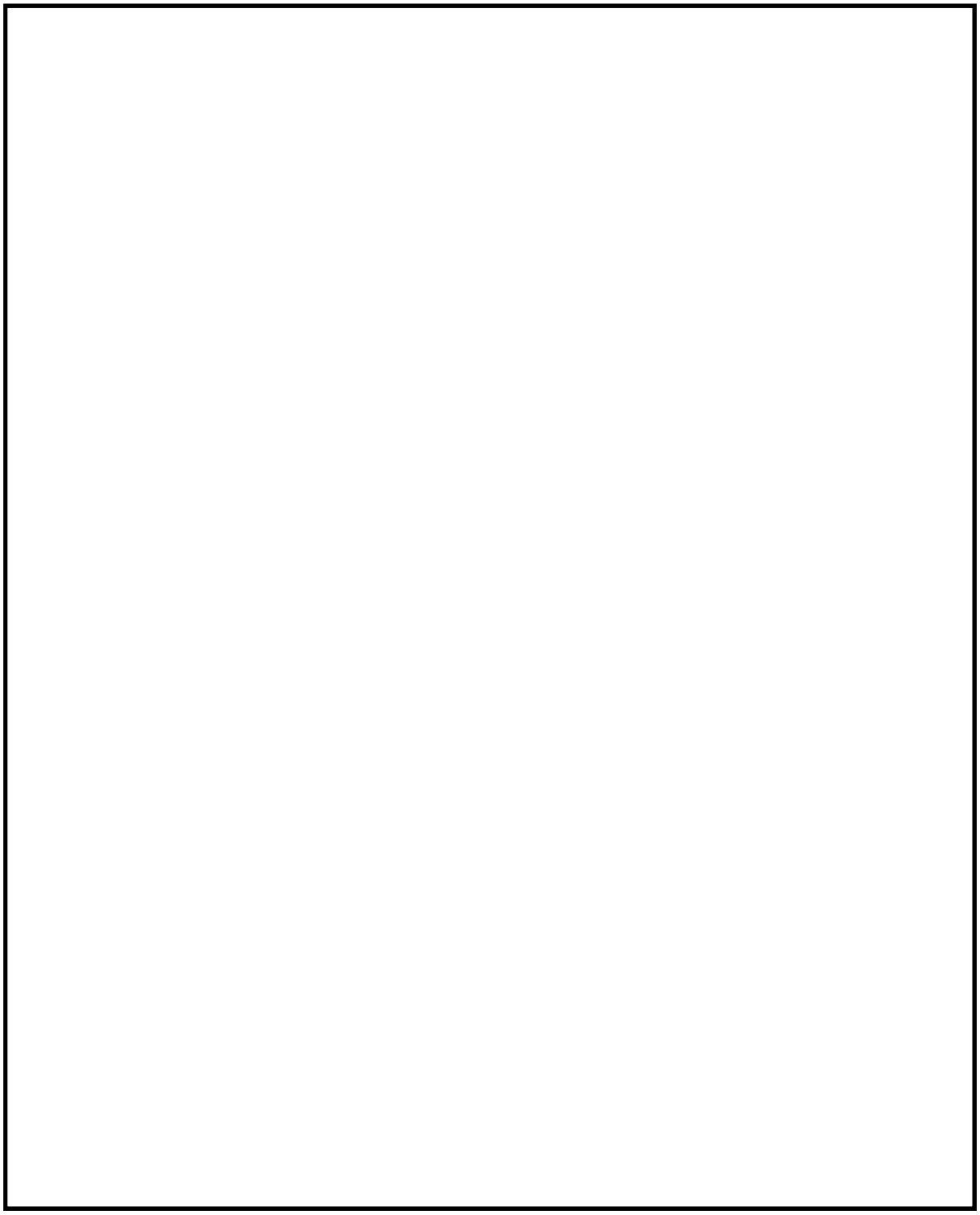
第 12 図　原子炉建屋ハッチ配置図(5/8)



第 12 図　原子炉建屋ハッチ配置図(6/8)



第 12 図　原子炉建屋ハッチ配置図(7/8)



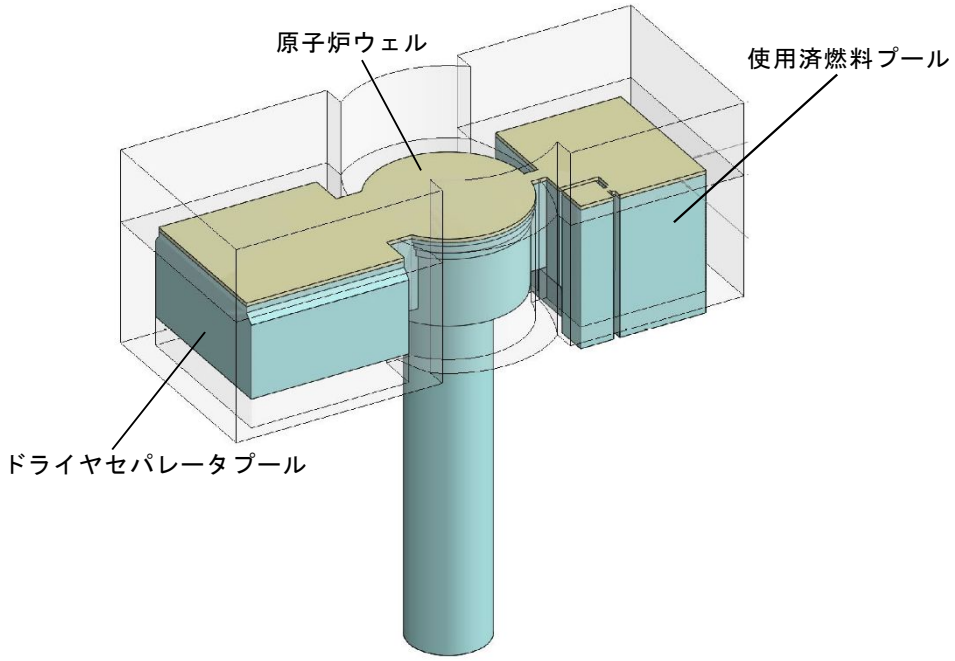
第 12 図　原子炉建屋ハッチ配置図(8/8)

3.　３次元流体解析による評価方法について

原子炉建屋６階の使用済燃料プール，原子炉ウェル，ドライヤセパレータプールのあるフロアレベルをモデル化範囲とし，３次元流動解析により溢水量を算定する。解析モデルは，使用済燃料貯蔵プール本体，キャスクピット，原子炉ウェル，ドライヤセパレータプールを考慮するとともに，原子炉建屋６階床面への溢水の流れをシミュレートできるように空気部分もモデル化した。

解析には，簡易評価で求めた溢水量が最大値となる基準地震動Ｓ$_{s}$-13 を用いて床面への溢水量を評価した。また，プール内構造物は，スロッシング抑制効果があるので保守的にモデル化しない。

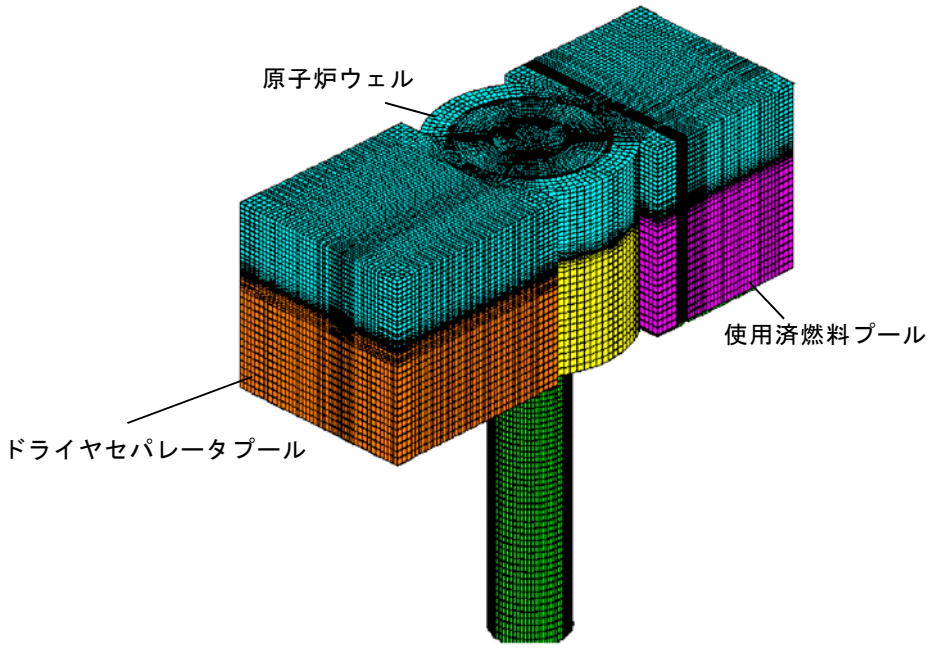
使用済燃料プールを含むモデル概要図をそれぞれ第 13 図に示す。



第 13 図　使用済燃料プールのモデル概要図

解析条件

モデル化範囲	使用済燃料プール(キャスクピット含む)，原子炉ウェル，ドライヤセパレータプール（第 14 図参照）
境界条件	上部は開放とし，他は壁による境界を設定。
初期水位	EL.+46.195m（通常水位）
評価用地震波	基準地震動Ｓ$_s$-13 波による原子炉建屋 EL.46.50m での床応答を用いた三方向(NS，EW 及び UD)同時入力時刻歴解析により評価する。
解析コード	STAR-CD（汎用流体解析プログラム） STAR-CD は，VOF(Volume of Fluid)法を搭載した CD-adapco 社製の汎用熱流体解析コード。概要を補足説明資料-16 に示す。
その他	使用済燃料プール周りに設置されているフェンス等による流出に対する抵抗は考慮しない。



第 14 図　解析モデルメッシュ概要

3.1　使用済燃料プール溢水量の評価結果

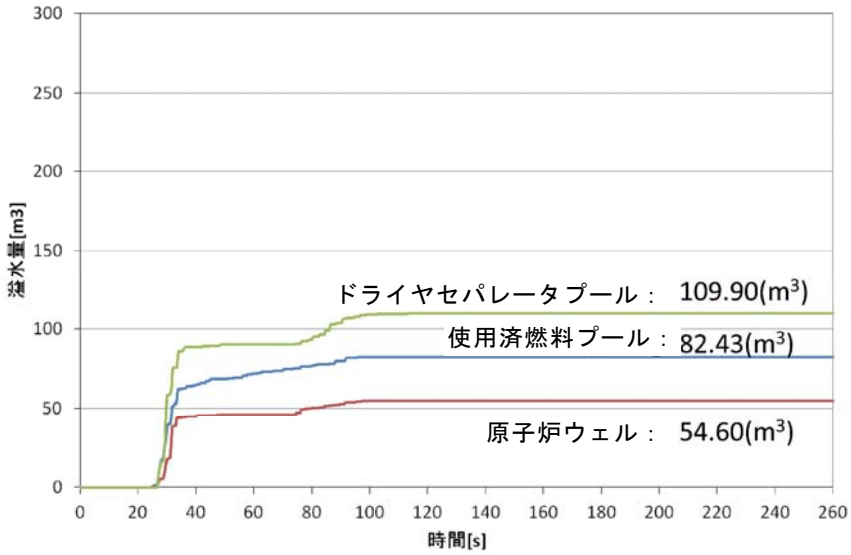
施設定期検査期間中の基準地震動S_sにおける使用済燃料プール等のスロッシングによる全溢水量を第5表，時間毎の溢水量の変化を第15図，16図，溢水時の使用済燃料プール水位を第6表に示す。また，このスロッシングによる原子炉棟6階床面での溢水水位は36cmとなり，開口部等の堰高さ70 cmに十分な裕度を確保できること確認した。

第5表　スロッシングによる全溢水量

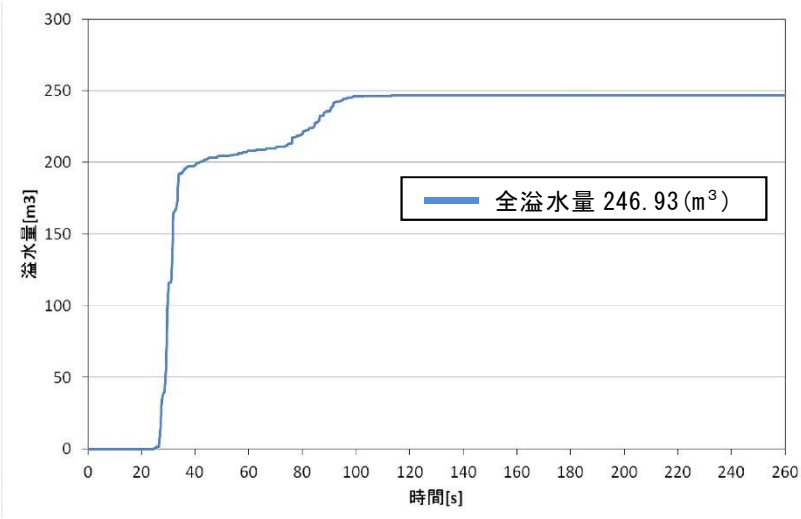
地震波の種類	床面への溢水量 (m^3)
S_s-13	246.93

第6表　溢水時の使用済燃料プール水位

地震波の種類	溢水量 (m^3)	地震後の燃料プール水位 EL.(m)
S_s-13	82.43	45.485 (通常水位-0.71m)



第 15 図　時間毎の溢水量の変化グラフ（個別）



第 16 図　時間毎の溢水量の変化グラフ（全量合計）

3.2　使用済燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能維持の確認

使用済燃料プールからの溢水量がプール外に流出した際の使用済燃料プール水位を求め，使用済燃料の遮蔽に必要な水位が維持されることを確認した。

また，地震後の使用済燃料プール水位は一時的にオーバフロー水位を下回

るが，残留熱除去系による給水・冷却が可能であり，冷却機能維持への影響はないことを確認した。

使用済燃料プールの水位評価結果を第7表に示す。

第7表　使用済燃料プールの水位評価

地震後の使用済燃料プール水位(m)	循環に必要な水位(m)※1	遮蔽に必要な水位(m)※2
10.65 (EL.45.485)	11.337 (EL.46.082)	10.45 (EL.45.195)

※1 スキマサージタンクに流入するオーバフローに必要な水位

※2 保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である線量率(≦1.0mSv／h)を満足する水位

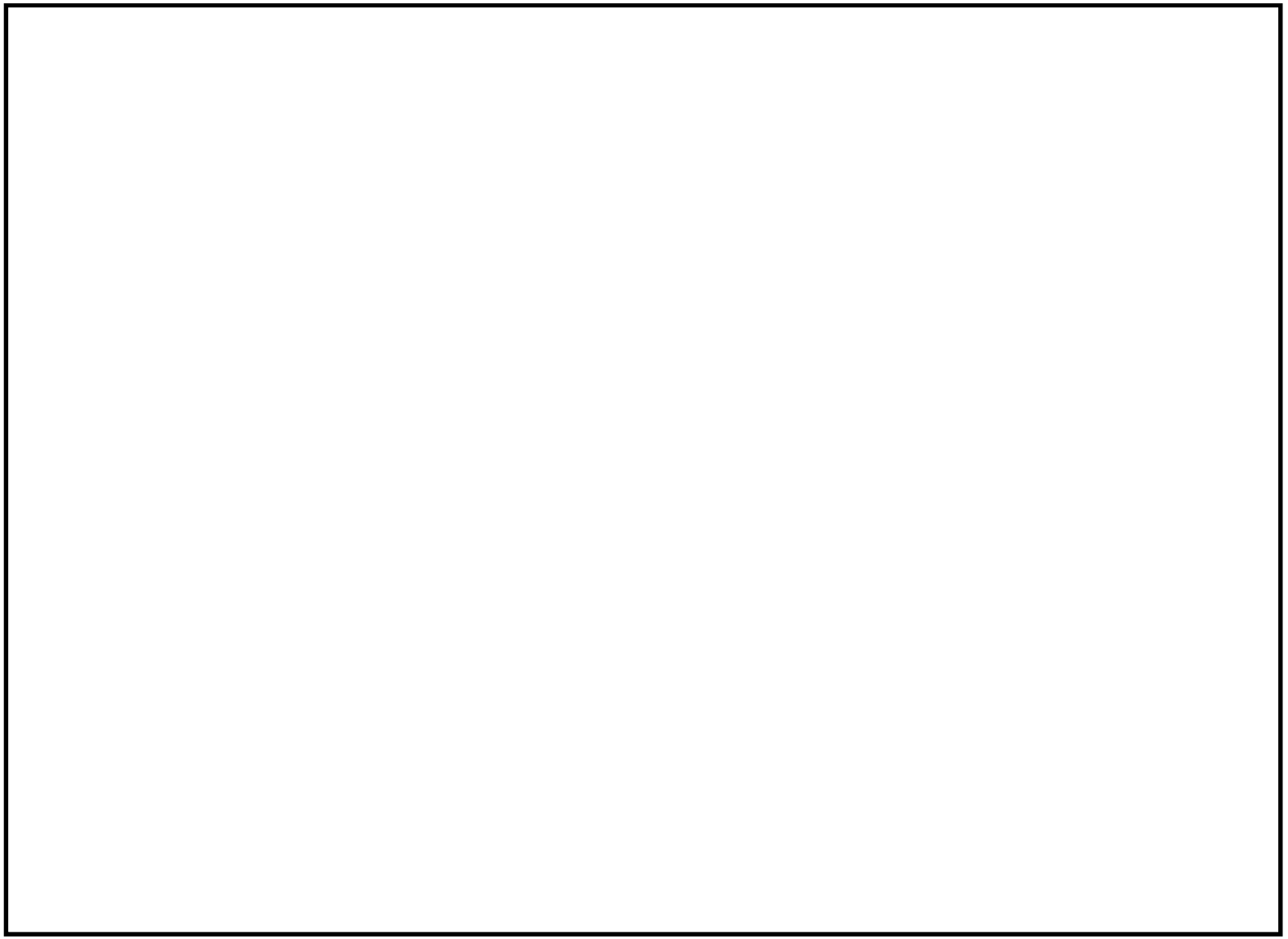
溢水影響評価における耐震クラスの確認方法について

地震に起因する機器の破損等により生じる溢水に対する影響評価においては，耐震Ｂ，Ｃクラスに分類される設備を溢水源となり得る設備として選定している。これら耐震クラスの確認には，建設時より管理している配管計装線図を用いて耐震重要度分類を確認し，評価対象範囲を抽出している。配管計装線図には，系統仕様，建屋区分等が記載されており，機能要求上の耐震クラスが適切に確認できる。

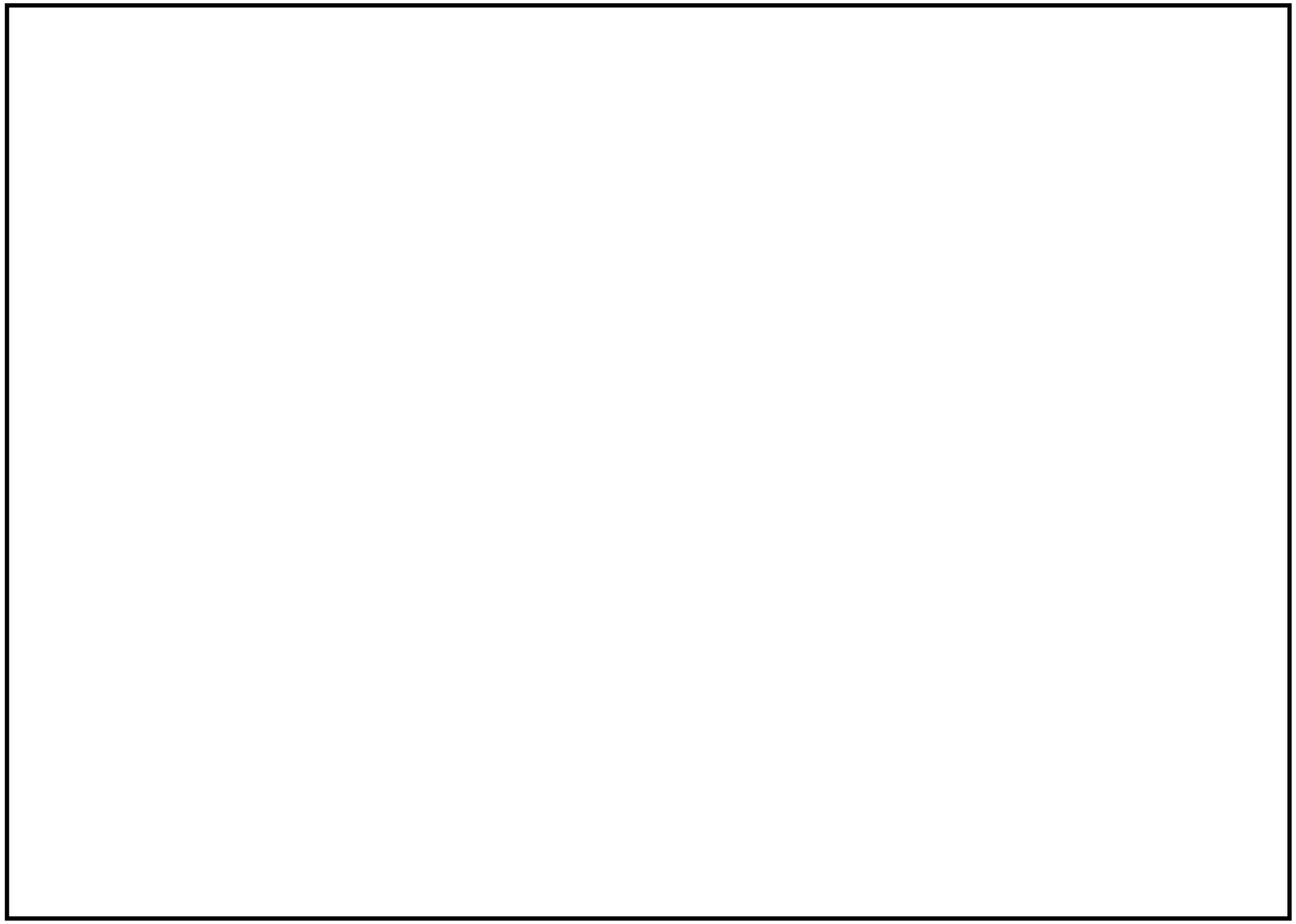
また，防護対象設備が設置されている建屋及びエリアについては，配管施工図等の詳細図面での確認及び現地調査を実施し，抽出した耐震Ｂ，Ｃクラス機器の範囲が適切であることを確認している。

溢水影響評価の対象となる耐震Ｂ，Ｃクラス配管の抽出の例を第1図～第5図に示す。

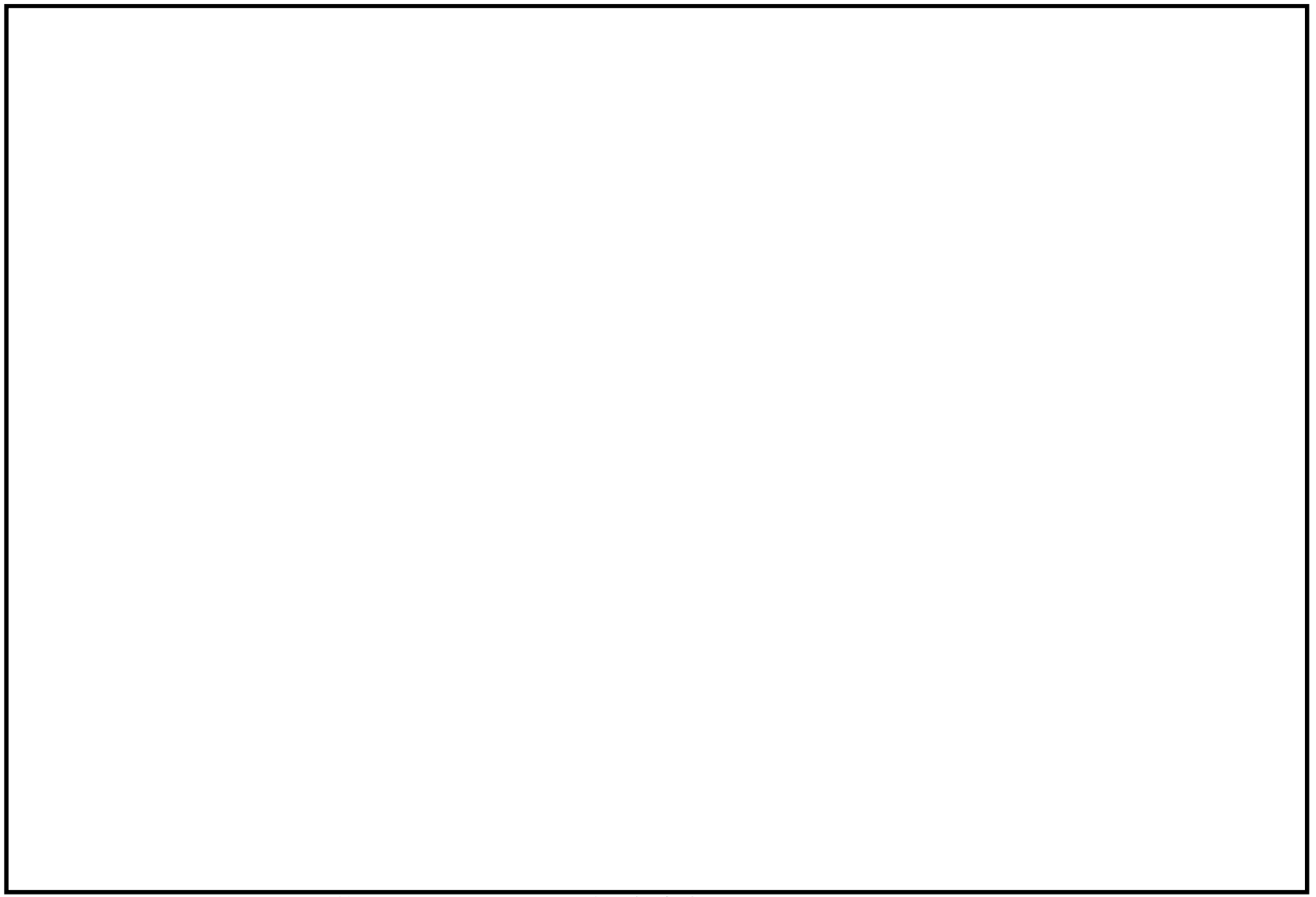
なお，耐震評価対象となる耐震Ｂ，Ｃクラス機器の抽出も同様に実施しているが，その考え方については別途資料にて示す。



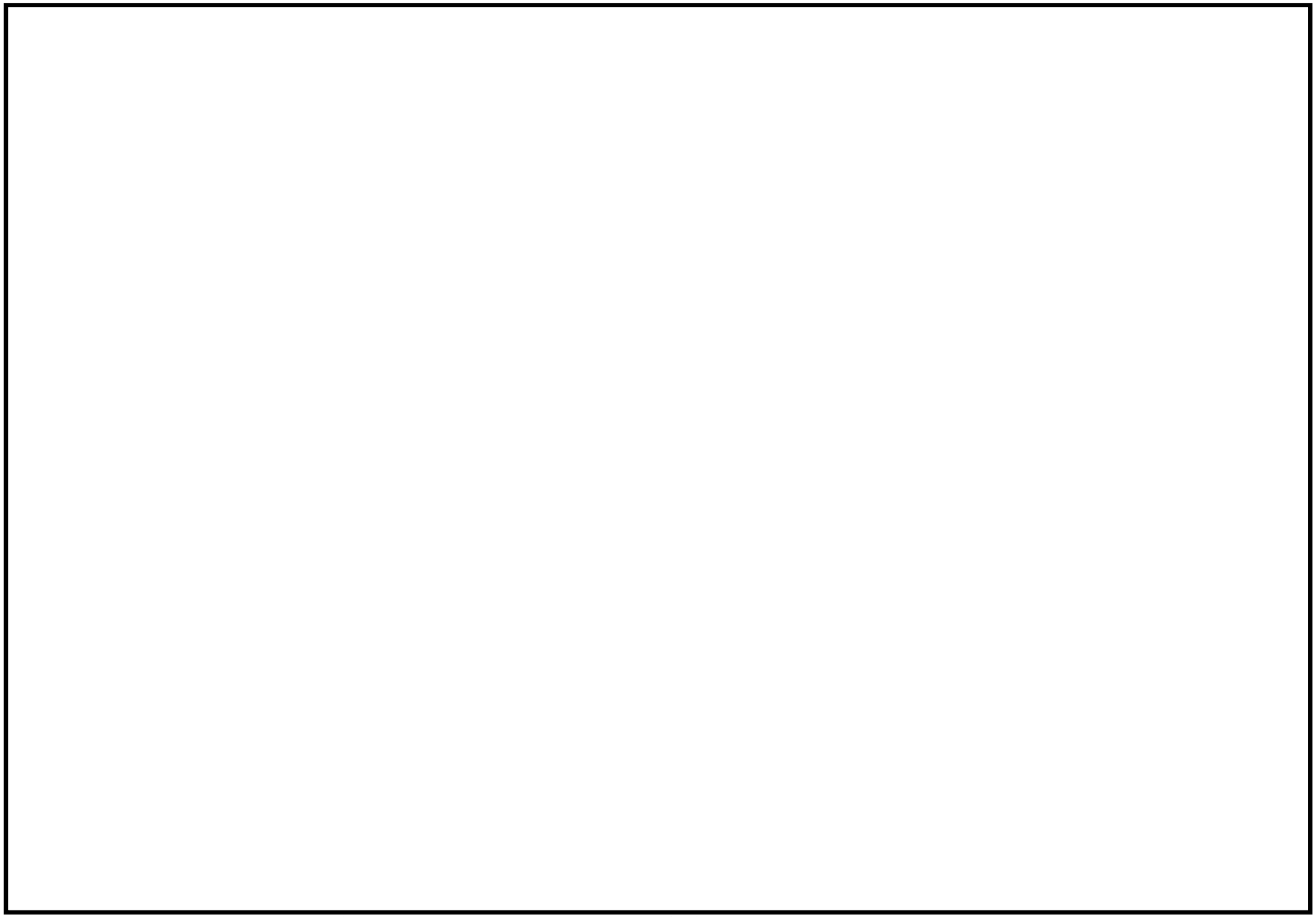
第１図　原子炉隔離時冷却系（耐震区分図：建設時資料）



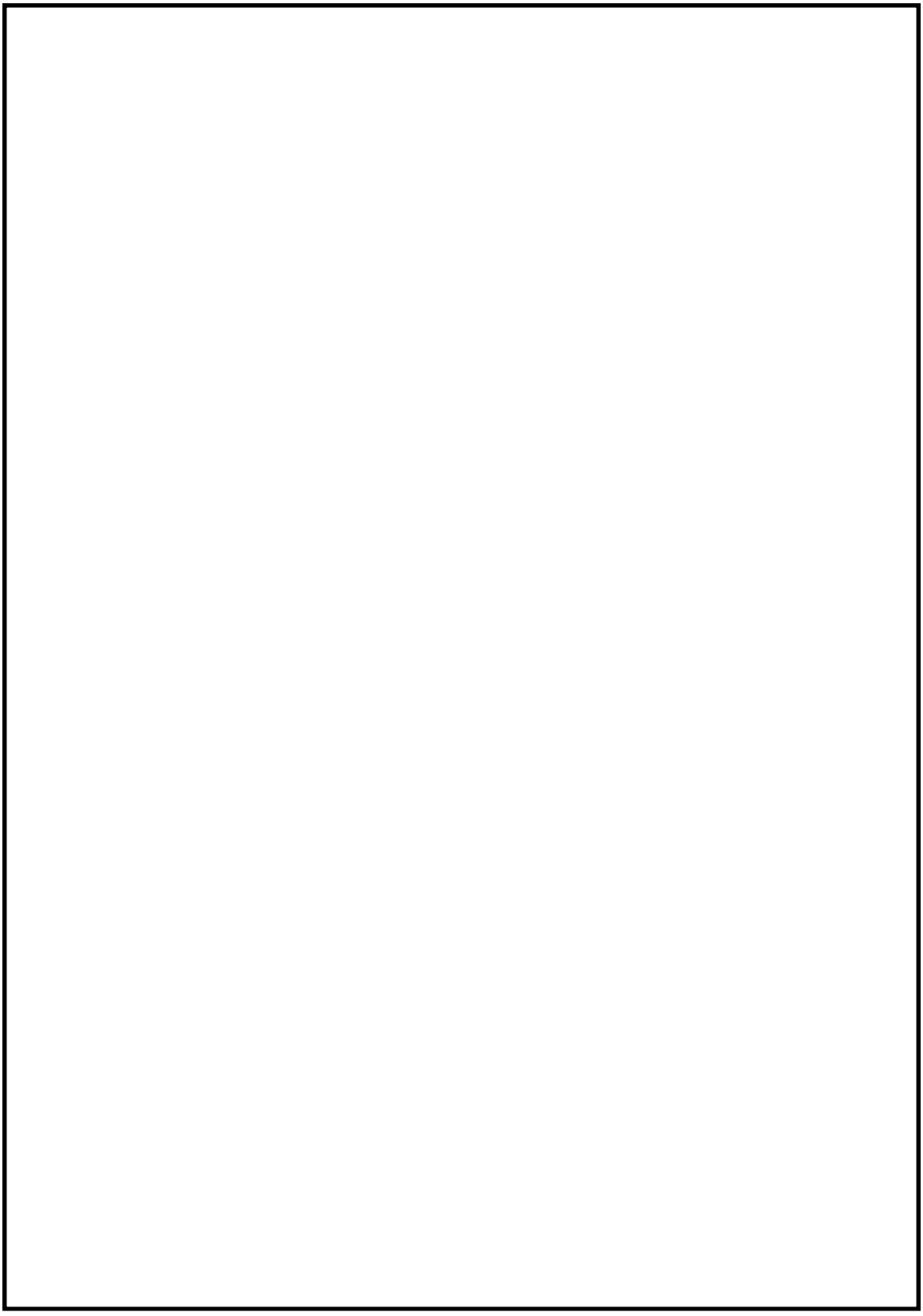
第2図　原子炉隔離時冷却系　（配管計装線図：最新図面）



第3図　原子炉隔離時冷却系　アイソメ図1



第４図　原子炉隔離時冷却系　アイソメ図２



第５図　原子炉隔離時冷却系　配管施工図

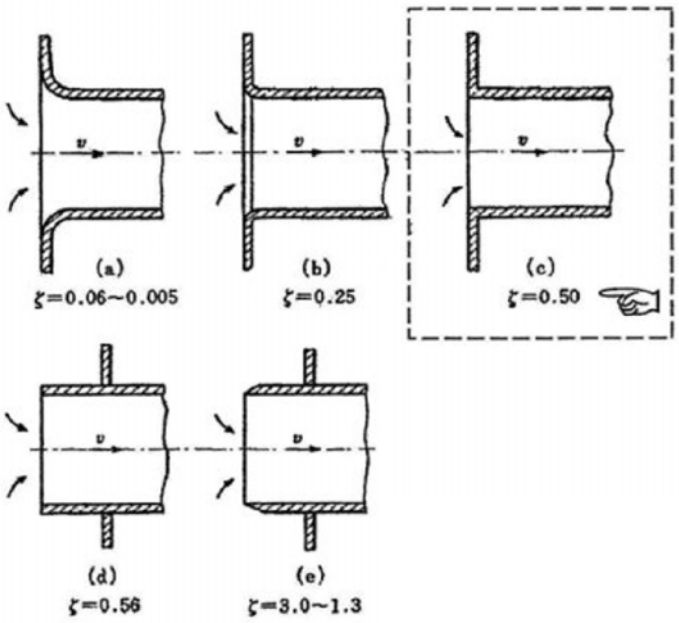
流出係数の根拠について

流出流量は，機械工学便覧のベルヌーイの実用式より次式となる。

$$\text{流出係数} = \text{開口面積} \times \sqrt{\frac{2 \times g \times \text{水頭圧}}{1 + \text{ノズル係数}\zeta}} \times 3600$$

$$= \text{開口面積} \times \text{流出係数} \times \sqrt{2 \times g \times \text{水頭圧}} \times 3600$$

ノズル係数ζは，開口部をノズルとみなした場合の損失係数で，管路の入口形状により定まる。破損部の形状として最も近いと考えられる形状は，第1図管路の入口形状と損失係数「機械工学便覧」の（c）タイプであり，損失係数は0.5となる。



第1図　管路の入口形状と損失係数（「機械工学便覧」より）

ノズル係数を 0.5 とすると流出係数は，0.82 となる。

$$\text{流出係数} = \sqrt{\frac{1}{1+\text{ノズル係数}\zeta}} = \sqrt{\frac{1}{1+0.5}} = 0.816 \fallingdotseq 0.82$$

なお，工事計画認可申請書添付書類「液体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大防止能力及び施設外への漏えい防止能力についての計算書」における流出流量評価でのノズル係数も従来から 0.5 を用いている。

油が溢水した場合の影響について

東海第二発電所の建屋内において，ポンプ等の油内包機器から潤滑油及び燃料油が漏えいした場合の溢水影響について以下に示す。

なお，建屋外での油の漏えいに関しては，本文第 12 章を参照のこと。

1. 要求事項

漏えい拡大防止措置は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係わる審査基準」（以下「火災防護に係わる審査基準」という。）の「2.1 火災発生防止」の 2.1.1 に基づき実施することが，要求されている。

火災防護に係る審査基準の記載を以下に示す。

【火災防護に係わる審査基準】

2.1 火災発生防止

2.1.1 原子炉施設は火災の発生を防止するために以下の各号に揚げる火災防護対策を講じた設計であること。

(1) 発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域は，以下の事項を考慮した，火災発生防止対策を講じること。

① 漏えいの防止，拡大防止

発火性物質又は引火性物質の漏えいの防止対策，拡大防止対策を講じること。ただし，雰囲気の不活性化等により，火災が発生する恐れがない場合は，この限りでない。

2.　漏えい拡大防止対策について

安全機能を有する機器等の設置場所にあるポンプ等の油内包機器のうち，耐震Ｓクラスの機器は，基準地震動Ｓ$_{s}$により損壊しないよう耐震性を確保できており，内包する油等の漏えいによる火災を想定しない。

一方，建屋内の耐震Ｂ，Ｃクラスの機器に対しては，ポンプ等の油内包機器から機器の故障等により油が漏えいした場合に備え，機器の周囲に堰等を設置することで，漏えい油の拡大を防止する対策を講じる。建屋内火災区域にあるポンプ等の油内包機器の油保有量と堰の有無を第１表に示す。

3.　影響確認

想定破損による影響

第１表にある油内包機器より油が漏えいした場合においても，その周囲に設置された堰により漏えい油の拡大は防止されるため，安全機能を有する機器等に影響はない。

また万一，堰外で漏えいした場合においても，その漏油量の最大値は以下の記載量程度であるため，各建屋におけるその他の水系系統の溢水量に比べ十分に少なく，想定破損の評価に包含される。

・原子炉建屋　　：0.6m^{3}

・廃棄物処理棟　　：0.02m^{3}

・非常用ディーゼル発電機室：14m^{3}

第１表　火災区域内の油内包機器と堰の有無（1／4）

建屋	機器名	油の種類	内包量（L）	堰の有無
原子炉棟	流量制御弁用制御油圧発生装置（A）	制御油	606	有
原子炉棟	流量制御弁用制御油圧発生装置（A）	制御油	606	有
原子炉棟	CUW　F/Dﾌﾟﾘｺｰﾄﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	0.85	有
原子炉棟	DHC冷凍機	潤滑油	160	有
原子炉棟	DHC冷水ﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	1.5	有
原子炉棟	SLCﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	45	有
原子炉棟	SLCﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	45	有
原子炉棟	FPC　F/Dﾌﾟﾘｺｰﾄﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	0.85	有
原子炉棟	FRVSﾌｧﾝ（A）	潤滑油	2.5L×2	有
原子炉棟	FRVSﾌｧﾝ（B）	潤滑油	2.5L×2	有
原子炉棟	FPC逆洗水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	0.55	有
原子炉棟	FPC循環ﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	2.2	有
原子炉棟	FPC循環ﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	2.2	有
原子炉棟	CUW逆洗水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	0.55	有
原子炉棟	MSIV-LCSﾌﾞﾛﾜｰ（A）	潤滑油	12.5	有
原子炉棟	MSIV-LCSﾌﾞﾛﾜｰ（B）	潤滑油	12.5	有
原子炉棟	CUW循環ﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	10	有
原子炉棟	CUW循環ﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	10	有
原子炉棟	CRD水圧ﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	170	有
原子炉棟	CRD水圧ﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	170	有
原子炉棟	RHRﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	286	有
原子炉棟	RHRﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	286	有
原子炉棟	RHRﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	286	有
原子炉棟	RHRﾚｸﾞｼｰﾙﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	1.65	有
原子炉棟	RCICﾀｰﾋﾞﾝ	潤滑油	約40	有
原子炉棟	RCICﾚｸﾞｼｰﾙﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	1.65	有
原子炉棟	LPCSﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	286	有
原子炉棟	LPCSﾚｸﾞｼｰﾙﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	1.65	有
原子炉棟	HPCSﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	286	有
原子炉棟	HPCSﾚｸﾞｼｰﾙﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	1.65	有

第１表　火災区域内の油内包機器と堰の有無（2／4）

建屋	機器名	油の種類	内包量（L）	堰の有無
廃棄物処理棟	ｽﾊﾟｰｼﾞﾝｸﾞﾌﾞﾛﾜｰ	潤滑油	6.6L×2	有
廃棄物処理棟	ｸﾗﾘﾌｧｲﾔｰ供給ﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	0.36L	有
廃棄物処理棟	凝縮水収集ﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	1.7L	有
廃棄物処理棟	廃液中和ｽﾗｯｼﾞ受ﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	0.36L	有
廃棄物処理棟	ｺﾝｾﾝﾄﾚｰﾀｰ補助循環ﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	廃液ﾌｨﾙﾀｰ保持ﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	0.36L	有
廃棄物処理棟	廃液ﾌｨﾙﾀｰ保持ﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	0.36L	有
廃棄物処理棟	床ﾄﾞﾚﾝﾌｨﾙﾀｰ保持ﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	0.36L	有
廃棄物処理棟	ﾌﾟﾘｺｰﾄﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	2.1L	有
廃棄物処理棟	ﾌﾟﾘｺｰﾄﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	2.1L	有
廃棄物処理棟	ﾘﾝ酸ｿｰﾀﾞﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	20L	有
廃棄物処理棟	中和硫酸ﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	4.3L	有
廃棄物処理棟	中和苛性ﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	4.3L	有
廃棄物処理棟	ｳｫｯｼｭｱｳﾄﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	0.1L×2	有
廃棄物処理棟	廃液ｻﾝﾌﾟﾙﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	1.2L	有
廃棄物処理棟	廃液ｻﾝﾌﾟﾙﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	1.2L	有
廃棄物処理棟	床ﾄﾞﾚﾝｻﾝﾌﾟﾙﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	0.5L	有
廃棄物処理棟	床ﾄﾞﾚﾝｻﾝﾌﾟﾙﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	0.5L	有
廃棄物処理棟	凝縮水ｻﾝﾌﾟﾙﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	0.5L	有
廃棄物処理棟	使用済粉末ﾃﾞｶﾝﾄﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	使用済粉末ﾃﾞｶﾝﾄﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	使用済粉末ﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	1L	有
廃棄物処理棟	使用済樹脂ﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	1L	有
廃棄物処理棟	洗濯廃液ﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	0.62L	有
廃棄物処理棟	洗濯廃液ﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	0.62L	有

第１表　火災区域内の油内包機器と堰の有無（3／4）

建屋	機器名	油の種類	内包量（L）	堰の有無
廃棄物処理棟	廃液収集ﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	1.4L	有
廃棄物処理棟	床ﾄﾞﾚﾝ収集ﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	1.4L	有
廃棄物処理棟	ｻｰｼﾞﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	1.4L	有
廃棄物処理棟	ｻｰｼﾞﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	1.4L	有
廃棄物処理棟	廃液収集ﾌｨﾙﾀｰ逆洗水ﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	廃液収集ﾌｨﾙﾀｰ逆洗水ﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	床ﾄﾞﾚﾝﾌｨﾙﾀｰ逆洗水ﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	廃液ｽﾗｯｼﾞﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	1L	有
廃棄物処理棟	廃液ｽﾗｯｼﾞﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	1L	有
廃棄物処理棟	廃液ｽﾗｯｼﾞﾃﾞｶﾝﾄﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	廃液ｽﾗｯｼﾞﾃﾞｶﾝﾄﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	0.8L	有
廃棄物処理棟	床ﾄﾞﾚﾝｽﾗｯｼﾞﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	1L	有
廃棄物処理棟	床ﾄﾞﾚﾝｽﾗｯｼﾞﾃﾞｶﾝﾄﾎﾟﾝﾌﾟ	潤滑油	0.23L	有
廃棄物処理棟	廃液中和ﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	1.4L	有
廃棄物処理棟	廃液中和ﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	1.4L	有
廃棄物処理棟	ｺﾝｾﾝﾄﾚｰﾀｰ供給ﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	0.46L	有
廃棄物処理棟	ｺﾝｾﾝﾄﾚｰﾀｰ供給ﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	0.46L	有
廃棄物処理棟	所内ﾎﾞｲﾗｰ復水収集ﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	0.46L	有
廃棄物処理棟	所内ﾎﾞｲﾗｰ復水収集ﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	0.46L	有
廃棄物処理棟	濃縮廃液ﾎﾟﾝﾌﾟ（A）	潤滑油	1L	有
廃棄物処理棟	濃縮廃液ﾎﾟﾝﾌﾟ（B）	潤滑油	1L	有
廃棄物処理棟	濃縮廃液ﾎﾟﾝﾌﾟ（C）	潤滑油	1L	有

第１表　火災区域内の油内包機器と堰の有無（4／4）

建屋	機器名	油の種類	内包量（L）	堰の有無
非常用ディーゼル発電機室	ＤＧ　２Ｃ潤滑油サンプタンク	潤滑油	5000L	有
非常用ディーゼル発電機室	ＤＧ　２Ｃシリンダー注油タンク	潤滑油	500L	有
非常用ディーゼル発電機室	ＤＧ　２Ｃ燃料油タンク（燃料デイタンク）	軽油	14000L	有
非常用ディーゼル発電機室	ＤＧ　２Ｄ潤滑油サンプタンク	潤滑油	5000L	有
非常用ディーゼル発電機室	ＤＧ　２Ｄシリンダー注油タンク	潤滑油	500L	有
非常用ディーゼル発電機室	ＤＧ　２Ｄ燃料油タンク（燃料デイタンク）	軽油	14000L	有
非常用ディーゼル発電機室	ＨＰＣＳ　ＤＧ潤滑油サンプタンク	潤滑油	5000L	有
非常用ディーゼル発電機室	ＨＰＣＳ　ＤＧシリンダ注油タンク	潤滑油	500L	有
非常用ディーゼル発電機室	ＨＰＣＳ　ＤＧ燃料油タンク（燃料デイタンク）	軽油	7000L	有

常設物品等の現場調査結果について

常設の現場工具箱等の設置状況について現場調査を行い，下記のとおり評価した。

溢水区画の滞留面積の算出においては，建築躯体図より壁，柱，基礎等の除外範囲を除いた面積を算出し，0.7 倍した値を用いている。0.7 の係数には，サポート類等を含めてその他の常設物品も含んだものとして考慮しているが，改めて，常設物品等の設置状況について現場調査を行い，下記のとおり評価した。

1. 防護対象設備の設置建屋における評価

防護対象設備の設置建屋における滞留面積に対する現場常設物品等の占有面積を評価した結果を第 1 表に示す。

現場調査の結果，溢水防護区画の面積と比べて現場常設物品等の占有面積は小さく，0.7 の係数に含まれていることを確認した。このため，現場常設物品等の占有面積を考慮したとしても，防護対象設備の機能喪失に係る評価結果に影響がないことを確認した。

2. 隣接するエリアにおける評価

隣接するエリアにおける評価では，溢水が隣接するエリアの地下階に留まることを評価することから，地下階に貯留する溢水量全体に対する現場常設物品等の占有体積を評価した結果を第 2 表に示す。

現場調査結果から算出した，建屋毎の溢水量に対する現場常設物品等の占有体積の割合は，タービン建屋，廃棄物処理棟のいずれの建屋においても現

場常設物品等の溢水量に対する占有体積は十分小さく，防護対象設備の機能喪失に係る評価結果に影響がないことを確認した。

第1表　現場常設物品等の占有面積評価（1／3）

区画番号	滞留面積①※1（床躯体図等からの算出値）（㎡）	滞留面積②※2（現場工具箱等の考慮なし）（㎡）	現場工具箱等の占有面積（㎡）	現場工具箱等の占有率※3（%）	評価結果への影響※4
RB-6-1	1085.4	759.70	62.63	5.78	影響無し
RB-5-1	107.00	74.90	10.00	9.35	影響無し
RB-5-2	227.30	159.10	6.65	2.93	影響無し
RB-5-3	41.70	29.10	0.32	0.77	影響無し
RB-5-4	26.90	18.80	5.10	18.96	影響無し
RB-5-5	1.30	0.90	0.00	0.00	影響無し
RB-5-6	51.60	36.10	5.15	9.99	影響無し
RB-5-7	1.20	0.80	0.00	0.00	影響無し
RB-5-8	28.50	19.90	0.64	2.25	影響無し
RB-5-9	28.50	19.90	0.00	0.00	影響無し
RB-5-10	2.00	1.40	0.00	0.00	影響無し
RB-5-11	26.80	18.70	0.00	0.00	影響無し
RB-5-12	8.20	5.70	0.20	2.44	影響無し
RB-5-13	1.00	0.70	0.20	20.00	影響無し
RB-5-14	165.30	115.70	7.94	4.81	影響無し
RB-4-1	281.40	196.90	22.61	8.04	影響無し
RB-4-2	357.20	250.00	64.52	18.07	影響無し
RB-4-3	7.10	4.90	0.00	0.00	影響無し
RB-4-4	1.80	1.20	0.00	0.00	影響無し
RB-4-5	5.90	4.10	0.00	0.00	影響無し
RB-4-6	13.90	9.70	0.00	0.00	影響無し
RB-4-7	17.90	12.50	0.00	0.00	影響無し
RB-4-8	1.90	1.30	0.00	0.00	影響無し
RB-4-9	13.70	9.50	0.00	0.00	影響無し
RB-4-10	5.10	3.50	0.00	0.00	影響無し
RB-4-11	2.10	1.40	0.00	0.00	影響無し
RB-4-12	72.70	50.80	1.60	2.21	影響無し
RB-4-13	2.40	1.60	0.00	0.00	影響無し
RB-4-14	2.60	1.80	0.00	0.00	影響無し
RB-4-15	81.90	57.30	0.48	0.59	影響無し
RB-4-16	2.00	1.40	0.00	0.00	影響無し
RB-4-17	43.20	30.20	1.80	4.17	影響無し
RB-4-18	1.40	0.90	0.00	0.00	影響無し
RB-4-19	29.20	20.40	0.00	0.00	影響無し
RB-4-20	1.40	0.90	0.00	0.00	影響無し
RB-4-21	4.90	3.40	0.00	0.00	影響無し
RB-4-23	99.50	69.60	2.91	2.93	影響無し

※1　滞留面積①：床躯体図及びCADデータより算出（詳細は補足説明資料-8「滞留面積の算出について」参照）。

※2　「滞留面積②（通常評価用滞留面積）＝滞留面積①×0.7（滞留面積①で除外した機器基礎等以外のものを考慮した係数）」（㎡）

※3　「現場工具箱等の占有率＝現場工具箱等の占有面積／滞留面積①×100（%）

※4　現場工具箱等の占有率が30%（滞留面積①で除外した機器基礎等以外のものを除外した割合）より小さければ，影響無しとする。

第1表　現場常設物品等の占有面積評価（2／3）

区画番号	滞留面積①※1（床躯体図等からの算出値）（㎡）	滞留面積②※2（現場工具箱等の考慮なし）（㎡）	現場工具箱等の占有面積（㎡）	現場工具箱等の占有率※3（%）	評価結果への影響※4
RB-3-1	333.50	233.40	38.97	11.69	影響無し
RB-3-2	370.20	259.10	30.05	8.12	影響無し
RB-3-3	51.60	36.10	0.00	0.00	影響無し
RB-3-4	56.10	39.20	0.00	0.00	影響無し
RB-3-5	8.70	6.00	0.00	0.00	影響無し
RB-3-6	9.20	6.40	0.00	0.00	影響無し
RB-3-9	5.00	3.50	0.00	0.00	影響無し
RB-2-1	231.10	161.70	6.05	2.62	影響無し
RB-2-2	10.60	7.40	0.00	0.00	影響無し
RB-2-3	25.20	17.60	0.00	0.00	影響無し
RB-2-4	12.20	8.50	0.00	0.00	影響無し
RB-2-5	21.30	14.90	0.00	0.00	影響無し
RB-2-6	48.10	33.60	0.00	0.00	影響無し
RB-2-8	244.30	171.00	12.14	4.97	影響無し
RB-2-9	243.60	170.50	20.14	8.27	影響無し
RB-2-10	25.60	17.90	0.00	0.00	影響無し
RB-2-11	17.70	12.30	0.72	4.07	影響無し
RB-2-12	8.70	6.00	0.00	0.00	影響無し
RB-1-1	352.10	246.40	13.83	3.93	影響無し
RB-1-2	369.30	258.50	10.39	2.82	影響無し
RB-1-4	3.70	2.50	0.00	0.00	影響無し
RB-1-5	1.80	1.20	0.00	0.00	影響無し
RB-1-6	1.40	0.90	0.00	0.00	影響無し
RB-B1-1	313.80	219.60	11.36	3.63	影響無し
RB-B1-2	199.20	139.40	37.50	18.83	影響無し
RB-B1-5	10.30	7.20	0.48	4.67	影響無し
RB-B1-6	1.60	1.10	0.00	0.00	影響無し
RB-B1-7	2.90	2.00	0.00	0.00	影響無し
RB-B1-8	28.50	19.90	0.00	0.00	影響無し
RB-B1-9	111.50	78.00	4.72	4.24	影響無し
RB-B2-1	43.60	30.50	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-2	73.30	51.30	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-3	88.30	61.80	6.07	6.88	影響無し
RB-B2-4	55.60	38.90	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-5	21.50	15.00	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-6	25.40	17.70	4.16	16.38	影響無し

※1　滞留面積①：床躯体図及びCADデータより算出（詳細は補足説明資料-8「滞留面積の算出について」参照）。

※2　「滞留面積②（通常評価用滞留面積）＝滞留面積①×0.7（滞留面積①で除外した機器基礎等以外のものを考慮した係数）」（㎡）

※3　「現場工具箱等の占有率＝現場工具箱等の占有面積／滞留面積①×100（%）

※4　現場工具箱等の占有率が30%（滞留面積①で除外した機器基礎等以外のものを除外した割合）より小さければ，影響無しとする。

第1表　現場常設物品等の占有面積評価（3／3）

区画番号	滞留面積①※1（床躯体図等からの算出値）（㎡）	滞留面積②※2（現場工具箱等の考慮なし）（㎡）	現場工具箱等の占有面積（㎡）	現場工具箱等の占有率※3（%）	評価結果への影響※4
RB-B2-7	30.30	21.20	0.60	1.99	影響無し
RB-B2-8	52.40	36.60	2.73	5.21	影響無し
RB-B2-9	45.90	32.10	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-10	55.20	38.60	1.88	3.41	影響無し
RB-B2-11	25.80	18.00	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-12	31.10	21.70	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-13	52.80	36.90	6.44	12.20	影響無し
RB-B2-14	12.80	8.90	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-15	17.50	12.20	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-16	2.00	1.40	0.00	0.00	影響無し
RB-B2-17	31.50	22.00	0.80	2.54	影響無し
RB-B2-18	17.90	12.50	0.66	3.69	影響無し
RB-B2-19	12.20	8.50	1.00	8.20	影響無し
CS-3-1	328.90	230.20	33.89	10.31	影響無し
CS-3-2	65.50	45.80	12.00	18.33	影響無し
CS-3-3	32.00	22.40	0.00	0.00	影響無し
CS-B1-3	123.60	86.50	33.60	27.19	影響無し
CS-B1-4	124.20	86.90	29.97	24.14	影響無し
CS-B1-5	121.90	85.30	29.16	23.93	影響無し
CS-B1-6	21.10	14.70	0.00	0.00	影響無し
CS-B1-7	13.30	9.30	0.00	0.00	影響無し
CS-B1-8	21.10	14.70	0.00	0.00	影響無し
CS-B2-3	123.70	86.50	2.92	2.37	影響無し
CS-B2-4	125.40	87.70	6.38	5.09	影響無し
CS-B2-5	125.00	87.50	15.12	12.10	影響無し

※1　滞留面積①：床躯体図及びCADデータより算出（詳細は補足説明資料-8「滞留面積の算出について」参照）。

※2　「滞留面積②（通常評価用滞留面積）＝滞留面積①×0.7（滞留面積①で除外した機器基礎等以外のものを考慮した係数）」（㎡）

※3　「現場工具箱等の占有率＝現場工具箱等の占有面積／滞留面積①×100（%）

※4　現場工具箱等の占有率が30%（滞留面積①で除外した機器基礎等以外のものを除外した割合）より小さければ，影響無しとする。

第2表　現場常設物品等の占有体積評価

貯留エリア	空間容積①※1（m^3）	空間容積②※2（m^3）	現場工具箱等の占有体積※3（m^3）	現場工具箱等の占有率※4（%）	評価結果への影響※5
タービン建屋 EL.-4.00m～ E.L.-1.60m	約3,978	約2,784	0.0	0.0	影響無し
タービン建屋 EL.-1.60m～E.L.5.50m	約24,753	約17,326	3051.0	12.4	影響無し
廃棄物処理棟	約9,040	約6,319	854.0	9.5	影響無し

※1　空間容積①：床躯体図及びCADデータより算出した面積に床面レベル差で乗じたもの。

※2　「空間容積②＝床躯体図及びCADデータより算出した面積×0.7（除外した機器基礎等以外のものを考慮した係数）×床面レベル差」（m^3）

※3　現場調査結果による現場工具箱等の設置面積に保守的に設置床面レベル差で乗じたもの。

※4「現場工具箱等の占有率＝現場工具箱等の占有体積／滞留容積①×100（%）

※5　現場工具箱等の占有率が0.3（除外した機器基礎等以外のものを除外した割合）より小さければ，影響無しとする。

静的機器の機能喪失高さの確認について

防護対象設備として選定した機器のうち，静的機器であってベント管等が取付けられており，溢水（被水）の影響による機能喪失の有無の観点から，評価する必要がある機器を選定し，現場調査を行った。

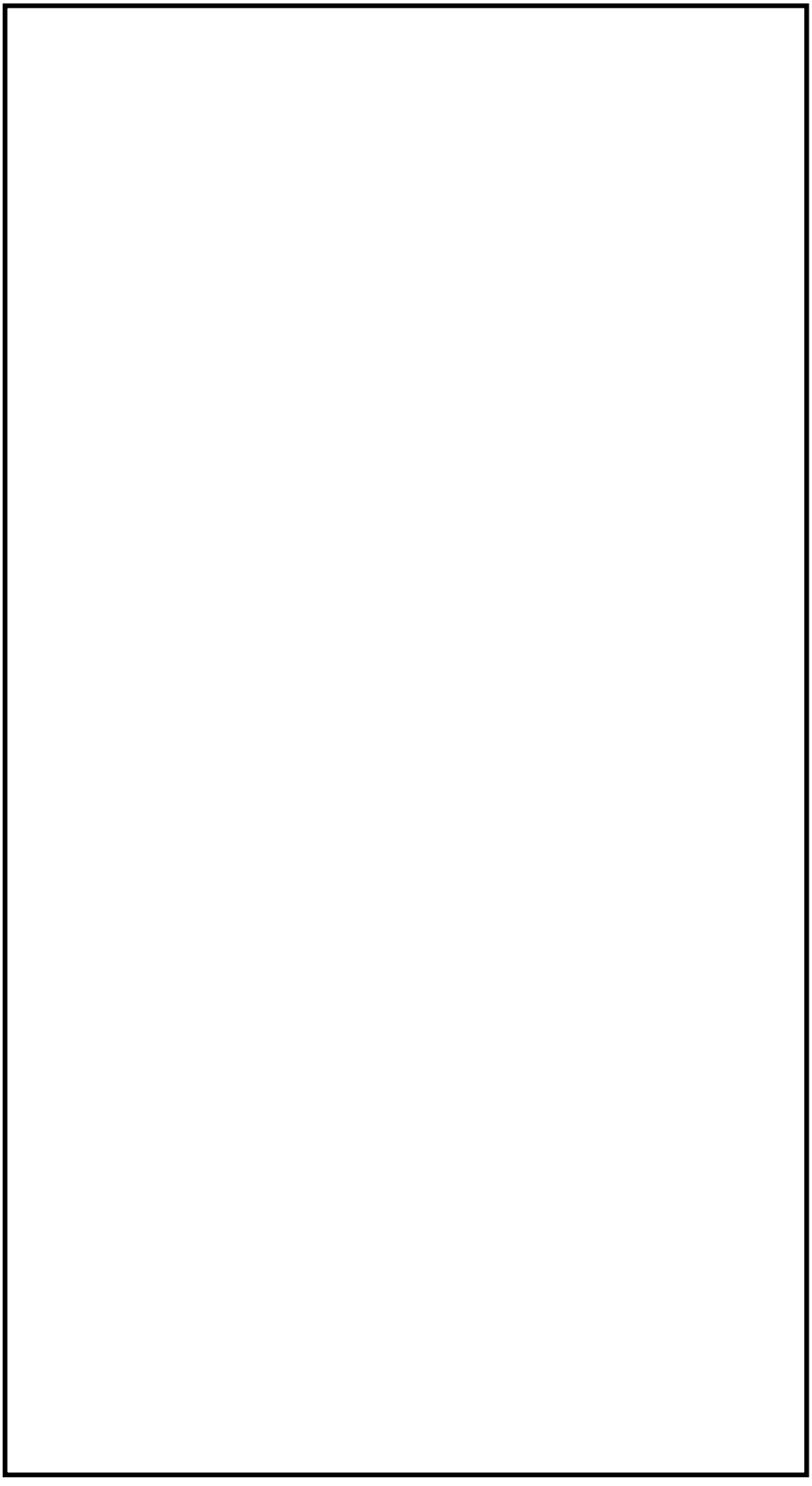
調査の結果，ベント管の形状やその他の開口部の有無の観点から，区画内で想定される溢水（被水）による機器内への浸水が発生しないことを第1表のとおり確認した。このため，各機器が溢水の影響により機能喪失しないことを確認した。

第1表　開口部を有する静的機器に対する溢水影響評価結果

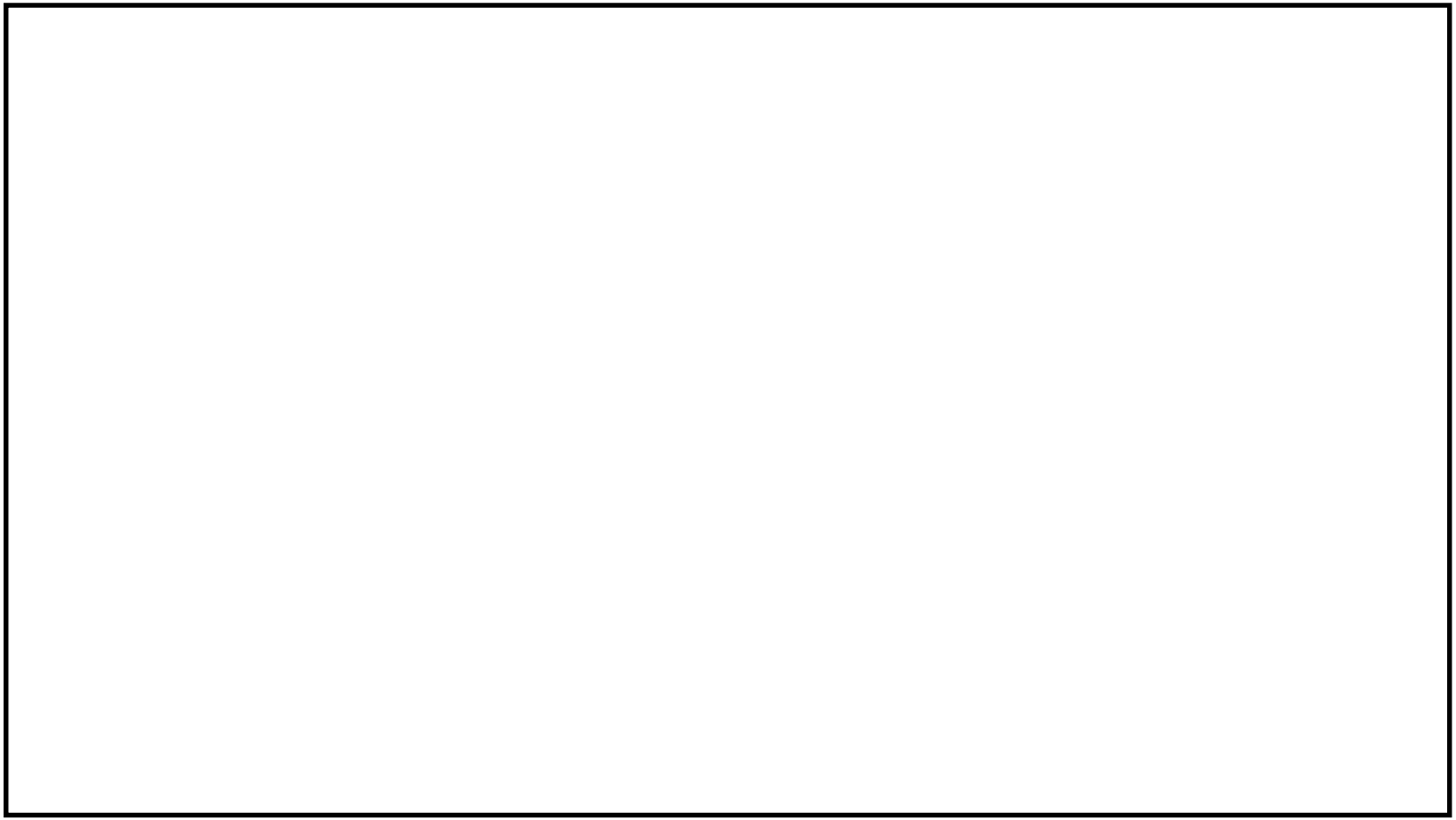
系統	機器名称	結果
原子炉補機冷却系	RCW サージタンク	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 燃料油タンク（燃料デイタンク）	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 燃料油タンク（燃料デイタンク）	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 清水膨張タンク	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 清水膨張タンク	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2D 潤滑油サンプタンク	○
非常用ディーゼル発電設備	DG 2C 潤滑油サンプタンク	○
非常用ディーゼル発電設備	2D ディーゼル機関	○
非常用ディーゼル発電設備	2C ディーゼル機関	○
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備	HPCS DG 清水膨張タンク	○
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備	HPCS DG 燃料油タンク（燃料デイタンク）	○
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備	HPCS DG 潤滑油サンプタンク	○
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備	HPCS ディーゼル発電機／機関	○

海水ポンプ室の防護について

海水ポンプ室の防護について，海水ポンプ室廻りの防護対象範囲を設定し，貫通部の調査を実施した。海水ポンプ室廻りの防護対象範囲図を第 1 図に，貫通部の配置図を第 2 図に示す。また，海水ポンプ室の貫通部リストを第 1 表に示す。



第１図　海水ポンプ室廻りの防護対象範囲図



第2図　海水ポンプ室防護区画の貫通部配置図

第1表　海水ポンプ室 貫通部リスト（1／2）

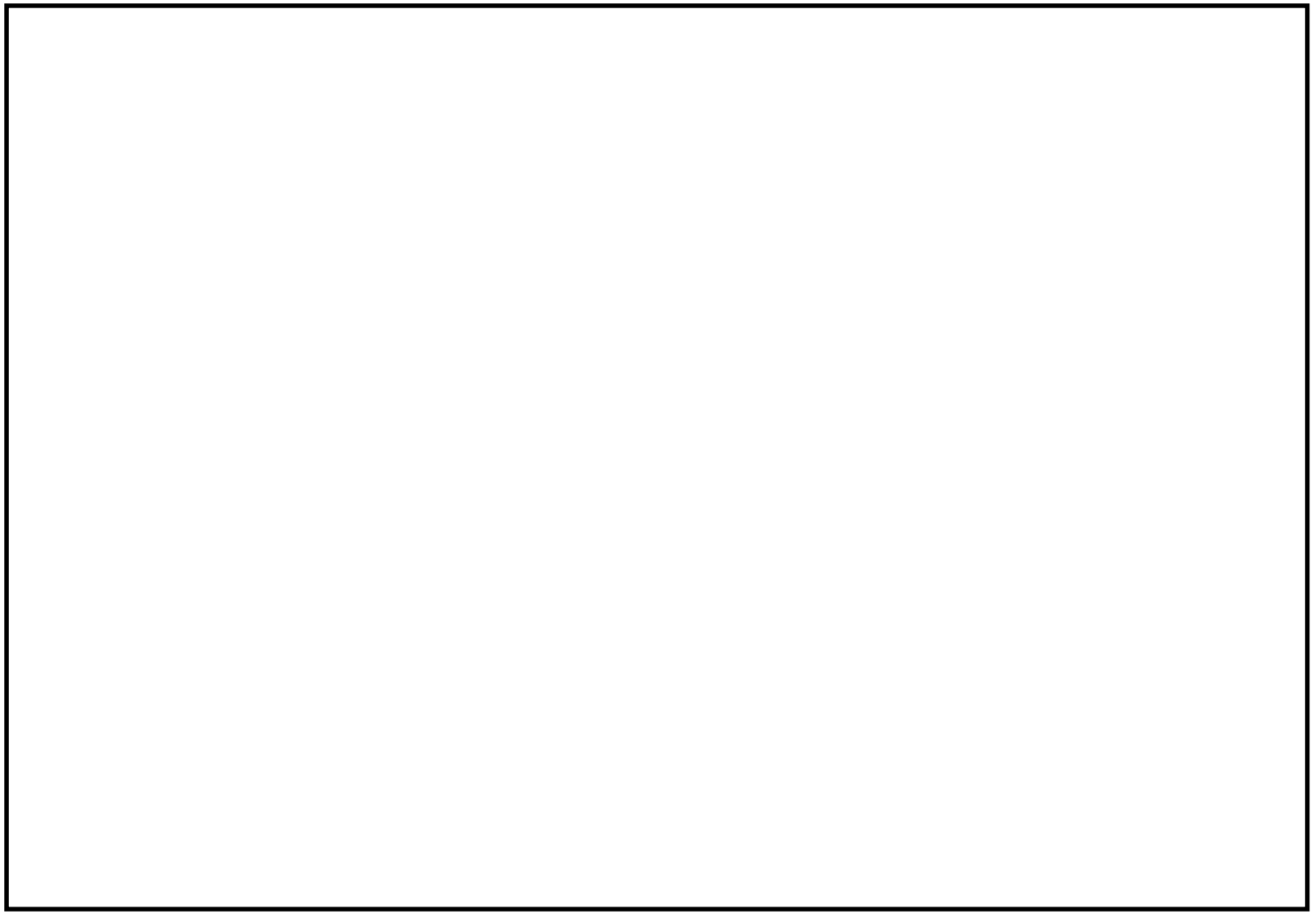
No.	場所	壁位置	貫通部サイズ	種別	対策概要
1	取水口北側ピット	西面	1100A	配管 750A 電線管 G54	止水板＋コーキング
2	取水口北側ピット	西面	1100A	配管 750A,25A	止水板＋コーキング
3	取水口北側ピット	西面	1100A	配管 750A,25A	止水板＋コーキング
4	取水口北側ピット	西面	W420mm× H580mm× 2か所	ケーブルピット	ダム材＋ペネシール
5	取水口北側ピット	南面	300A	配管 100A	止水板＋コーキング
6	取水口北側ピット	南面	—	配管 25A	止水板＋コーキング
7	取水口北側ピット	南面	—	配管 25A	止水板＋コーキング
8	取水口北側ピット	南面	—	扉	蓋
9	取水口北側ピット	東面	800A	配管 500A	止水板＋コーキング
10	取水口北側ピット	東面	450A	配管 250A 電線管 G28	止水板＋コーキング
11	取水口北側ピット	東面	500A	配管 100A	止水板＋コーキング
12	取水口北側ピット	東面	300A	配管 80A	止水板＋コーキング
13	取水口北側ピット	東面	W420mm× H580mm× 2か所	ケーブルピット	ダム材＋ペエシール
14	取水口南側ピット	南面	—	電線管	止水板＋コーキング
15	取水口南側ピット	南面	—	電線管	止水板＋コーキング
16	取水口南側ピット	南面	—	電線管	止水板＋コーキング
17	取水口南側ピット	東面	300A	配管 80A	止水板＋コーキング

第1表　海水ポンプ室 貫通部リスト（2／2）

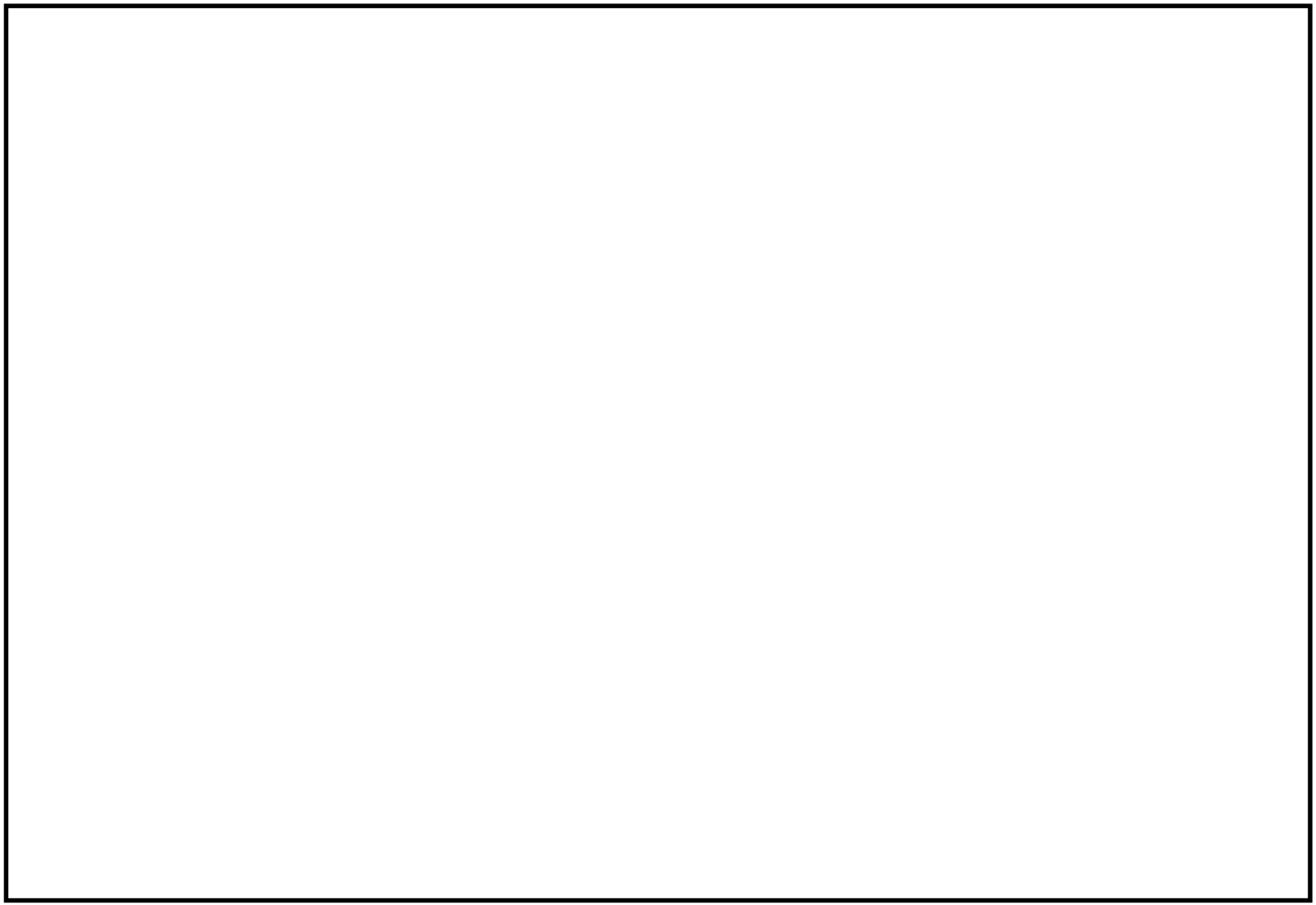
No.	場所	壁位置	貫通部 サイズ	種別	対策概要
18	取水口南側ピット	東面	500A	配管 250A,10A	止水板＋コーキング
19	取水口南側ピット	東面	800A	配管 500A 電線管 G28	止水板＋コーキング
20	取水口南側ピット	東面	250A	配管 80A	止水板＋コーキング
21	取水口南側ピット	東面	H970mm× W1000mm	配管 15A+保温厚 25mm	止水板＋コーキング
22	取水口南側ピット	北面	―	扉	蓋
23	取水口南側ピット	北面	―	配管 25A	止水板＋コーキング
24	取水口南側ピット	北面	―	配管 25A	止水板＋コーキング
25	南側ストレーナ室	西面	φ1800mm	ダクト 配管 20B 配管 10B	止水板＋コーキング
26	南側ストレーナ室	西面	φ1800mm	ダクト 配管 20B 配管 10B×2 本	止水板＋コーキング
27	南側ストレーナ室	西面	―	扉	蓋
28	南側ストレーナ室	西面	―	扉	蓋
29	南側ストレーナ室	西面	―	扉	蓋
30	南側ストレーナ室	北面	―	穴開口	止水済

原子炉建屋地下部外壁の止水対策について

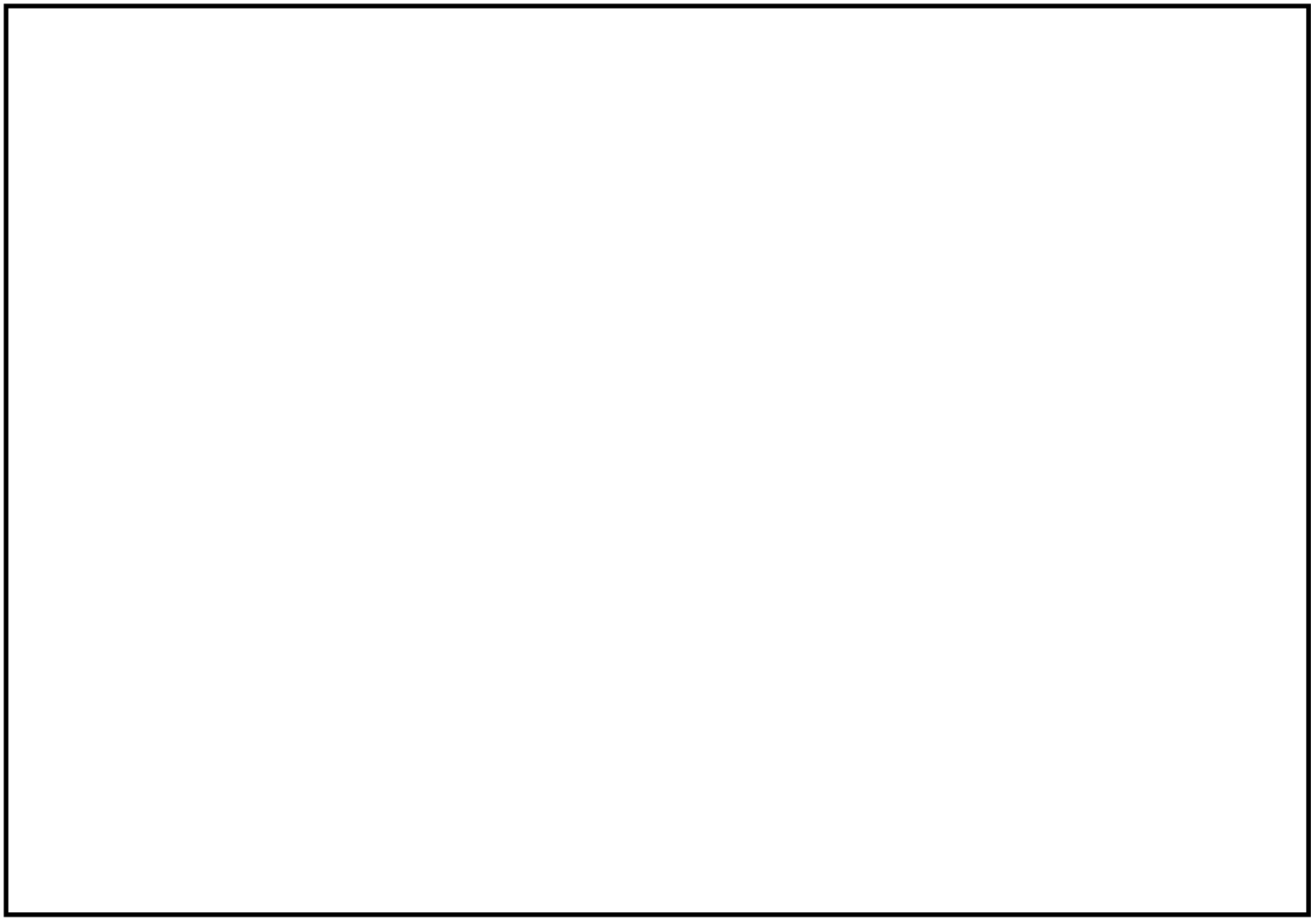
原子炉建屋地下部外壁の止水対策について，現場調査を実施した。原子炉建屋地下部外壁の止水対策箇所図を第 1 図に，原子炉建屋地下部外壁状況図を第 2 図に示す。また，建屋地下外周壁貫通部止水状況リストを第 1 表に示す。



第1図　原子炉建屋地下部外壁の止水対策箇所図（1／2）



第 1 図　原子炉建屋地下部外壁の止水対策箇所図（2／2）



第 2 図　原子炉建屋地下部外壁状況図（代表例）

第１表　建屋地下外周壁貫通部止水状況リスト（1／7）

貫通部番号	建屋名	階数	図面No. 貫通部位置図	場所	対策概要
81	原子炉建屋	B2	HK-C-01-2	B2，B1 階 北側 1c，2c 通り	閉止板取付
82	原子炉建屋	B2	HK-C-01-2	B2，B1 階 北側 1c，2c 通り	閉止板取付
83	原子炉建屋	B2	HK-C-01-2	B2，B1 階 北側 1c，2c 通り	閉止板取付
84	原子炉建屋	B1	HK-C-01-2	B2，B1 階 北側 1c，2c 通り	閉止板取付
85	原子炉建屋	B1	HK-C-01-2	B2，B1 階 北側 1c，2c 通り	閉止板取付
86	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c～5c 通り	閉止板取付
87	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c～5c 通り	閉止板取付
88	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c～5c 通り	閉止板取付
89	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c～5c 通り	閉止板取付
90	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c～5c 通り	閉止板取付
91	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c～5c 通り	閉止板取付
92	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c～5c 通り	閉止板取付
93	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c～5c 通り	閉止板取付
94	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c～5c 通り	閉止板取付
95	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c～5c 通り	閉止板取付
96	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c～5c 通り	閉止板取付
97	原子炉建屋	B1	C-08	B1 階 南側 1c～5c 通り	閉止板取付
98	原子炉建屋	B1	C-09	B1 階 南側 5c～9c 通り	閉止板取付
99	原子炉建屋	B1	C-09	B1 階 南側 5c～9c 通り	閉止板取付
100	原子炉建屋	B1	C-09	B1 階 南側 5c～9c 通り	閉止板取付
101	原子炉建屋	B1	C-09	B1 階 南側 5c～9c 通り	閉止板取付
102	原子炉建屋	B1	C-09	B1 階 南側 5c～9c 通り	閉止板取付

第１表　建屋地下外周壁貫通部止水状況リスト（2／7）

貫通部番号	建屋名	階数	図面No. 貫通部位置図	場所	対策概要
103	原子炉建屋	B1	C-09	B1 階 南側 5c～9c 通り	閉止板取付
104	原子炉建屋	B1	C-09	B1 階 南側 5c～9c 通り	閉止板取付
105	原子炉建屋	B1	C-09	B1 階 南側 5c～9c 通り	閉止板取付
106	原子炉建屋	B1	C-09	B1 階 南側 5c～9c 通り	閉止板取付
107	原子炉建屋	B1	C-09	B1 階 南側 5c～9c 通り	閉止板取付
108	原子炉建屋	B1	C-10	B1 階 西側 P～S 通り	外圧側埋設のため対象外
109	原子炉建屋	B1	C-10	B1 階 西側 P～S 通り	閉止板取付
110	原子炉建屋	B1	C-10	B1 階 西側 P～S 通り	閉止板取付
111	原子炉建屋	B1	C-10	B1 階 西側 P～S 通り	閉止板取付
112	原子炉建屋	B1	C-10	B1 階 西側 P～S 通り	閉止板取付
113	原子炉建屋	B1	C-10	B1 階 西側 P～S 通り	閉止板取付
114	原子炉建屋	B1	C-10	B1 階 西側 P～S 通り	閉止板取付
115	原子炉建屋	B1	C-10	B1 階 西側 P～S 通り	閉止板取付
116	原子炉建屋	B1	C-10	B1 階 西側 P～S 通り	閉止板取付
117	原子炉建屋	B1	C-10	B1 階 西側 P～S 通り	閉止板取付
118	原子炉建屋	B1	C-10	B1 階 西側 P～S 通り	閉止板取付
119	原子炉建屋	B1	HK-C-08-1	B1 階 西側 J～Q 通り	閉止板取付
120	原子炉建屋	B1	HK-C-08-1	B1 階 西側 J～Q 通り	閉止板取付
121	原子炉建屋	B1	HK-C-08-1	B1 階 西側 J～Q 通り	埋込み BOX のため未貫通
215	原子炉建屋	B2	HK-C-01-1	B1 階 北側 2c，3c 通り	閉止板取付
216	原子炉建屋	B2	HK-C-01-1	B1 階 北側 2c，3c 通り	閉止板取付

第１表　建屋地下外周壁貫通部止水状況リスト（3／7）

貫通部番号	建屋名	階数	図面No. 貫通部位置図	場所	対策概要
217	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1 階 北側 4c，5c 通り	閉止板取付(ｱﾝｶｰｻﾎﾟｰﾄ部)
218	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1 階 北側 4c，5c 通り	閉止板取付
219	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1 階 北側 4c，5c 通り	閉止板取付，配管部ｺｰｷﾝｸﾞ
220	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1 階 北側 4c，5c 通り	閉止板取付
221	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1 階 北側 4c，5c 通り	閉止板取付
222	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1 階 北側 4c，5c 通り	閉止板取付，配管部ｺｰｷﾝｸﾞ
223	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1 階 北側 4c，5c 通り	閉止板取付
224	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1 階 北側 4c，5c 通り	閉止板取付
225	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1 階 北側 4c，5c 通り	閉止板取付，新規ﾌﾞｰﾂ取付及びｺｰｷﾝｸﾞ
226	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1 階 北側 4c，5c 通り	閉止板取付後既設ﾌﾞｰﾂ復旧
227	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1 階 北側 4c，5c 通り	閉止板取付，配管部ｺｰｷﾝｸﾞ
228	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1 階 北側 4c，5c 通り	閉止板取付
229	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1 階 北側 4c，5c 通り	閉止板取付
230	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1 階 北側 5c～7c 通り	閉止板取付
231	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1 階 北側 5c～7c 通り	閉止板取付
232	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1 階 北側 5c～7c 通り	閉止板取付
233	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1 階 北側 5c～7c 通り	閉止板取付
234	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1 階 北側 5c～7c 通り	閉止板取付，配管部ｺｰｷﾝｸﾞ
235	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1 階 北側 5c～7c 通り	閉止板取付
236	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1 階 北側 5c～7c 通り	閉止板取付
237	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1 階 北側 5c～7c 通り	閉止板取付

第１表　建屋地下外周壁貫通部止水状況リスト（4／7）

貫通部番号	建屋名	階数	図面No. 貫通部位置図	場所	対策概要
238	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1 階 北側 5c～7c 通り	閉止板取付
239	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1 階 北側 5c～7c 通り	閉止板取付
240	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1 階 北側 5c～7c 通り	閉止板取付
241	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1 階 北側 5c～7c 通り	閉止板取付
242	原子炉建屋	B1	HK-C-02	B1 階 北側 5c～7c 通り	閉止板取付
243	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ復旧
244	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ復旧
245	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付， 配管部ｺｰｷﾝｸﾞ
246	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
247	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
248	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
249	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ復旧
250	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ復旧
251	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ復旧
252	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ復旧
253	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ部ｺｰｷﾝｸﾞ
254	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ復旧
255	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ復旧
256	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ復旧
257	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ復旧
258	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ復旧

第１表　建屋地下外周壁貫通部止水状況リスト（5／7）

貫通部番号	建屋名	階数	図面№ 貫通部位置図	場所	対策概要
259	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付，既設ﾌﾞｰﾂ復旧
260	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付，既設ﾌﾞｰﾂ復旧
261	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付，既設ﾌﾞｰﾂ復旧
262	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付，既設ﾌﾞｰﾂ復旧
263	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付，既設ﾌﾞｰﾂ復旧
264	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付，既設ﾌﾞｰﾂ復旧
265	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付，既設ﾌﾞｰﾂ復旧
266	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
267	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
268	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
269	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
270	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
271	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
272	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
273	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
274	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
275	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
276	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
277	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
278	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
279	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
280	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付

第１表　建屋地下外周壁貫通部止水状況リスト（6／7）

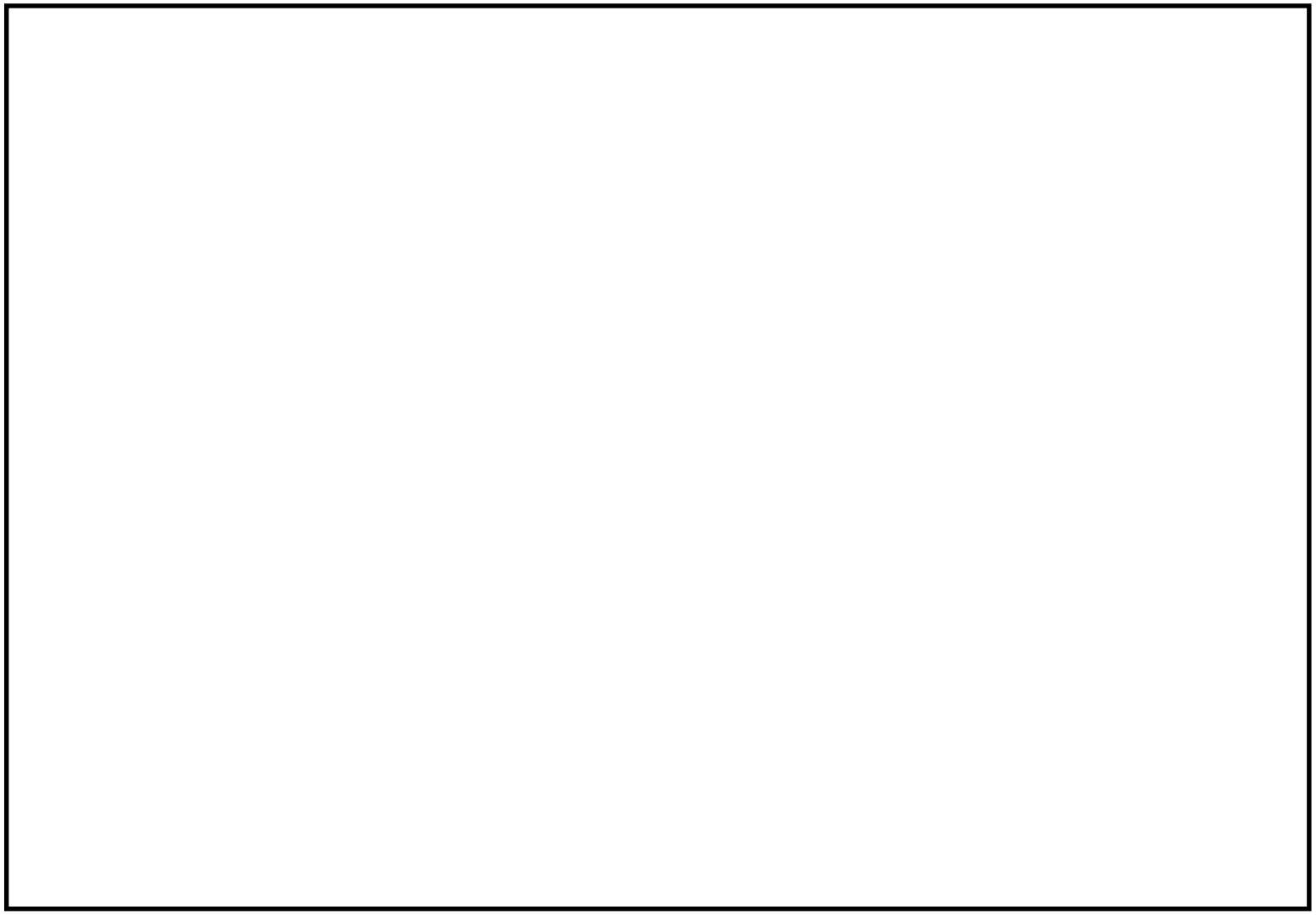
貫通部番号	建屋名	階数	図面No. 貫通部位置図	場所	対策概要
281	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
282	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
283	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
284	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
285	原子炉建屋	B1	HK-C-03	B1 階 北側 6c～9c 通り	閉止板取付
286	原子炉建屋	B1	C-06	B1 階 東側 J～N 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ復旧
287	原子炉建屋	B1	C-06	B1 階 東側 J～N 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ復旧
288	原子炉建屋	B1	C-06	B1 階 東側 J～N 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ復旧
289	原子炉建屋	B1	C-06	B1 階 東側 J～N 通り	閉止板取付
290	原子炉建屋	B1	C-06	B1 階 東側 J～N 通り	閉止板取付
291	原子炉建屋	B1	C-06	B1 階 東側 J～N 通り	閉止板取付
292	原子炉建屋	B1	C-06	B1 階 東側 J～N 通り	閉止板取付
293	原子炉建屋	B1	C-06	B1 階 東側 J～N 通り	閉止板取付
294	原子炉建屋	B1	C-06	B1 階 東側 J～N 通り	閉止板取付
295	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
296	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
297	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
298	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
299	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
300	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
301	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付

第１表　建屋地下外周壁貫通部止水状況リスト（7／7）

貫通部番号	建屋名	階数	図面No. 貫通部位置図	場所	対策概要
302	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
303	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
304	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
305	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付， 既設ﾌﾞｰﾂ復旧
306	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
307	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
308	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
309	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
310	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
311	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
312	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
313	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
314	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
315	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
316	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
追加 9	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
追加 10	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
追加 11	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
追加 12	原子炉建屋	B1	C-07	B1 階 東側 N～S 通り	閉止板取付
追加 13	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1 階 北側 4C～5C 通り	閉止板取付
追加 14	原子炉建屋	B1	HK-C-01	B1 階 北側 4C～5C 通り	閉止板取付

建屋内壁貫通部について

原子炉建屋原子炉棟内における建屋内壁貫通部について，現場調査を実施した。建屋内壁貫通部状況図を第 1 図に，壁貫通部状況リストを第 1 表に示す。



第1図　建屋内壁貫通部状況図　R/B 2FL（代表例）

第1表　壁貫通部状況リスト（1／11）

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様（地下2階）（1／2）			
	No.※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-B2-1/ RB-B2-2	9	5-⑫-11	6	1000
RB-B2-11	11	4-⑨-12	6	1000
	31	5-⑩-10	10	1000
	W201	－	－	－
RB-B2-13	W201	－	－	－
RB-B2-2	W201	－	－	－
	W202	－	－	－
RB-B2-3/ RB-B2-4	31	No.無し	φ150	600
RB-B2-4	W201	－	－	－
RB-B2-5/ RB-B2-6	W201	－	－	－
	W202	－	－	－
RB-B2-3/ RB-B2-4	W201	－	－	－
RB-B2-7/ RB-B2-8	19	4-②-21	6	600
	W201	－	－	－
RB-B2-8/ RB-B2-17	35	4-⑧-10	6	1000
	37	4-⑧-12	12	1000
RB-B2-8	W201	－	－	－
	W202	－	－	－

調査範囲

滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。

地下2階部 FL+2000mm 以下

地下1階より上階については，FL+400mm 以下

※：W 三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

アルファベット部は，建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

第 1 表　壁貫通部状況リスト（2／11）

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様（地下 2 階）（2／2）			
	No.※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ （ｍｍ）
RB-B2-8/ RB-B2-9	12	No.無し	6	600
	23	4-⑥-11	18	600
	W201	－	－	－
	W202	－	－	－
	W203	－	－	－
	W204	－	－	－
	W205	－	－	－
	W206	－	－	－
RB-B2-10/ RB-B2-12	2	4-⑨-13	6	1000
	3	4-⑨-14	8	1000
RB-B2-10	W201	－	－	－
	W202	－	－	－

第 1 表　壁貫通部状況リスト（3／11）

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様（地下 1 階）（1／1）			
	No.※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-B1-1/ RB-B1-4	18	14-⑤-9	30	600

調査範囲

滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。

地下 2 階部 FL+2000mm 以下

地下 1 階より上階については，FL+400mm 以下

※：W 三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

アルファベット部は，建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

第 1 表　壁貫通部状況リスト（4／11）

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様（1 階）（1／1）			
	No.※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-1-7	34	6-K-4	32	1500

第 1 表　壁貫通部状況リスト（5／11）

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様（2 階）（1／2）			
	No.※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-2-1	5	20-①-5	12	1400
	6	20-①-6	12	1400
	7	20-①-7	10	1400
	8	20-①-8	10	1400
RB-2-10/ RB-2-12	22	20-7-2	10	600
RB-2-2/ RB-2-8	W201	－	－	－
	W202	－	－	－
	W203	－	－	－
	W204	－	－	－

調査範囲
　滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。
　地下 2 階部 FL+2000mm 以下
　地下 1 階より上階については，FL+400mm 以下
※：W 三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
　　アルファベット部は，建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

第 1 表　壁貫通部状況リスト（6／11）

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様（2 階）（2／2）			
	No.※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-2-3/ RB-2-9	1	20-⑭-1	5	300
	2	20-⑭-2	6	300
	3	20-⑭-3	6	300
	11	20-⑯-1	6	300
	12	20-⑯-2	8	300
	13	20-⑯-3	8	300
RB-2-4/ RB-2-9	W201	－	－	－
	W202	－	－	－
	W203	－	－	－

第 1 表　壁貫通部状況リスト（7／11）

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様（3 階）（1／1）			
	No.※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-3-1	W201	－	－	－
	W202	－	－	－

調査範囲

滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。

地下 2 階部 FL+2000mm 以下

地下 1 階より上階については，FL+400mm 以下

※：W 三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

アルファベット部は，建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

第1表　壁貫通部状況リスト（8／11）

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様（4階）（1／2）			
	No.※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-4-6/ RB-4-7	8	26-③-8	8	1000
	9	26-③-9	8	1000
	21	26-③-21	8	1000
RB-4-2	A	－	－	－
	B	－	－	－
	C	－	－	－
	D	－	－	－
	E	－	－	－
	F	－	－	－
	G	－	－	－
	H	－	－	－
	I	－	－	－
	J	－	－	－
RB-4-2	K	－	－	－
	L	－	－	－
	M	－	－	－
	N	－	－	－
	O	－	－	－
	P	－	－	－
	Q	－	－	－

調査範囲

滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。

地下2階部 FL+2000mm 以下

地下1階より上階については，FL+400mm 以下

※：W 三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

アルファベット部は，建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

第1表　壁貫通部状況リスト（9／11）

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様（4階）（2／2）			
	No.※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-4-2	R	－	－	－
	S	－	－	－
	T	－	－	－
	U	－	－	－
	V	－	－	－
	W	－	－	－
	X	－	－	－
	Y	－	－	－
	Z	－	－	－
RB-4-7/ RB-4-9	8	26-⑤-8	8	1000
	9	26-⑤-9	8	1000
	W201	－	－	－
	W202	－	－	－
RB-4-1/ RB-4-9	6	26-⑥-7	8	600
	7	26-⑥-8	8	600
RB-4-1/ RB-4-3	A	－	－	－
	B	－	－	－
RB-4-5/ RB-4-6	20	26-②-8	6	600

調査範囲

滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。

地下2階部 FL+2000mm 以下

地下1階より上階については，FL+400mm 以下

※：W 三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

アルファベット部は，建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

第 1 表　壁貫通部状況リスト（10／11）

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様（5 階）（1／1）			
	No.※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
RB-5-11/ RB-5-12	W201	-	-	-
RB-5-2/ RB-5-8	W201	—	—	—
	W202	—	—	—
	W203	—	—	—
RB-5-8/ RB-5-9	W201	—	—	—
	W202	—	—	—
	W203	—	—	—
RB-5-8/ RB-5-9	W201	—	—	—
	W202	—	—	—
	W203	—	—	—
RB-5-8	W204	—	—	—
	W205	—	—	—
	W206	—	—	—

調査範囲
　滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。
　地下 2 階部 FL+2000mm 以下
　地下 1 階より上階については，FL+400mm 以下
※：W 三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
　　アルファベット部は，建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

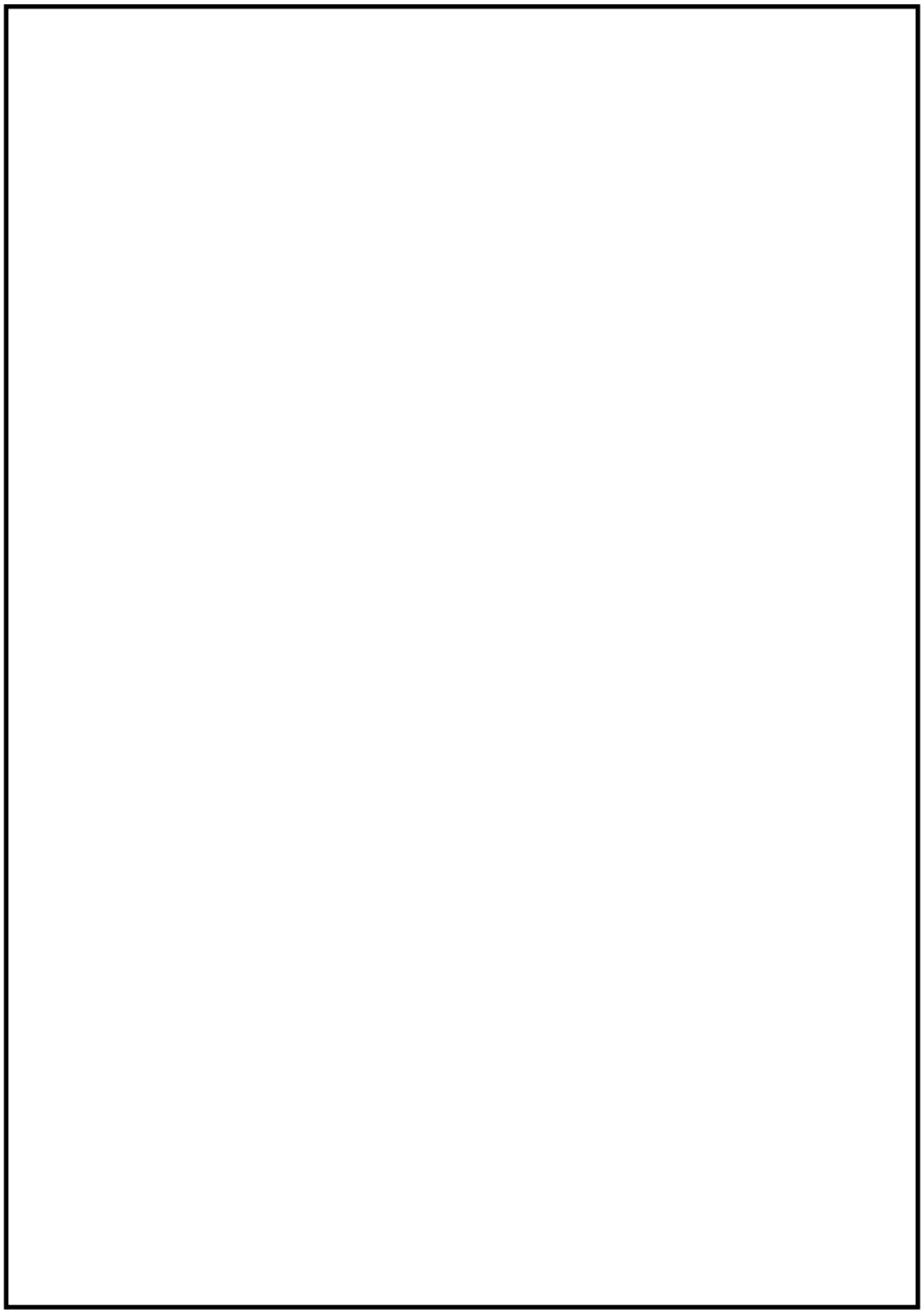
第 1 表　壁貫通部状況リスト（11／11）

溢水防護区画	建設時壁面貫通部仕様 （タービン建屋～原子炉建屋間）（1／1）			
	No.※	スリーブNo.	スリーブ径 (B)	壁厚さ (mm)
CS-B2-1	81	-	1600	-
CS-B2-1	82	—	2000	-
CS-B2-1	83	—	5000	-
CS-B1-1	84	—	1200	-
CS-B1-1	85	—	2750	-
CS-1-3	W203	—	2800	-

調査範囲
　滞留水位を考慮した壁面貫通部を調査抽出。
　地下 2 階部 FL+2000mm 以下
　地下 1 階より上階については，FL+400mm 以下
※：W 三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
　　アルファベット部は，建設図開口部に複数の設備が貫通している箇所を示す。

床貫通部について

原子炉建屋原子炉棟内における床貫通部について，現場調査を実施した。床貫通部状況図を第 1 図に，原子炉建屋床貫通部状況リストを第 1 表に示す。



第１図　床貫通部状況図（代表例）

第１表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（1／53）

建設時床貫通部仕様（地下１階南東側）（1／2）			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（㎜） ケーブル開口（㎜）	床厚さ （㎜）
1	10-BF-77	8	500
2	10-BF-78	8	500
3	10-BF-79	10	500
4	10-BF-80	8	500
5	10-BF-81	6	500
6	10-BF-82	18	500
7	10-BF-83	12	500
8	10-BF-84	14	500
9	10-BF-95	12	500
10	10-BF-96	6	500
11	10-BF-97	8	500
12	10-BF-98	6	500
13	10-BF-99	24	500
14	10-BF-100	8	500
15	10-BF-101	10	500
16	10-BF-102	12	500
17	10-BF-103	18	500
18	10-BF-104	6	500
19	10-BF-104（A）	6	500
20	10-BF-105	8	500
21	10-BF-106	8	500
22	10-BF-107	8	500
23	10-BF-108	8	500
24	10-BF-109	18	500
25	10-BF-129	8	500
26	10-BF-131	8	500
27	10-BF-132	8	500
28	10-BF-133	6	500
29	10-BF-134	4	500
30	10-BF-135	6	500

第１表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（2／53）

建設時床貫通部仕様（地下１階南東側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	10-BF-140	3	500
32	10-BF-141	3	500
33	10-BF-165	8	500
34	10-BF-166	22	500
35	10-BF-167	22	500
36	10-BF-178	4	500
37	10-BF-207	8	500
38	10-BF-208	8	500
39	10-BF-209	10	500
D1	－	255×510	－
D2	－	306×460	－
E1	－	－	－

※：D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
　　E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第１表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（3／53）

建設時床貫通部仕様（地下１階南西側）（1／2）			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（㎜） ケーブル開口（㎜）	床厚さ （㎜）
1	10-BF-12	8	500
2	10-BF-13	8	500
3	10-BF-46	4	500
4	10-BF-47	4	500
5	10-BF-48	8	500
6	10-BF-49	8	500
7	10-BF-50	8	500
8	10-BF-56	8	500
9	10-BF-57	18	500
10	10-BF-58	10	500
11	10-BF-67	8	500
12	10-BF-70	8	500
13	10-BF-71	4	500
14	10-BF-72	8	500
15	10-BF-73	12	500
16	10-BF-74	6	500
17	10-BF-75	8	500
18	10-BF-76	18	500
19	10-BF-85	8	500
20	10-BF-86	8	500
21	10-BF-87	18	500
22	10-BF-88	24	500
23	10-BF-89	8	500
24	10-BF-91	6	500
25	10-BF-92	6	500
26	10-BF-93	4	500
27	10-BF-94	8	500
28	10-BF-96	12	500
29	10-BF-118	8	500
30	10-BF-126	8	500

第１表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（4／53）

建設時床貫通部仕様（地下１階南西側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	10-BF-127	8	500
32	10-BF-128	8	500
33	10-BF-130	10	500
34	10-BF-142	3	500
35	10-BF-168	12	500
36	10-BF-169	8	500
37	10-BF-170	18	500
38	10-BF-171	12	500
39	10-BF-172	10	500
40	10-BF-174	4	500
41	10-BF-210	6	500
42	FA-12	φ100	500
201	－	－	－
202	－	－	－
203	－	－	－
D1	－	305×305	－
D2	－	510×255	－
D3	－	－	－
E1	－	－	－
E2	－	－	－
E3	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第１表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（5／53）

建設時床貫通部仕様（地下１階北西側）（1／2）			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（㎜） ケーブル開口（㎜）	床厚さ （㎜）
1	10-BF-1	32	500
2	10-BF-2	32	500
3	10-BF-3	18	500
4	10-BF-4	18	500
5	10-BF-5	12	500
6	10-BF-6	10	500
7	10-BF-7	10	500
8	10-BF-8	10	500
9	10-BF-9	30	500
10	10-BF-10	10	500
11	10-BF-11	10	500
12	10-BF-12	10	500
13	10-BF-13	10	500
14	10-BF-14	14	500
15	10-BF-15	14	500
16	10-BF-25	12	500
17	10-BF-26	6	500
18	10-BF-27	12	500
19	10-BF-28	32	500
20	10-BF-29	18	500
21	10-BF-30	8	500
22	10-BF-31	8	500
23	10-BF-32	20	500
24	10-BF-33	10	500
25	10-BF-34	8	500
26	10-BF-35	8	500
27	10-BF-36	6	500
28	10-BF-37	8	500
29	10-BF-110	8	500
30	10-BF-117	8	500

第１表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（6／53）

建設時床貫通部仕様（地下１階北西側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	10-BF-119	8	500
32	10-BF-120	10	500
33	10-BF-121	8	500
34	10-BF-122	8	500
35	10-BF-136	6	500
36	10-BF-154	18	500
37	10-BF-155	8	500
38	10-BF-156	12	500
39	10-BF-157	12	500
40	10-BF-159	24	500
41	10-BF-160	12	500
42	10-BF-173	12	500
43	10-BF-17	4	500
44	10-BF-211	8	500
45	10-BF-215	10	500
201	－	－	－
202	－	－	－
203	－	－	－
D1	－	610×305	－
D2	－	610×305	－
D3	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
　　D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

第１表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（7／53）

建設時床貫通部仕様（地下１階北東側）（1／2）			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（㎜） ケーブル開口（㎜）	床厚さ （㎜）
1	10-BF-16	16	500
2	10-BF-17	8	500
3	10-BF-18	4	500
4	10-BF-19	4	500
5	10-BF-20	6	500
6	10-BF-21	32	500
7	10-BF-22	12	500
8	10-BF-23	18	500
9	10-BF-24	32	500
10	10-BF-38	8	500
11	10-BF-39	8	500
12	10-BF-40	8	500
13	10-BF-41	18	500
14	10-BF-42	16	500
15	10-BF-43	14	500
16	10-BF-44	14	500
17	10-BF-45	18	500
18	10-BF-51	8	500
19	10-BF-52	6	500
20	10-BF-53	4	500
21	10-BF-54	4	500
22	10-BF-55	8	500
23	10-BF-61	6	500
24	10-BF-62	22	500
25	10-BF-63	8	500
26	10-BF-64	6	500
27	10-BF-65	6	500
28	10-BF-123	8	500
29	10-BF-124	8	500
30	10-BF-125	8	500

第１表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（8／53）

建設時床貫通部仕様（地下１階北東側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	10-BF-143	3	500
32	10-BF-158	24	500
33	10-BF-161	18	500
34	10-BF-162	18	500
35	10-BF-163	6	500
36	10-BF-164	12	500
37	10-BF-176	4	500
38	10-BF-177	4	500
39	10-BF-214	10	500
40	FA-13	4	500
201	－	－	－
202	－	－	－
203	－	－	－
204	－	－	－
205	－	－	－
D1	－	460×405	－
D2	－	380×380	－
D3	－	255×510	－
D4	－	－	－
E1	－	1100×700	－
E2	－	700×1100	－
E3	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（9／53）

建設時床貫通部仕様（1階南東側）（1／1）			
No. ※	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	15-1F-109	22	400
2	15-1F-48	8	400
3	15-1F-179	4	400
4	15-1F-240	18	400
5	15-1F-49	20	400
6	15-1F-108	22	400
7	15-1F-50	3	400
8	15-1F-5	24	400
9	15-1F-239	6	400
10	15-1F-52	12	400
11	15-1F-81	8	400
12	15-1F-82	8	400
13	15-1F-83	8	400
14	15-1F-250	8	400
15	15-1F-37	8	800
16	15-1F-38	8	800
17	15-1F-39	8	800
18	15-1F-87	3	800
19	15-1F-88	3	800
201	－	－	－
202	－	－	－
203	－	－	－
204	－	－	－
205	－	－	－
206	－	－	－
207	－	－	－
208	－	－	－
D1	－	760×760	－
E1	－	700×1300	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（10／53）

建設時床貫通部仕様（1階南西側）（1／2）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	15-1F-90	3	400
2	15-1F-22	10	400
3	15-1F-113	10	400
4	2402-1	5	400
5	2402-2	4	400
6	15-1F-24	18	400
7	15-1F-25	12	400
8	15-1F-26	10	400
9	15-1F-27	12	400
10	15-1F-28	12	400
11	15-1F-114	12	400
12	15-1F-91	8	400
13	15-1F-29	12	400
14	15-1F-31	20	400
15	15-1F-174	4	400
16	15-1F-32	3	400
17	15-1F-33	20	400
18	15-1F-78	8	400
19	15-1F-238	20	400
20	15-1F-34	8	400
21	15-1F-43	24	400
22	15-1F-112	18	400
23	15-1F-35	8	400
24	15-1F-89	3	400
25	15-1F-45	4	400
26	15-1F-79	8	400
27	15-1F-80	8	400
28	15-1F-46	4	400
29	15-1F-47	12	400
30	15-1F-111	8	400

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（11／53）

建設時床貫通部仕様（1 階南西側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	15-1F-256	4	400
32	15-1F-110	12	400
33	15-1F-257	4	400
34	No.無し	12	400
201	－	－	－
202	－	－	－
203	－	－	－
D1	－	760×760	－
E1	－	－	－
E2	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D〇部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E〇部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（12／53）

建設時床貫通部仕様（1階北西側）（1／2）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（㎜） ケーブル開口（㎜）	床厚さ （㎜）
1	15-1F-1	8	400
2	15-1F-2	16	400
3	15-1F-175	4	400
4	15-1F-211	32	400
5	15-1F-212	32	400
6	15-1F-213	32	400
7	15-1F-97	18	400
8	15-1F-72	8	400
9	15-1F-73	8	400
10	15-1F-74	8	400
11	15-1F-4	4	400
12	15-1F-214	16	400
13	15-1F-98	8	400
14	15-1F-215	14	400
15	15-1F-216	14	400
16	15-1F-217	14	400
17	15-1F-218	10	400
18	15-1F-6	6	400
19	15-1F-7	6	400
20	15-1F-219	16	400
21	15-1F-220	18	400
22	15-1F-221	16	400
23	15-1F-222	20	400
24	15-1F-223	18	400
25	15-1F-99	12	400
26	15-1F-229	8	400
27	15-1F-230	8	400
28	15-1F-115	12	400
29	15-1F-242	4	400
30	15-1F-243	4	400

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（13／53）

建設時床貫通部仕様（1 階北西側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	15-1F-244	4	400
32	15-1F-253	4	400
33	15-1F-228	10	400
34	15-1F-15	8	400
35	15-1F-100	24	400
36	15-1F-231	6	400
37	15-1F-176	4	400
38	15-1F-101	24	400
201	－	－	－
202	－	－	－
203	－	－	－
204	－	－	－
205	－	－	－
D1	－	560×660	－
E1	－	1650×1200	－
E2	－	600×800	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（14／53）

建設時床貫通部仕様（1階北東側）（1／2）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	15-1F-10	26	400
2	15-1F-11	6	400
3	15-1F-12	16	400
4	15-1F-13	16	400
5	15-1F-14	8	400
6	15-1F-16	8	400
7	15-1F-17	30	400
8	15-1F-23	8	400
9	15-1F-30	8	400
10	15-1F-85	3	400
11	15-1F-86	3	400
12	15-1F-102	12	400
13	15-1F-103	18	400
14	15-1F-104	18	400
15	15-1F-105	18	400
16	15-1F-106	10	400
17	15-1F-107	12	400
18	15-1F-177	4	400
19	15-1F-178	4	400
20	15-1F-224	10	400
21	15-1F-225	18	400
22	15-1F-226	12	400
23	15-1F-227	12	400
24	15-1F-232	8	400
25	15-1F-233	10	400
26	15-1F-235	4	400
27	15-1F-236	18	400
28	15-1F-237	18	400
29	15-1F-241	8	400
30	15-1F-254	4	400

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（15／53）

建設時床貫通部仕様（1 階北東側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	No.無し	φ100	400
32	No.無し	φ125	400
201	－	－	－
202	－	－	－
203	－	－	－
204	－	－	－
D1	－	660×915	－
D2	－	810×810	－
E1	－	950×950	－
E2	－	450×1300	－
E3	－	1500×800	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（16／53）

建設時床貫通部仕様（2階北西側）（1／2）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	18-2F-13	20	2000
2	18-2F-16	16	2000
3	18-2F-21	12	2000
4	18-2F-22	12	2000
5	18-2F-27	10	2000
6	18-2F-28	10	2000
7	18-2F-29	10	2000
8	18-2F-35	8	2000
9	18-2F-36	8	2000
10	18-2F-37	8	2000
11	18-2F-40	8	2000
12	18-2F-41	8	2000
13	18-2F-53	8	2000
14	18-2F-54	8	2000
15	18-2F-55	6	2000
16	18-2F-58	6	2000
17	18-2F-59	φ800	2000
18	18-2F-60	φ800	2000
19	18-2F-65	3	2000
20	18-2F-66	3	2000
21	18-2F-67	3	2000
22	18-2F-68	3	2000
23	18-2F-69	3	2000
24	18-2F-70	3	2000
25	18-2F-71	3	2000
26	18-2F-72	3	2000
27	18-2F-73	3	2000
28	18-2F-81	3	2000
29	18-2F-82	3	2000
30	18-2F-83	3	2000

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（17／53）

建設時床貫通部仕様（2階北西側）（2／2）			
No. ※	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（㎜） ケーブル開口（㎜）	床厚さ （㎜）
31	18-2F-84	3	2000
32	18-2F-96	3	2000
33	18-2F-112	30	2000
34	18-2F-113	30	2000
35	18-2F-115	8	2000
36	18-2F-119	8	2000
37	18-2F-120	20	2000
38	18-2F-123	24	2000
39	18-2F-124	12	2000
40	18-2F-125	8	2000
41	18-2F-151	12	2000
42	18-2F-158	4	2000
43	18-2F-159	4	2000
44	18-2F-160	4	2000
45	18-2F-161	3	2000
46	18-2F-163	4	2000
47	18-2F-167	6	2000
48	18-2F-168	6	2000
49	18-2F-169	6	2000
50	18-2F-170	6	2000
51	NO.無し	12	2000
52	H開口	800×800	2000
201	－	－	－
D1	－	555×610	－
E1	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（18／53）

建設時床貫通部仕様（2階北東側）（1／2）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	18-2F-3	30	2000
2	18-2F-5	28	2000
3	18-2F-6	26	2000
4	18-2F-14	20	2000
5	18-2F-15	20	2000
6	18-2F-17	16	2000
7	18-2F-18	16	2000
8	18-2F-30	10	2000
9	18-2F-31	10	2000
10	18-2F-32	10	2000
11	18-2F-33	10	2000
12	18-2F-38	8	2000
13	18-2F-39	8	2000
14	18-2F-42	8	2000
15	18-2F-43	8	2000
16	18-2F-56	6	2000
17	18-2F-57	6	2000
18	18-2F-61	ϕ800	2000
19	18-2F-74	3	2000
20	18-2F-75	3	2000
21	18-2F-76	3	2000
22	18-2F-77	3	2000
23	18-2F-78	3	2000
24	18-2F-79	3	2000
25	18-2F-80	3	2000
26	18-2F-85	3	2000
27	18-2F-86	3	2000
28	18-2F-87	3	2000
29	18-2F-114	8	2000
30	18-2F-117	8	2000

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（19／53）

建設時床貫通部仕様（2 階北東側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	18-2F-121	12	2000
32	18-2F-122	12	2000
33	18-2F-126	8	2000
34	18-2F-127	12	2000
35	18-2F-162	4	2000
36	18-2F-171	6	2000
37	18-2F-172	6	2000
38	18-2F-173	6	2000
39	18-2F-174	6	2000
40	18-2F-175	14	2000
41	18-2F-176	12	－
201	－	－	－
D1	－	810×810	－
D2	－	660×915	－
E1	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（20／53）

建設時床貫通部仕様（2 階南西側）（1／2）			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（㎜） ケーブル開口（㎜）	床厚さ （㎜）
1	18-2F-4	30	2000
2	18-2F-8	26	2000
3	18-2F-10	24	2000
4	18-2F-44	8	2000
5	18-2F-45	8	2000
6	18-2F-47	8	2000
7	18-2F-48	8	2000
8	18-2F-49	8	2000
9	18-2F-62	φ800	2000
10	18-2F-64	6	2000
11	18-2F-88	3	2000
12	18-2F-89	3	2000
13	18-2F-91	3	2000
14	18-2F-92	3	2000
15	18-2F-93	3	2000
16	18-2F-105	6	2000
17	18-2F-107	8	2000
18	18-2F-111	3	2000
19	18-2F-112	8	2000
20	18-2F-116	8	2000
21	18-2F-117	8	2000
22	18-2F-128	12	2000
23	18-2F-129	8	2000
24	18-2F-132	8	2000
25	18-2F-133	12	2000
26	18-2F-134	20	2000
27	18-2F-135	6	2000
28	18-2F-136	8	2000
29	18-2F-138	12	2000
30	18-2F-139	24	2000

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（21／53）

建設時床貫通部仕様（2階南西側）（2／2）			
No. ※	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	18-2F-140	8	2000
32	18-2F-141	24	2000
33	18-2F-153	12	2000
34	18-2F-156	8	2000
35	18-2F-157	8	2000
36	18-2F-165	4	2000
37	FA-2”	2	2000
38	NO.無し	8	2000
201	－	－	－
D1	－	760×760	－
E1	－	1050×1350	－
E2	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（22／53）

建設時床貫通部仕様（2階南東側）（1／2）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	18-2F-7	26	2000
2	18-2F-9	24	2000
3	18-2F-15	3	2000
4	18-2F-19	24	2000
5	18-2F-23	12	2000
6	18-2F-24	12	2000
7	18-2F-25	12	2000
8	18-2F-26	12	2000
9	18-2F-34	10	2000
10	18-2F-45	8	2000
11	18-2F-50	8	2000
12	18-2F-51	8	2000
13	18-2F-52	8	2000
14	18-2F-54	12	2000
15	18-2F-63	ϕ800	2000
16	18-2F-64	4	2000
17	18-2F-90	3	2000
18	18-2F-94	3	2000
19	18-2F-101	6	2000
20	18-2F-102	6	2000
21	18-2F-103	6	2000
22	18-2F-106	6	2000
23	18-2F-107	6	2000
24	18-2F-109	8	2000
25	18-2F-110	8	2000
26	18-2F-130	12	2000
27	18-2F-131	8	2000
28	18-2F-142	20	2000
29	18-2F-144	12	2000
30	18-2F-145	12	2000

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（23／53）

建設時床貫通部仕様（2 階南東側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	18-2F-149	8	2000
32	18-2F-166	4	2000
33	NO.無し	8	2000
34	FA-2”	2	2000
201	－	－	－
202	－	－	－
203	－	－	－
204	－	－	－
205	－	－	－
206	－	－	－
207	－	－	－
208	－	－	－
209	－	－	－
210	－	－	－
D1	－	760×965	－
E1	－	1000×1900	－
E2	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（24／53）

建設時床貫通部仕様（3階北西側）（1／3）			
No. ※	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（㎜） ケーブル開口（㎜）	床厚さ （㎜）
1	22-3F-1	8	400
2	22-3F-2	6	400
3	22-3F-3	6	400
4	22-3F-4	20	400
5	22-3F-5	3	400
6	22-3F-6	3	400
7	22-3F-7	3	400
8	22-3F-8	3	1000
9	22-3F-9	8	1000
10	22-3F-10	8	1000
11	22-3F-11	6	1000
12	22-3F-12	8	1000
13	22-3F-13	16	1000
14	22-3F-14	20	500
15	22-3F-26	4	500
16	22-3F-27	4	500
17	22-3F-28	4	500
18	22-3F-29	10	500
19	22-3F-30	10	500
20	22-3F-31	10	500
21	22-3F-32	6	500
22	22-3F-33	5	500
23	22-3F-34	10	500
24	22-3F-35	5	500
25	22-3F-36	6	500
26	22-3F-37	6	500
27	22-3F-38	14	500
28	22-3F-39	3	500
29	22-3F-40	3	500
30	22-3F-41	3	500

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（25／53）

建設時床貫通部仕様（3 階北西側）（2／3）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	22-3F-42	28	500
32	22-3F-52	24	500
33	22-3F-53	12	500
34	22-3F-54	12	500
35	22-3F-55	10	500
36	22-3F-56	8	500
37	22-3F-57	3	500
38	22-3F-58	8	500
39	22-3F-137	12	400
40	22-3F-138	12	400
41	22-3F-148	4	400
42	22-3F-149	4	500
43	22-3F-150	4	500
44	22-3F-153	10	400
45	22-3F-156	10	400
46	22-3F-157	4	400
47	22-3F-158	4	400
48	22-3F-164	4	400
49	22-3F-165	4	400
50	22-3F-166	4	400
51	22-3F-167	4	400
201	－	－	－
202	－	－	－
203	－	－	－
204	－	－	－
205 (A～ R)	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
　　アルファベットは，一つの開口に複数の設備が貫通している箇所を示す。

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（26／53）

建設時床貫通部仕様（3 階北西側）（3／3）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
206	－	－	－
207	－	－	－
208	－	－	－
D1	－	1525×610	－
E1	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D〇部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E〇部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（27／53）

建設時床貫通部仕様（3階北東側）（1／2）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	22-3F-15	22	1000
2	22-3F-16	6	1000
3	22-3F-17	10	400
4	22-3F-18	8	400
5	22-3F-19	10	400
6	22-3F-20	12	400
7	22-3F-21	10	400
8	22-3F-22	10	400
9	22-3F-23	3	400
10	22-3F-24	3	400
11	22-3F-25	3	400
12	22-3F-43	16	400
13	22-3F-44	16	400
14	22-3F-45	6	400
15	22-3F-46	8	400
16	22-3F-47	3	400
17	22-3F-48	28	400
18	22-3F-49	10	400
19	22-3F-50	3	400
20	22-3F-51	3	400
21	22-3F-59	10	400
22	22-3F-60	10	400
23	22-3F-61	10	400
24	22-3F-62	12	400
25	22-3F-63	8	400
26	22-3F-64	12	400
27	22-3F-65	12	400
28	22-3F-66	6	400
29	22-3F-131	8	1000
30	22-3F-132	8	1000

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（28／53）

建設時床貫通部仕様（3 階北東側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	22-3F-134	6	1000
32	22-3F-135	6	1000
33	22-3F-136	6	1000
34	22-3F-140	4	400
35	22-3F-141	4	400
36	22-3F-152	6	1000
37	22-3F-153	6	1000
38	22-3F-154	14	1000
39	22-3F-159	4	1400
40	22-3F-160	4	1400
41	M 開口	600×900	1400
D1	－	710×1015	-
D2	－	－	－
E1	－	－	－
E2	－	－	－

※：D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
　　E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（29／53）

建設時床貫通部仕様（3階南西側）（1／2）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（㎜） ケーブル開口（㎜）	床厚さ （㎜）
1	22-3F-67	12	400
2	22-3F-68	8	400
3	22-3F-69	6	400
4	22-3F-70	6	400
5	22-3F-71	6	400
6	22-3F-72	3	400
7	22-3F-73	3	400
8	22-3F-80	6	400
9	22-3F-81	12	400
10	22-3F-82	8	400
11	22-3F-83	20	400
12	22-3F-84	8	400
13	22-3F-85	8	400
14	22-3F-86	3	400
15	22-3F-87	3	400
16	22-3F-88	6	400
17	22-3F-89	10	400
18	22-3F-90	8	400
19	22-3F-91	6	400
20	22-3F-92	6	400
21	22-3F-103	24	400
22	22-3F-104	12	400
23	22-3F-105	24	400
24	22-3F-106	8	400
25	22-3F-107	6	400
26	22-3F-108	8	400
27	22-3F-109	3	400
28	22-3F-110	8	400
29	22-3F-112	10	400
30	22-3F-113	10	400

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（30／53）

建設時床貫通部仕様（3 階南西側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	22-3F-114	20	400
32	22-3F-115	3	400
33	22-3F-116	10	400
34	22-3F-117	8	400
35	22-3F-118	28	400
36	22-3F-119	12	400
37	22-3F-133	6	400
38	22-3F-139	6	400
39	22-3F-145	4	400
40	22-3F-146	4	400
41	22-3F-147	4	400
42	22-3F-151	6	400
43	22-3F-162	10	400
44	22-3F-163	6	400
45	22-3F-168	8	400
201	－	－	－
202	－	－	－
203	－	－	－
204	－	－	－
D1	－	915×760	－
E1	－	1000×1450	－
E2	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（31／53）

建設時床貫通部仕様（3 階南東側）（1／2）			
No.	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（㎜） ケーブル開口（㎜）	床厚さ （㎜）
1	22-3F-74	12	400
2	22-3F-75	8	400
3	22-3F-76	8	400
4	22-3F-77	8	400
5	22-3F-78	6	400
6	22-3F-79	20	400
7	22-3F-93	6	400
8	22-3F-94	8	400
9	22-3F-95	8	400
10	22-3F-96	3	400
11	22-3F-97	24	400
12	22-3F-98	3	400
13	22-3F-99	10	400
14	22-3F-100	10	400
15	22-3F-101	3	400
16	22-3F-102	3	400
17	22-3F-120	3	400
18	22-3F-121	8	400
19	22-3F-122	6	400
20	22-3F-123	8	400
21	22-3F-124	12	400
22	22-3F-125	24	400
23	22-3F-126	10	400
24	22-3F-127	10	400
25	22-3F-128	10	400
26	22-3F-129	10	400
27	22-3F-130	10	400
28	22-3F-143	4	400
29	22-3F-144	4	400
30	22-3F-151	6	400

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（32／53）

建設時床貫通部仕様（3 階南東側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	No.無し	φ100	400
32	No.無し	φ100	400
201	－	－	－
202	－	－	－
203	－	－	－
204	－	－	－
205	－	－	－
206	－	－	－
207	－	－	－
208	－	－	－
D1	－	1015×1270	－
E1	－	1235×560	－
E2	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（33／53）

建設時床貫通部仕様（4階北西側）（1／3）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	25-4F-1	8	400
2	25-4F-2	8	400
3	25-4F-3	6	400
4	25-4F-4	6	400
5	25-4F-5	6	400
6	25-4F-6	8	1000
7	25-4F-18	10	400
8	25-4F-19	10	400
9	25-4F-20	10	400
10	25-4F-21	12	400
11	25-4F-22	6	400
12	25-4F-23	3	1000
13	25-4F-24	6	1000
14	25-4F-36	10	1000
15	25-4F-37	10	1000
16	25-4F-38	10	1000
17	25-4F-39	6	1000
18	25-4F-40	6	1000
19	25-4F-74	4	1000
20	25-4F-77	4	400
21	25-4F-78	4	400
22	25-4F-79	4	400
23	25-4F-80	12	400
24	25-4F-81	12	400
25	25-4F-82	8	400
26	25-4F-83	8	400
27	25-4F-84	12	1000
28	25-4F-85	8	1000
29	25-4F-86	8	1000
30	25-4F-92	8	1000

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（34／53）

建設時床貫通部仕様（4階北西側）（2／3）			
No. ※	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	25-4F-93	8	1000
32	25-4F-94	12	1000
33	25-4F-95	12	1000
34	25-4F-120	3	400
35	25-4F-121	3	400
36	25-4F-122	3	400
37	25-4F-123	3	400
38	25-4F-124	3	400
39	25-4F-125	3	1000
40	25-4F-129	3	1000
41	25-4F-141	3	400
42	25-4F-142	4	400
43	25-4F-146	4	400
44	25-4F-147	4	1000
45	25-4F-148	4	1000
46	25-4F-150	4	1000
47	25-4F-153	4	1000
48	25-4F-154	4	1000
49	25-4F-167	6	1000
201	－	－	－
202	－	－	－
203	－	－	－
D1	－	1525×1320	-
E1	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（35／53）

建設時床貫通部仕様（4 階北西側）（3／3）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
E2 (Q～ Z)	－	－	－
E3 (A～ J)	－	－	－

※：アルファベットは，一つの開口に複数の設備が貫通している箇所を示す。
E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（36／53）

建設時床貫通部仕様（4階北東側）（1／3）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	25-4F-7	14	1000
2	25-4F-8	6	400
3	25-4F-9	8	400
4	25-4F-10	8	400
5	25-4F-11	8	400
6	25-4F-12	6	400
7	25-4F-13	16	400
8	25-4F-14	16	400
9	25-4F-15	16	400
10	25-4F-16	10	400
11	25-4F-17	12	400
12	25-4F-25	6	1000
13	25-4F-26	16	400
14	25-4F-27	28	400
15	25-4F-28	24	400
16	25-4F-29	18	400
17	25-4F-30	18	400
18	25-4F-31	8	400
19	25-4F-32	28	400
20	25-4F-33	28	400
21	25-4F-34	28	400
22	25-4F-35	6	400
23	25-4F-41	14	400
24	25-4F-42	4	400
25	25-4F-43	10	400
26	25-4F-44	10	400
27	25-4F-45	6	400
28	25-4F-46	14	400
29	25-4F-47	10	400
30	25-4F-48	10	400

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（37／53）

建設時床貫通部仕様（4 階北東側）（2／3）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	25-4F-49	10	400
32	25-4F-73	6	400
33	25-4F-75	6	400
34	25-4F-87	12	1000
35	25-4F-88	20	1000
36	25-4F-89	24	400
37	25-4F-90	8	400
38	25-4F-91	12	400
39	25-4F-96	12	400
40	25-4F-97	24	400
41	25-4F-98	12	400
42	25-4F-126	3	400
43	25-4F-127	3	400
44	25-4F-128	3	400
45	25-4F-143	4	1000
46	25-4F-144	4	400
47	25-4F-149	4	1000
48	25-4F-151	4	1000
49	25-4F-152	4	400
50	25-4F-155	4	400
51	25-4F-156	4	400
52	25-4F-168	6	400
53	CRD-R-4	8	400
54	CRD-R-5	8	400
55	CRD-R-10	6	400
56	CRD-R-12	6	400
201	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（38／53）

建設時床貫通部仕様（4 階北東側）（3／3）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
D1	－	1070×610 1675×1015	-
D2	－	2400×1525	-
D3	－	1015×1070	-

※：D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（39／53）

建設時床貫通部仕様（4階南西側）（1／2）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	25-4F-50	12	1000
2	25-4F-51	3	1000
3	25-4F-53	6	400
4	25-4F-54	12	400
5	25-4F-55	8	400
6	25-4F-56	8	400
7	25-4F-57	6	400
8	25-4F-58	6	400
9	25-4F-59	6	1000
10	25-4F-60	6	1000
11	25-4F-66	10	400
12	25-4F-67	10	400
13	25-4F-68	6	400
14	25-4F-99	24	400
15	25-4F-100	12	1000
16	25-4F-101	8	1000
17	25-4F-105	20	400
18	25-4F-106	12	400
19	25-4F-107	8	400
20	25-4F-110	8	400
21	25-4F-111	24	400
22	25-4F-112	12	400
23	25-4F-113	8	400
24	25-4F-114	20	1000
25	25-4F-115	12	1000
26	25-4F-116	8	1000
27	25-4F-131	3	1000
28	25-4F-132	3	1000
29	25-4F-135	3	400
30	25-4F-136	3	400

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（40／53）

建設時床貫通部仕様（4 階南西側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	25-4F-139	6	400
32	25-4F-140	6	400
33	25-4F-157	4	1000
34	25-4F-158	4	400
35	25-4F-159	4	400
36	25-4F-160	4	1000
37	25-4F-164	4	400
38	25-4F-165	4	1000
39	25-4F-172	10	1000
40	No.無し	6	1000
201	－	－	－
202	－	－	－
203	－	－	－
204	－	－	－
E1	－	1600×900	-

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
　　E〇部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（41／53）

建設時床貫通部仕様（4階南東側）（1／2）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	25-4F-52	3	400
2	25-4F-61	6	1000
3	25-4F-62	8	400
4	25-4F-63	8	400
5	25-4F-64	8	400
6	25-4F-65	14	400
7	25-4F-69	3	1000
8	25-4F-70	6	400
9	25-4F-71	10	400
10	25-4F-72	10	400
11	25-4F-73	8	400
12	25-4F-76	16	400
13	25-4F-102	20	400
14	25-4F-103	8	400
15	25-4F-104	8	400
16	25-4F-108	8	400
17	25-4F-109	12	400
18	25-4F-117	12	1000
19	25-4F-118	12	1000
20	25-4F-119	8	1000
21	25-4F-133	3	400
22	25-4F-134	3	400
23	25-4F-137	3	400
24	25-4F-138	3	400
25	25-4F-161	4	1000
26	25-4F-162	4	400
27	25-4F-163	4	400
28	25-4F-166	4	1000
29	CRD-R-1	6	400
30	CRD-R-2	8	400

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（42／53）

建設時床貫通部仕様（4 階南東側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	CRD-R-3	8	400
32	CRD-R-6	4	400
33	CRD-R-7	6	400
34	CRD-R-8	6	400
35	CRD-R-9	6	400
36	CRD-R-11	6	400
201	－	－	－
E1	－	1500×1000	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
　　E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（43／53）

建設時床貫通部仕様（5階北東側）（1／2）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	28-5F-14	6	400
2	28-5F-15	8	400
3	28-5F-16	12	400
4	28-5F-17	12	400
5	28-5F-18	6	400
6	28-5F-19	4	400
7	28-5F-20	6	400
8	28-5F-21	6	400
9	28-5F-22	12	400
10	28-5F-23	8	400
11	28-5F-24	4	400
12	28-5F-25	8	400
13	28-5F-26	8	400
14	28-5F-27	8	400
15	28-5F-28	12	400
16	28-5F-29	20	400
17	28-5F-30	12	400
18	28-5F-31	10	400
19	28-5F-45	4	400
20	28-5F-46	6	400
21	28-5F-47	28	400
22	28-5F-48	28	400
23	28-5F-49	4	400
24	28-5F-50	8	400
25	28-5F-51	12	2200
26	28-5F-52	12	2200
27	28-5F-53	8	400
28	28-5F-54	8	400
29	28-5F-55	8	400
30	28-5F-56	10	400

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（44／53）

建設時床貫通部仕様（5 階北東側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	28-5F-57	10	400
32	28-5F-58	10	400
33	28-5F-67	4	2200
34	28-5F-68	12	2200
35	28-5F-69	8	2200
36	28-5F-126	3	400
37	28-5F-128	3	400
38	28-5F-140	8	1000
39	28-5F-141	12	1000
40	28-5F-151	12	1000
41	28-5F-154	6	400
42	28-5F-158	6	400
43	28-5F-159	4	400
44	28-5F-161	8	400
45	28-5F-H1	6	400
46	28-5F-H1	6	400
47	No.無し	5	400
201	－	－	－
D1	－	1525×2440	－
D2	－	450×610	－
D3	－	915×965	－
D4	－	760×1015	－
E1	－	－	－
F1	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D〇部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E〇部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。
F〇部は，建設図開口部に蓋が施された箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（45／53）

建設時床貫通部仕様（5階北西側）（1／2）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	28-5F-1	6	400
2	28-5F-2	12	400
3	28-5F-3	12	400
4	28-5F-4	8	400
5	28-5F-5	8	400
6	28-5F-6	4	400
7	28-5F-7	4	400
8	28-5F-8	6	400
9	28-5F-9	20	400
10	28-5F-11	4	400
11	28-5F-12	10	400
12	28-5F-32	4	400
13	28-5F-33	4	400
14	28-5F-34	4	400
15	28-5F-35	10	400
16	28-5F-36	10	400
17	28-5F-37	10	400
18	28-5F-38	12	400
19	28-5F-39	10	400
20	28-5F-40	10	400
21	28-5F-41	4	400
22	28-5F-42	6	1000
23	28-5F-43	4	1000
24	28-5F-44	4	1000
25	28-5F-55	10	1000
26	28-5F-59	8	1000
27	28-5F-60	8	1000
28	28-5F-61	8	1000
29	28-5F-62	12	1000
30	28-5F-63	20	1000

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（46／53）

建設時床貫通部仕様（5 階北西側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	28-5F-64	6	1000
32	28-5F-65	4	1000
33	28-5F-66	4	1000
34	28-5F-78	4	1000
35	28-5F-125	4	1000
36	28-5F-133	3	1000
37	28-5F-134	3	1000
38	28-5F-135	3	400
39	28-5F-136	3	400
40	28-5F-137	3	400
41	28-5F-138	12	1000
42	28-5F-139	8	1000
43	28-5F-142	8	1000
44	28-5F-143	10	1000
45	28-5F-150	12	1000
46	28-5F-156	10	400
47	28-5F-157	6	1000
D1	－	860×915	－
D2	－	610×610	－
E1	－	－	－

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D〇部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E〇部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（47／53）

建設時床貫通部仕様（5階南西側）（1／2）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	28-5F-70	24	1000
2	28-5F-71	8	1000
3	28-5F-72	12	1000
4	28-5F-73	8	1000
5	28-5F-74	8	1000
6	28-5F-75	6	1000
7	28-5F-76	6	1000
8	28-5F-77	4	1000
9	28-5F-79	4	1000
10	28-5F-86	12	400
11	28-5F-87	12	400
12	28-5F-88	8	400
13	28-5F-89	8	400
14	28-5F-90	6	400
15	28-5F-91	4	400
16	28-5F-92	4	400
17	28-5F-98	4	400
18	28-5F-99	8	400
19	28-5F-100	6	400
20	28-5F-101	6	400
21	28-5F-102	4	400
22	28-5F-103	6	400
23	28-5F-104	12	400
24	28-5F-105	12	400
25	28-5F-106	6	400
26	28-5F-107	6	400
27	28-5F-108	12	400
28	28-5F-109	6	400
29	28-5F-110	6	400
30	28-5F-111	6	400

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（48／53）

建設時床貫通部仕様（5 階南西側）（2／2）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
31	28-5F-112	6	400
32	28-5F-113	6	400
33	28-5F-114	6	400
34	28-5F-115	8	400
35	28-5F-116	20	400
36	28-5F-117	10	400
37	28-5F-118	10	400
38	28-5F-124	4	1000
39	28-5F-130	3	400
40	28-5F-131	3	1000
41	28-5F-132	3	1000
42	28-5F-144	8	1000
43	28-5F-145	10	1000
44	28-5F-147	12	1000
45	28-5F-148	10	1000
46	28-5F-149	8	400
47	28-5F-153	6	400
48	28-5F-H3	6	1000
49	28-5F-H4	6	1000
50	NO.無し	5	1000
201	－	－	－
202	－	－	－
203	－	－	－
204	－	－	－
D1	－	1780×915	-
D2	－	2135×1120	-
E1	－	900×1600	-

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D〇部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E〇部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（49／53）

建設時床貫通部仕様（5階南東側）（1／1）			
No. ※	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	28-5F-80	4	400
2	28-5F-81	4	400
3	28-5F-82	8	400
4	28-5F-83	24	400
5	28-5F-84	8	400
6	28-5F-85	8	400
7	28-5F-93	4	400
8	28-5F-94	28	1000
9	28-5F-95	28	1000
10	28-5F-96	8	1000
11	28-5F-97	8	1000
12	28-5F-119	4	400
13	28-5F-120	8	400
14	28-5F-121	10	400
15	28-5F-122	10	400
16	28-5F-123	4	1000
17	28-5F-127	3	400
18	28-5F-128	3	400
19	28-5F-160	4	400
20	28-5F-163	8	400
21	28-5F-164	8	400
22	28-5F-165	8	400
23	28-5F-166	3	400
201	－	－	－
202	－	－	－
203	－	－	－
204	－	－	－
D1	－	2135×1120	-
E1	－	1600×900	-

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。
E○部は，建設図開口部に電気設備を確認した箇所を示す。

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（50／53）

建設時床貫通部仕様（6 階南西側）（1／1）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	No.無し	5	500
2	55-6F-35	20	500
3	55-6F-36	24	500
4	55-6F-42	8	500
5	55-6F-43	8	500
6	55-6F-112	6	500
7	55-6F-45	8	500
8	55-6F-46	12	500
9	55-6F-47	12	500
10	55-6F-44	8	500
11	55-6F-48	6	500
12	55-6F-55	12	500
13	55-6F-56	12	500
14	55-6F-57	8	500
15	55-6F-58	8	500
16	55-6F-49	4	500
17	55-6F-50	4	500
18	55-6F-54	4	500
19	55-6F-59	4	500
D1	－	1780×915	-
D2	－	2135×1120	-

※：D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

第 1 表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（51／53）

建設時床貫通部仕様（6 階南東側）（1／1）			
No. ※	スリーブ No.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	55-6F-41	20	500
2	55-6F-53	24	500
3	55-6F-39	4	500
4	55-6F-60	4	500
5	55-6F-61	12	500
6	55-6F-62	12	500
D1	－	2135×1120	-
D2	－	610×405	-

※：三桁部は，建設図から新たに貫通機器を確認した箇所を示す。
　　D〇部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（52／53）

建設時床貫通部仕様（6階北東側）（1／1）			
No. ※	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	55-6F-11	4	500
2	55-6F-10	12	500
3	55-6F-13	6	500
4	55-6F-12	6	500
5	55-6F-23	8	500
6	55-6F-24	8	500
7	55-6F-25	8	500
8	55-6F-26	8	500
9	No.無し	5	500
10	55-6F-27	20	500
D1	－	2900×1230	－
D2	－	1525×660	－

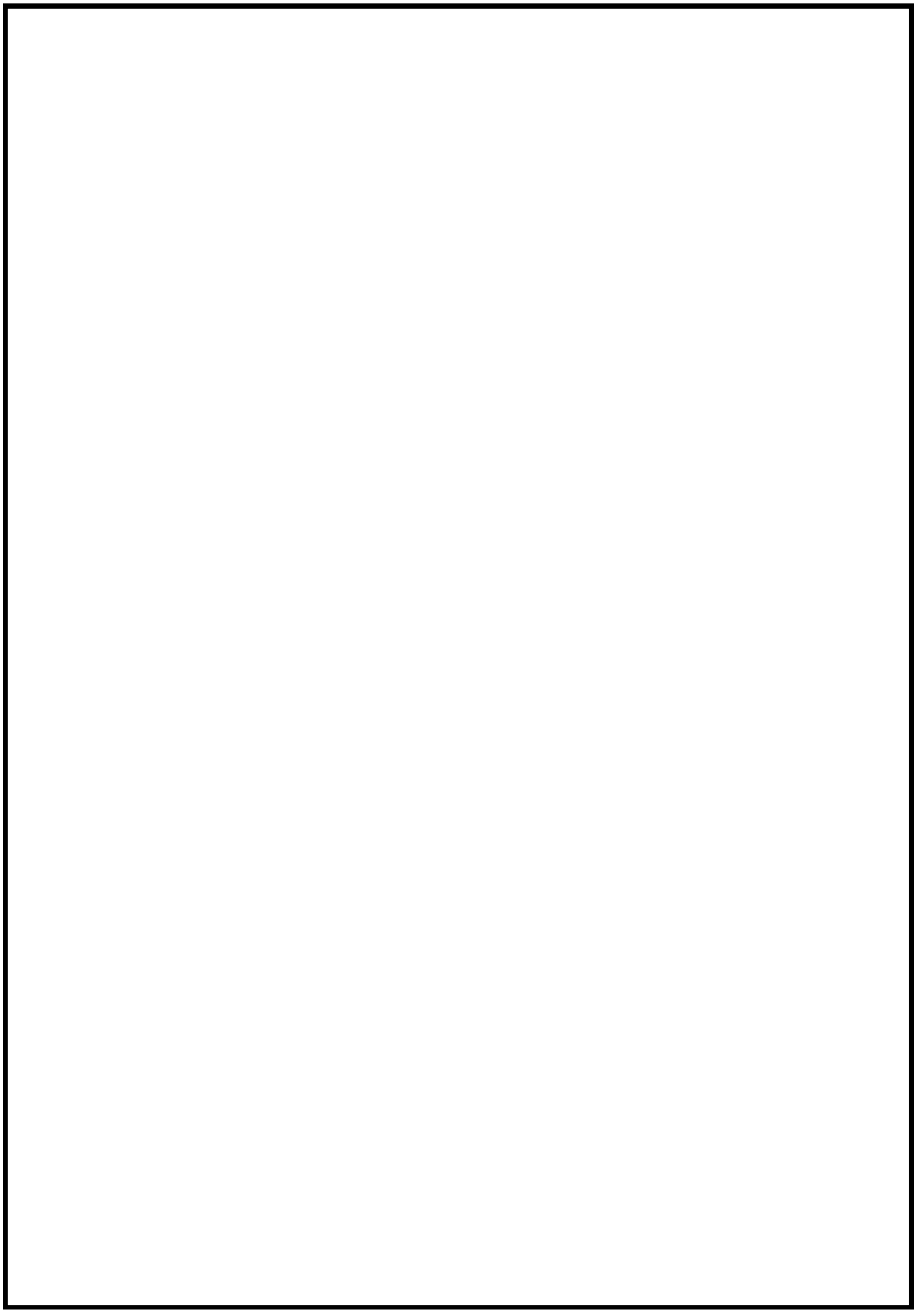
※：D○部は，建設図開口部にダクト設備を確認した箇所を示す。

第1表　原子炉建屋床貫通部状況リスト（53／53）

建設時床貫通部仕様（6階北西側）（1／1）			
No.	スリーブNo.	スリーブ径(B) ダクトサイズ（mm） ケーブル開口（mm）	床厚さ （mm）
1	55-6F-2	8	500
2	55-6F-3	8	500
3	55-6F-4	12	500
4	55-6F-5	12	500
5	55-6F-14	4	500
6	55-6F-15	4	500
7	55-6F-16	4	500
8	55-6F-17	12	500
9	55-6F-18	12	500
10	55-6F-28	8	500
11	55-6F-29	8	500
12	55-6F-30	8	500
13	55-6F-31	8	500

ファンネル部について

溢水評価における対策として，床ファンネル部についても躯体との取り合い部については，床の貫通部として止水処置を実施する。このため，ファンネル部の現場調査を実施した。ファンネル状況図を第 1 図に，床ドレンファンネル配置状況リストを第 1 表に示す。



第１図　ファンネル状況図（代表例）

第１表　床ドレンファンネル（地下２階）配置状況リスト（1／4）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-B2F	1	有	埋め込み
	2	有	縦型
	3	有	縦型
	4	有	縦型
	5	有	縦型
	6	有	埋め込み
	7	有	縦型
	8	有	縦型
	9	有	縦型
	10	有	縦型
	11	有	縦型
	12	有	埋め込み
	13	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	15	有	埋め込み
	16	有	埋め込み
	17	有	埋め込み
	18	有	縦型
	23	有	埋め込み
	24	有	埋め込み

第1表　床ドレンファンネル（地下2階）配置状況リスト（2／4）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-B2F	25	有	埋め込み
	26	有	埋め込み
	27	有	埋め込み
	28	有	埋め込み
	29	有	縦型
	30	有	縦型
	31	有	縦型
	32	有	縦型
	33	有	埋め込み
	34	有	埋め込み
	35	有	埋め込み
	36	有	埋め込み
	37	有	埋め込み
	38	有	埋め込み
	39	有	埋め込み
	40	有	埋め込み
	41	有	埋め込み
	42	有	埋め込み
	43	有	縦型
	44	有	縦型

第１表　床ドレンファンネル（地下２階）配置状況リスト（3／4）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-B2F	45	有	縦型
	46	有	縦型
	47	有	埋め込み
	48	有	埋め込み
	49	有	埋め込み
	50	有	埋め込み
	51	有	埋め込み
	52	有	埋め込み
	53	有	埋め込み
	54	有	埋め込み
	55	有	埋め込み
	56	有	縦型
	57	有	縦型
	58	有	縦型
	59	有	縦型
	60	有	埋め込み
	61	有	埋め込み
	62	有	埋め込み
	63	有	縦型
	64	有	埋め込み

第1表　床ドレンファンネル（地下2階）配置状況リスト（4／4）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-B2F	65	有	縦型
	66	有	縦型
	65a	有	縦型
	67	有	縦型
	68	有	縦型
	69	有	縦型
	70	有	埋め込み
	71	有	埋め込み
	—	追設（201）	集合管のみ
	—	追設（202）	埋め込み
	—	追設（203）	埋め込み
	—	追設（204）	埋め込み
	—	追設（205）	埋め込み
	—	追設（206）	埋め込み
	—	追設（207）	埋め込み

第１表　床ドレンファンネル（地下１階）配置状況リスト（1／2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-B1F	1	有	埋め込み
	2	有	埋め込み
	3	無	－
	4	有	埋め込み
	5	有	埋め込み
	6	有	埋め込み
	7	有	埋め込み
	8	有	埋め込み
	9	有	埋め込み
	10	有	埋め込み
	11	有	埋め込み
	12	有	埋め込み
	13	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	15	有	埋め込み
	16	有	埋め込み
	17	有	埋め込み
	18	有	埋め込み
	19	有	埋め込み
	20	有	埋め込み

第１表　床ドレンファンネル（地下１階）配置状況リスト（2／2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-B1F	21	有	埋め込み
	22	有	埋め込み
	23	有	縦型
	24	有	縦型
	25	有	縦型
	26	有	縦型
	27	有	縦型
	28	有	縦型
	29	有	縦型
	30	有	縦型
	31	有	縦型
	32	有	縦型
	33	有	縦型
	34	有	縦型
	201	有	集合管

第1表　床ドレンファンネル（1階）配置状況リスト（1／2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-1F	1	有	埋め込み
	2	無	－
	3	有	埋め込み
	4	有	埋め込み
	5	有	埋め込み
	6	有	埋め込み
	7	無	－
	8	有	埋め込み
	9	有	埋め込み
	10	有	埋め込み
	11	有	埋め込み
	12	有	埋め込み
	13	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	15	有	埋め込み
	16	有	埋め込み
	17	有	埋め込み
	18	有	埋め込み
	19	有	埋め込み
	20	有	埋め込み

第1表　床ドレンファンネル（1階）配置状況リスト（2／2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-1F	21	無	－
	22	有	縦型
	23	有	縦型
	24	無	欠番※
	25	有	縦型
	26	有	縦型
	27	無	欠番※
	29	有	縦型
	30	有	縦型
	31	有	縦型
	32	有	縦型
	33	無	欠番※
	34	有	縦型
	35	有	埋め込み
	36	無	－

※：建設時配置図で欠番と記載されているもの

第1表　床ドレンファンネル（2階）配置状況リスト（1／2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-2F	1	有	埋め込み
	2	有	埋め込み
	3	有	埋め込み
	4	無	－
	5	有	埋め込み
	6	有	埋め込み
	7	有	埋め込み
	8	有	埋め込み
	11	有	埋め込み
	12	有	埋め込み
	13	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	15	有	埋め込み
	18	有	埋め込み
	19	有	埋め込み
	20	有	埋め込み
	21	有	埋め込み
	23	有	埋め込み
	24	無	－
	26	有	埋め込み

第1表　床ドレンファンネル（2階）配置状況リスト（2／2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-2F	27	有	埋め込み
	29	無	－
	30	有	埋め込み
	32	有	縦型
	35	有	埋め込み
	37	有	埋め込み
	40	有	埋め込み
	42	有	埋め込み
	43	有	埋め込み
	45	有	埋め込み
	47	有	埋め込み
	49	有	埋め込み
	52	有	埋め込み
	55	無	欠番※

※：建設時配置図で欠番と記載されているもの

第1表　床ドレンファンネル（3階）配置状況リスト（1／2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-3F	1	有	埋め込み
	2	有	埋め込み
	3	有	埋め込み
	4	有	埋め込み
	5	有	埋め込み
	7	有	埋め込み
	10	有	埋め込み
	12	有	埋め込み
	13	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	15	有	埋め込み
	16	有	埋め込み
	18	有	埋め込み
	19	有	埋め込み
	20	有	埋め込み
	21	有	埋め込み
	22	有	埋め込み
	23	有	埋め込み
	24	有	埋め込み

第１表　床ドレンファンネル（3階）配置状況リスト（2／2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-3F	25	有	埋め込み
	26	有	埋め込み
	27	有	埋め込み
	28	有	埋め込み
	29	有	埋め込み
	30	有	埋め込み
	31	有	埋め込み
	33	有	埋め込み
	36	有	埋め込み
	43	有	埋め込み
	47	有	埋め込み
	51	有	埋め込み
	54	有	埋め込み
	55	有	埋め込み
	56	有	埋め込み
	57	有	図面上無
	58	有	図面上無
	59	有	図面上無
	201	有	縦型
	202	有	縦型

第1表　床ドレンファンネル（4階）配置状況リスト（1／2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-4F	1	有	埋め込み
	2	有	埋め込み
	5	有	埋め込み
	6	有	埋め込み
	9	有	埋め込み
	10	有	埋め込み
	13	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	17	有	埋め込み
	18	有	埋め込み
	19	無	－
	20	有	埋め込み
	21	有	埋め込み
	24	有	縦型
	26	有	埋め込み
	28	有	埋め込み
	29	有	埋め込み
	31	有	埋め込み
	32	有	埋め込み

第1表　床ドレンファンネル（4階）配置状況リスト（2／2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-4F	34	有	埋め込み
	35	有	埋め込み
	36	有	埋め込み
	37	有	埋め込み
	40	有	埋め込み
	42	有	埋め込み
	43	有	埋め込み
	44	無	－
	46	有	埋め込み
	49	有	埋め込み
	52	有	埋め込み
	53	無	－
	54	無	－
	55	有	埋め込み
	56	有	埋め込み
	57	有	埋め込み
	58	有	埋め込み
	62	有	埋め込み
	63	有	埋め込み
	64	無	欠番※

※：建設時配置図で欠番と記載されているもの

第1表　床ドレンファンネル（5階）配置状況リスト（1／2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-5F	1	有	埋め込み
	2	有	埋め込み
	3	有	埋め込み
	6	有	埋め込み
	9	有	埋め込み
	10	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	15	有	埋め込み
	21	有	埋め込み
	22	無	－
	23	有	埋め込み
	24	有	埋め込み
	25	有	埋め込み
	30	有	埋め込み
	31	有	埋め込み
	32	有	埋め込み
	36	有	埋め込み
	38	有	埋め込み
	41	有	埋め込み
	42	有	埋め込み

第1表　床ドレンファンネル（5階）配置状況リスト（2／2）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-5F	44	有	埋め込み
	47	有	埋め込み
	48	有	埋め込み
	52	有	埋め込み
	53	有	埋め込み
	54	有	埋め込み
	56	有	縦型
	57	有	縦型
	60	無	－
	61	無	－
	65	無	－

第1表　床ドレンファンネル（6階）配置状況リスト（1／3）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-6F	1	有	埋め込み
	2	有	埋め込み
	3	有	埋め込み
	4	有	埋め込み
	5	有	埋め込み
	6	有	埋め込み
	7	有	埋め込み
	8	有	埋め込み
	9	有	埋め込み
	10	有	埋め込み
	13	有	埋め込み
	14	有	埋め込み
	15	有	埋め込み
	16	有	埋め込み
	17	有	埋め込み
	18	有	埋め込み
	19	有	埋め込み
	20	有	埋め込み
	21	有	埋め込み

第1表　床ドレンファンネル（6階）配置状況リスト（2／3）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-6F	22	有	埋め込み
	23	有	埋め込み
	24	有	埋め込み
	25	有	埋め込み
	26	有	埋め込み
	27	有	埋め込み
	28	有	埋め込み
	29	有	埋め込み
	30	有	埋め込み
	31	有	埋め込み
	32	有	埋め込み
	33	有	埋め込み
	34	有	埋め込み
	35	有	埋め込み
	36	有	埋め込み
	37	無	欠番※1
	39	有	埋め込み
	40	有	埋め込み
	41	有	埋め込み
	42	有	埋め込み

※1：建設時配置図で欠番と記載されているもの

第 1 表　ファンネル部（6 階）状況リスト（3／3）

階層	現地配置状況		
	建築時配置図番号	配置の有無	ファンネルタイプ
RB-6F [1]	43	有	埋め込み
	44	有	埋め込み
	45	有	埋め込み
	46	有	埋め込み
	47	有	埋め込み
	48	有	埋め込み
	49	有	埋め込み
	50	無	欠番※1
	51	有	埋め込み
	52	有	埋め込み
	53	有	埋め込み
	54	有	埋め込み
	55	有	埋め込み
	56	有	埋め込み
	57	有	埋め込み

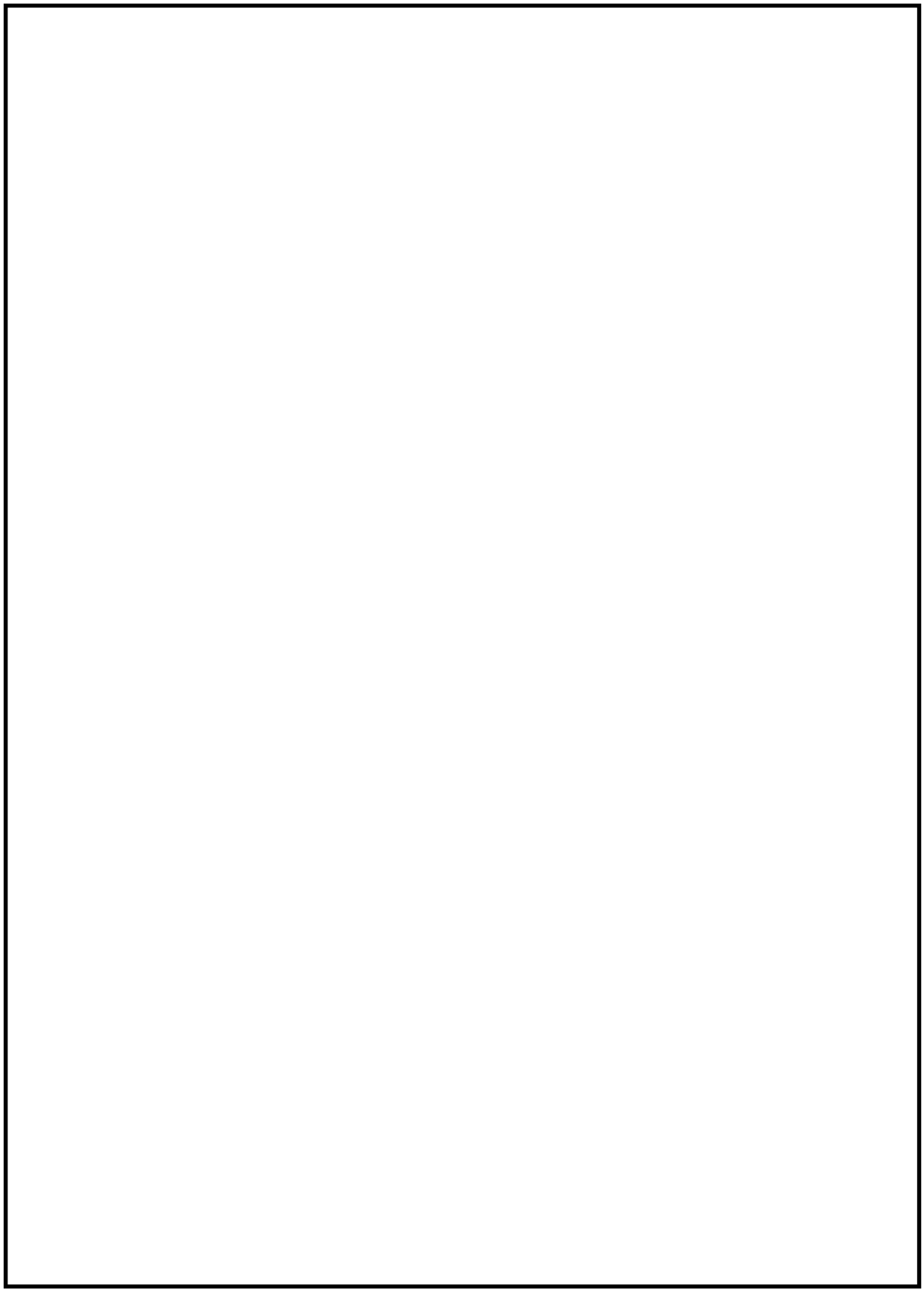
※１：建設時配置図で欠番と記載されているもの

重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針について

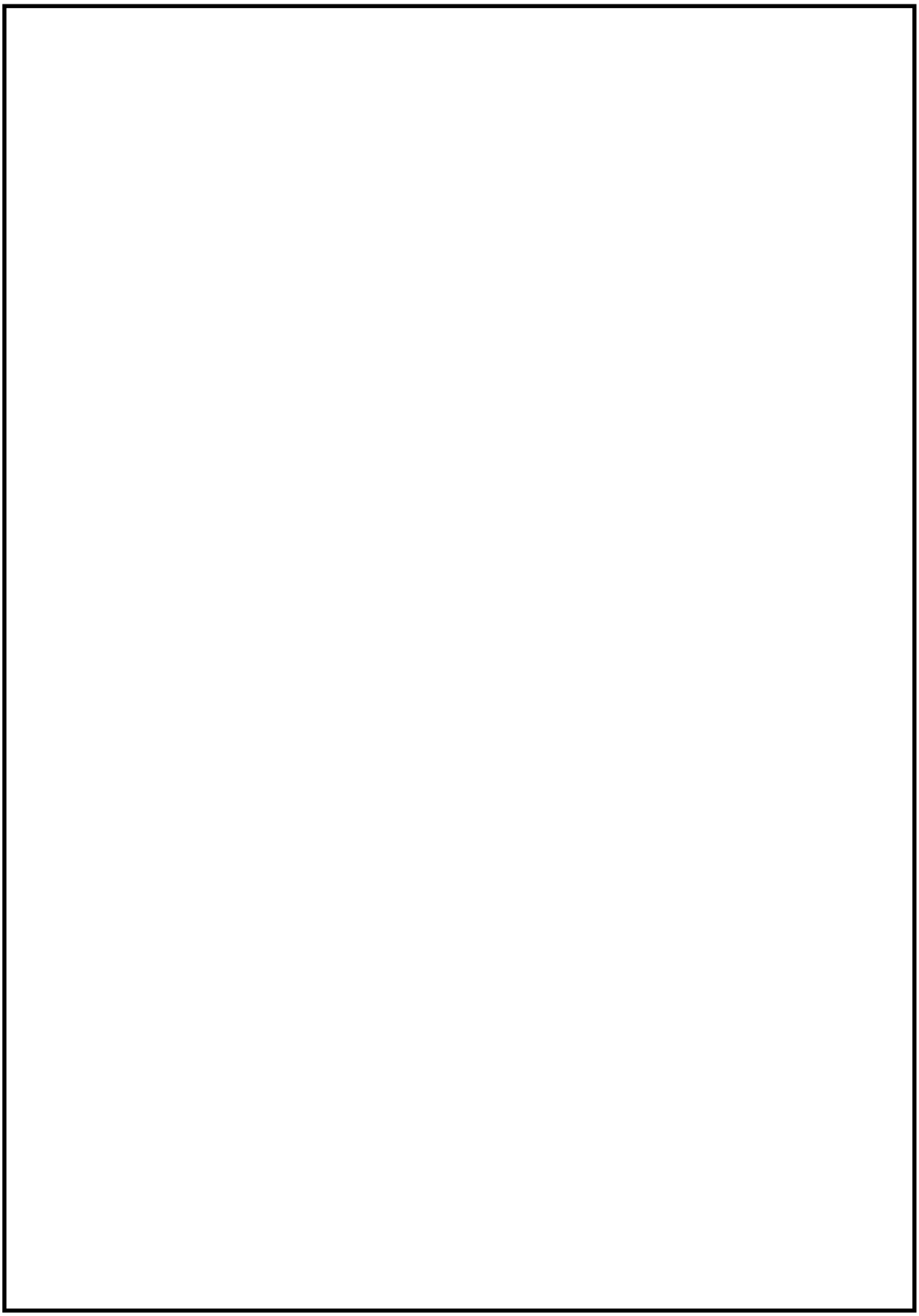
本補足説明資料の内容については，第四十三条の審査資料にて記載する。

溢水影響評価上の防護対象設備の配置について

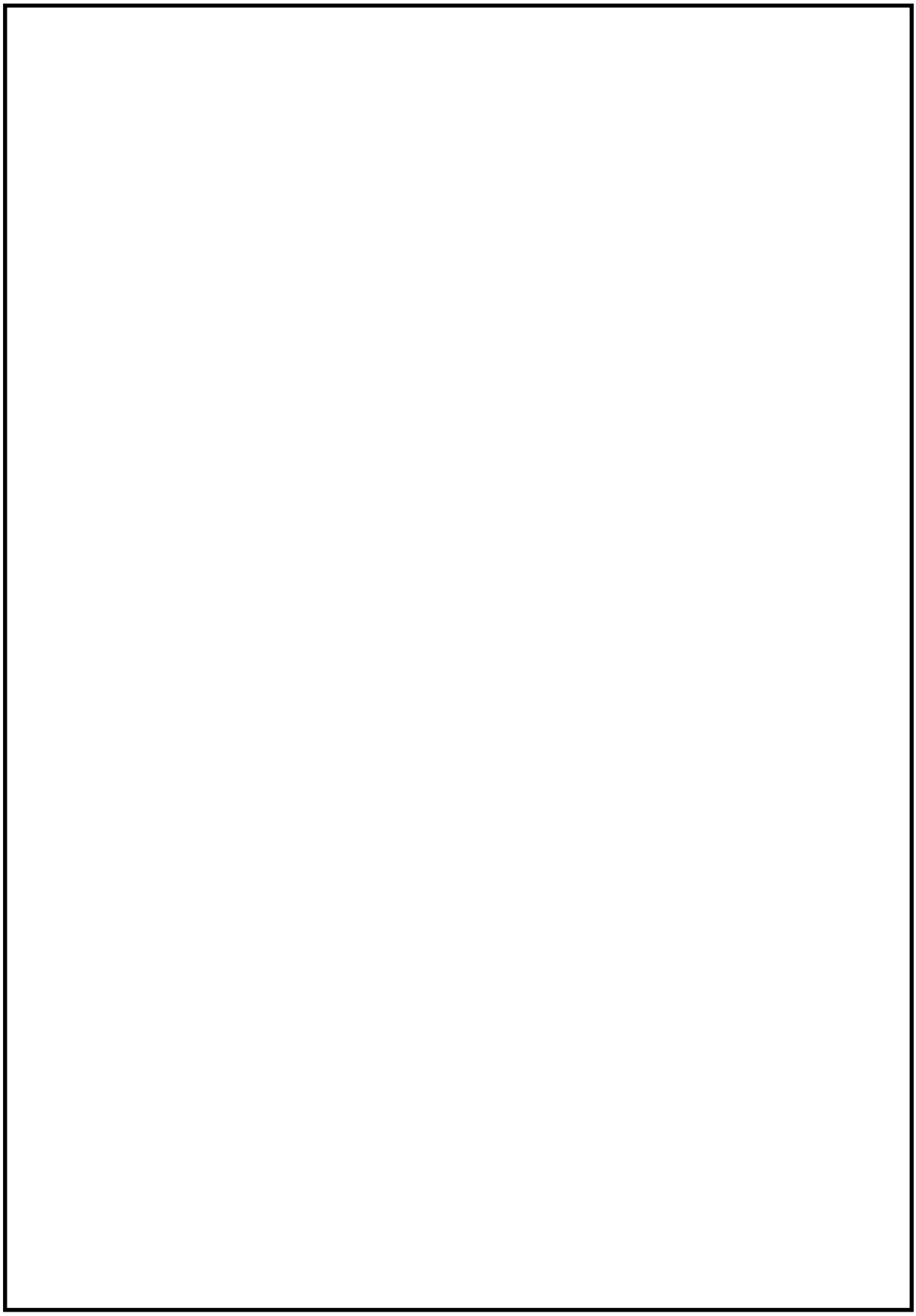
添付資料-1 第3表にて抽出された溢水影響評価上の防護対象設備が，第4.2-3図で設定した区画上のどこに配置されているかについて，第1図に示す。



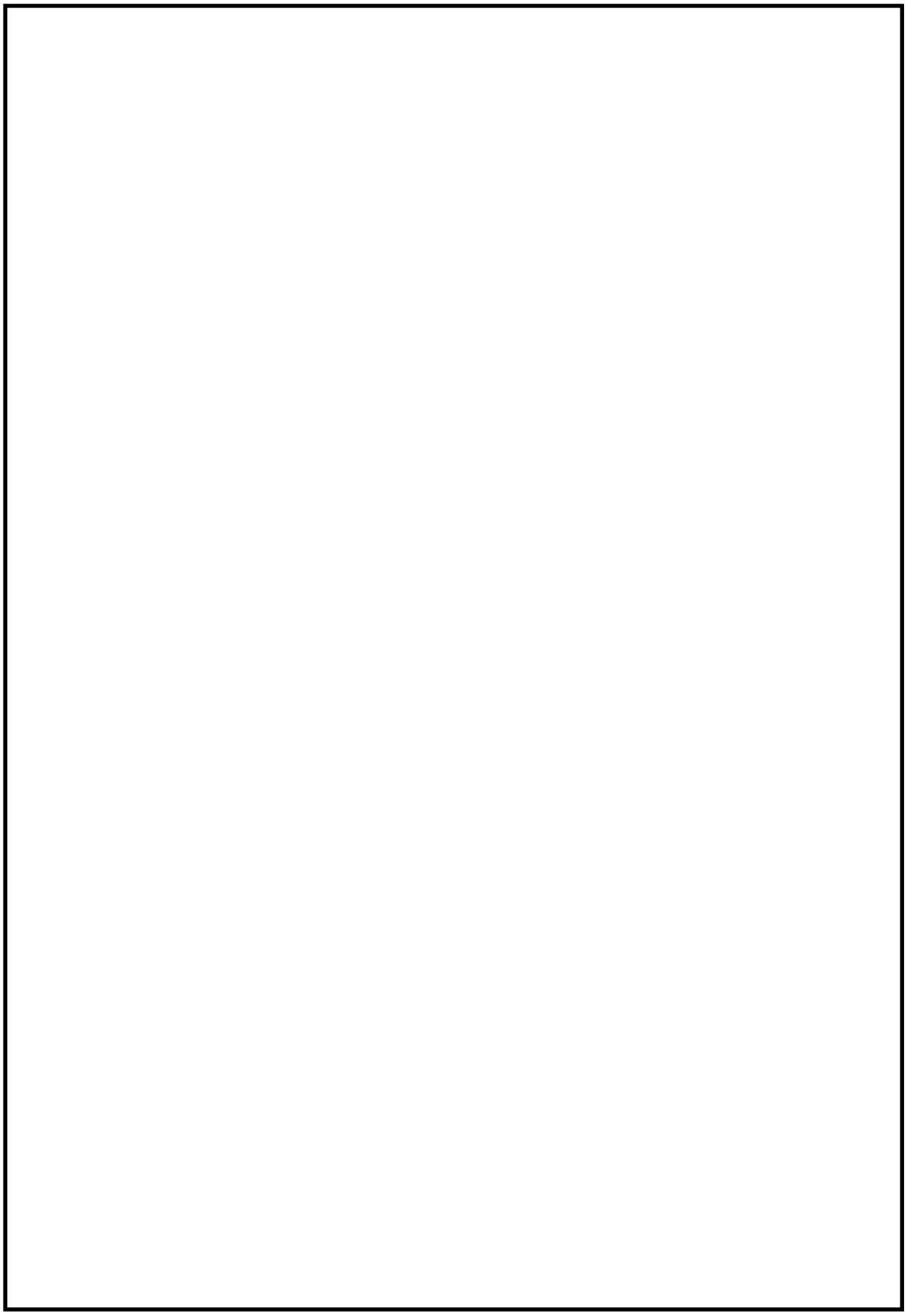
第1図　防護対象設備配置図（1／31）



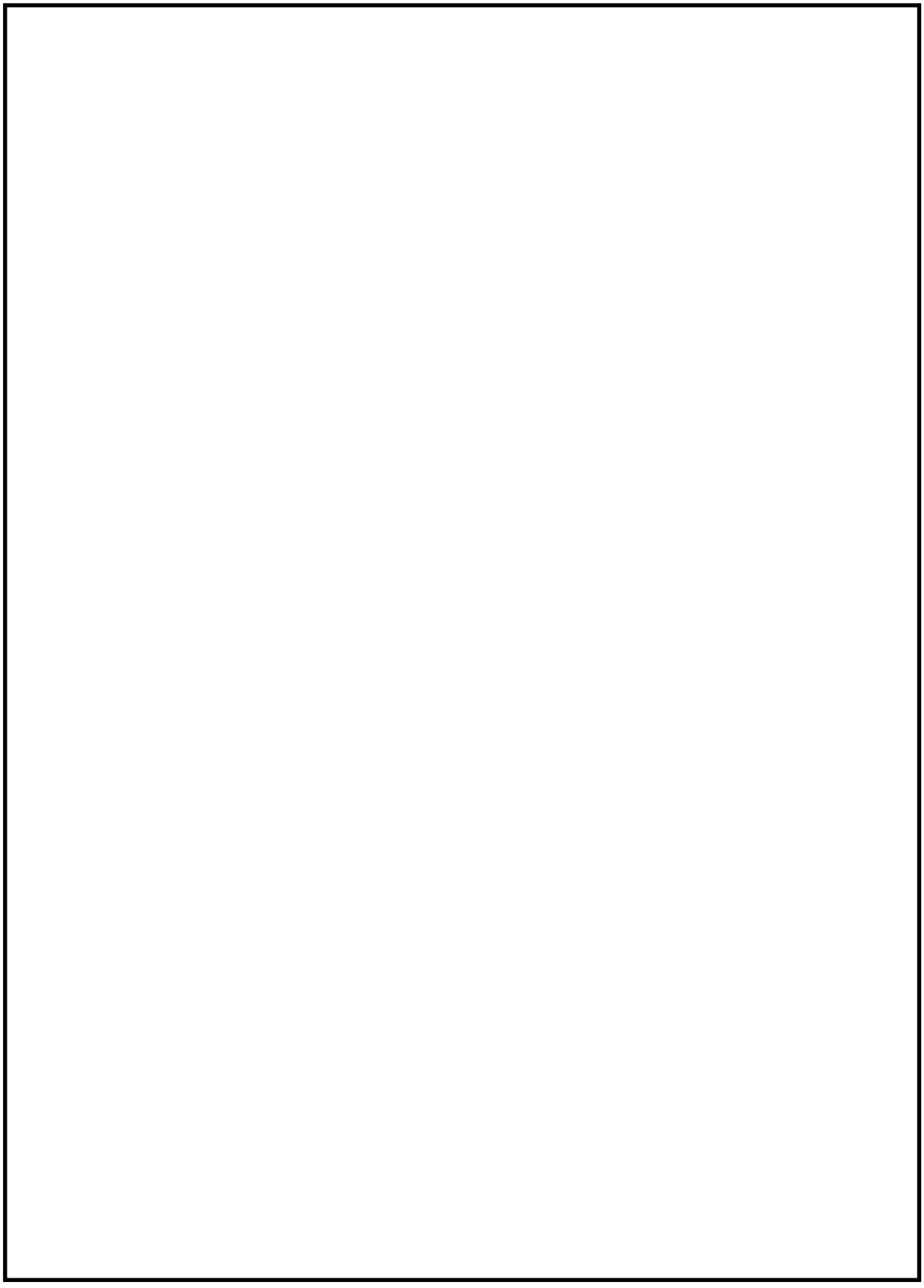
第 1 図　防護対象設備配置図（2／31）



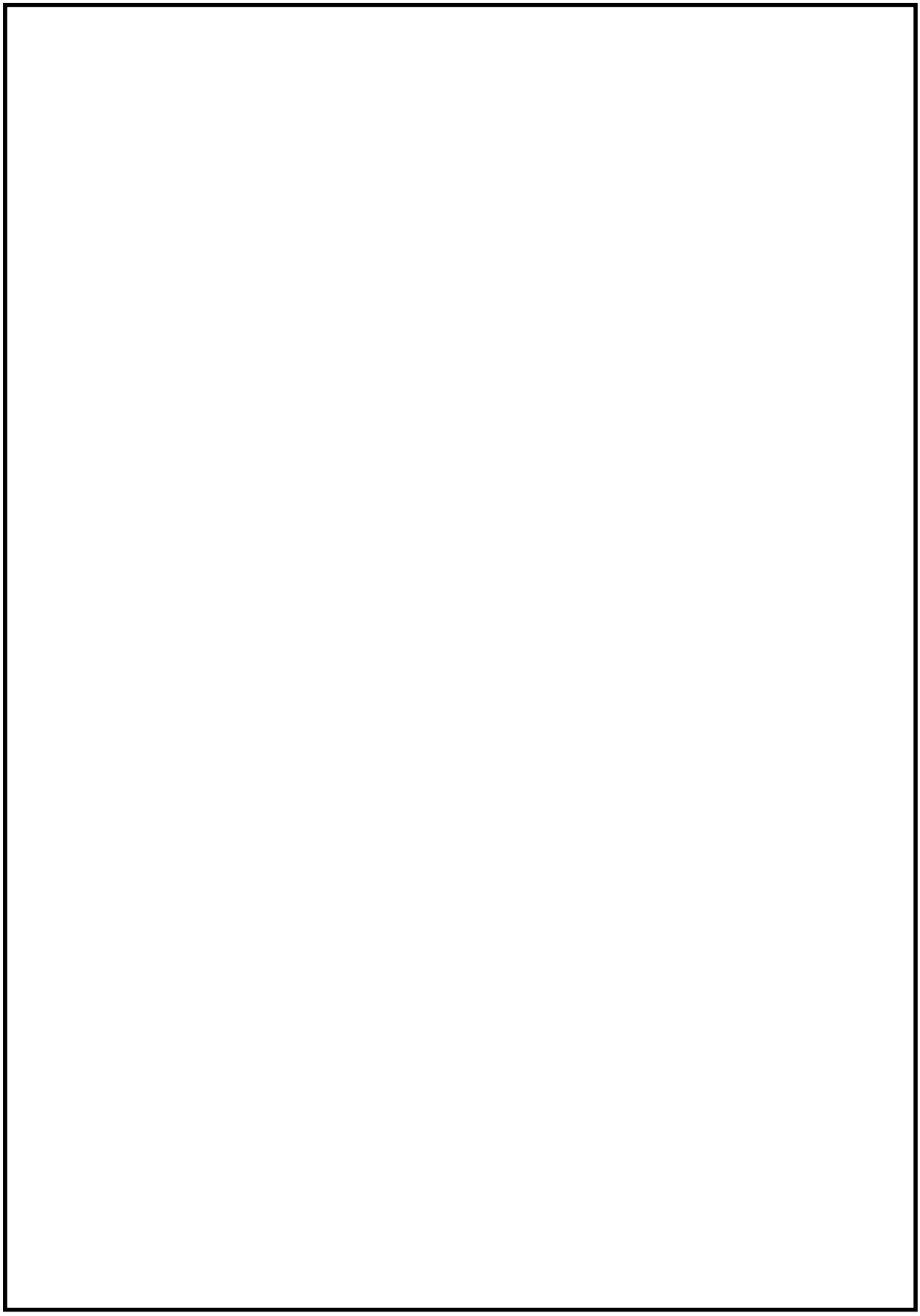
第1図　防護対象設備配置図（3／31）



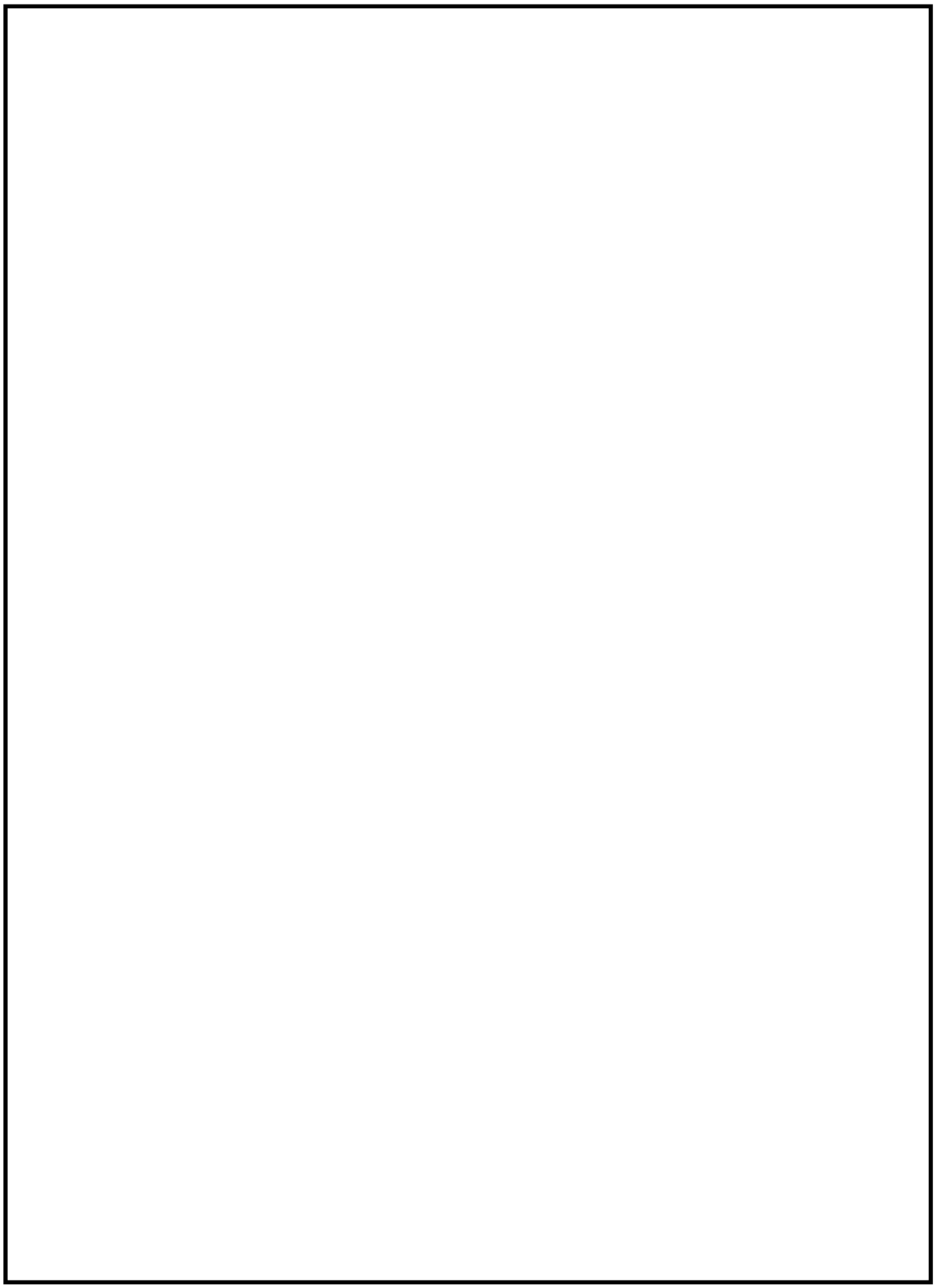
第 1 図　防護対象設備配置図（4／31）



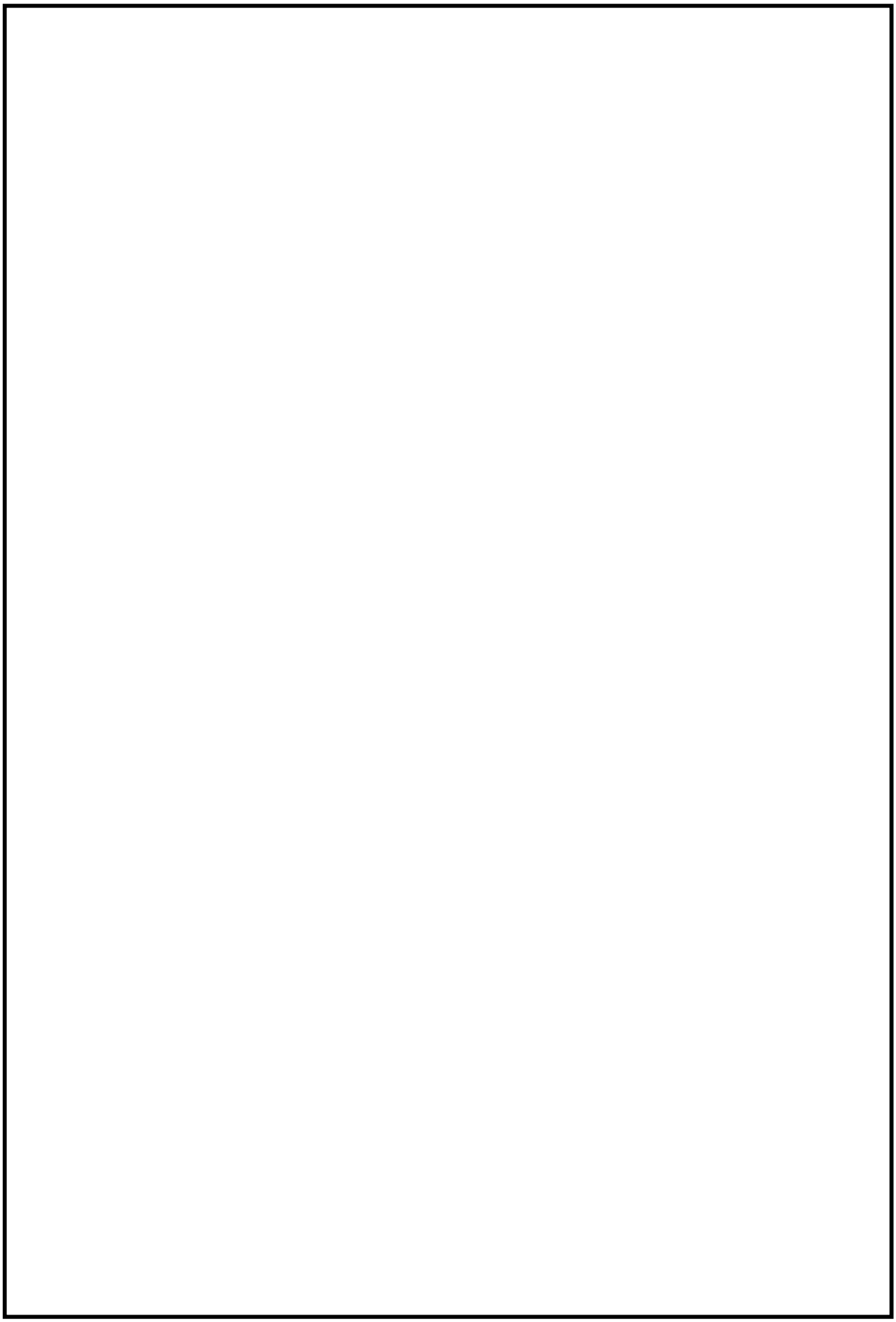
第 1 図　防護対象設備配置図（5／31）



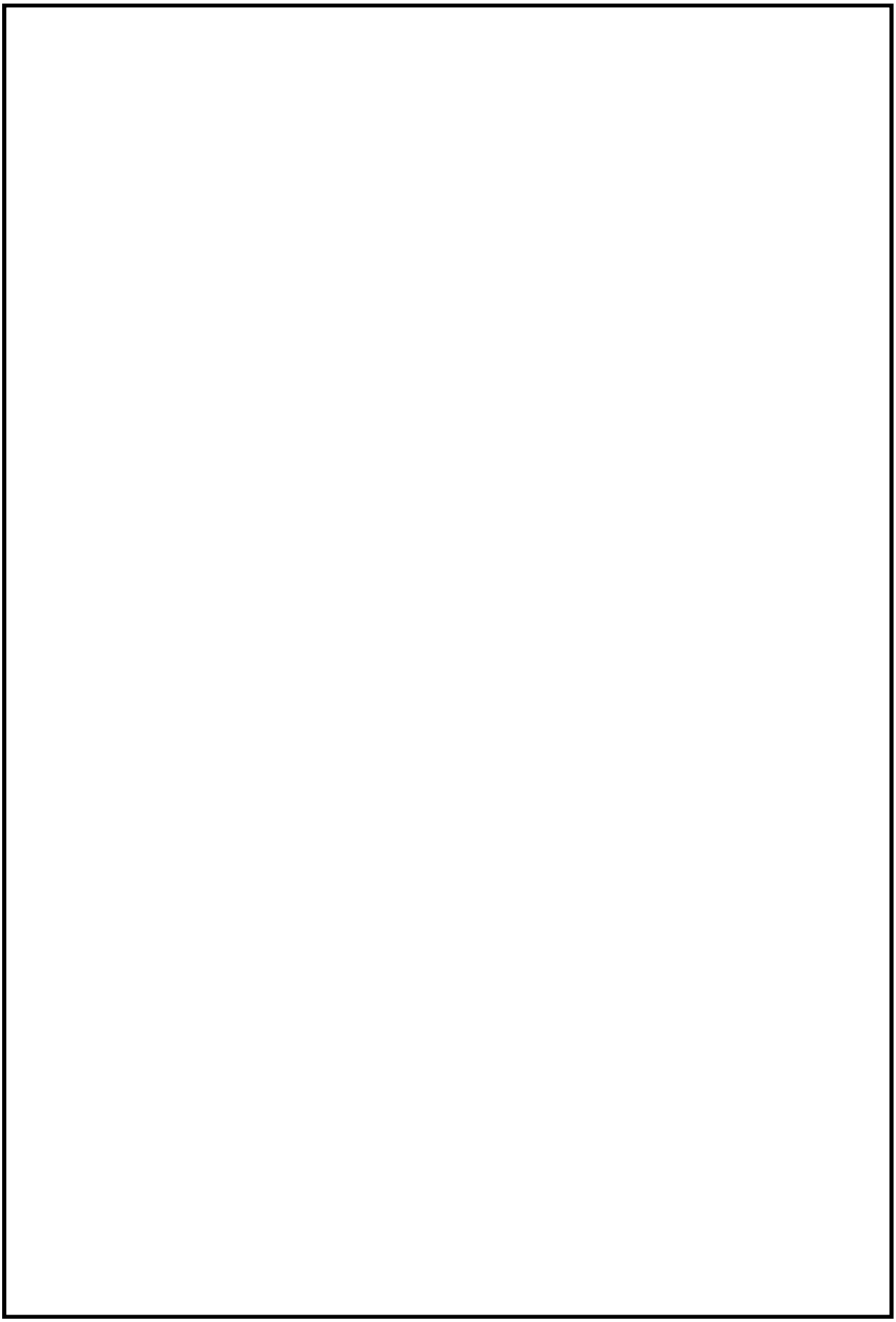
第 1 図　防護対象設備配置図（6／31）



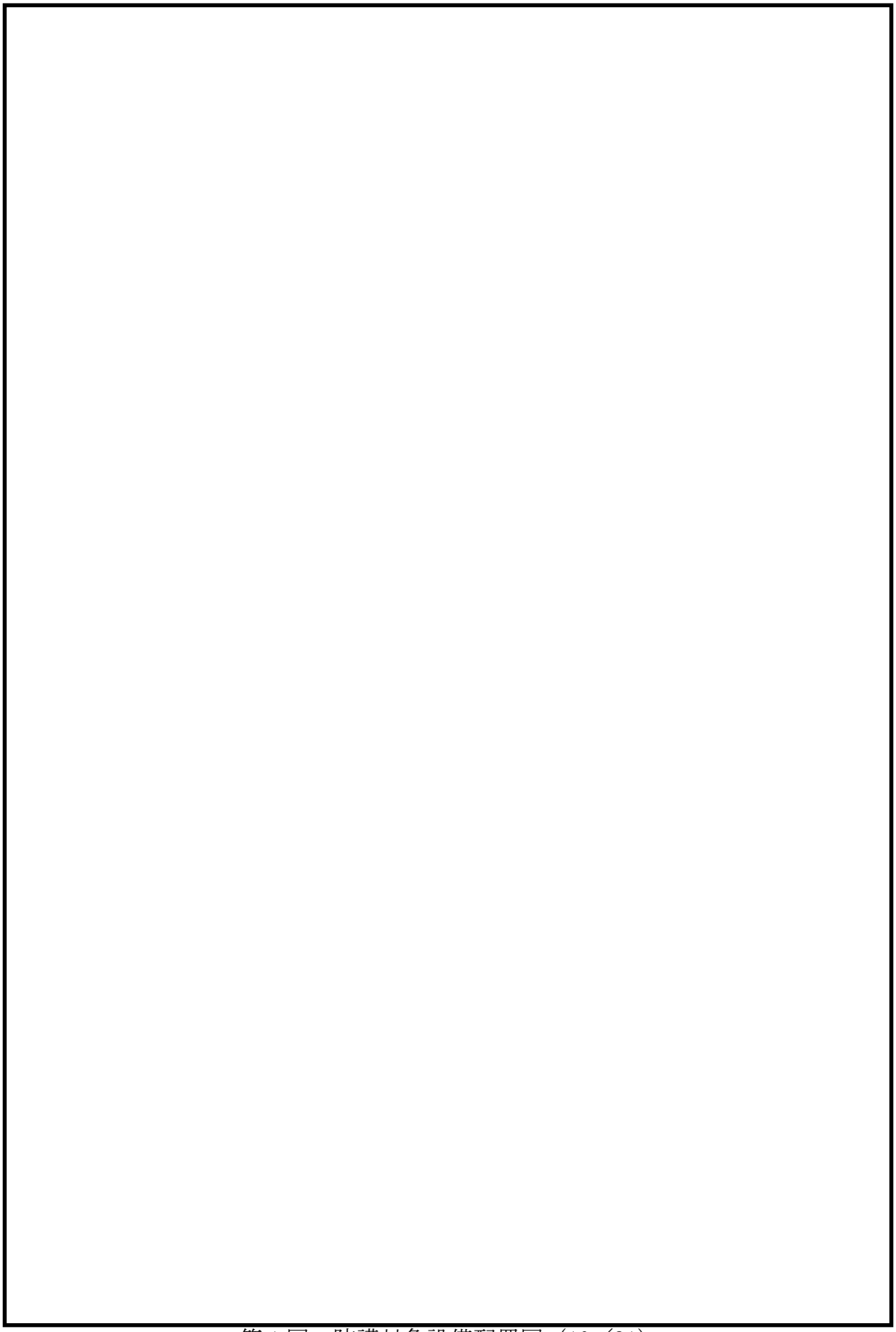
第 1 図　防護対象設備配置図（7／31）



第 1 図　防護対象設備配置図（8／31）

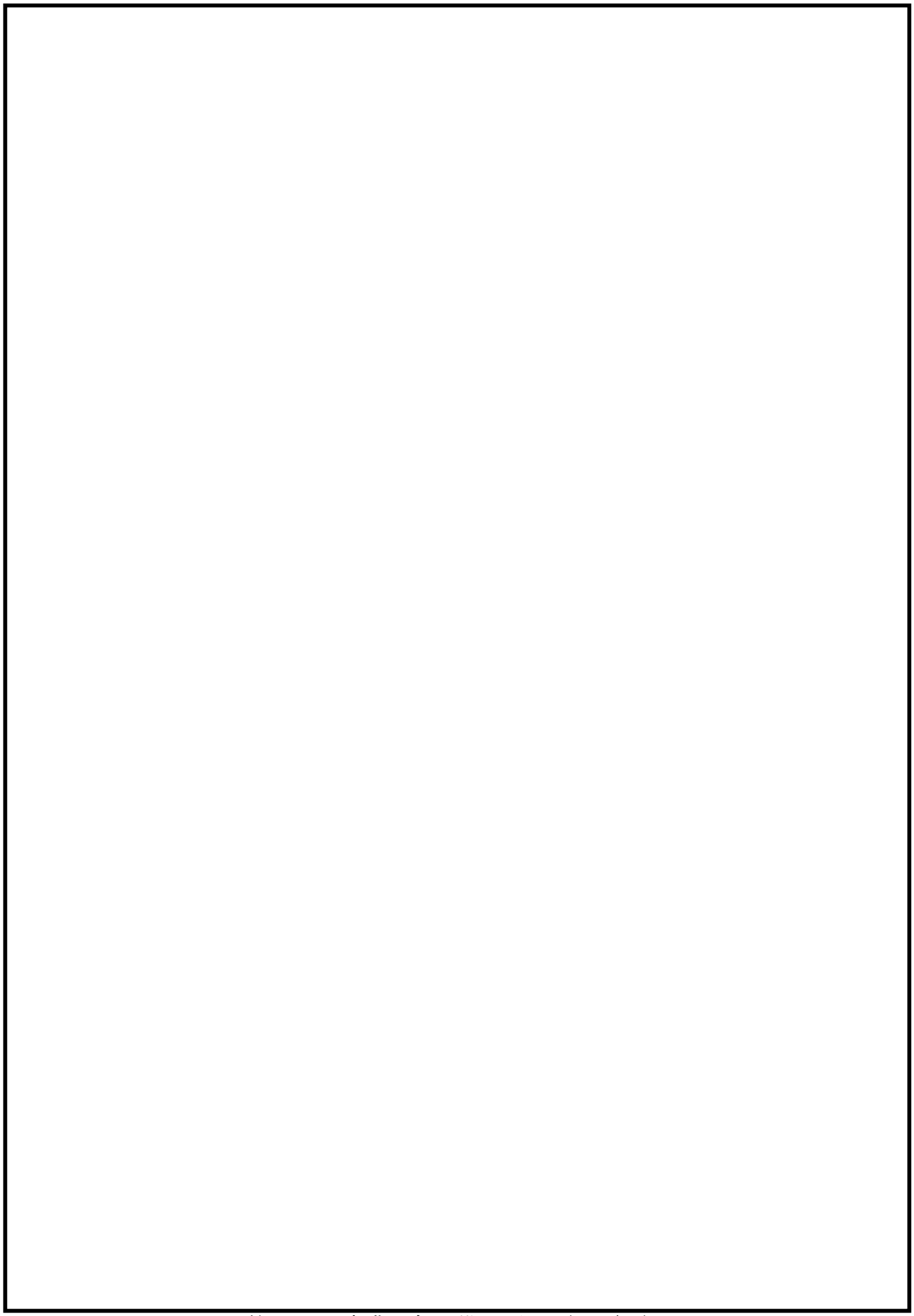


第1図　防護対象設備配置図（9／31）

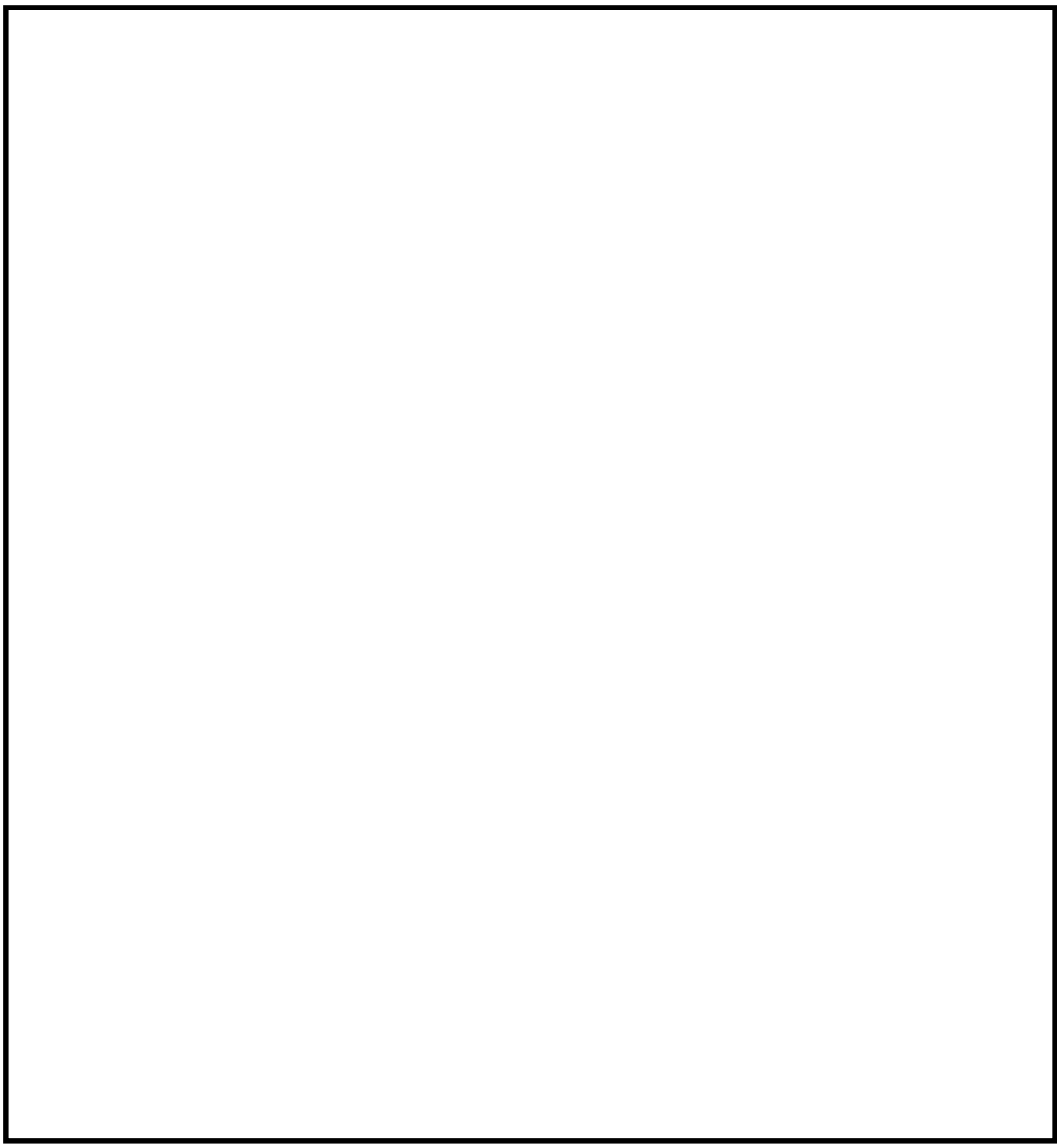


第 1 図　防護対象設備配置図（10／31）

第 1 図　防護対象設備配置図（11／31）

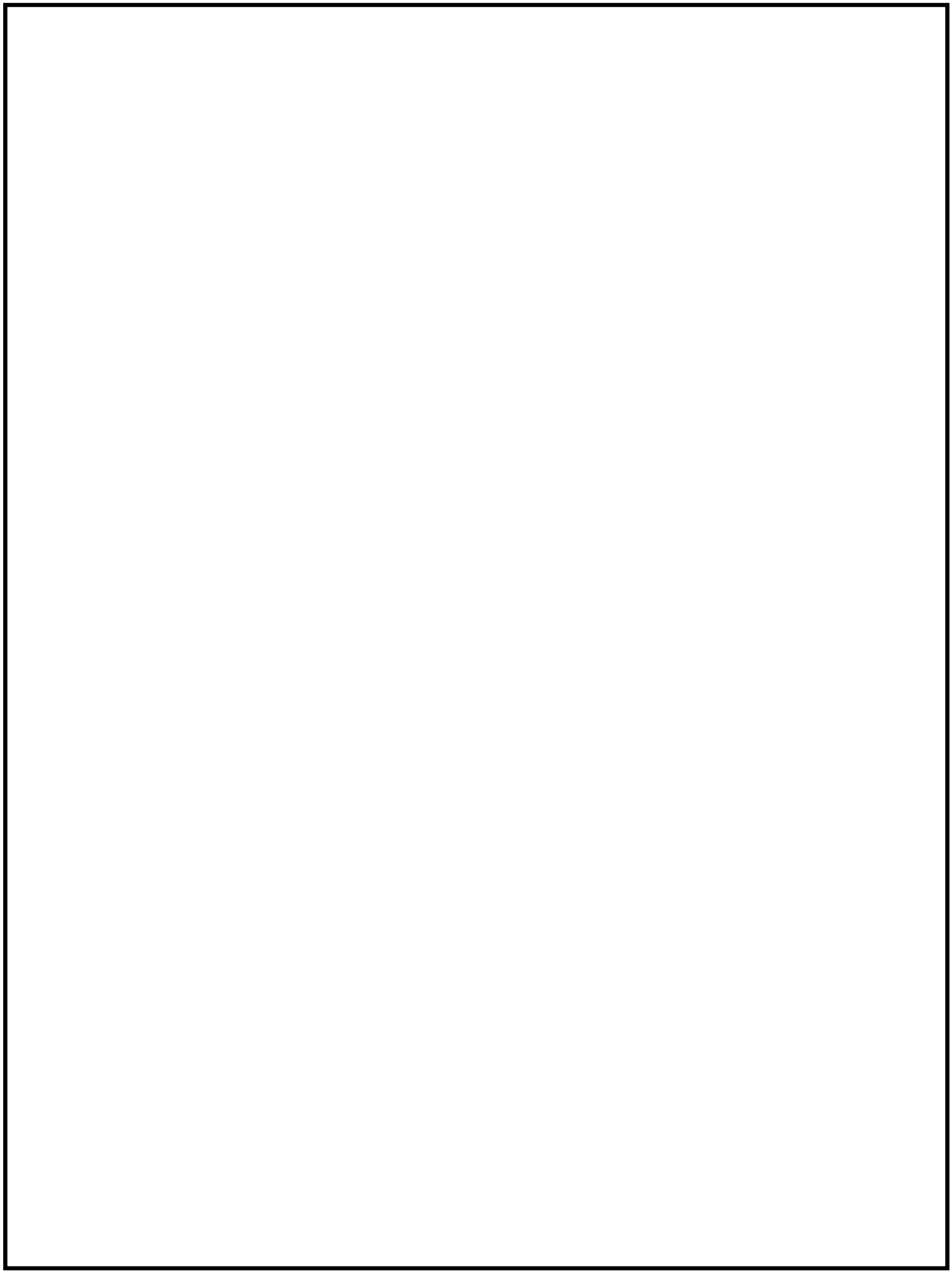


第 1 図　防護対象設備配置図（12／31）

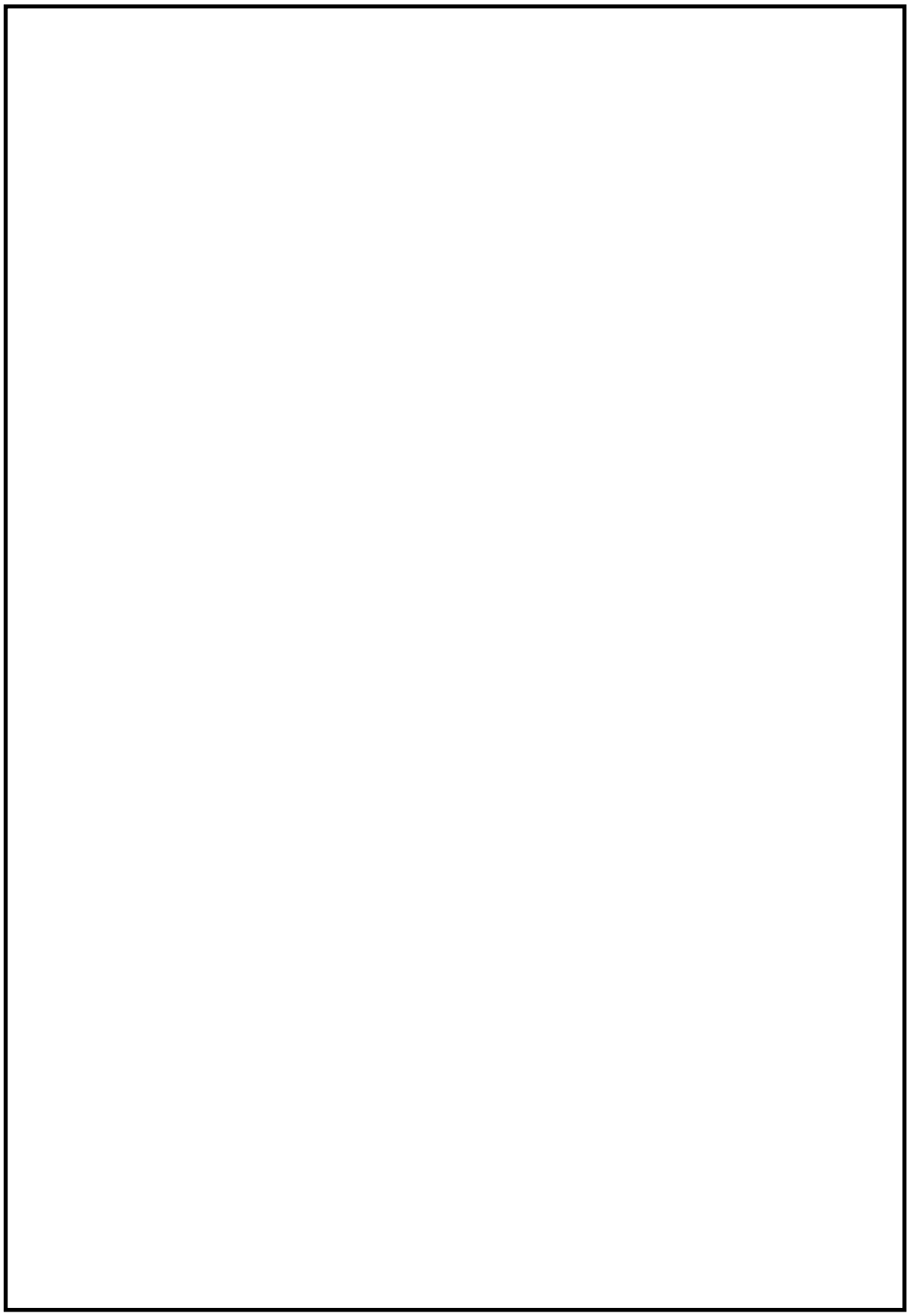


第 1 図　防護対象設備配置図（13／31）

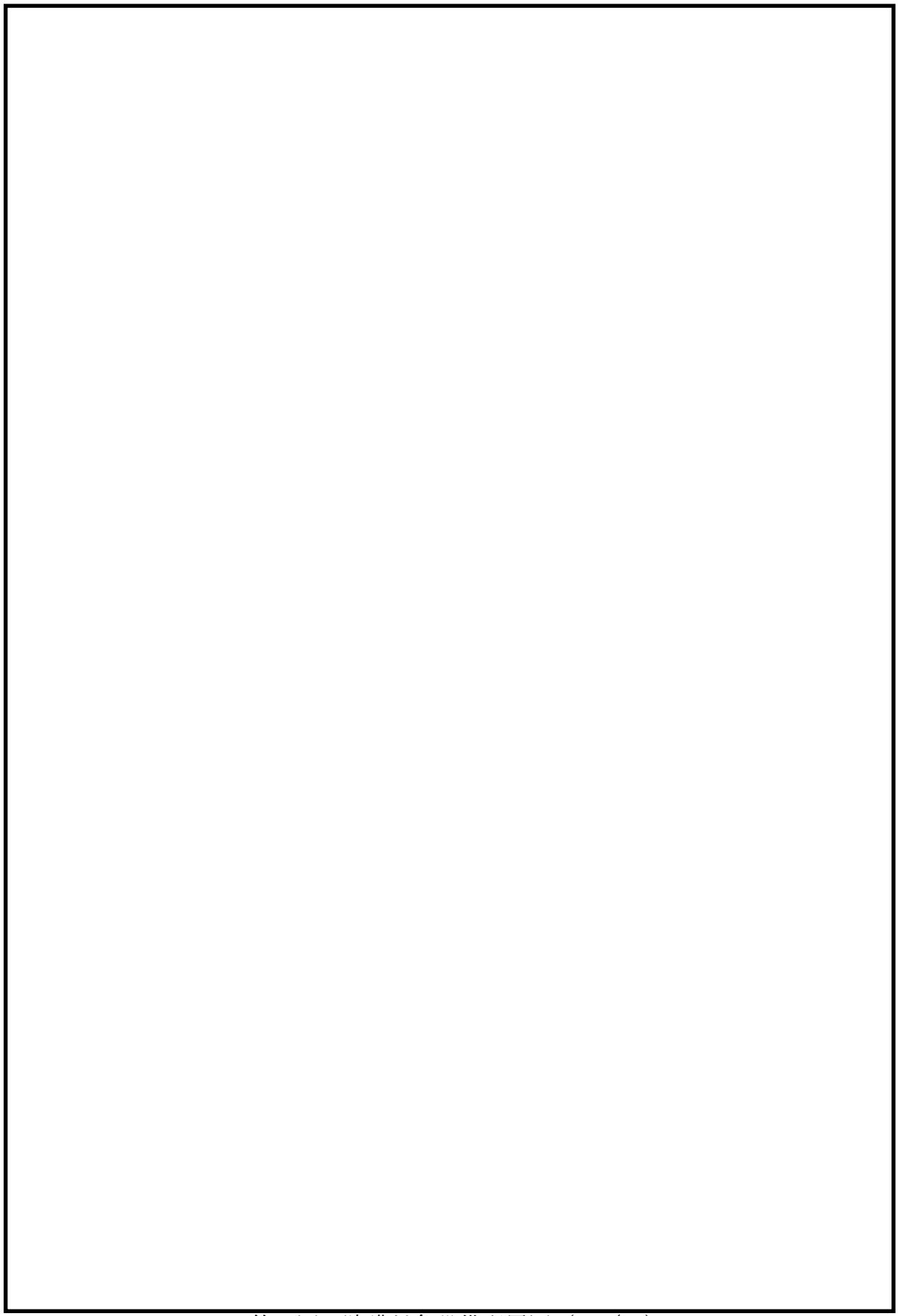
第1図　防護対象設備配置図（14／31）



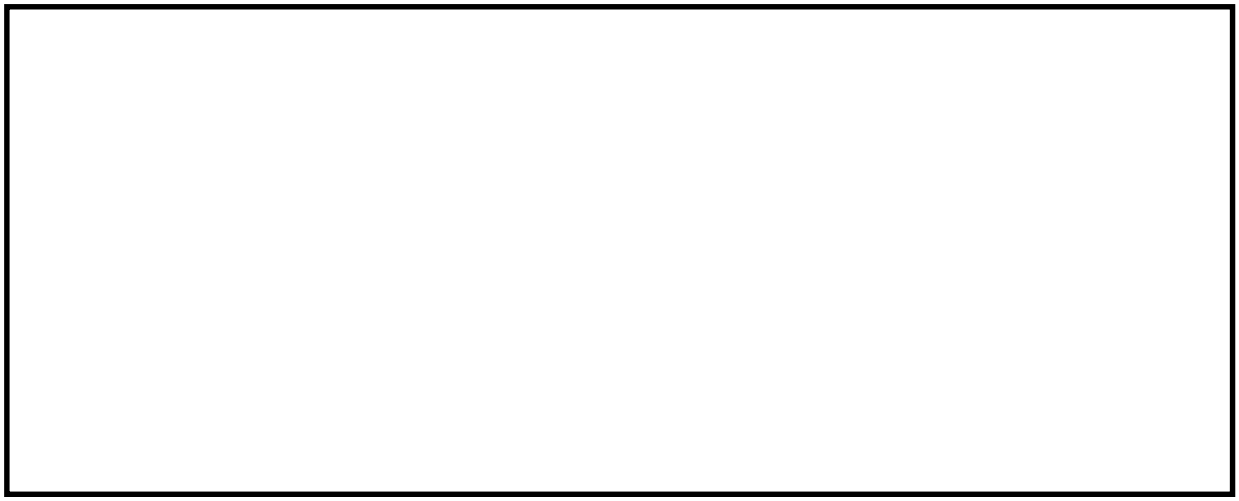
第 1 図　防護対象設備配置図（15／31）



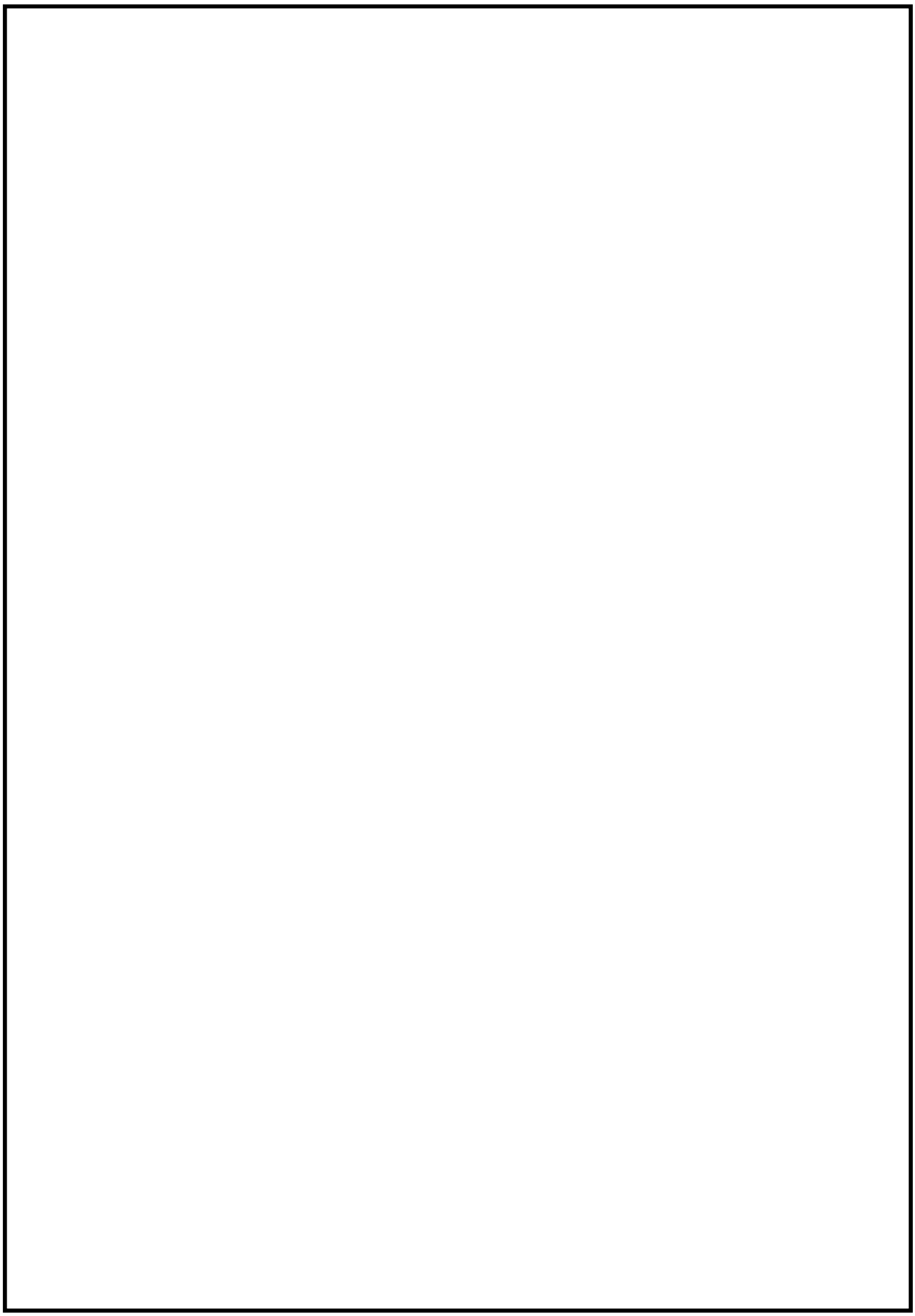
第 1 図　防護対象設備配置図（16／31）



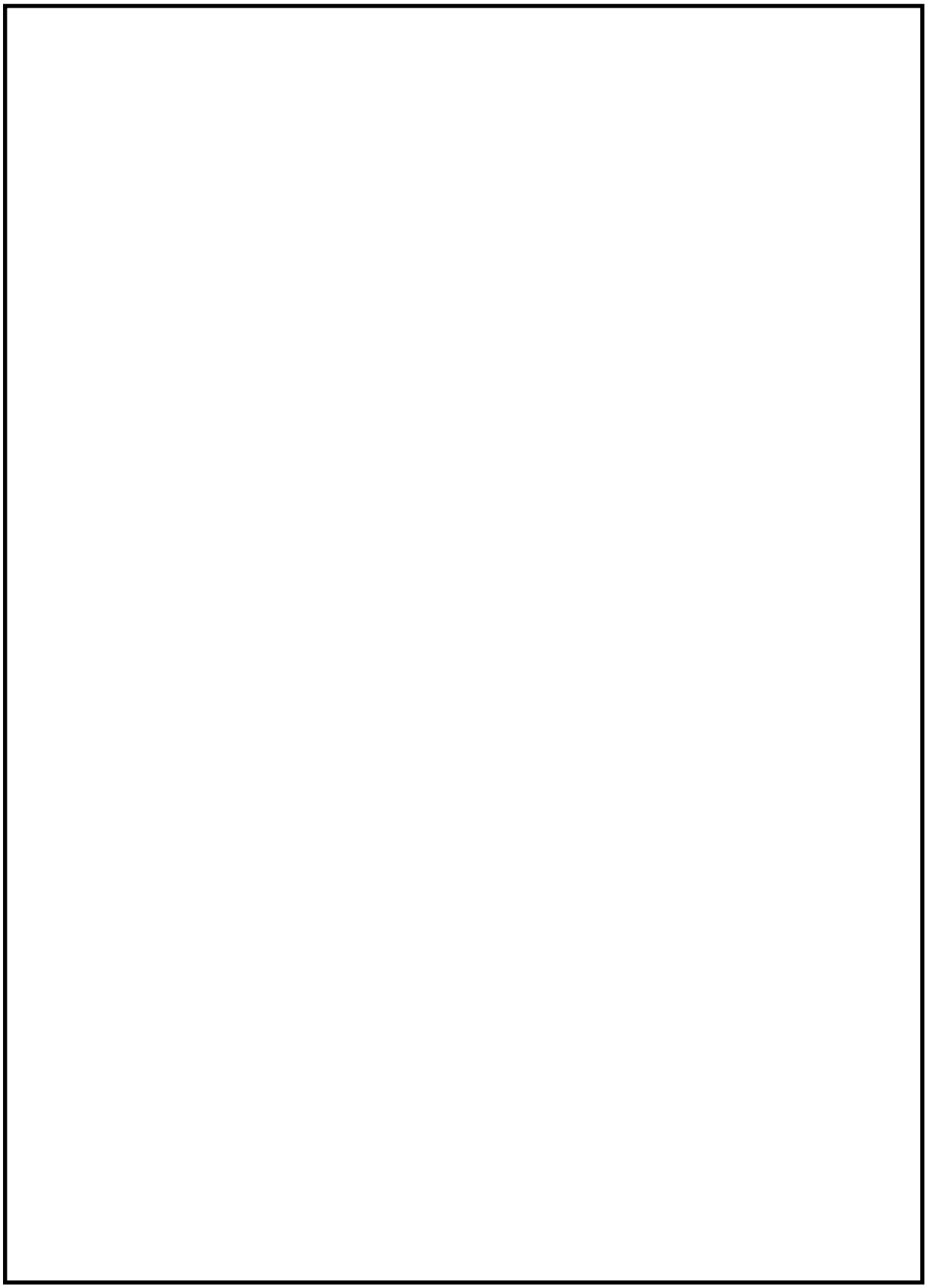
第 1 図　防護対象設備配置図（17／31）



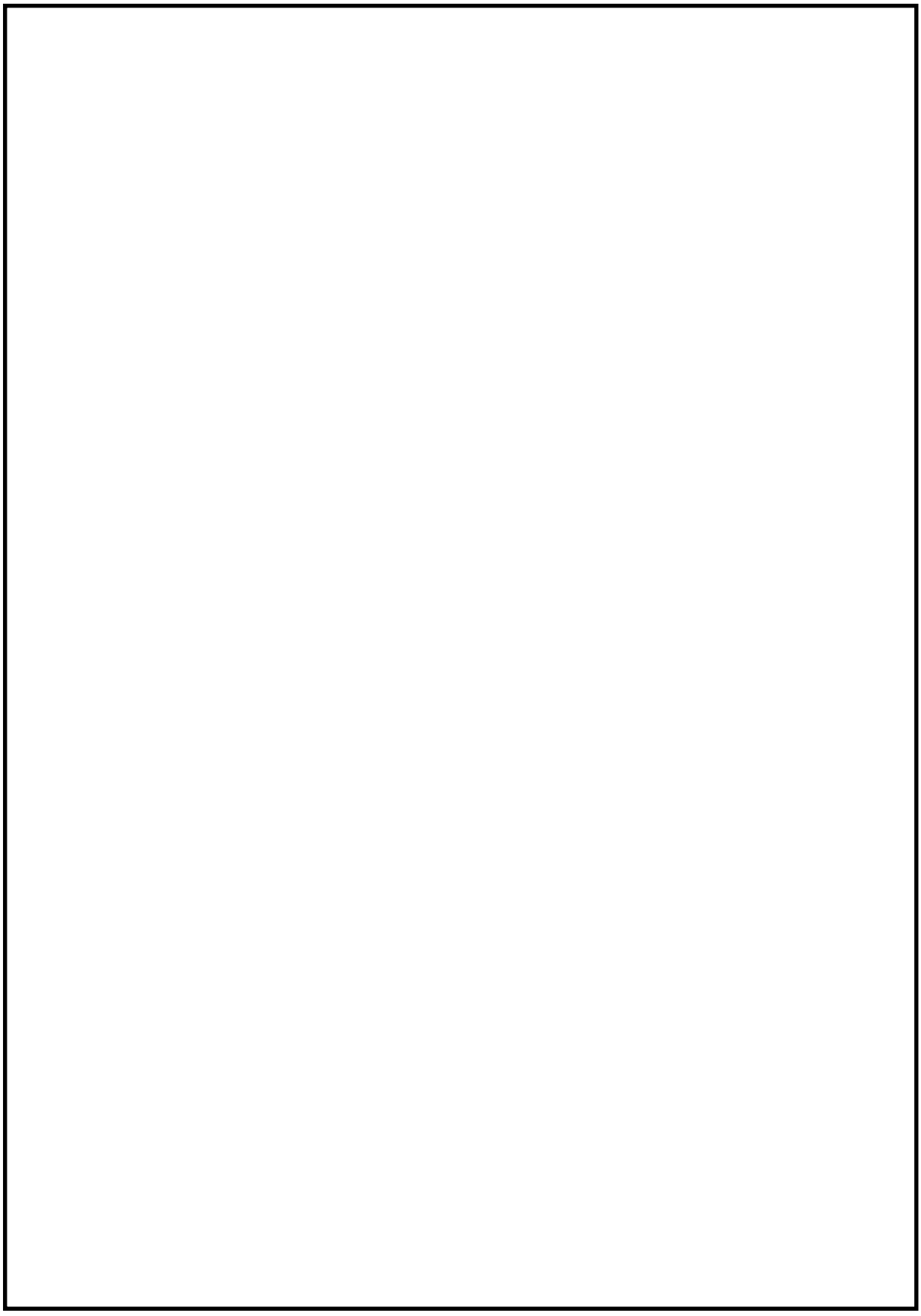
第 1 図　防護対象設備配置図（18／31）



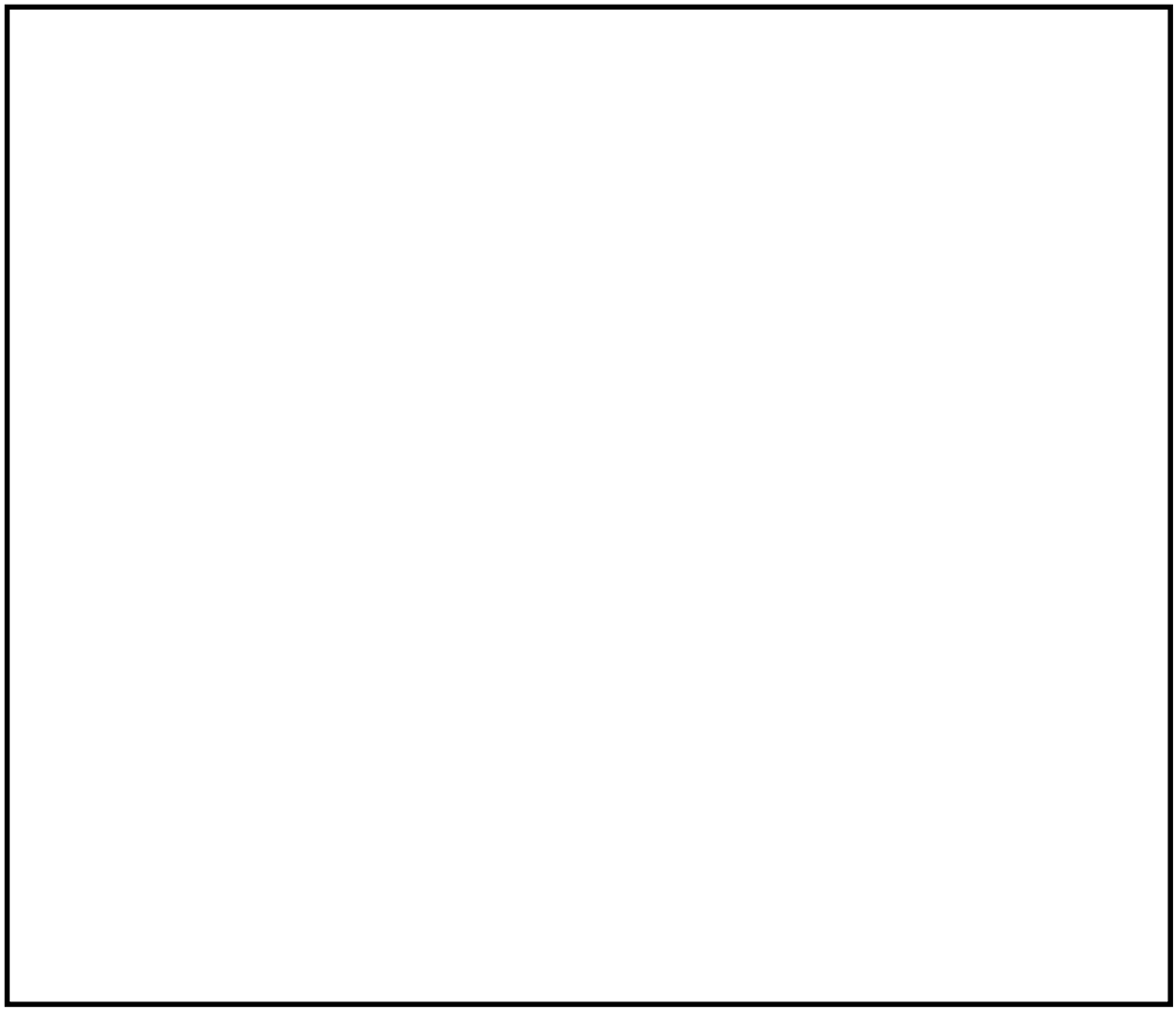
第 1 図　防護対象設備配置図（19／31）



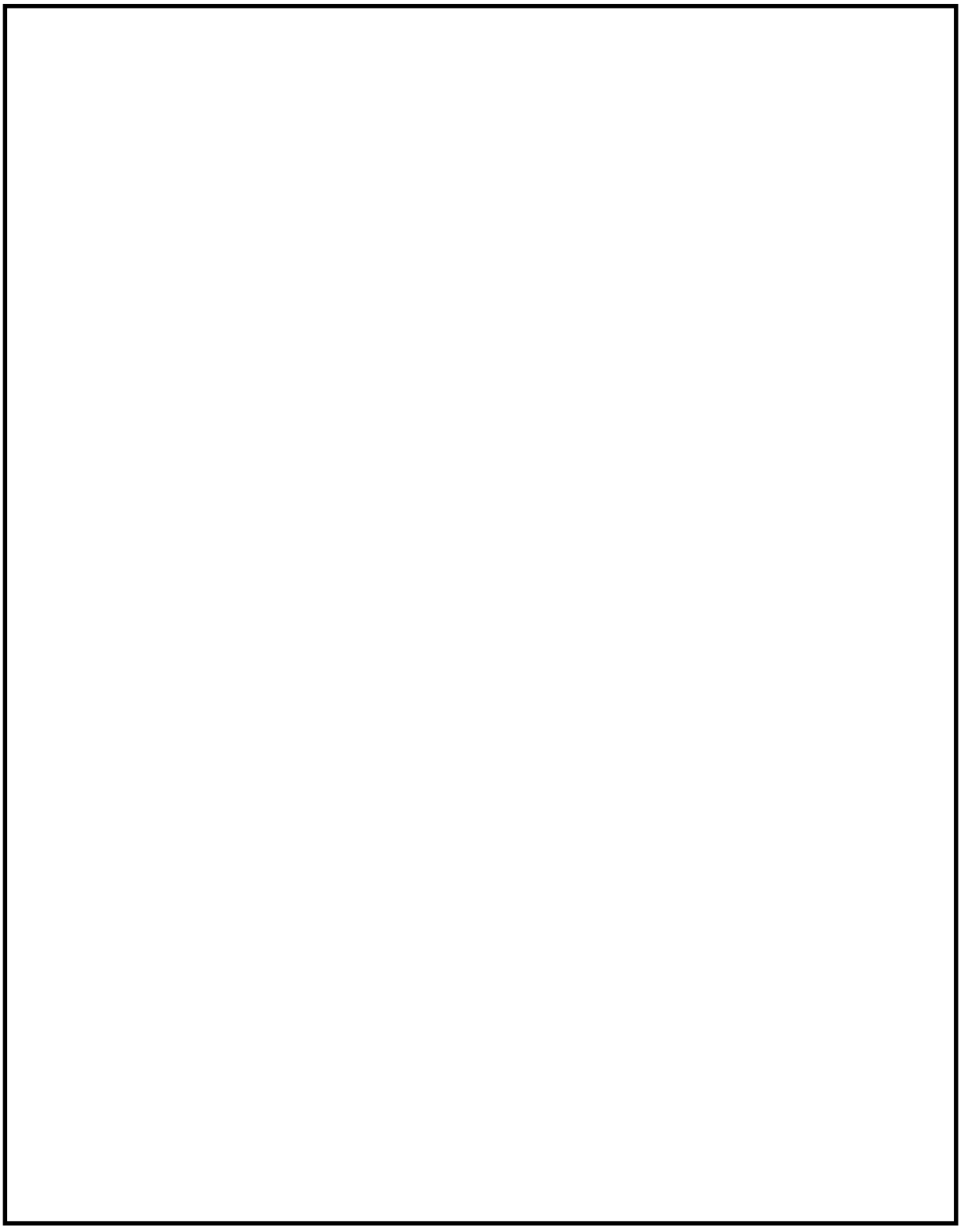
第 1 図　防護対象設備配置図（20／31）



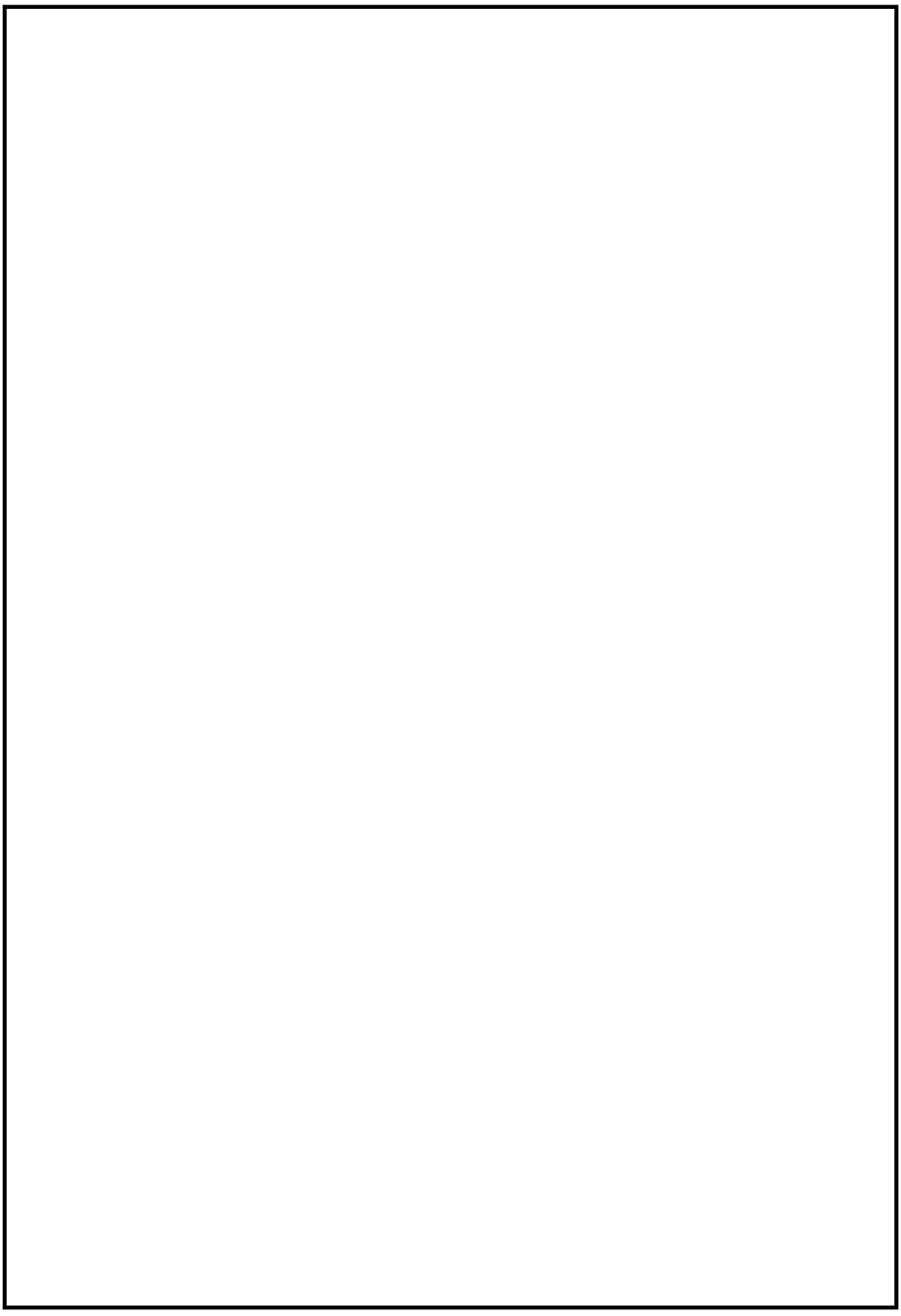
第 1 図　防護対象設備配置図（21／31）



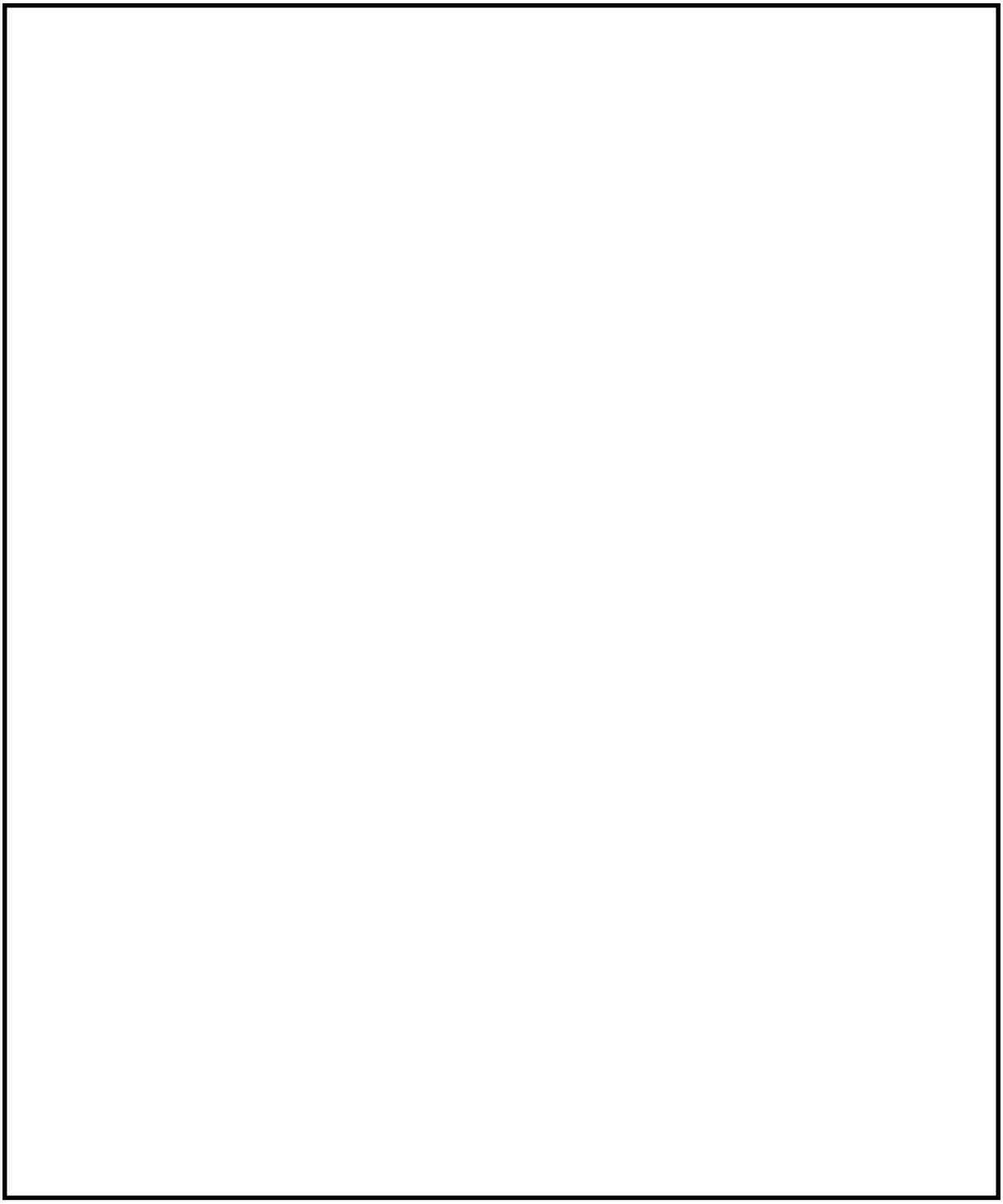
第 1 図　防護対象設備配置図（22／31）



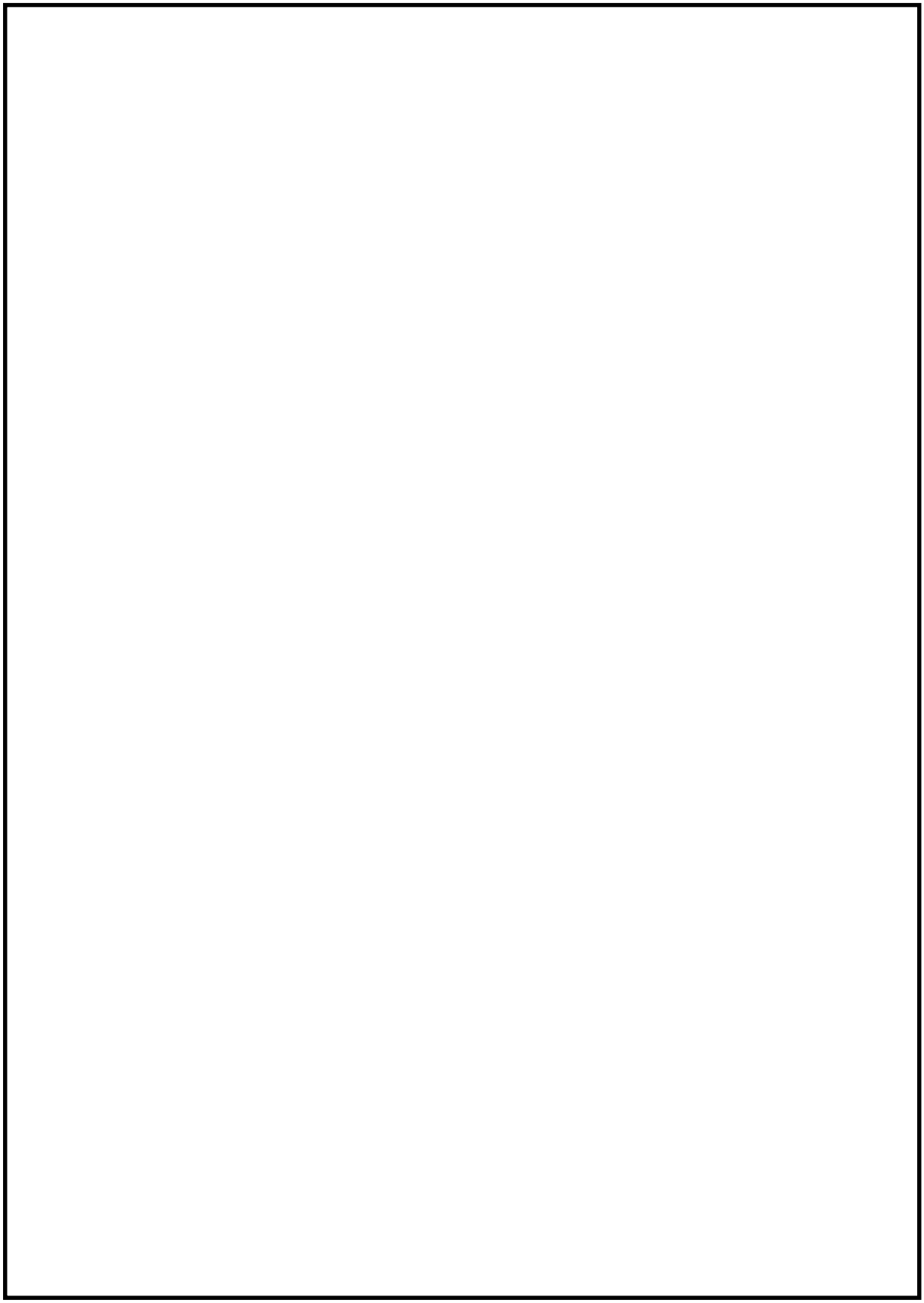
第1図　防護対象設備配置図（23／31）



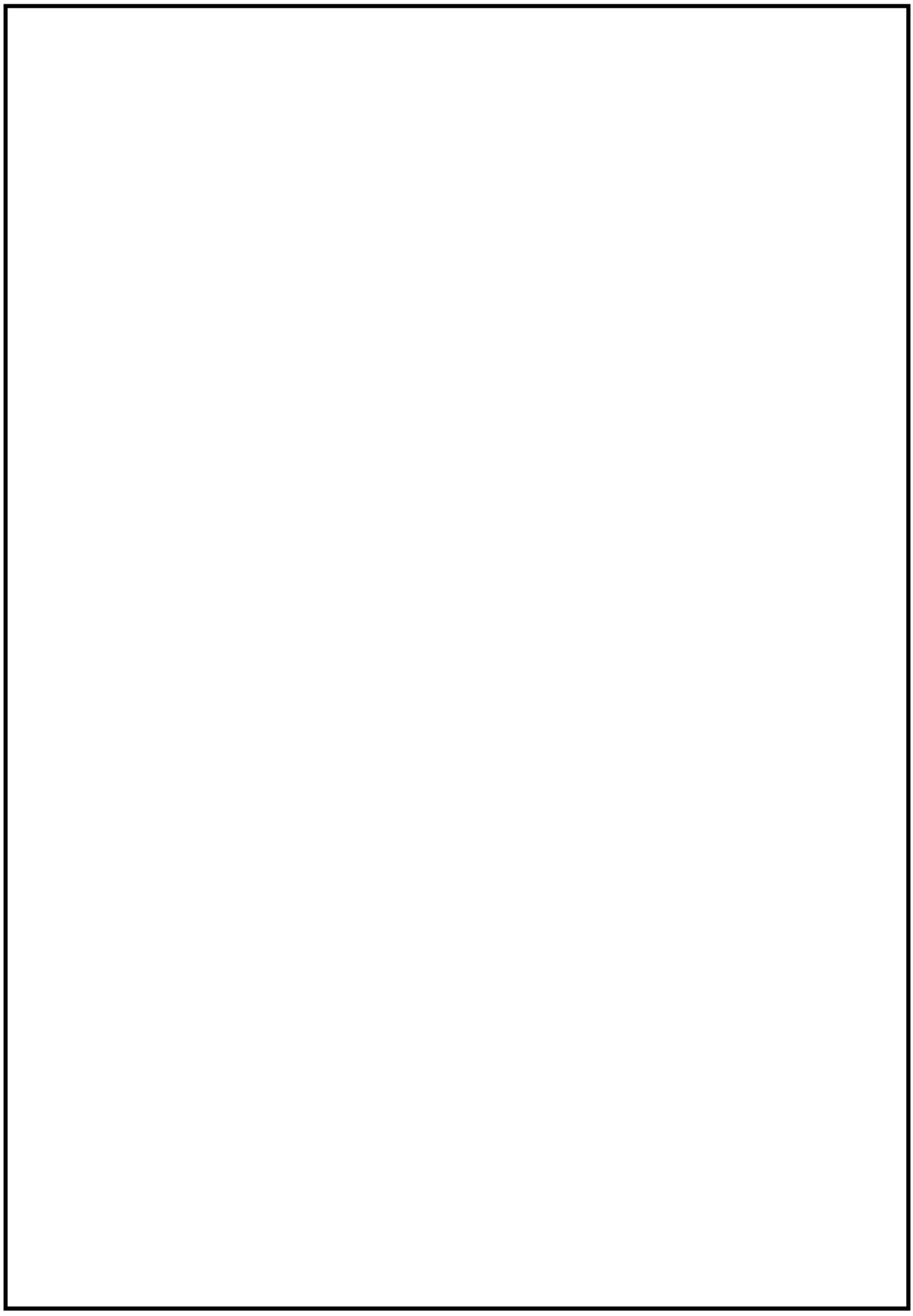
第 1 図　防護対象設備配置図（24／31）



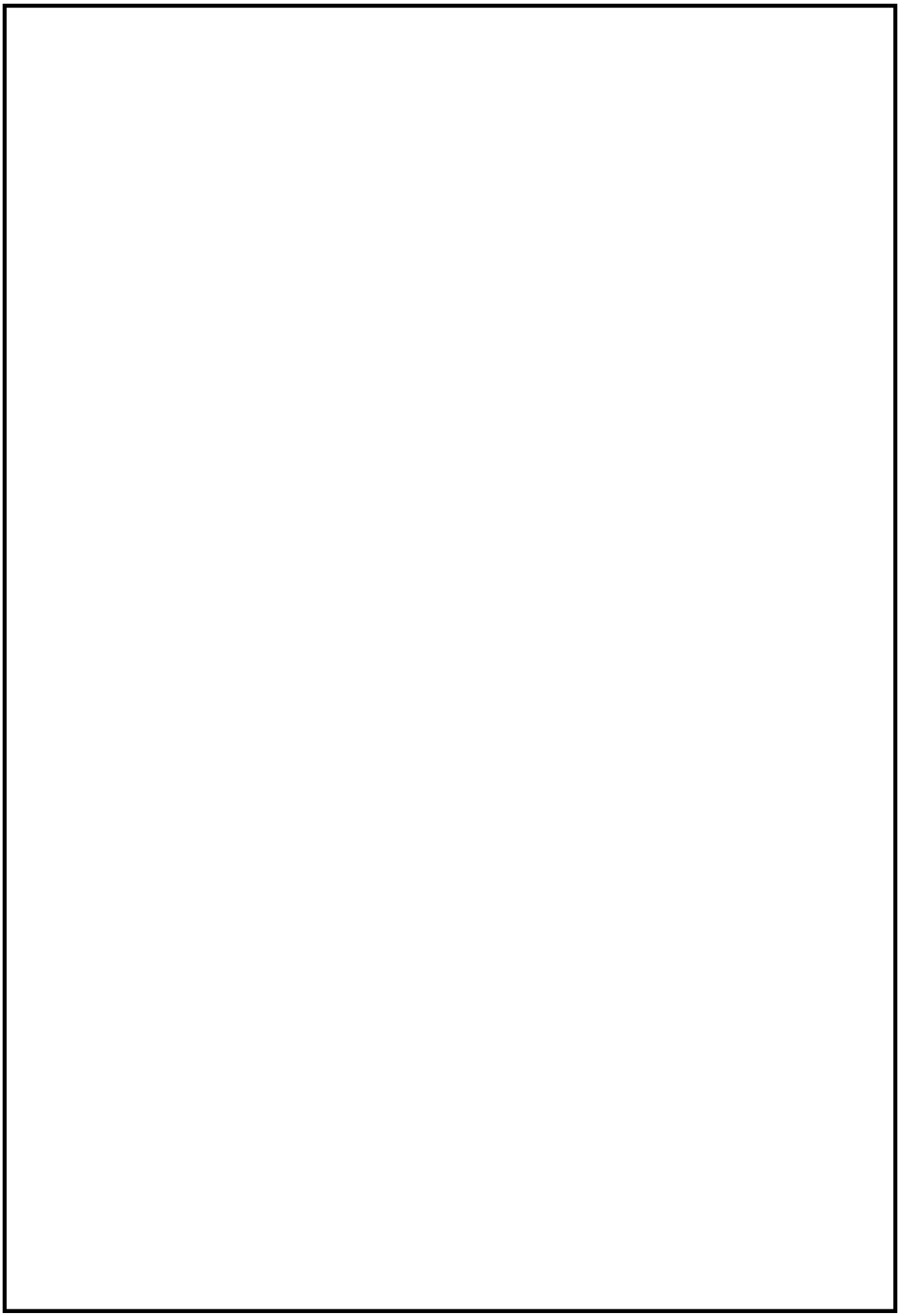
第1図　防護対象設備配置図（25／31）



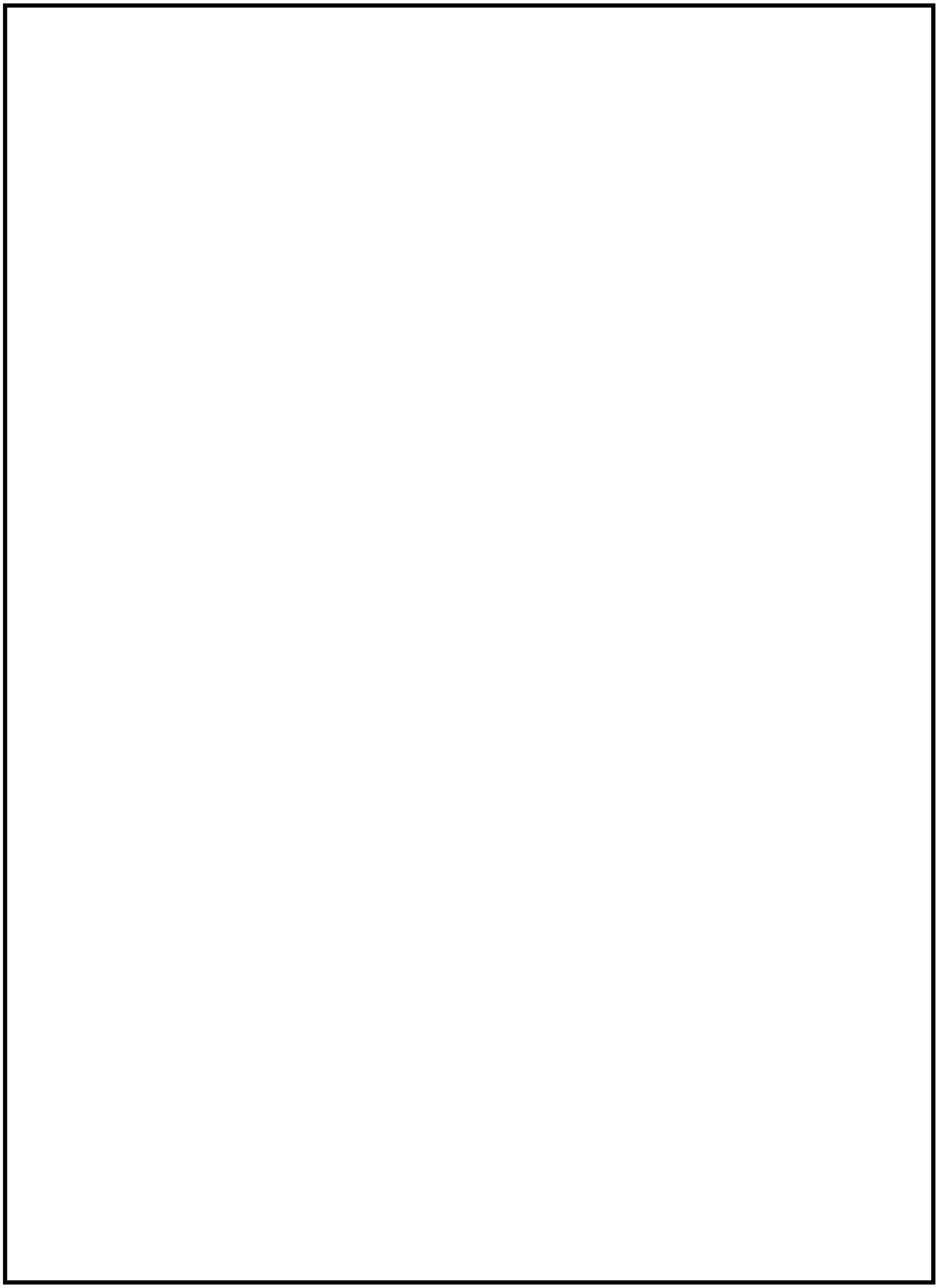
第 1 図　防護対象設備配置図（26／31）



第 1 図　防護対象設備配置図（27／31）

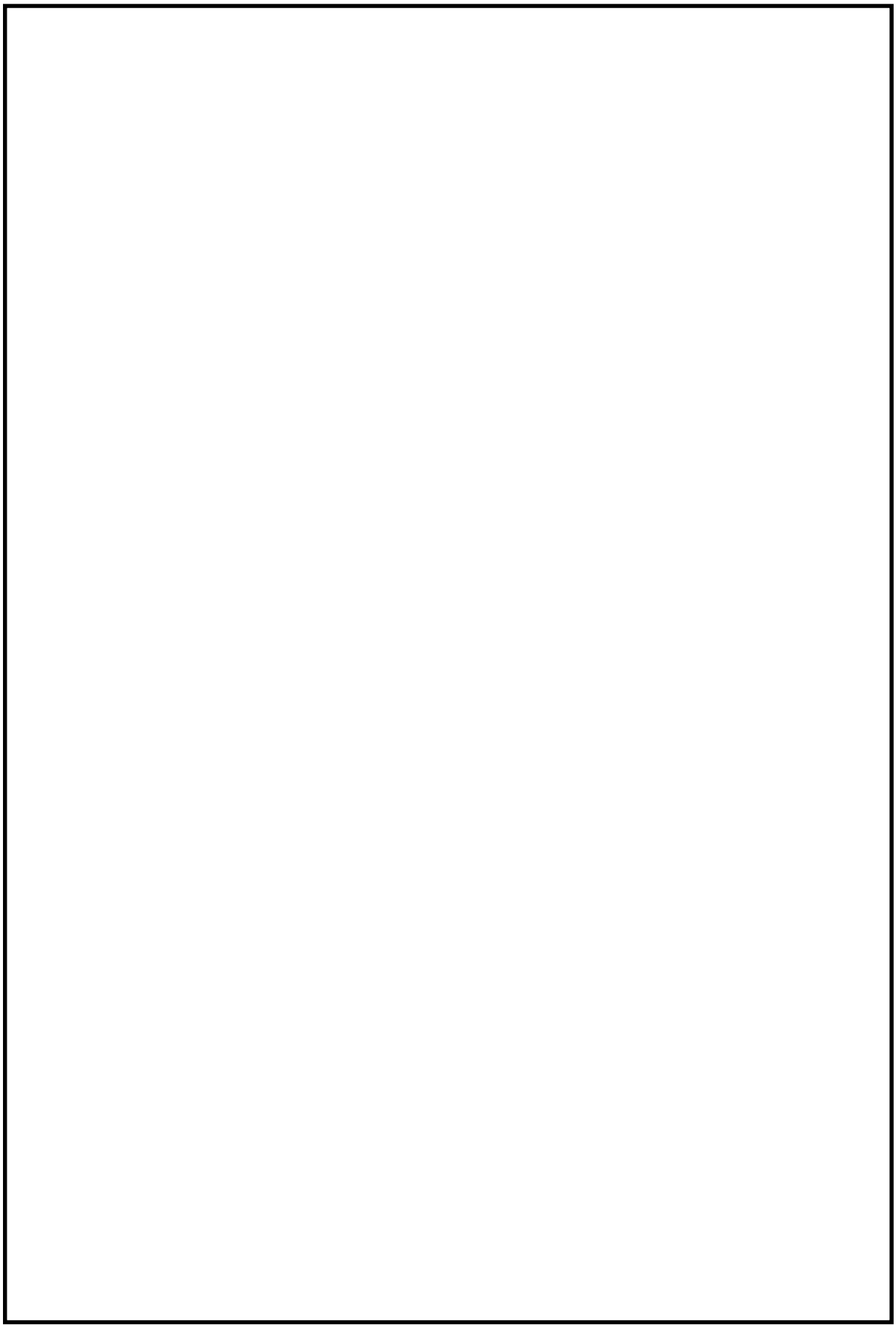


第 1 図　防護対象設備配置図（28／31）



第 1 図　防護対象設備配置図（29／31）

第 1 図　防護対象設備配置図（30／31）



第1図　防護対象設備配置図（31／31）

原子炉建屋内の漏えい検知器設置箇所について

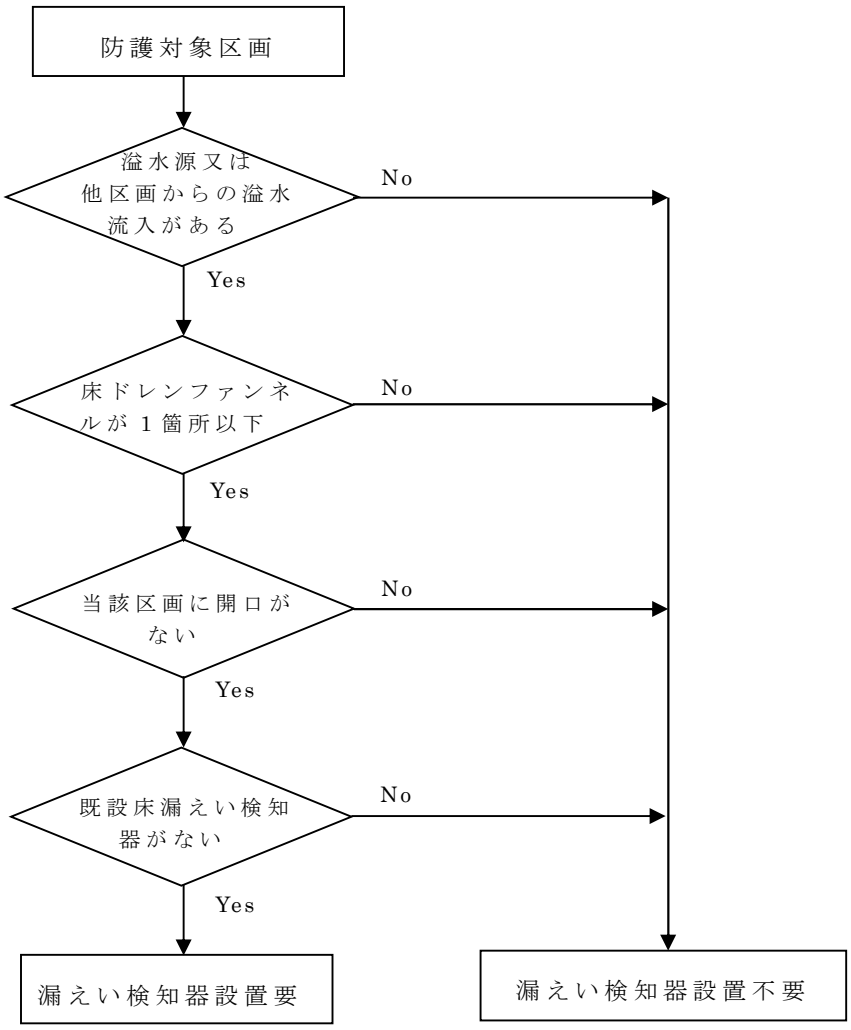
１．概要

現在，溢水の検知方法には床ドレンファンネルからドレンサンプに収集して漏えいを検知する方法及び既設床漏えい検知器により検知する方法がある。溢水を早期に検知し，その後の隔離作業等を迅速に実施するために，これらに加えて，新規に床漏えい検知器を設置する。新規に設置する床漏えい検知器の設置箇所に係る考え方を以下に示す。

２．新規に設置する床漏えい検知器設置箇所の選定の考え方

（１），（２）より選定した区画毎に漏えい検知器を少なくとも 1 個設置する。

（１）防護対象設備を防護するための選定フロー



第１図　床漏えい検知器設置箇所の選定フロー

（２）（１）以外の設置箇所

設置箇所	選定理由
管理区域と非管理区域の屋内境界部※1	非管理区域への汚染水漏えいを防止するため管理区域で発生した溢水を検知する。
電気室出入扉外側の区画※2	電気室の外側区画で溢水が発生したことを知らずに扉を開けたとき，溢水が電気室に侵入するのを防止する。
水密区画内※3	水密区画に入る際に水密区画内の滞留の有無を検知する。
原子炉棟 6 階※4	原子炉棟 6 階へのアクセス性を確認するため発生した溢水を検知する。

※1，※2，※3，※4：当該設置箇所として第 2 図に示す。

漏えい検知器の設置箇所について，既設設置も含めて第 2 図に示す。

（３）具体的な設置の考え方

・防護対象設備付近に設置する。

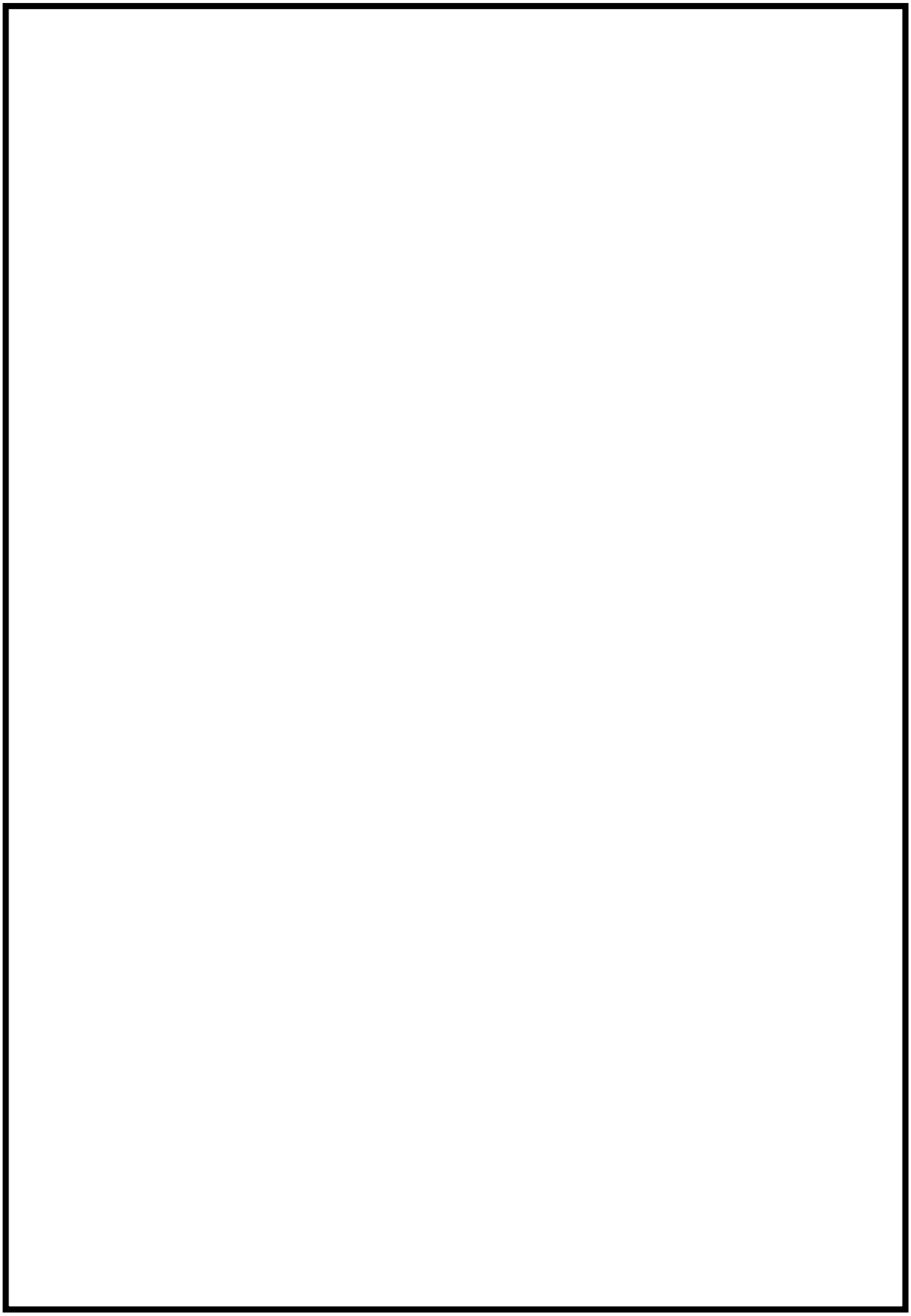
・既設床ドレンファンネルが設置されている区画では，溢水による漏えいを検知しやすいよう既設床ドレンファンネル近傍に設置する。

３．原子炉建屋内の漏えい検知器設置数

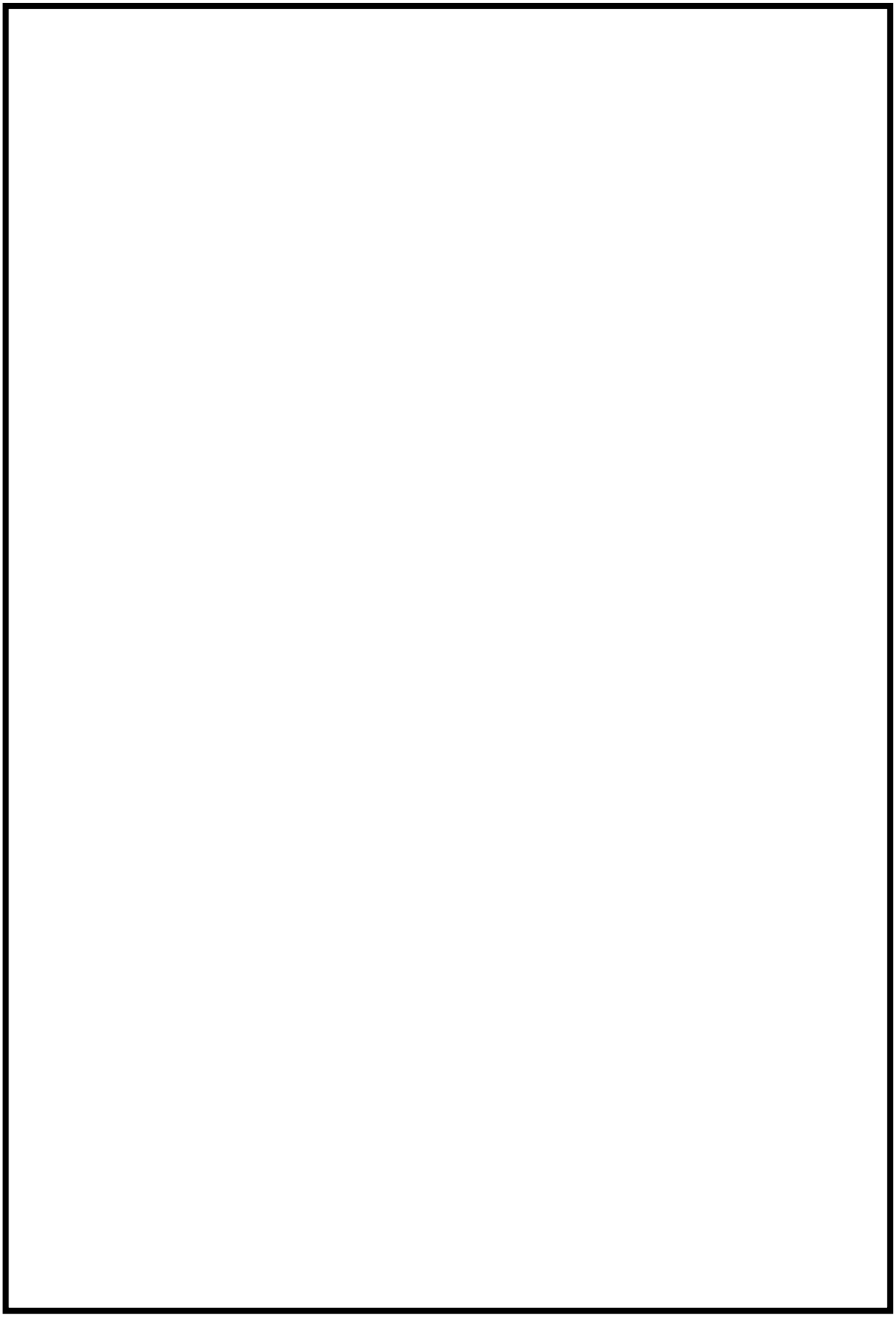
54 箇所（原子炉棟，付属棟，廃棄物処理棟）

・既設：21 か所（原子炉棟，付属棟，廃棄物処理棟）

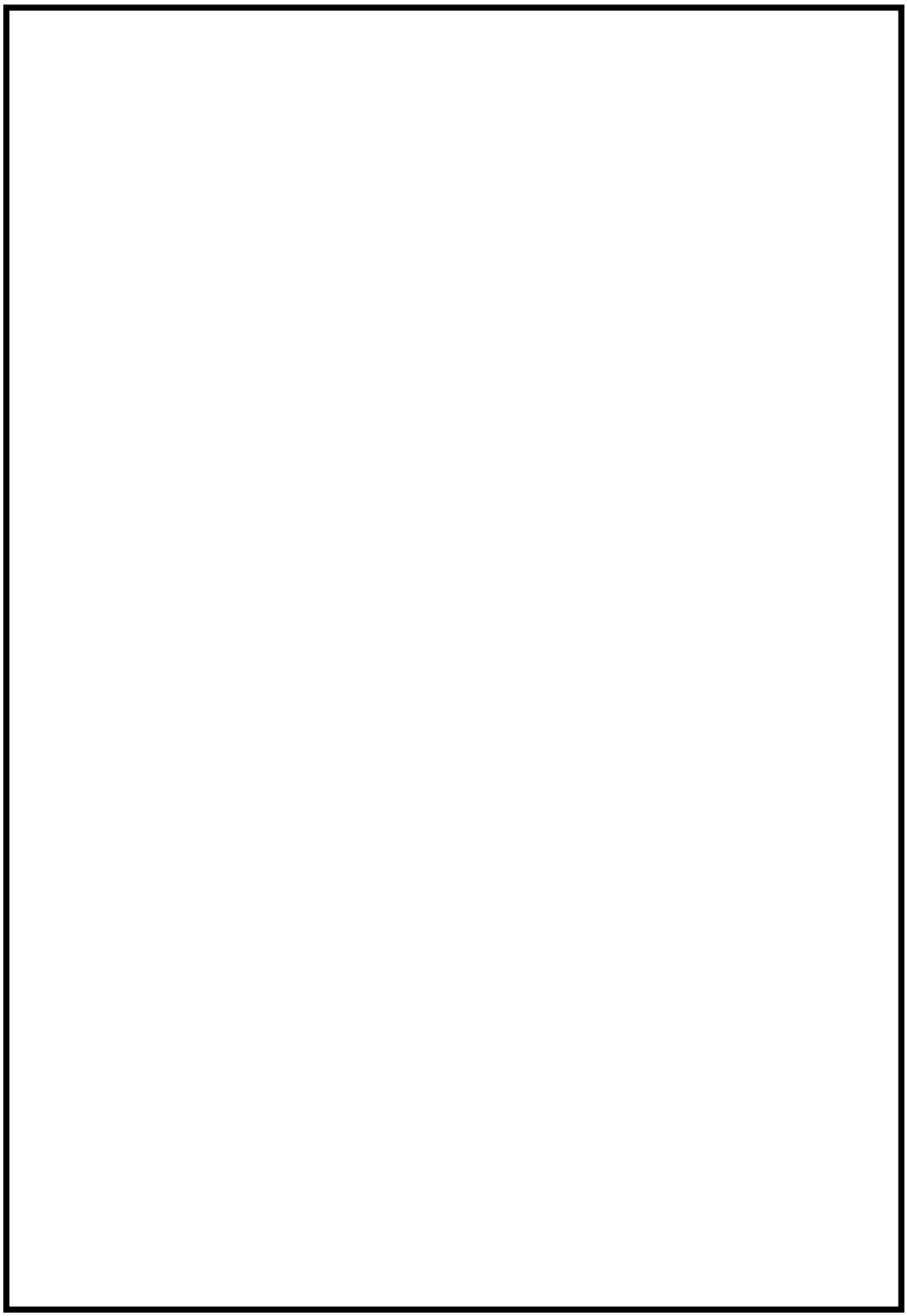
・新設：33 箇所（原子炉棟，付属棟，廃棄物処理棟）



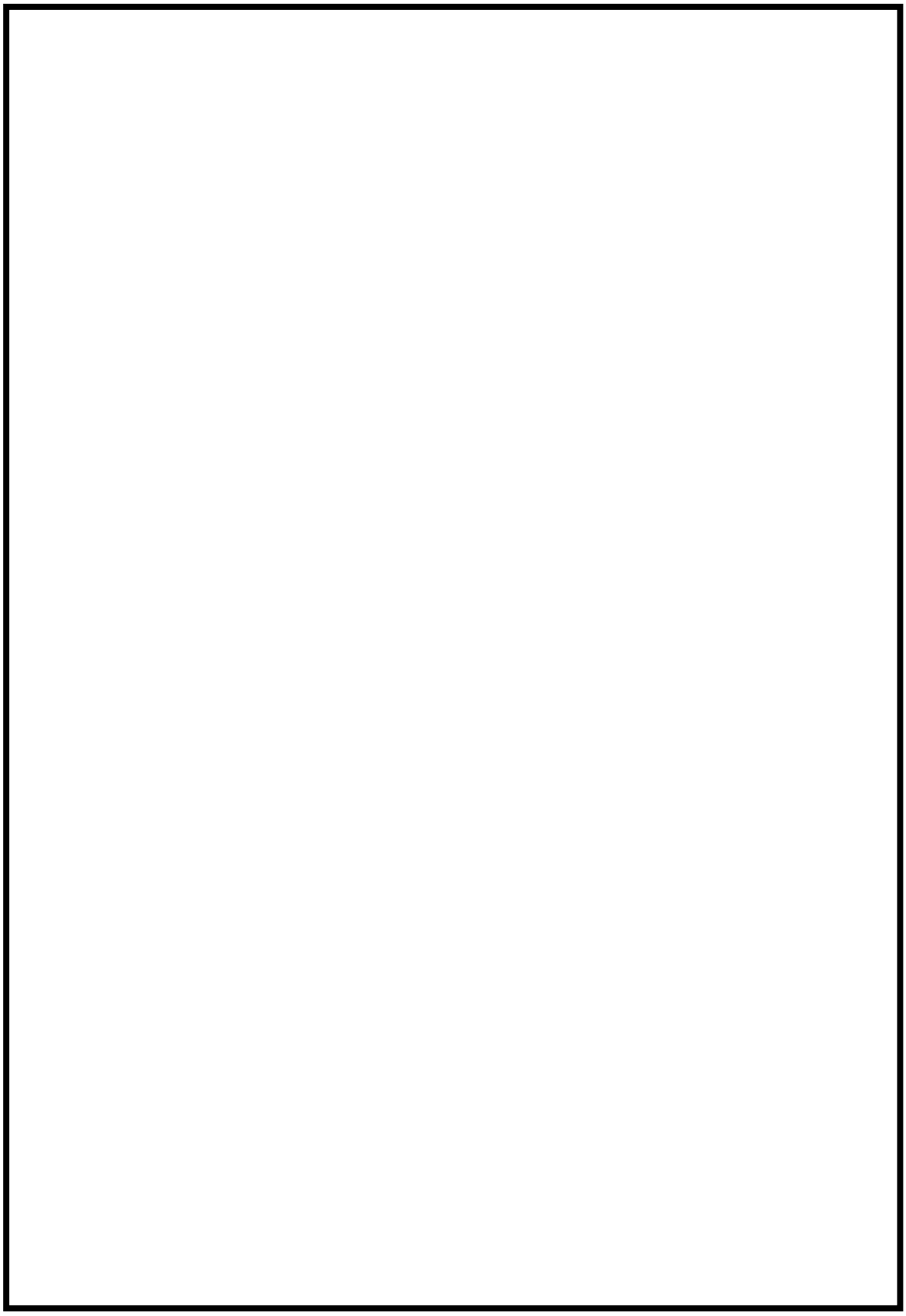
第 2 図　原子炉建屋内漏えい検知器配置図(1／8)



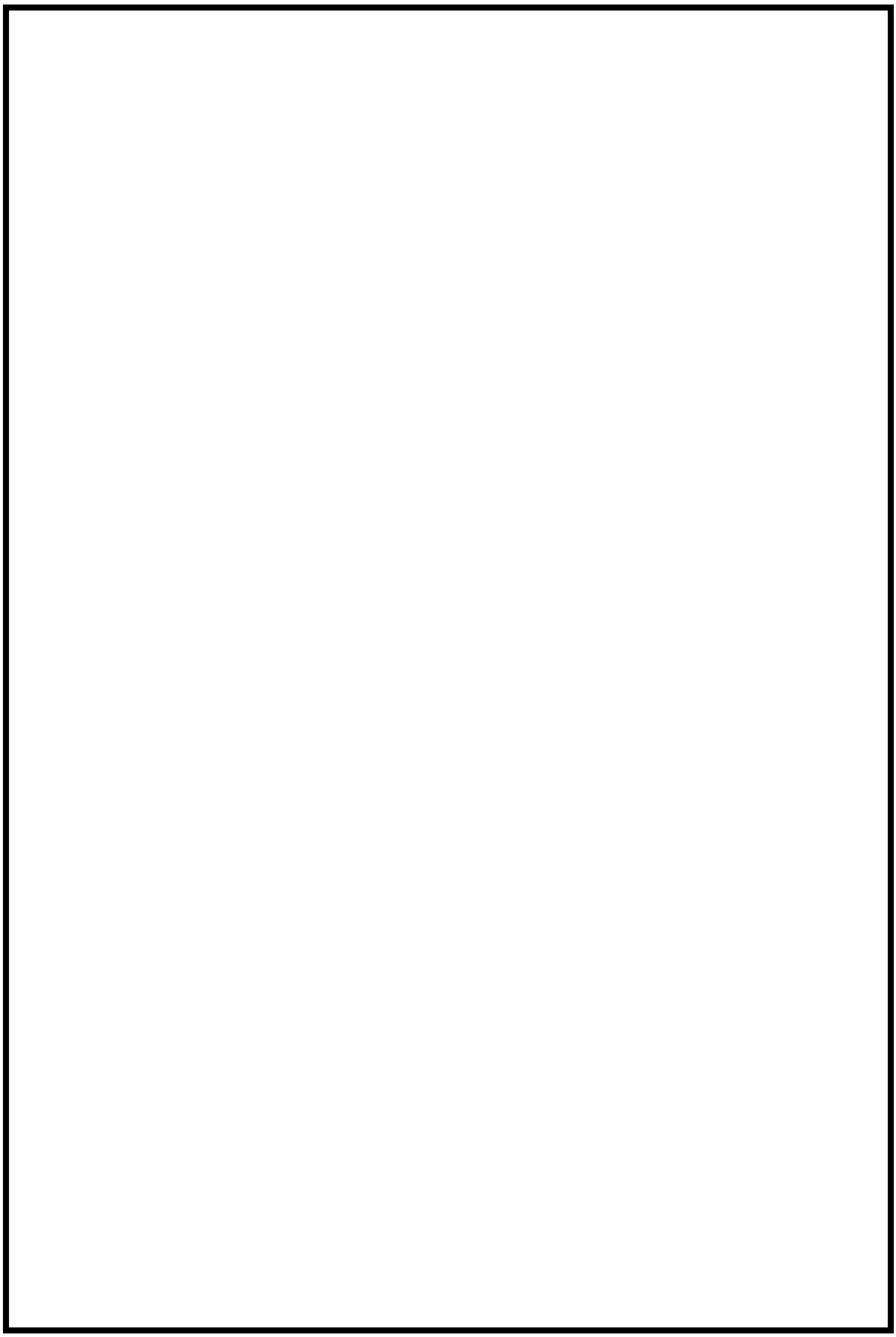
第 2 図　原子炉建屋内漏えい検知器配置図(2／8)



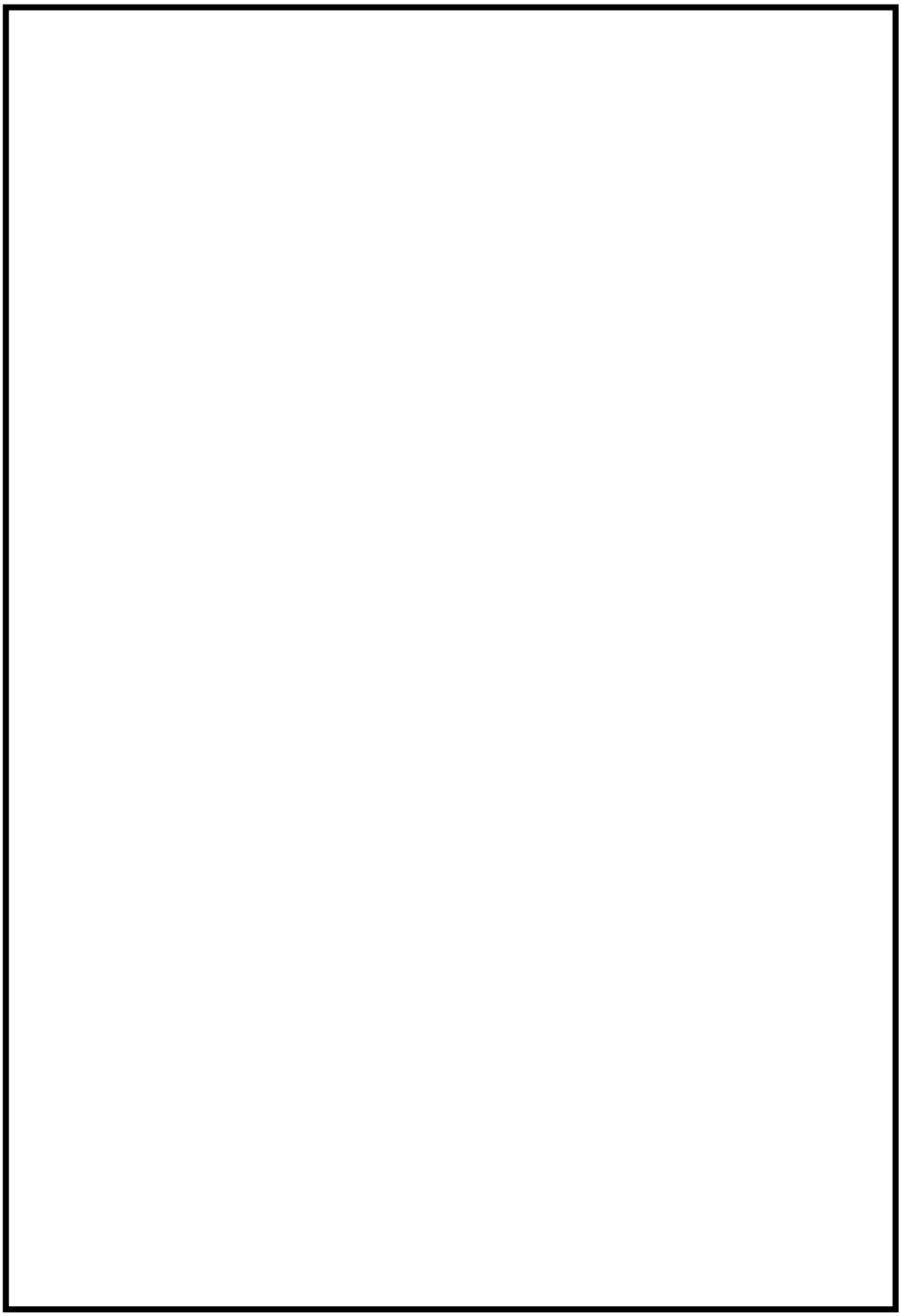
第 2 図　原子炉建屋内漏えい検知器配置図(3／8)



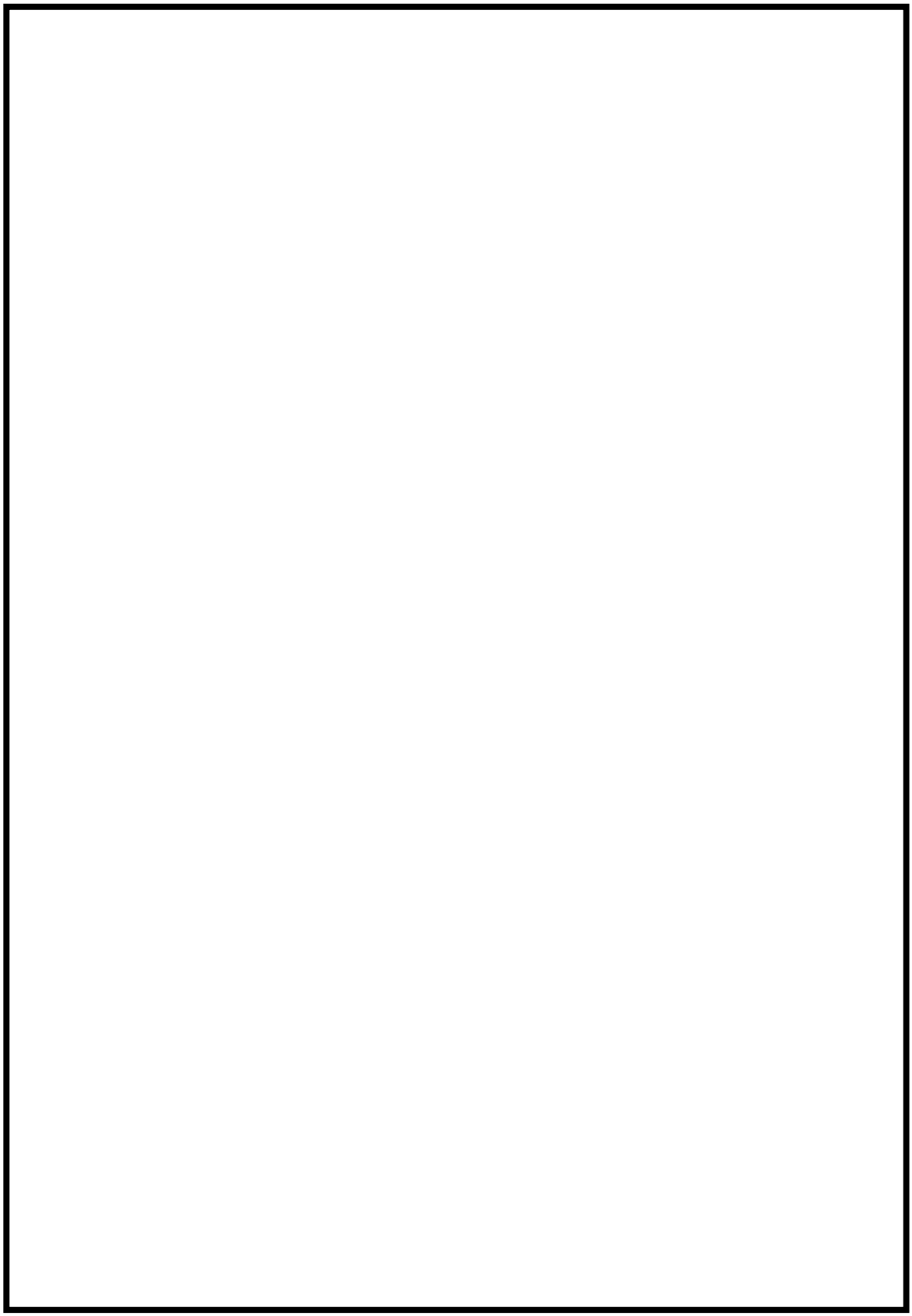
第 2 図　原子炉建屋内漏えい検知器配置図(4／8)



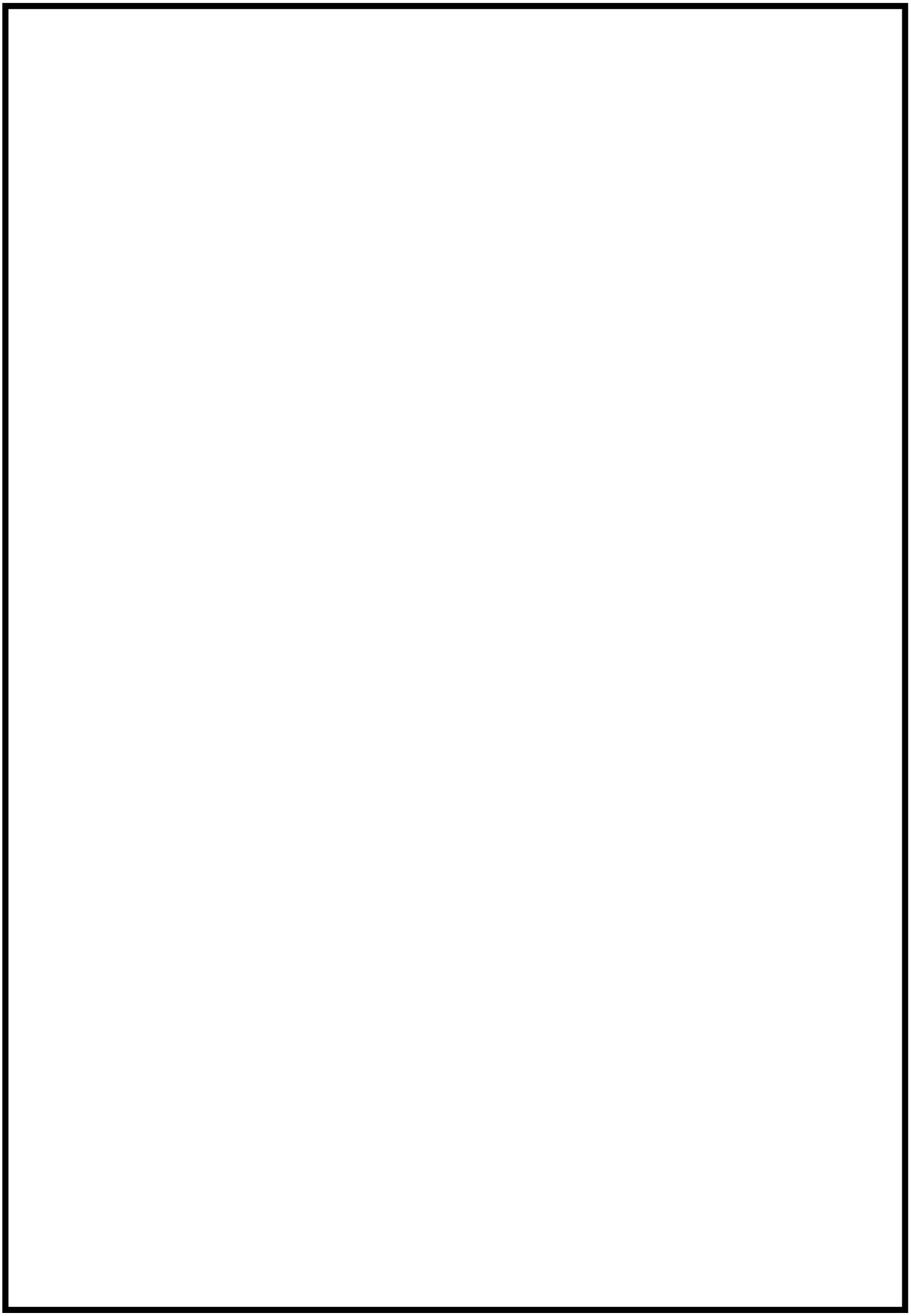
第 2 図　原子炉建屋内漏えい検知器配置図(5／8)



第 2 図　原子炉建屋内漏えい検知器配置図(6／8)



第 2 図　原子炉建屋内漏えい検知器配置図(7／8)



第 2 図　原子炉建屋内漏えい検知器配置図(8／8)

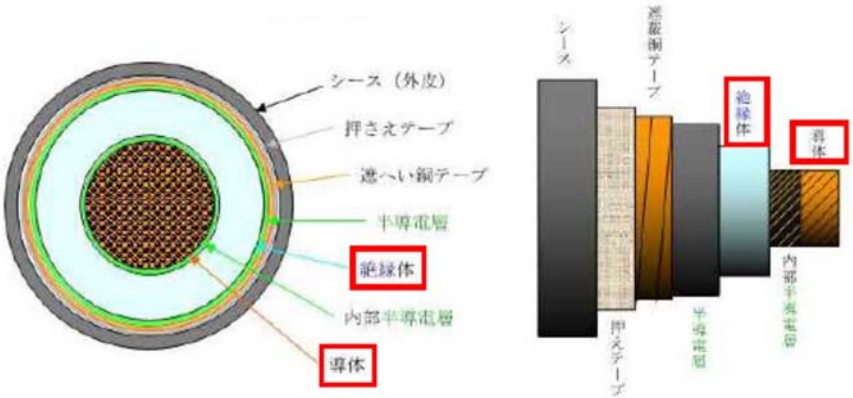
ケーブルの被水影響評価について

本資料は，防護対象設備に用いているケーブルについて被水したとしても，その機能に影響を受けないと判断したことに対する妥当性を説明するものである。

1. ケーブルの被水影響

第1図にケーブルの断面図を示す。ケーブルは充電部となる導体の廻りが絶縁体で覆われ，さらに耐水性・絶縁性の高いシースで覆われていることから，被水による機能影響は受けない。ここで，ケーブルが被水により機能影響を受けるケースとしては，絶縁体の割れ等によりケーブルの絶縁性能が低下している状態で被水し，地絡・短絡等が起こる場合が考えられる。

以下に，東海第二発電所 高経年化技術評価時の試験及び評価後の定期点検の状況からケーブルの被水による機能影響の有無について評価した結果を示す。



第1図 ケーブル断面図（例　高圧動力ケーブル）

2.　劣化模擬試験

下記の条件により，運転期間（60年）相当の劣化および原子炉冷却材喪失事故による劣化を模擬する。

運転期間（60年）の劣化模擬：熱老化（121℃，168時間）

放射線照射（5.0×10^{5}Gy）

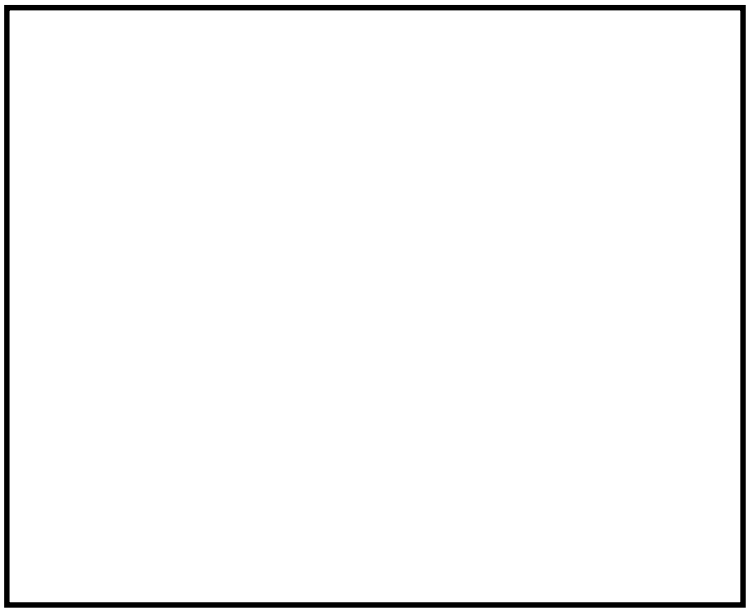
原子炉冷却材喪失事故による劣化模擬：171℃，427kPa，25時間

3.　マンドレル耐電圧試験（40倍）

前項の劣化模擬試験を実施したケーブルに対して，下記の条件で試験を実施する。

試験条件：ケーブル外径の約40倍の直径をもつ金属円筒（マンドレル）の周囲に巻き付け，室温にて水道水中に浸漬させた状態で公称絶縁体厚さに対し，50Hz または60Hz の交流電圧 3.2kV／mmを5分間印加。試験の概要は第2図を参照。

判定基準：絶縁破壊しないこと。



第 2 図　マンドレル耐電圧試験（40 倍）

4.　ケーブルの定期点検について

前述のとおり，ケーブルはプラント内で想定される経年劣化により，被水による機能影響を受けるような絶縁性能の低下が起こらないことを高経年化技術評価時に確認しており，評価後も定期点検により異常が生じていないことを確認している。

具体的に，電力用ケーブルは定期的な絶縁抵抗測定により，絶縁抵抗に有意な変動が無いことを確認している。

また，制御・計装用ケーブルについては，定期検査時の点検・検査，運転中の定例試験時等において，系統機器の動作または計器の指示値等を確認することで，ケーブルの異常が無いことを確認している。

5.　まとめ

運転期間相当（60年）を模擬した劣化に加え，原子炉冷却材喪失事故による劣化を模擬したケーブルに対しマンドレル耐電圧試験を実施し，浸水時における機械的・電気的裕度を確認していること，及び高経年化技術評価後においても定期点検により有意な劣化が無いことを確認していることから，ケーブルの被水影響はないと評価する。

火災区域設置を反映した蒸気影響評価について

火災区域設置により，各区画の空間容積が減少することから，これを反映して蒸気影響評価を実施し，火災区域設置前の環境条件が適用できることを確認した。

1. 評価の前提条件

原子炉隔離時冷却系蒸気配管は，原子炉棟 3 階及び 2 階の一般通路部に設置されていることから，破損を想定した場合，各エリアの防護対象設備に与える影響が大きい。このため，蒸気影響評価における対策が必要な系統として選定している。

また，各溢水防護対象設備の設置位置と蒸気配管の仕様及び設置位置を考慮し，蒸気漏えいの観点で，最も厳しい環境条件となると考えられるのは 2 階，3 階の東側エリアである。

2. 蒸気の影響評価における解析評価

内部溢水で想定する蒸気漏えいのケースとして，原子炉隔離時冷却系蒸気配管の破損ケースを以下のとおり評価した。流出条件を第 1 表に示す。破断想定箇所と評価区画の配置を第 1 図及び第 2 図に示す。

解析ケース及び入力データは以下とした。

・建屋モデル：原子炉建屋原子炉棟（火災の区域分離壁設置による区域）
解析モデル図を第 3 図に示す。

・破損形状　：原子炉隔離時冷却系蒸気配管の貫通クラック

（ターミナルエンド部については，防護カバーの設置並びに，漏えい検知システムにより漏えい量抑制対策を実施）

・漏えい停止　：漏えい時の差圧検出によるインターロック動作

【入力データ】

・区画体積及びパス開口面積

・空調条件（停止）

・区画初期条件（温度，湿度，圧力）　40℃.相対湿度 100%，大気圧

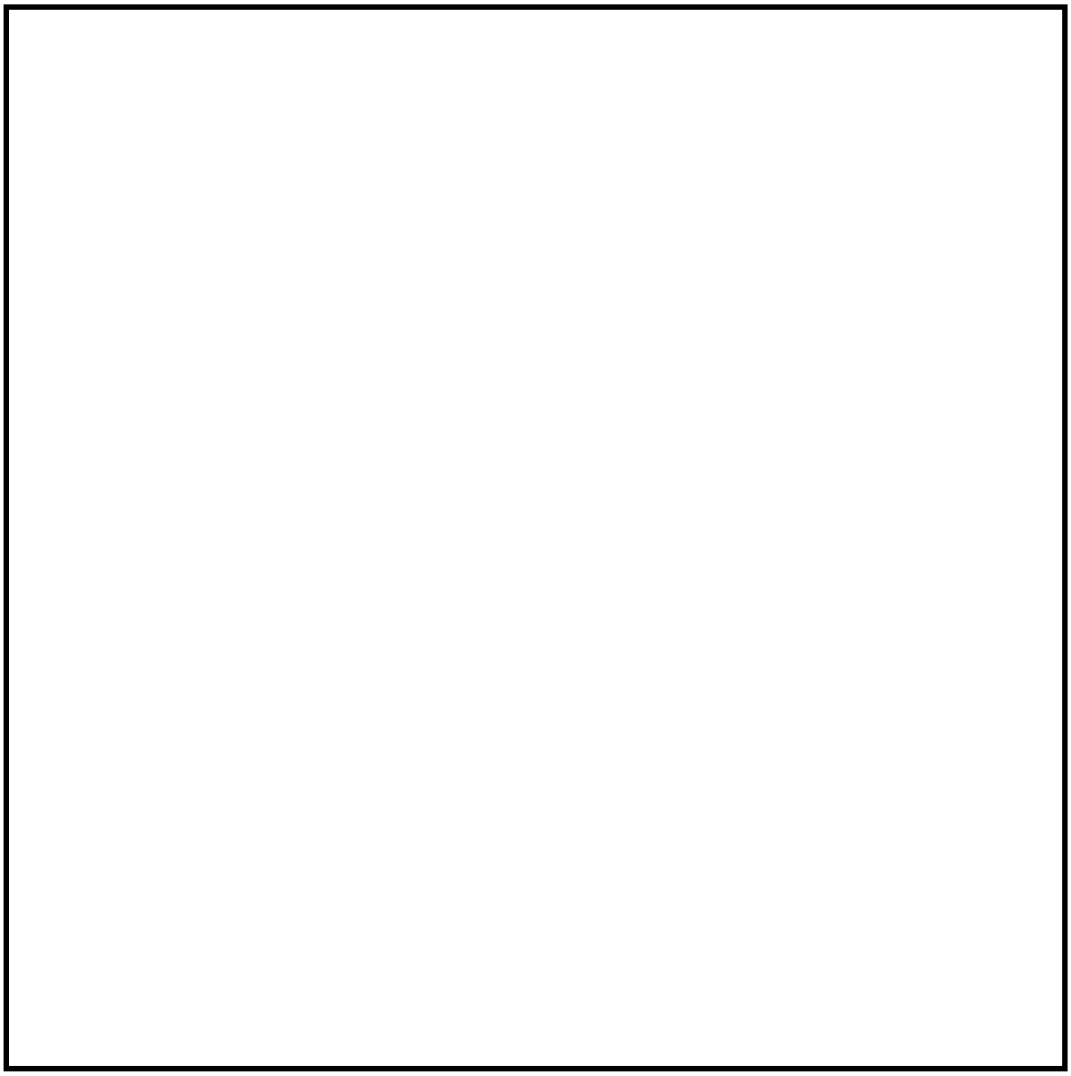
外気温度：40℃

・ヒートシンクとなる構造物（コンクリート壁等）への熱伝達による温度低下は保守的に無いものとする。

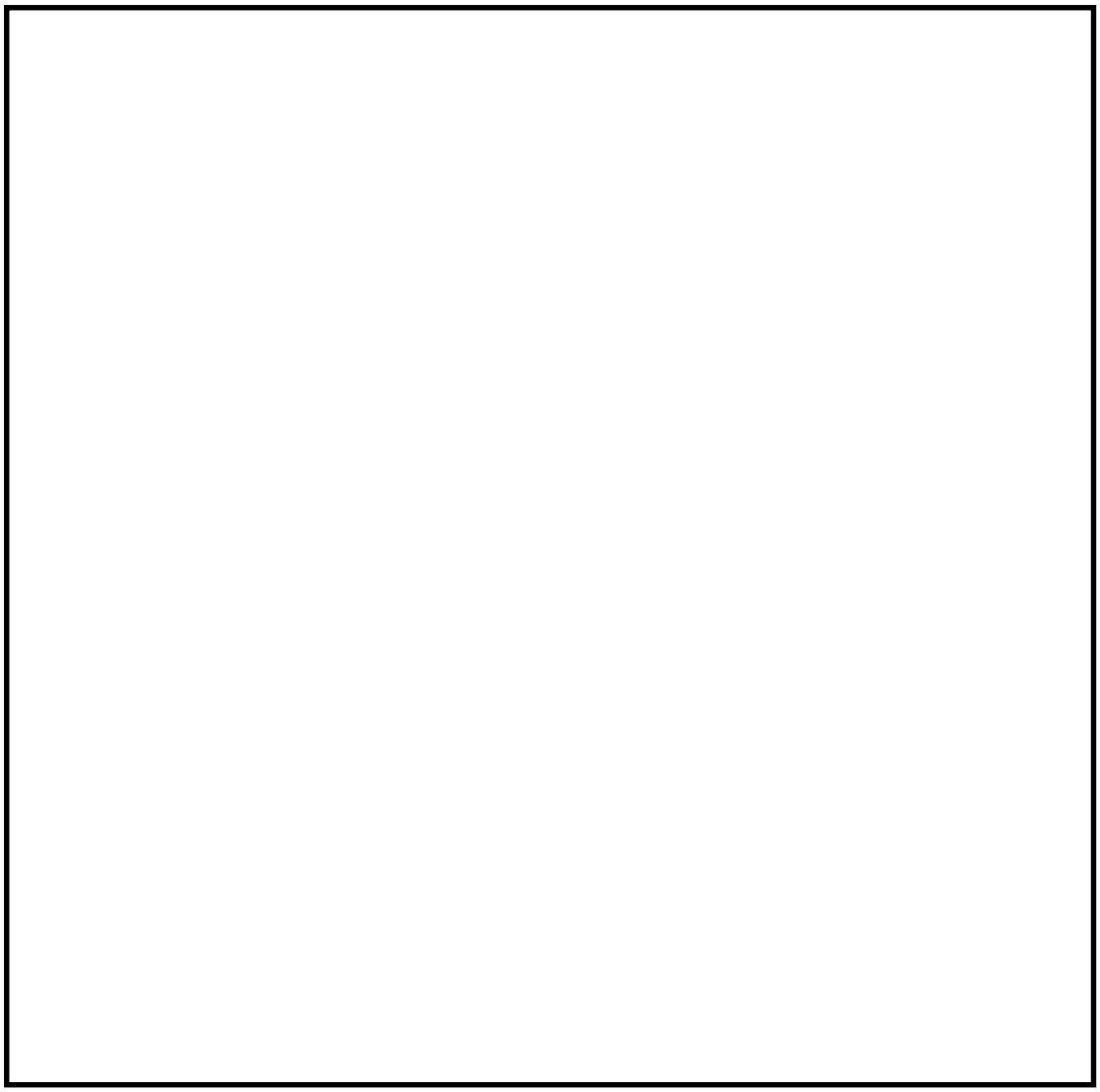
第1表　配管からの流出条件

系統	配管径	破損形態	流出圧力※1	流出温度※1	流体の状態	隔離時間	設置場所
			(MPa)	(℃)	（蒸気）		
RCIC	10B	1/4Dt貫通クラック	7.04	287	単相流	１０秒	3F東 ~1F東

※1　圧力と温度は，系統の運転圧力と運転温度

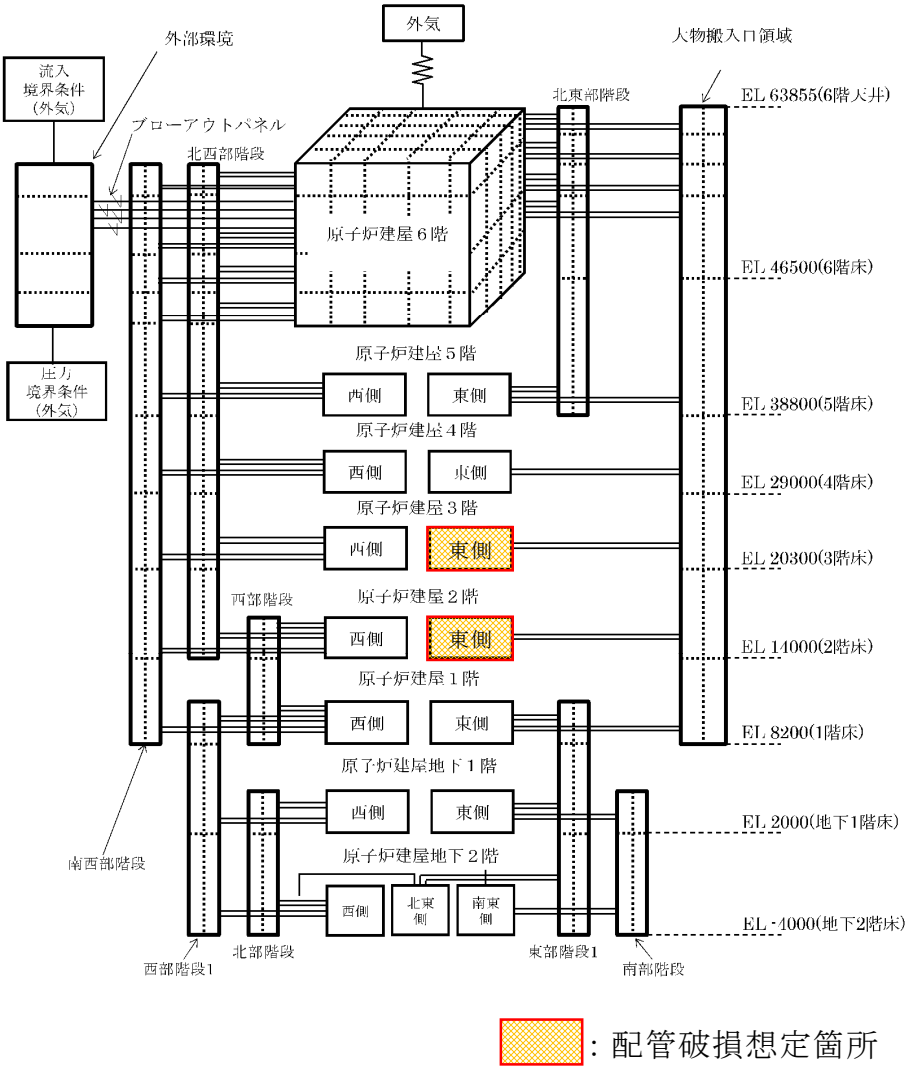


第１図　評価概要図　原子炉建屋 地上３階（EL.+20.30m）



【凡例】 ——— ：原子炉隔離時冷却系蒸気配管

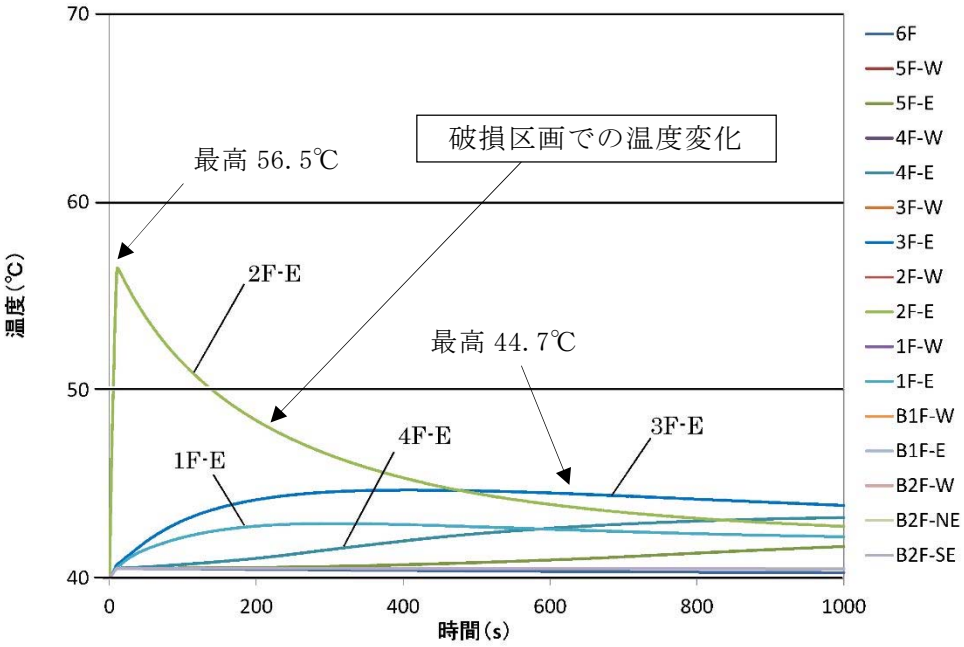
第 2 図　評価概要図　原子炉建屋 2 階（EL.+14.0m）


外気
外部環境
人物搬入口領域
流入
境界条件
(外気)
ブローアウトパネル
北西部階段
北東部階段
EL 63855(6階天井)
原子炉建屋６階
EL 46500(6階床)
原子炉建屋５階
圧力
境界条件
(外気)
西側
東側
EL 38800(5階床)
原子炉建屋４階
西側
東側
EL 29000(4階床)
原子炉建屋３階
西側
東側
EL 20300(3階床)
西部階段
原子炉建屋２階
西側
東側
EL 14000(2階床)
原子炉建屋１階
西側
東側
EL 8200(1階床)
原子炉建屋地下１階
西側
東側
EL 2000(地下1階床)
南西部階段
原子炉建屋地下２階
西側
北東側
南東側
EL -4000(地下2階床)
西部階段1
北部階段
東部階段1
南部階段
：配管破損想定箇所

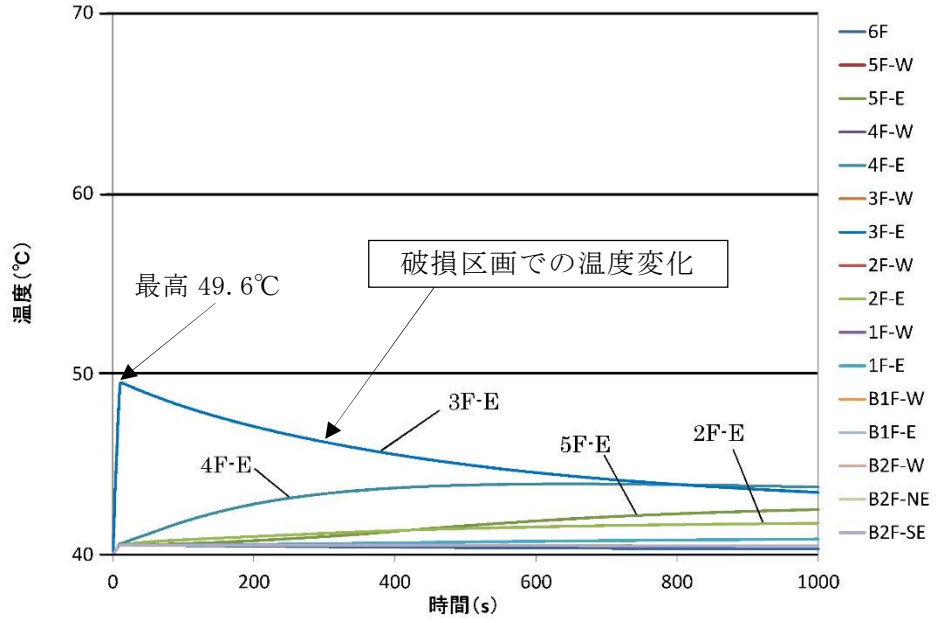
第 3 図　解析モデル図

3．評価結果

原子炉棟の東西各エリアの温度解析結果を第 4 図及び第 5 図に示す。この結果は，原子炉建屋内機器の環境条件 66℃を満足するものとなる。



第 4 図　区画の温度変化（2 階で破損を想定）



第 5 図　区画の温度変化（3 階で破損を想定）

4．温度評価の保守性について

３次元流体解析結果を用いた区域の温度評価における保守性について，解析に用いる各種インプットデータ毎に検討を行った。保守性を考慮している項目について，第2表に示す。

【解析評価における保守性の考慮】

・実際の区画体積より小さい体積で評価

（機器等の基礎部を除外した区画面積の 70%容積で算定）

・壁で囲まれた区画内を分割せずに１ノードとして評価

（噴出箇所からの距離等による温度低下を考慮しない）

・区画内の構造物（コンクリート壁，床等，機器等）への熱伝達による温度低下を考慮せず評価

第2表　区分分離実施による影響評価

	項目	条件設定	評価の保守性
1	区画体積	解析区画ごとの空間体積	○
2	開口面積	区画間の開口部面積	－
3	空調条件 通常運転 空調停止	 区画の給気口,排気口,風量を設定 防火ダンパ閉等による開口部	 － －
4	初期条件	環境温度 環境湿度 環境圧力	－ － －
5	境界条件等 溢水箇所の設定	 配管サイズ 内部流体の圧力 温度の設定	 － － －
6	破損形態	 破損箇所からの質量流量 エネルギ放出量の設定	 － －
7	ノード	各区画を１ノードで評価	○
8	その他	隔離後も配管容積分を継続放出 ヒートシンクの熱伝達を模擬しない 拡散蒸気は凝縮せず空調より排出	－ ○ －

解析コードを用いた拡散解析では，破損箇所から蒸気は解析区画内に均一に広がり，同一解析区画内での任意の位置における温度は平均になるとしている。

一方，実際の蒸気漏えい状況については，破損位置から距離が離れることで，拡散による温度勾配が現れるものと考えられる。

以上から，解析結果については，十分な保守性を有した結果となっていると考える。

5.　当初評価と今回評価の相違点について

5.1　評価の経緯

当初，建設時の区画条件で３次元流体解析による蒸気の影響評価を実施したことから，この結果を基に，火災区域設置後の状況を想定し，簡易評価を実施した。この際，各区画の空間容積が減少することから，当初評価に対して温度上昇が懸念されたため，配管の破損形状を見直し，蒸気の流出を削減する条件の見直しを実施した。これらを反映し，簡易評価にて蒸気影響評価を実施し，火災区域設置前の建設時の環境条件が適用できることを確認した。

今回，改めて火災区域設置後の区画分離条件と蒸気の流出量を削減した条件にて，３次元流体解析による蒸気の影響評価を実施した。

5.2　解析条件の違いについて

各解析における，条件等の違いについて第 2 表にまとめる。

第 2 表　解析条件の違いについて

	【当初評価】		【今回評価】
	過去の解析結果	簡易評価	
解析モデル	火災の区域分離壁設置前のモデル	区域分離壁設置後の空間容積を 1/2 とし，容積比を算定	火災の区域分離壁設置後のモデル
破損部位と破損形態	ターミナルエンド部の全周破断	貫通クラック破損とし，破損箇所の破断面積比を算定	貫通クラック破損
その他条件	空調運転と空調停止の２ケース実施	同左	同左
代表例の破損位置	原子炉隔離時冷却系蒸気配管（2 階ターミナルエンド部）	同左	原子炉隔離時冷却系蒸気配管（2,3 階の一般部）

その他初期条件等の解析条件については，同じ条件にて評価を実施する。

なお，簡易評価については，当初評価の結果を用い「容積比」と「破断面積比」より温度上昇勾配を想定し，環境温度を算定した。代表例の破損位置についても，2 階のターミナルエンド部で貫通クラックとして評価した。

5.3　解析結果について

当初評価については，最も環境条件が厳しい破損形態として，ターミナルエンド部の破損を想定した解析の結果から，破損箇所を原子炉棟2階として，防護対象機器の多いエリアの3階部の環境温度を評価した。

一方，今回の再解析については，破損形状を一般部の貫通クラックとして，破損想定箇所を各フロアに設定して評価した。このうち，2階，3階の区画に設置された防護対象設備への影響があるとして破損箇所を2階，3階配管がそれぞれ破損と評価したことから，第3表の結果となった。

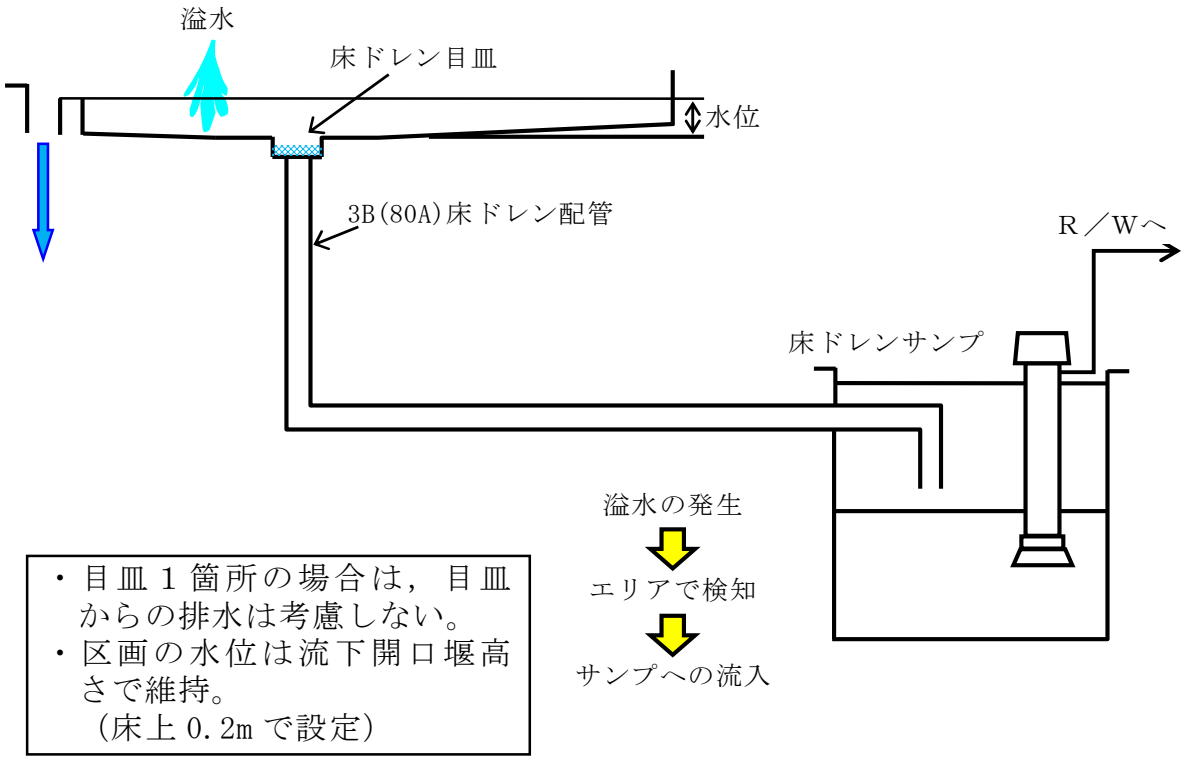
第3表　評価結果について

	簡易評価	今回評価
評価結果	2階で破損⇒3階 47.3℃	2階 56.5℃ 3階 48.4℃ 2階で破損⇒3階 44.7℃

床ドレンファンネル排水における
漏えい系統の検知時間及び溢水量評価について

床ドレンファンネル排水における漏えい系統の漏えい検知時間及びこれをもとにした溢水量評価の考え方を示す。

床ドレンファンネルからの排水における溢水検知方法を第1図に示す。



第1図　床ドレンファンネルからの排水における溢水検知方法

発生した溢水を検知するまでの時間は，床漏えい検出器及びドレンサンプ起動による警報を想定する。床漏えい検出器は，検出器が設置されている区画の床面又は側溝等で水位が一定以上になると警報を発生させることから，当該区画での溢水に対し，10分以内での早期検知が可能である。

床漏えい検出器が設置されていない区画においても，床ドレンファンネルから各サンプに排水される。サンプへの流入量が異常な場合は，サンプの水位警報が発報するため，溢水の検知が可能である。サンプの初期水位を保守的に水位低レベルとし，サンプポンプによるサンプ外への移送を考慮しても，46m^3/h程度以上の流入により10分以内でサンプ液位高高の警報が発生する。

想定破損の評価で算出した，溢水源からの流出流量（第6.1.4-1表）は，ほぼこの量よりも大きいため，10分以内での検知が可能と考えられる。

また，流出流量が46m^3／h 以下の場合は，警報の発報が遅れると予想されるが，当該系統の最終的な溢水量は，系統の全保有水量できるか，他系統の溢水量に包絡されるため，検知が遅れることによる，隔離時間及び溢水量への影響は無い。

以上より，溢水発生から検知までの時間として，10分の設定は保守的である。

(1) ファンネル部の排出流量

ファンネルからの排出流量を算出する。なお，ファンネルが複数ある場合は，排出流量の最も大きい１箇所からの排出は期待できないものとする。床上0.2mの水位を想定した場合の地下サンプへのファンネル１箇所あたりの排水流量は，46.0m^3／h となる。算出式を以下に，算出式の諸元を第１表に示す。

ファンネル１箇所当たりの排水流量 Q：

$$Q = \sqrt{\frac{2gH}{C}} \times 3600 \times A$$

$$= \sqrt{\frac{2 \times 9.8 \times 0.7}{1.5}} \times 3600 \times 0.0043 = 46.81 \cong 46.0$$

第1表　ファンネル１箇所あたりの排水流量算出式の諸元

重力加速度 g	9.8［m／s^2］
断面積 A	0.0043［m^2］（口径：80A，Sch:80）
水頭 H	0.7[m]：水位0.2[m] ＋ 床スラブ厚さ 0.5[m]
損失係数 C	1.5

(2) 床ドレンサンプの警報発信までの時間

溢水時のファンネルからの排水流量46.0m^3／h が，床ドレンサンプへの流入流量となるため，想定破損時の溢水流量が46.0m^3／h 以上である系統については，46.0m^3／h を床ドレンサンプへの流入流量とする。

床ドレンサンプの警報発信までに要する水量は，サンプ水位高高（警報発信）までのサンプ容量とした。警報発信までに要する溢水量は以下の算出式で算出する。その諸元を第2表に示す。

床ドレンサンプ容量：（1.5m×1.5m)×(2.16m）＝ 4.86 ≒ 4.9m^3

第2表　溢水量算出式の諸元

サンプの面積	1.5×1.5 ＝ 2.25［m^2］
水位高高と水位低の差	（－0.8）－（－2.96）＝2.16［m］

以上で算出した床ドレンサンプへの流入流量及びサンプ容量分から床ドレンサンプの警報発信までに要する時間を算出した。代表系統の算出結果を第3表に示す。

第3表　床ドレンサンプの警報発信までの時間（例）

系　統	溢水流量 ［m^3／h］	床ドレンサンプへの流入流量 ［m^3／h］	床ドレンサンプの警報発信までの時間	
			算出式	［分］
高圧炉心スプレイ系	525	46	4.9m^3÷46m^3／h×60 分／h=6.39 分	7
消火系	51	46	4.9m^3÷46m^3／h×60 分／h=6.39 分	7
ほう酸水注入系	21	21	4.9m^3÷21m^3／h×60 分／h=14.0 分	14※

※　溢水流量が 46.0 m^3／h 未満の場合，床ドレンサンプの警報発信までに要する時間は 10 分を超えるが，区画の水位は床上 0.2m 未満で維持されることから溢水防護対象設備への影響がなく，当該系統の最終的な溢水量は，系統の全保有水量で決まるため，検知が遅れることによる，隔離時間及び溢水量への影響は無い。また，溢水流量が 46.0m^3／h 未満の少量漏えい系統については，第 4 表に示すとおり，他系統の溢水量に包絡されるため影響はない。

第４表 少量漏えい系統

番号	系統名称	分類	隔離までの溢水量				保有水量			算出法※	溢水量 (m^3)	備考
			破断形状	流出流量 (m^3／h)	隔離時間(分)	流出量 (m^3)	系統分 (m^3) M1	水源分 (m^3) M2	補給分 (m^3) M3			
1	ほう酸水注入系	低	貫	21	84	27	2	20	－	②	22	原子炉補機冷却系の溢水量298m^3の評価に包絡
2	原子炉再循環系	高	全	5	129	7	1	－	－	②	1	保有水量にて算定
3	タービン潤滑油系 (潤滑油)	低	貫	19	86	26	195	－	－	②	195	保有水量にて算定
4	弁封水系	低	貫	8	105	11	116	4,000	－	①	130	循環水系の溢水量1588m^3の評価に包絡
5	所内用水系 (サービス建屋飲料水系)	低	貫	7	112	9	12	－	－	②	12	保有水量にて算定
6	所内用水系 (サービス建屋ろ過水系)	低	貫	7	112	9	22	－	－	②	22	保有水量にて算定
7	サービス建屋換気系 (冷水・冷却水系)	低	貫	19	86	25	22	－	－	②	22	保有水量にて算定
8	補助系 (ドレンサンプ系)	低	貫	21	84	28	9	－	－	②	9	保有水量にて算定
9	所内ボイラ系 (給水系)	高	貫	24	82	32	26	8	155	①	59	循環水系の溢水量1588m^3の評価に包絡
10	所内ボイラ系 (燃料系)	低	貫	12	94	16	3	500	－	①	22	循環水系の溢水量1588m^3の評価に包絡
11	放射性廃棄物処理系 機器ドレン系	低	貫	25	81	33	14	428	－	①	48	残留熱除去系海水系の溢水量382m^3の評価に包絡
12	放射性廃棄物処理系 床ドレン系	低	貫	32	80	43	9	352	－	①	52	残留熱除去系海水系の溢水量382m^3の評価に包絡
13	放射性廃棄物処理系 凝集沈殿系	低	貫	15	88	20	2	137	－	①	24	残留熱除去系海水系の溢水量382m^3の評価に包絡
14	放射性廃棄物処理系 スラッジ系	高	貫	7	107	9	1	432	－	①	14	残留熱除去系海水系の溢水量382m^3の評価に包絡
15	放射性廃棄物処理系 使用済樹脂貯蔵系	高	貫	7	107	9	1	421	－	①	14	残留熱除去系海水系の溢水量382m^3の評価に包絡
16	放射性廃棄物処理系 高電導度ドレン系	低	貫	21	83	28	2	139	－	①	32	残留熱除去系海水系の溢水量382m^3の評価に包絡
17	放射性廃棄物処理系 凝縮水処理系	低	貫	25	81	33	4	129	－	①	38	残留熱除去系海水系の溢水量382m^3の評価に包絡
18	放射性廃棄物処理系 洗濯廃液系	低	貫	15	88	20	2	61	－	①	24	残留熱除去系海水系の溢水量382m^3の評価に包絡
19	放射性廃棄物処理系 復水系	低	貫	40	80	53	97	4,000	－	①	151	残留熱除去系海水系の溢水量382m^3の評価に包絡
20	放射性廃棄物処理系 純水系	低	貫	27	80	35	20	500	－	①	56	残留熱除去系海水系の溢水量382m^3の評価に包絡

※ ①:隔離までの流出量＋M1≦M1＋M2＋M3 → 溢水量＝隔離までの流出量＋M1
②:隔離までの流出量＋M1＞M1＋M2＋M3 → 溢水量＝M1＋M2＋M3

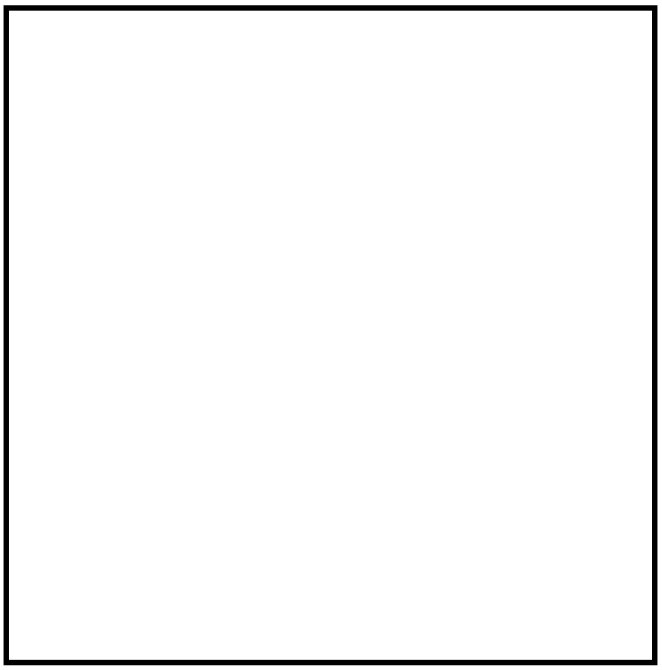
原子炉棟６階スロッシング水の伝播評価について

当初の評価では，地震に伴う原子炉棟６階のスロッシングによる溢水を東西の区画に分配し，それぞれ建屋内の最下層へ流下させる評価及び対策としていた。しかし，排水経路や堰の設定による流下については，不確かさを含む要素が多く評価に従った流量配分が困難であること及び東西の区画を比較した場合，最下層で区画面積が小さい東側区画に流下させることを避ける目的から，全量を西側区画のみに伝播させる対策とした。この経緯を以下にまとめる。

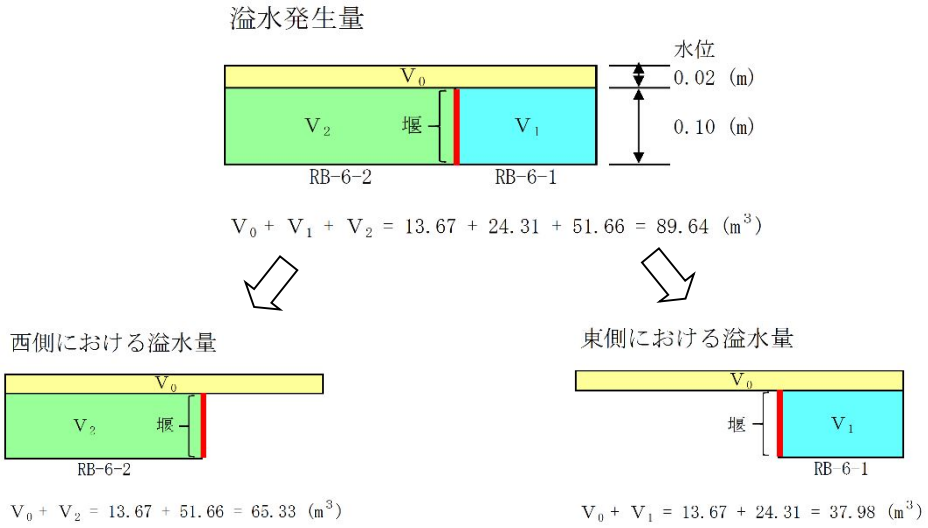
1. 当初の評価

当初の評価では，使用済燃料プールのスロッシングによる溢水を保守的に評価する目的で，以下の第１図の算定として評価した。具体的には，発生した溢水を既設堰（0.10m）による分離を考慮したV_0，V_1，V_2とし，堰を超える溢水量V_0の全量を各東西に加算し，V_0+V_2（西側），V_0+V_1（東側）とした。

この水量配分及び発生水量を第１表にまとめる。この際の最終滞留区画での水位は，第２図に示す西側区画で約 0.52m，東側区画で約 0.51m となる。



V_0：区画 RB-6-1，
RB-6-2 にて堰(既設)を
超えて滞留する分の溢水
量（m^3）
V_1：区画 RB-6-1 にて堰(既
設)高さまで滞留する溢
水量（m^3）
V_2：区画 RB-6-2 にて堰(既
設)高さまで滞留する溢
水量（m^3）

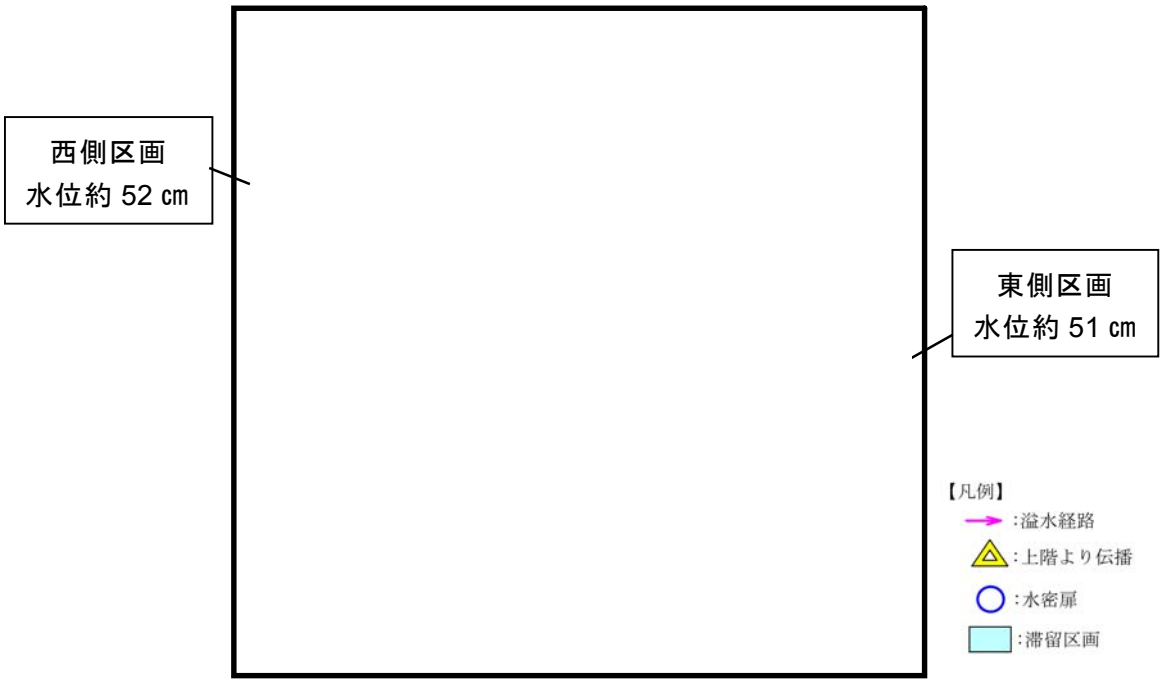


第１図　原子炉棟６階における溢水量評価（当初の評価）

第 1 表　地震に起因する各階層における溢水量評価（当初の評価）

原子炉建屋(原子炉棟)

階層	溢水量(m³)	
	階層溢水量	
	西側	東側
地上6階 (E. L. +46. 50m)	65. 33	37. 98
地上5階 (E. L. +38. 80m)	0. 88	0. 00
地上4階 (E. L. +29. 00m)	0. 00	0. 00
地上3階 (E. L. +20. 30m)	0. 42	0. 50
地上2階 (E. L. +14. 00m)	32. 32	0. 00
地上1階 (E. L.　+8. 20m)	0. 00	0. 00
地下1階 (E. L.　+2. 00m)	0. 00	0. 00
地下2階 (E. L. −4. 00m)	0. 00	0. 00
合計	98. 95	38. 48



第 2 図　溢水伝播図（原子炉建屋　地下 2 階）

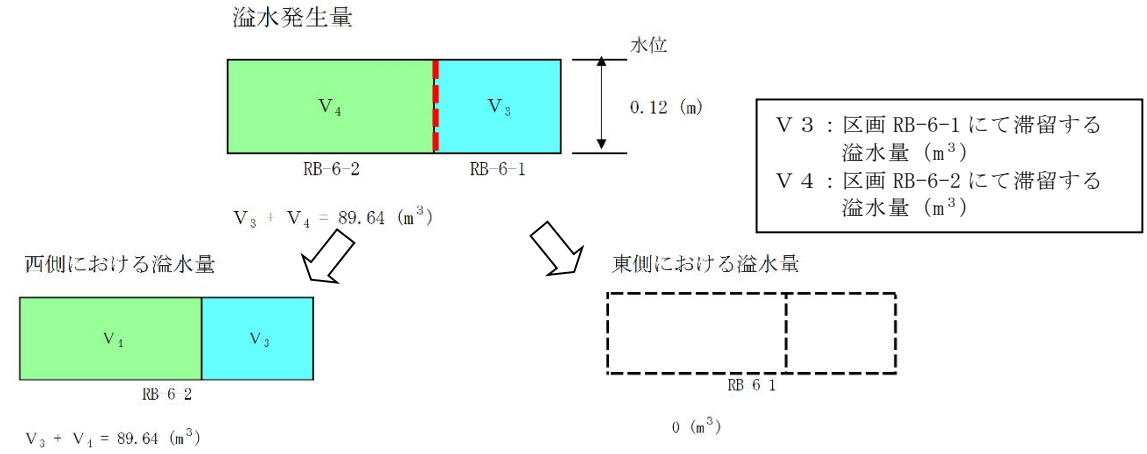
2．現状の評価

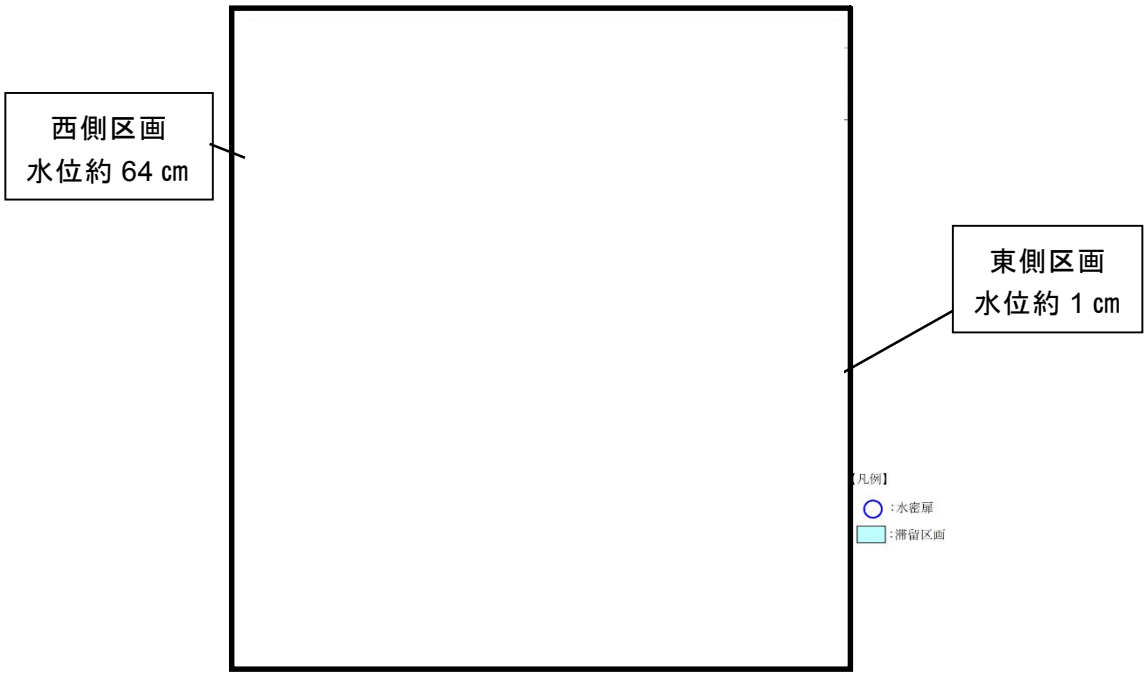
スロッシング水全量を西側区画に流下させるとして評価及び対策を変更した。スロッシング水 89.64m^{3}を西側のみに流下させた場合の最終滞留区画の水位は約 0.64m となる。この場合，止水対策により機器を没水から防護することが可能な水位（ＲＨＲ（Ｃ）ポンプ室空調機の対策を考慮）であり，異区分の複数の安全機能が維持される。発生水量を第 2 表に，区画の水位を第 3 図に示す。

第 2 表　地震に起因する各階層における溢水量評価

原子炉建屋(原子炉棟)

階層	溢水量(m^3)	
	階層溢水量	
	西側	東側
地上6階 (E.L.+46.50m)	89.64	0.00
地上5階 (E.L.+38.80m)	0.88	0.00
地上4階 (E.L.+29.00m)	0.00	0.00
地上3階 (E.L.+20.30m)	0.42	0.50
地上2階 (E.L.+14.00m)	32.32	0.00
地上1階 (E.L. +8.20m)	0.00	0.00
地下1階 (E.L. +2.00m)	0.00	0.00
地下2階 (E.L.-4.00m)	0.00	0.00
合計	123.26	0.50





第 3 図　溢水伝播図（原子炉建屋　地下 2 階）

3. 対策方法

東側区画にスロッシング水を伝播・流下させない対策として，6 階東側区画の床ドレンファンネルを閉止するとともに，既設堰 0.10m による分離をしない対応とする。

設備対策の考え方について

東海第二発電所における内部溢水影響評価の結果を踏まえた設備対策について第 1 表に示す。その設備対策に求められる構造・機能・強度の考え方についても以下に整理した。

第 1 表(1/5)　設備対策

要求機能	浸水防護設備（運用対策を除く）	機能	強度	耐震
遡上する津波の浸水を防止する対策	水密扉（地上 1 階部） 「原子炉建屋内への津波浸水防止対策」 ・R/B-1F-09 ・R/B-1F-11 ・R/B-1F-13 ・R/B-1F-14 ・T/B-R/B-1F-01 ・T/B-R/B-1F-02 （添付資料 4.2.2）	○	○	○
	壁貫通部の止水措置 「原子炉建屋内への津波の止水措置」 ・原子炉建屋地上 1 階外壁部 （添付資料 4.2.2） ・原子炉建屋地下外壁部 （補足説明資料-37）	○	○	○

第 1 表(2/5)　設備対策

要求機能	浸水防護対策（運用対策を除く）	機能	強度	耐震
放射性物質の管理区外伝播を防止する対策	堰の設置（既設堰） 「汚染水の管理区外への止水措置」 ・原子炉建屋付属棟屋外境界部 ・タービン建屋屋外境界部 ・廃棄物処理建屋屋外境界部	○	○	○

第 1 表(3/5)　設備対策

要求機能	浸水防護対策設備（運用対策を除く）	機能	強度	耐震
溢水の伝播を防止する設備（処置）	区画分離壁の設置 「異区分エリアへの浸水防止措置」 ・原子炉棟 EL.+46.5m 区画分離壁 ・原子炉棟 EL.+29.0m 区画分離壁 ・原子炉棟 EL.+20.3m 区画分離壁 ・原子炉棟 EL.+14.0m 区画分離壁 ・原子炉棟 EL.　+8.2m 区画分離壁 ・原子炉棟 EL.　+2.0m 区画分離壁 （第 4.2-4 図）	○	○	○
	逆流防止装置設置 「他浸水防護区画への浸水防止措置」 ・各階層床ドレンファンネル部 （第 4.2-4 図）	○	○	○
	水密扉（地下 2 階） 「他浸水防護区画への浸水防止措置」 ・R/B-B2F-01 ・R/B-B2F-02 ・R/B-B2F-03 ・R/B-B2F-04 （第 4.2-4 図）	○	○	○
	溢水拡大防止堰及び溢水拡大軽減堰 「溢水経路コントロール措置」 ・原子炉棟 EL.+46.5m 部 4 箇所 ・原子炉棟 EL.+38.8m 部 4 箇所 ・原子炉棟 EL.+29.0m 部 4 箇所 ・原子炉棟 EL.+20.3m 部 4 箇所 ・原子炉棟 EL.+14.0m 部 4 箇所 ・原子炉棟 EL.　+8.2m 部 5 箇所 ・原子炉棟 EL.　+2.0m 部 6 箇所 （第 4.2-4 図）	○	○	○

第 1 表(4/5)　設備対策

要求機能	浸水防護対策（運用対策を除く）	機能	強度	耐震
溢水の伝播を防止する設備（処置）	床，壁貫通部の止水措置 「他区画への浸水防止措置」 ・各階層床,壁貫通部 （補足説明資料 37，38，39）	○	○	○
	扉改造（撤去） 「伝播経路の確保」 ・原子炉棟 EL.+38.8m 部 1 箇所 ・原子炉棟 EL.+29.0m 部 3 箇所 ・原子炉棟 EL. -4.0m 部 3 箇所 （第 4.2-4 図）	○	－	－
排水機能を期待する設備	流下開口設置 「流下経路の確保」 ・原子炉棟 EL. +2.0m RB-B1-9　1 箇所 （添付資料 10 3.）	○	○	○
防護対象設備に対する対策設備（処置）	浸水防護堰（止水板）設置 「防護対象設備への没水対策」 ・原子炉棟 EL.+38.8m 部 RB-5-1　1 箇所 ・原子炉棟 EL.+29.0m 部 RB-4-1　3 箇所 RB-4-2　6 箇所 ・原子炉棟 EL.+20.3m 部 RB-3-1　7 箇所 RB-3-2　7 箇所 ・原子炉棟 EL.+14.0m 部 RB-2-8　1 箇所 ・原子炉棟 EL. +8.2m 部 RB-1-1　2 箇所 ・原子炉棟 EL. +2.0m 部 RB-B1-1　3 箇所 RB-B1-9　2 箇所 RB-B1-5　1 箇所 ・原子炉棟 EL.-4.0m 部 RB-B2-3　1 箇所 RB-B2-6　1 箇所 RB-B2-13　1 箇所 (8.10)	○	○	○
	設置高さのかさ上げ又は移設 「防護対象設備への没水対策」 付属棟 EL.-4.0m 部 RW-B1-7　2 箇所 （補足資料 42）	○	○	○
	保護カバー設置 「防護対象設備への被水対策」 ・被水影響評価における被水対策を要する操作盤等を対象 （添付資料-5.3　第 3 表）	○	－	－
	コーキング処理 「防護対象設備への被水対策」 ・被水影響評価における被水対策 （添付資料-5.3　第 3 表）	○	－	－

第 1 表(5/5)　設備対策

要求機能	浸水防護対策（運用対策を除く）	機能	強度	耐震
溢水源に対する対策設備（処置）	耐震補強工事 「溢水量低減対策」 ・配管及び支持構造物の耐震補強 ➢ 原子炉補機冷却水系 ➢ 燃料プール冷却浄化系 ➢ 復水・純水移送系 ➢ 原子炉冷却材浄化系 ➢ 制御棒駆動系 ➢ 屋内消火系 ・ポンプ，容器等の耐震補強を実施 ➢ 原子炉補機冷却水系 1 基 ➢ 原子炉冷却材浄化系 5 基 ➢ 燃料プール冷却浄化系 2 基 （添付資料-7.3,4）	－	－	○
	循環水ポンプ停止及び復水器出入口弁閉止インターロック対策 「循環管破損時溢水量低減対策」 ・循環水ポンプ自動停止，循環水ポンプ出口弁，復水器出入口弁自動閉止インターロック設置 ・漏えい検知器設置 ・タービン建屋内循環水管耐震補強（躯体取合部） ・鋼製伸縮可撓継手取替 ・循環水ポンプ出口弁位置変更 （11.2）	○	－	－
	保護カバー設置 「被水源拡散防止」 ・配管保護カバー設置	－	－	－
	所内蒸気破損対策 「所内蒸気の溢水源隔離対策」 ・自動検知 ・遠隔隔離システム設置 ・防護カバー設置 ・温度検出器設置 ・耐震補強（廃棄物処理棟内） （添付資料 2.2）	○	○	○
	床漏えい検知器設置 「溢水量低減対策」 ・各階層区域 （補足説明資料 43）	○	○	○

機能：使用条件における求められる要求機能の評価を行う。

強度：使用条件における構造強度の評価を行う。

耐震：地震時及び地震後の機能維持の評価を行う

１．遡上する津波の浸水を防止する対策

機能設計

・地震時及び地震後の機能維持を確保する。

・基準地震動Ｓ$_s$による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能は，その機能が損なわれない構造強度及び動作機能を有するものは，その動作機能を確保する設計とする。

・溢水により発生する水位や水圧に対し，浸水防止機能となる止水性が維持できる設計とする。

・遡上する津波に生じる荷重に対する，浸水防護となる主要構造部材の構造強度を確保する設計とする。

2．放射性物質の管理区外伝播を防止する対策

機能設計

・地震時及び地震後の機能維持を確保する。

・基準地震動Ｓ$_s$による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して，その機能が損なわれない構造強度を確保する設計とする。

・溢水により発生する水位や水圧に対し，伝播防止機能となる止水性が維持できる設計とする。

・溢水により発生する水位に対し，伝播防止機能となる高さについて,その機能が維持出来る高さ以上を確保する設計とする。

3．溢水の伝播を防止する設備（処置）

機能設計

・基準地震動Ｓ$_s$による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して当該対策機能が必要なものは，その機能が損なわれない構造強度及び動作機能を有するものはその動作機能を確保する設計とする。

・溢水により発生する水位や水圧に対し，伝播防止機能となる止水性が必要なものは，その機能が維持できる設計とする。

・溢水により発生する水位に対し，伝播防止機能となる高さが必要なものは，その機能が維持出来る高さ以上を確保する設計とする。

・溢水により発生する水位に対し，伝播防止機能となる設置経路を確保する設計とする。

4．排水機能を期待する設備

機能設計

・基準地震動Ｓ$_s$による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な排水機能が損なわれない設計とする。

・滞留物等の閉塞による排水機能が損なわれない設計とする。

・防護対象設備への没水影響により安全機能を損なうおそれがないよう，排水による防護機能を維持する。

・地震時及び地震後の機能を維持する。

5．防護対象設備に対する対策

機能設計

・基準地震動Ｓ$_s$による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して，当該対策機能が必要なものは，その機能が損なわれない構造強度及び動作機能等を確保する設計とする。

・溢水により発生する水位や水圧に対し，当該対策機能が必要なものは，その防護機能となる止水性が維持できる設計とする。

・溢水により発生する水位に対し，当該対策機能が必要なものは，その防護機能を維持出来る必要高さ以上を確保する設計とする。

・没水影響に対し防護対象設備が，その安全機能を損なうおそれがないよう，防護機能を維持する。

・実機での被水条件を考慮した試験を要するものにおいて，必要な止水性能及び動作機能が損なわれない設計とする。

・実機での蒸気条件を考慮した試験を要するものにおいて，必要な動作機能が損なわれない設計とする。

6．溢水源に対する対策設備（処置）

機能設計

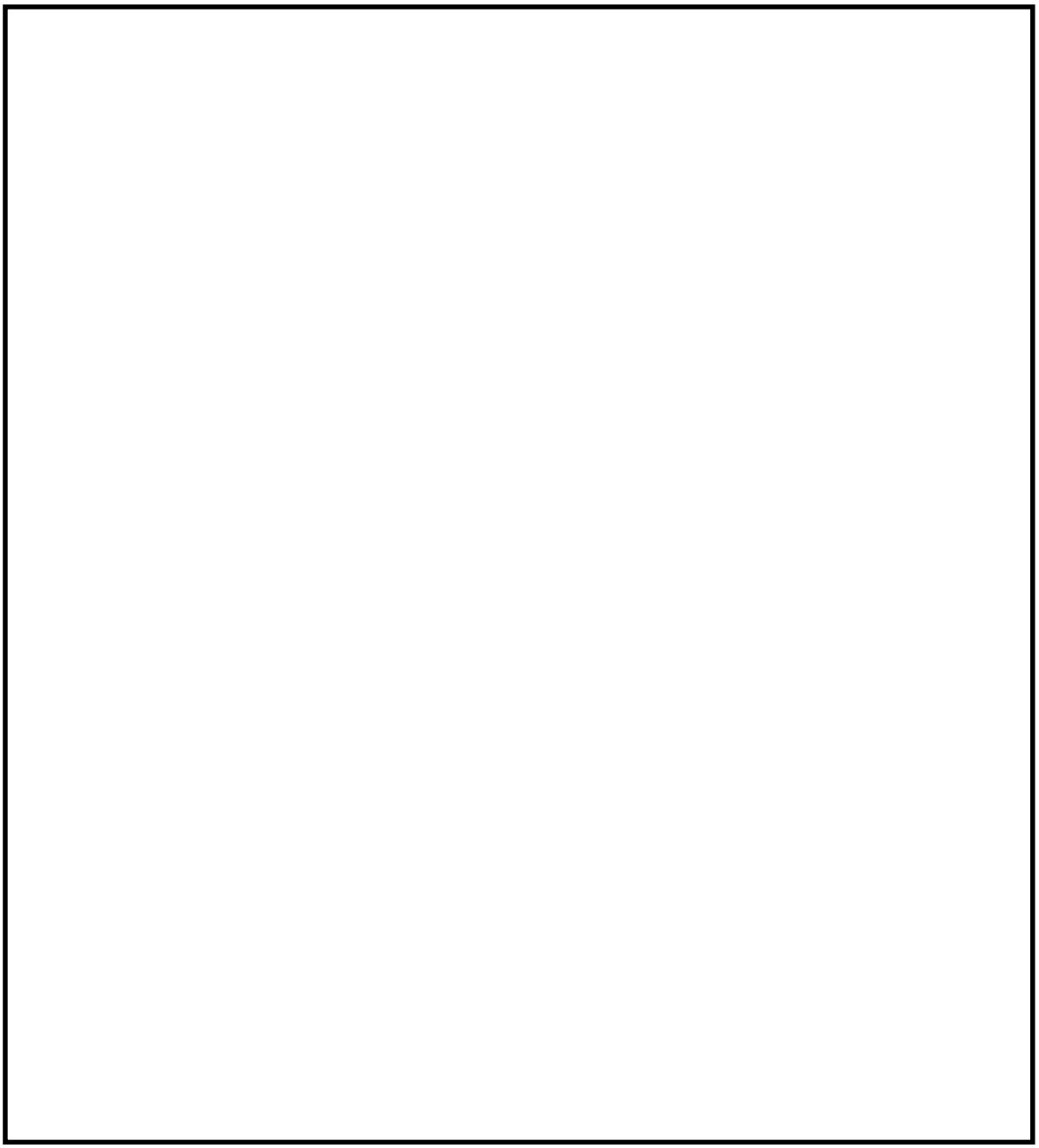
・想定する環境条件における構造強度を必要とするものについては，主要構造部材が構造健全性を維持する設計とする。

・想定する環境条件において，動作機能が必要とするものについては，その機能が維持する設計とする。

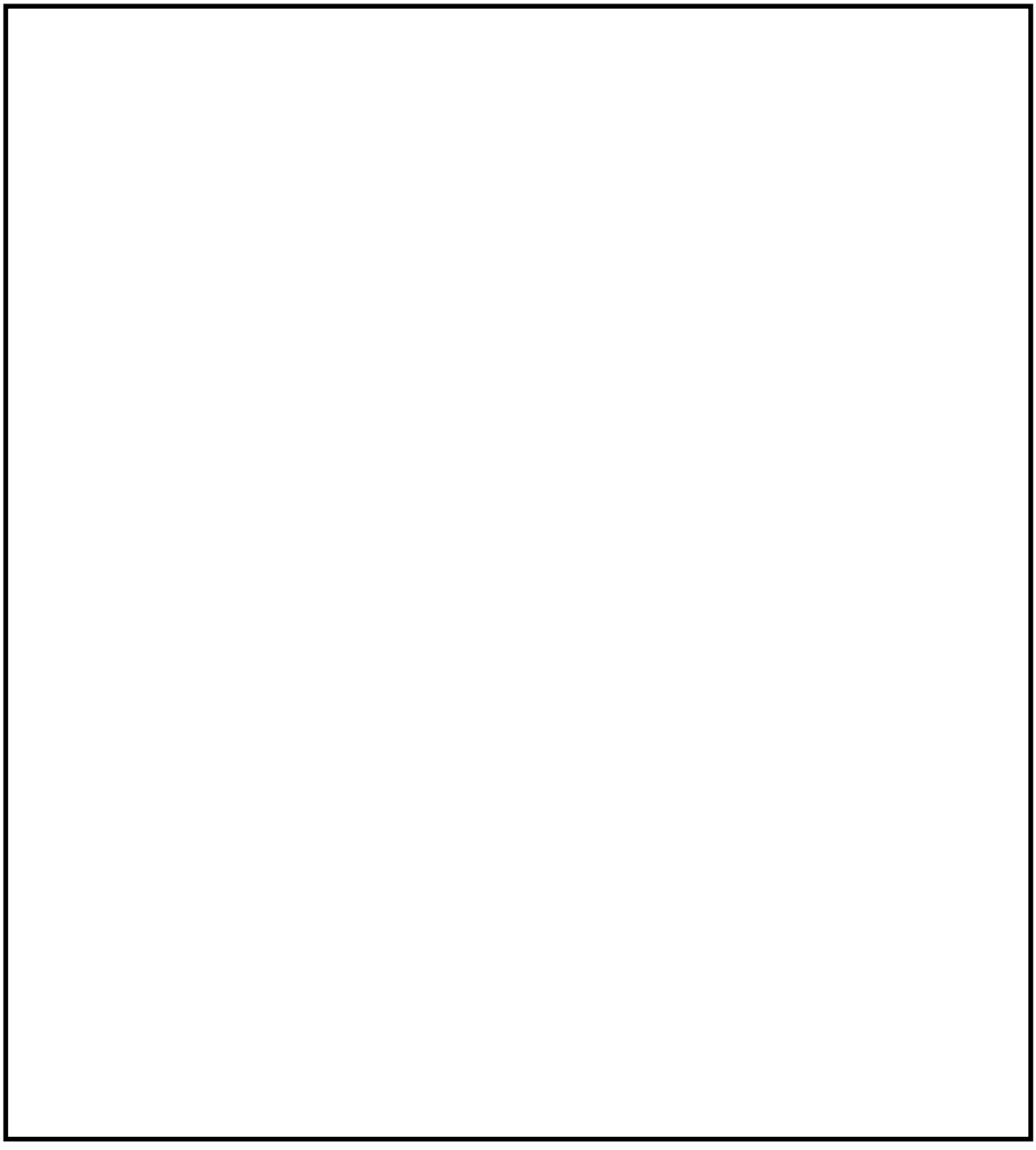
・基準地震動Ｓ$_s$による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い，生じる荷重や環境に対して，その構造強度が必要とするものについては，その構造強度の健全性を確保する設計とする。

7．防護対象設備への没水対策

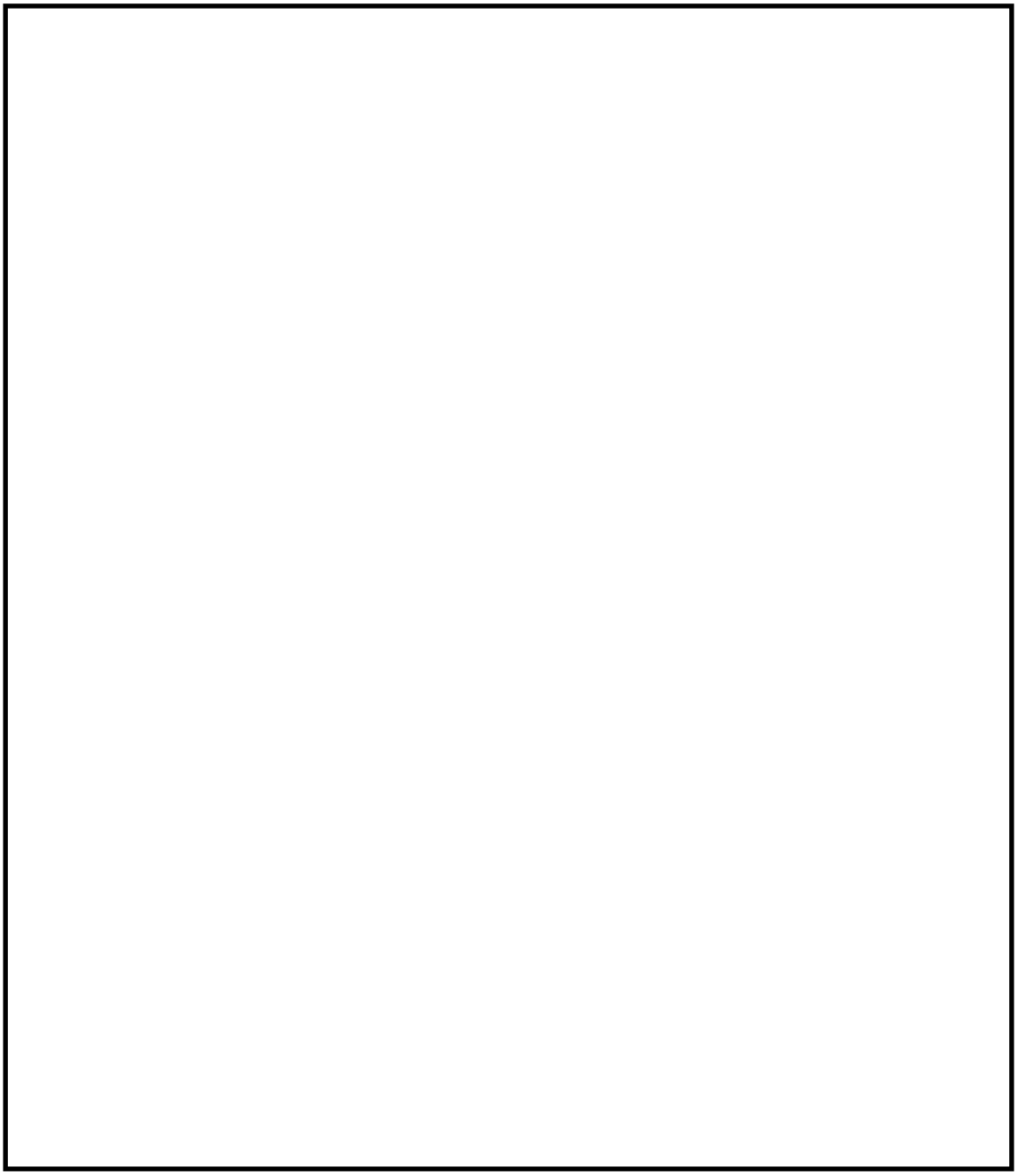
防護対象設備に対し溢水対策が必要な防護対象設備の配置を示第 1 図に示す。



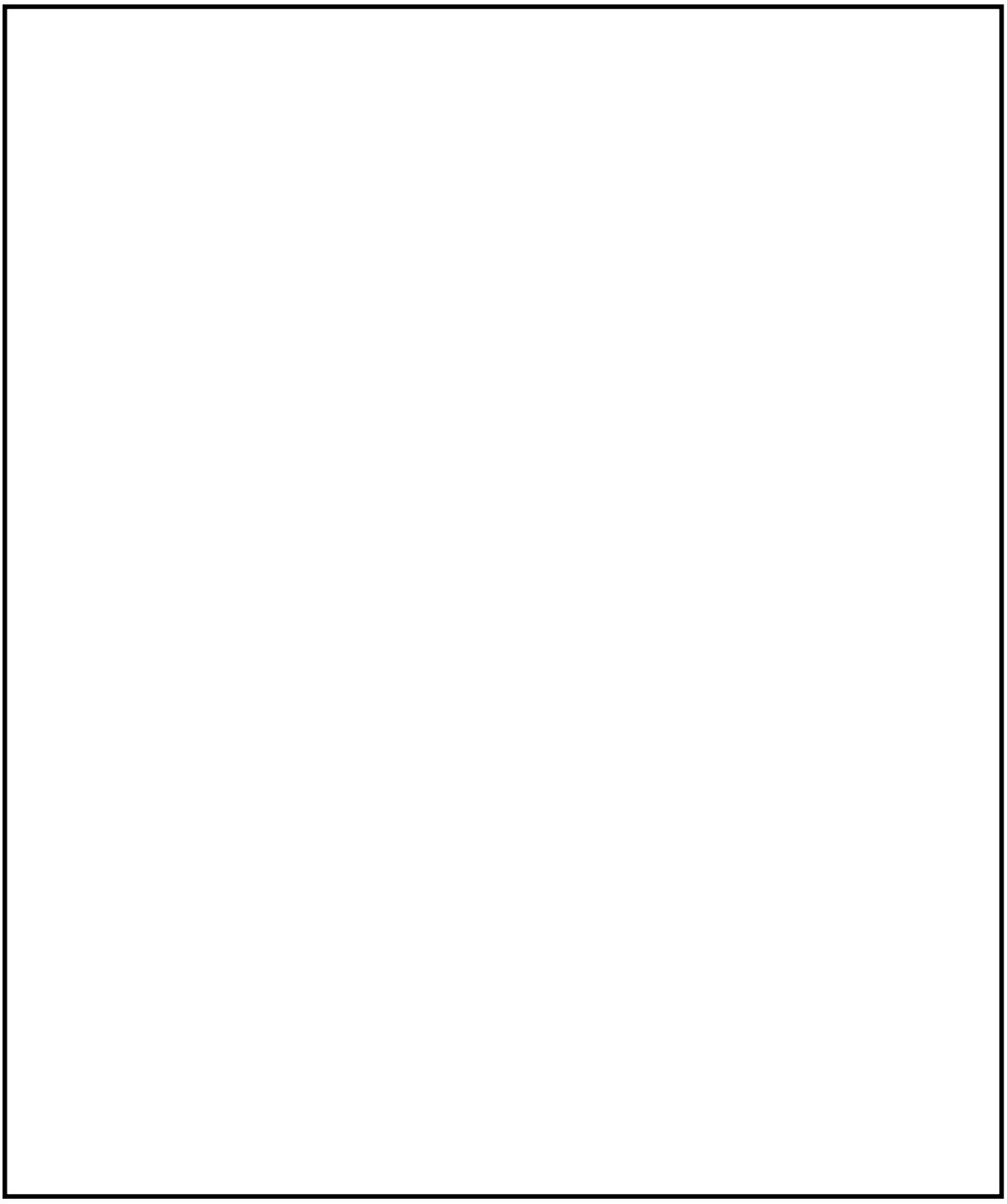
第 1 図　没水対策対象配置図(1/7)



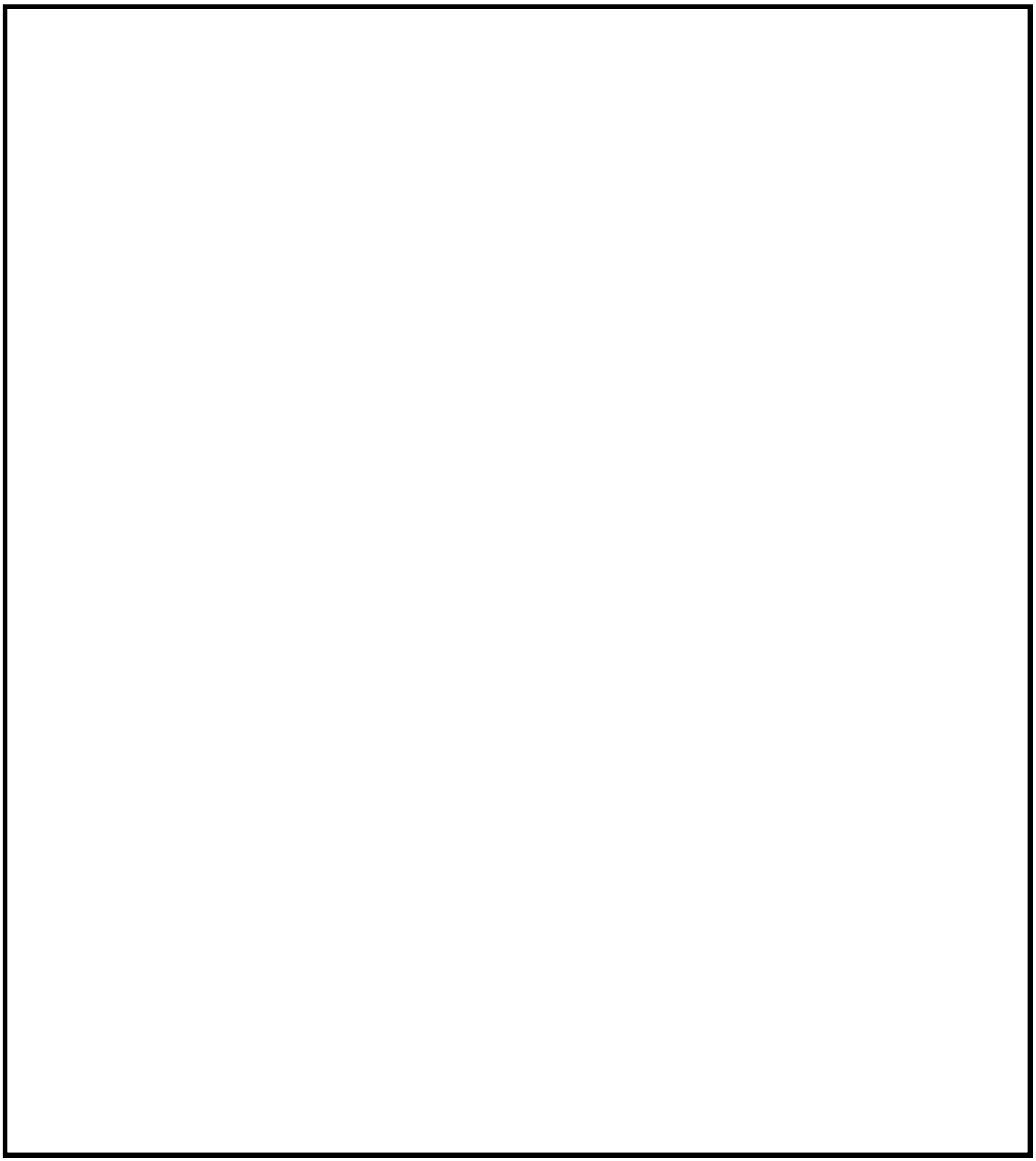
第 1 図　没水対策対象配置図(2/7)



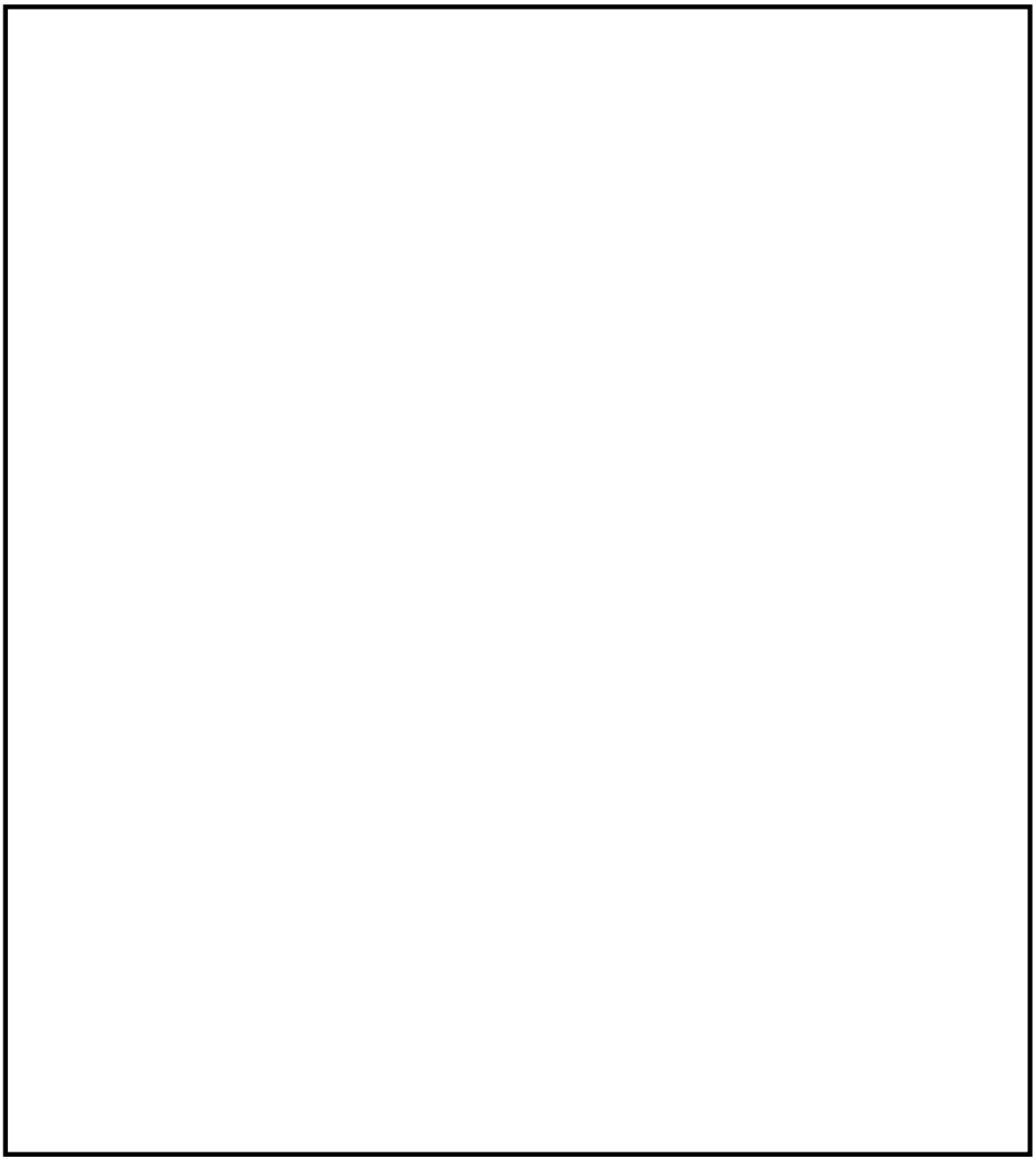
第 1 図　没水対策対象配置図(3/7)



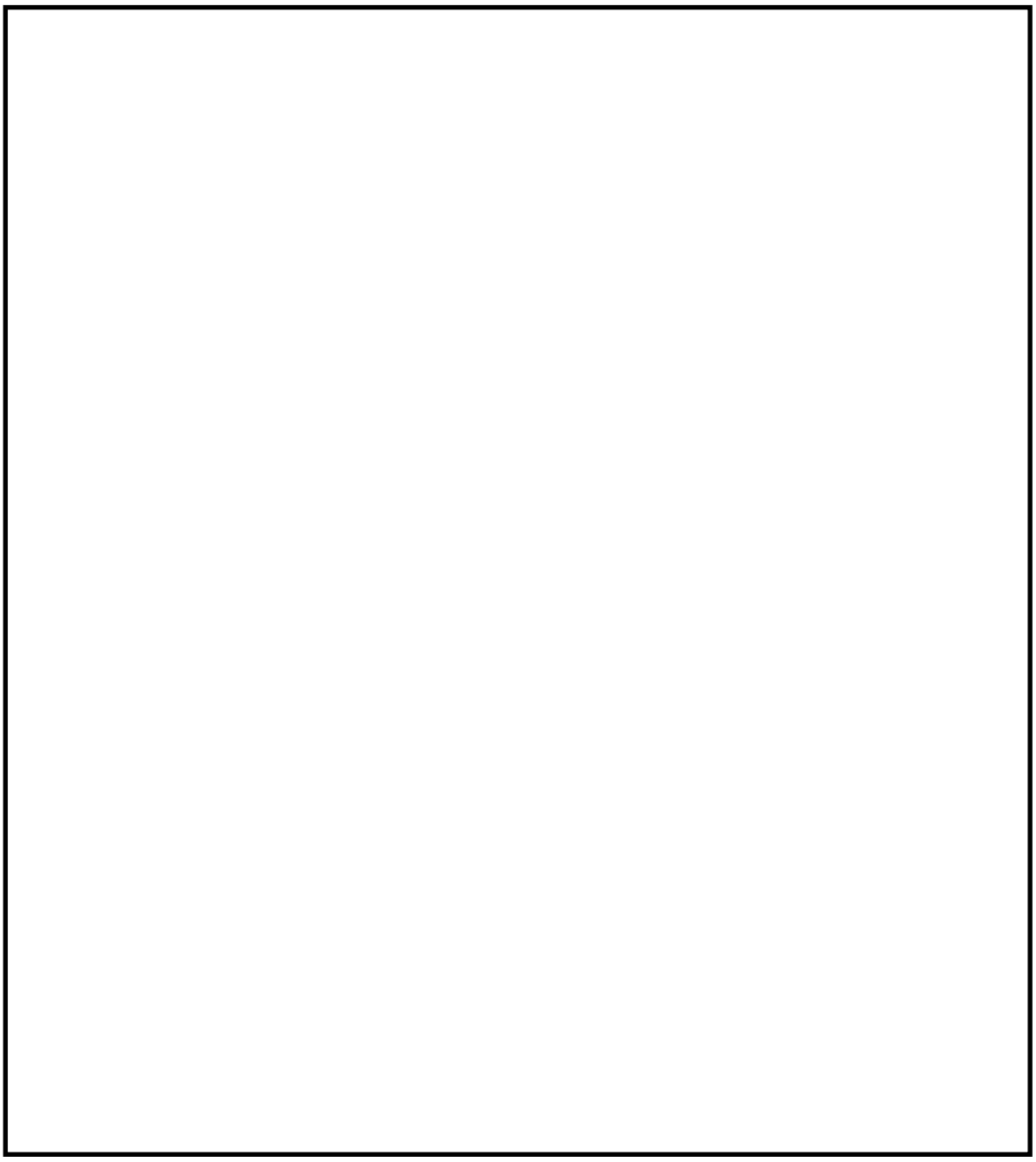
第 1 図　没水対策対象配置図(4/7)



第１図　没水対策対象配置図(5/7)



第 1 図　没水対策対象配置図(6/7)



第 1 図　没水対策対象配置図(7/7)

破損配管からの蒸気噴流の影響について

蒸気の影響評価では，破損箇所から蒸気は区画内に均一に広がり，同一区画内での任意の位置における温度は平均になるとしている。一方，実際には配管破損位置からごく近傍は漏えい蒸気の直接噴射による防護対象設備への影響が考えられるため，想定破損における蒸気影響評価にて評価対象としている高エネルギー配管（原子炉隔離時冷却系蒸気配管）と防護対象設備との位置関係を確認した。

1. 機器等の熱影響について

位置関係の確認にあたって，漏えい蒸気の直接噴射による影響を評価するため，噴流工学※1における乱流/軸対称円形噴流のフローモデルを参考に，配管破損位置からの距離と衝突荷重および蒸気温度の関係を算出した。

具体的には，第1図のように蒸気が配管破損口から10°の拡がり角度※2をもって円錐状に噴出するものとし，配管破損口からの距離における衝突荷重に対応する飽和温度を算出した。また，保守的に蒸気漏えい時の配管から放出されるエネルギーが周囲空気の界面でも減衰せずに伝播することとした。その結果を第1表に示す。

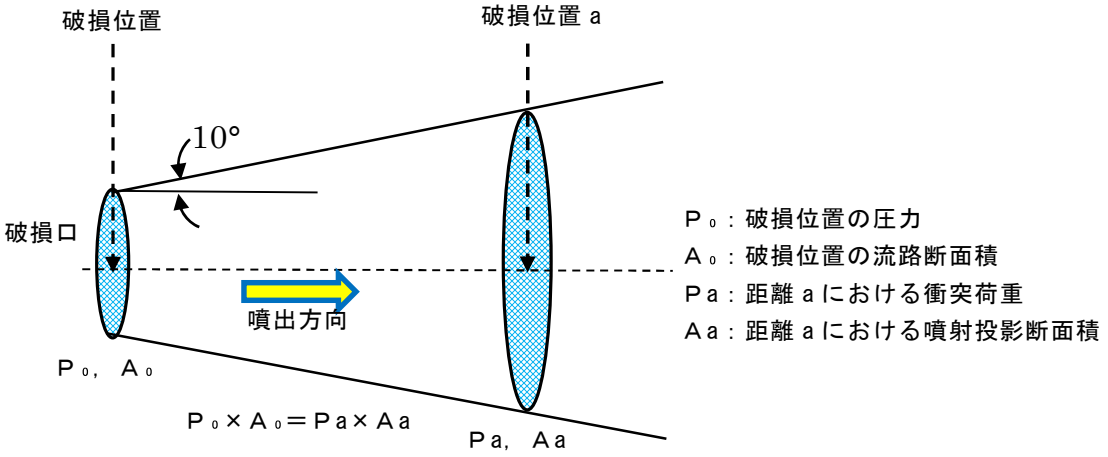
なお，この手法は，蒸気が漏えい箇所から離れるにつれ冷えることによる凝縮，または，サブクール水が大気圧下へ漏えいする際の蒸発といった事象を含む場合に対しても問題なく使用できることから，単相，二相流に関係なく評価ができる。

第1表より，破損口から2mで温度，圧力共に十分低下していることから，高エネルギー配管と防護対象設備との距離について確認した。その結果，最も近

接している水平方向地震加速度検出器でも2m以上の距離があること，併せて配管にカバーが設置されていることから，直接噴射の影響がないことを確認した。現場位置と状況写真を第2図及び第3図に示す。

※1　参考文献　社河内 敏彦：森北出版株式会社，噴流工学

※2　ＪＳＭＥ Ｓ NDI-2002においても，内包流体が飽和蒸気の場合，漏えい部付近で10°より大きい角度で拡がることが示されている。本評価の10°は保守的な評価となっている。



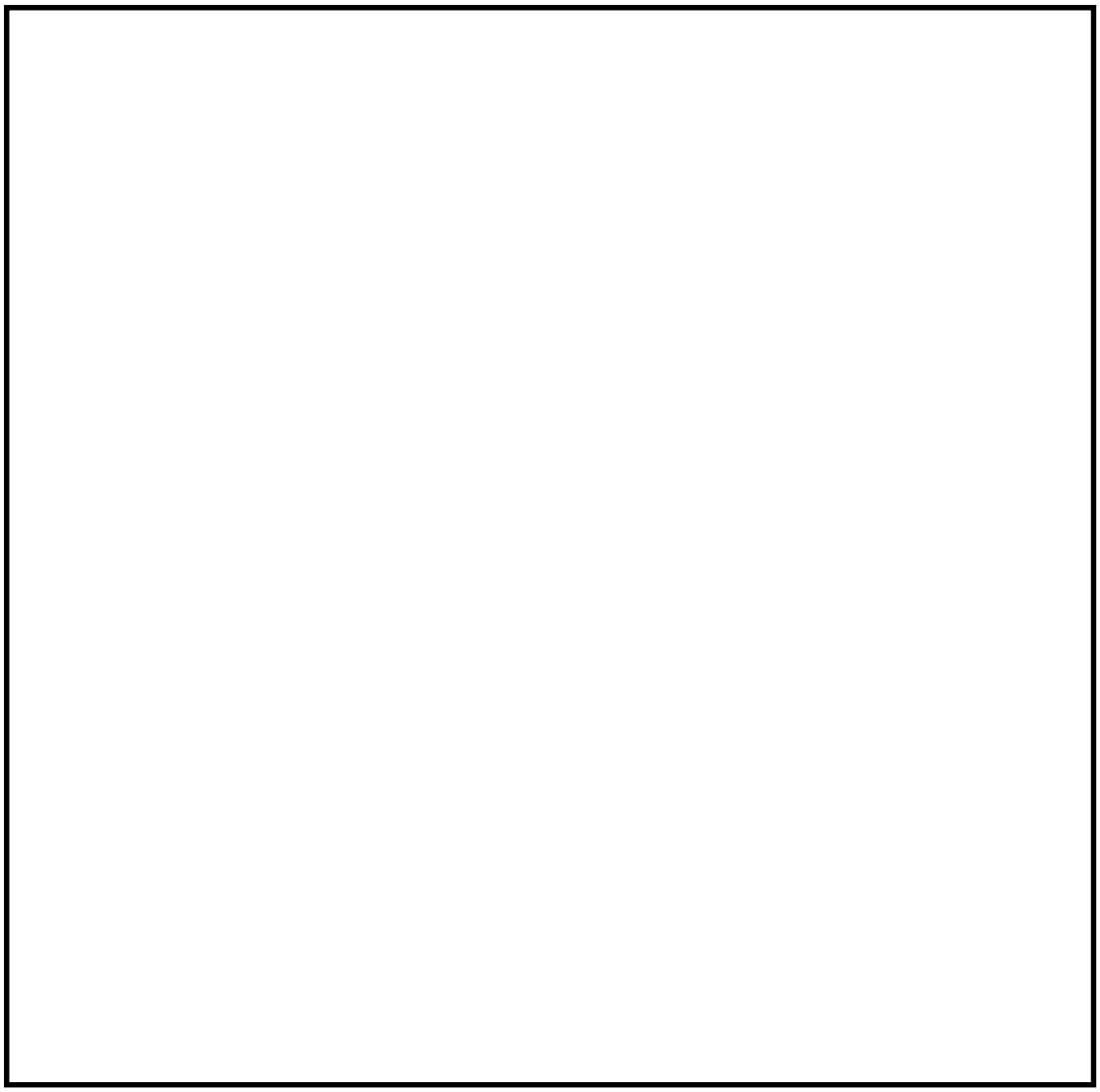
第1図　直接噴射による影響評価範囲図

第1表　抽出配管破損箇所からの距離と衝突荷重および蒸気温度の関係

系統	配管径	破損形態	距離0m ※3		距離1m ※4		距離2m ※4		距離3m ※4	
			荷重（MPa）	温度（℃）	荷重（MPa）	温度（℃）	荷重（MPa）	温度（℃）	荷重（MPa）	温度（℃）
RCIC	4B	1/4Dt貫通クラック	8.62	302	0.019	105	0.005	102	0.003	101
RCIC	10B	1/4Dt貫通クラック	8.62	302	0.064	115	0.019	105	0.009	103

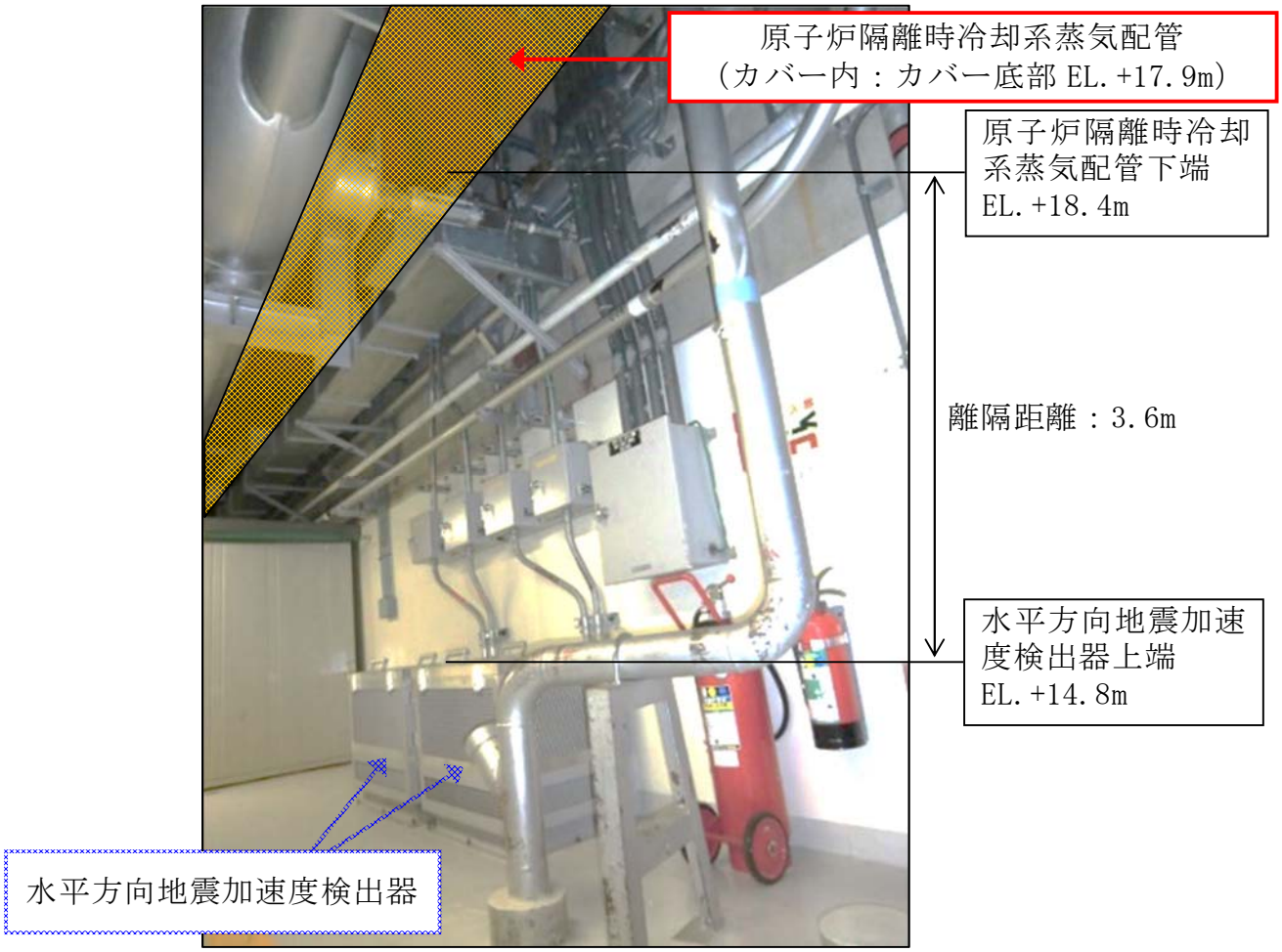
※ 3　荷重と温度は，系統の内圧及び温度

※ 4　温度は荷重に対する飽和温度より



【凡例】　：原子炉隔離時冷却系蒸気配管
　　：水平方向地震加速度検出器

第 2 図　対象箇所平面図　原子炉建屋 2 階（EL.+14.0m）



第 3 図　現場状況写真　原子炉棟 2 階（EL.+14.0m）

2.　コンクリートの熱影響について

建屋コンクリートの温度制限値は 65℃としているが，既往の文献※1※2 等より 175℃程度までの温度環境で強度的には影響がないとされている。

原子炉隔離時冷却系蒸気供給配管の破断を想定すると，２階エリアでは破損位置から壁までの距離が約 26 ㎝となり，流出蒸気の温度は 160℃程度と想定される。この温度は，高温環境に対しても影響の無いとされる 175℃を下回るため問題ないと評価している。

参考文献

※1　川口等：高温(175℃)を受けたコンクリートの強度性状，セメント協会

セメント・コンクリート No.449, July 1994

※2　長尾等：高温履歴を受けるコンクリートの物性に関する実験的研究,
日本建築学会構造系論文集 第457号, 1994年 3月

原子炉棟床ドレンファンネルによる排水の考慮について

溢水影響評価における対策のうち，原子炉棟6階の西側エリアについては，床ドレンによる排水を考慮している。地震発生時における事故収束のためには，排水作業に期待せずとも安全上重要な機器への影響はないとしているが，排水が阻害される場合の措置について以下に対応を示す。

１．床ドレン配管の管理について

(1) 保守管理

排水を考慮する床ドレン配管については，点検計画を定め，年１回の通水試験を行い健全性の確認を行う※。これにより，溢水時の排水はファンネルからの処理が可能である。

(2) 逆流防止装置の設置及び管理

堰や壁等で区画され溢水発生時に開口部等からの排水を期待しない浸水防護区画の床ドレンファンネルについては，排水ラインの詰まり等から他区画のドレン水の逆流により浸水するおそれがあるため，床ドレンファンネルに逆流防止装置を設ける。当該装置については，点検計画を定め保守管理を行うものとする。

※ ドレン配管の定期的な健全性確認

東海第二発電所　タンクベント処理装置室内の各ドレンファンネル配管に鉄さび等による閉塞部位や狭隘化した部位を確認したことから，管理区域内で放射能を含んだ液体を排水する各ドレンファンネル配管については，定期的に健全性を確認するため，通水確認することを点検計画に反映した。また，その排水状況により修繕を行うこととする。

２．地震時の原子炉棟６階西側床ドレンファンネルによる排水

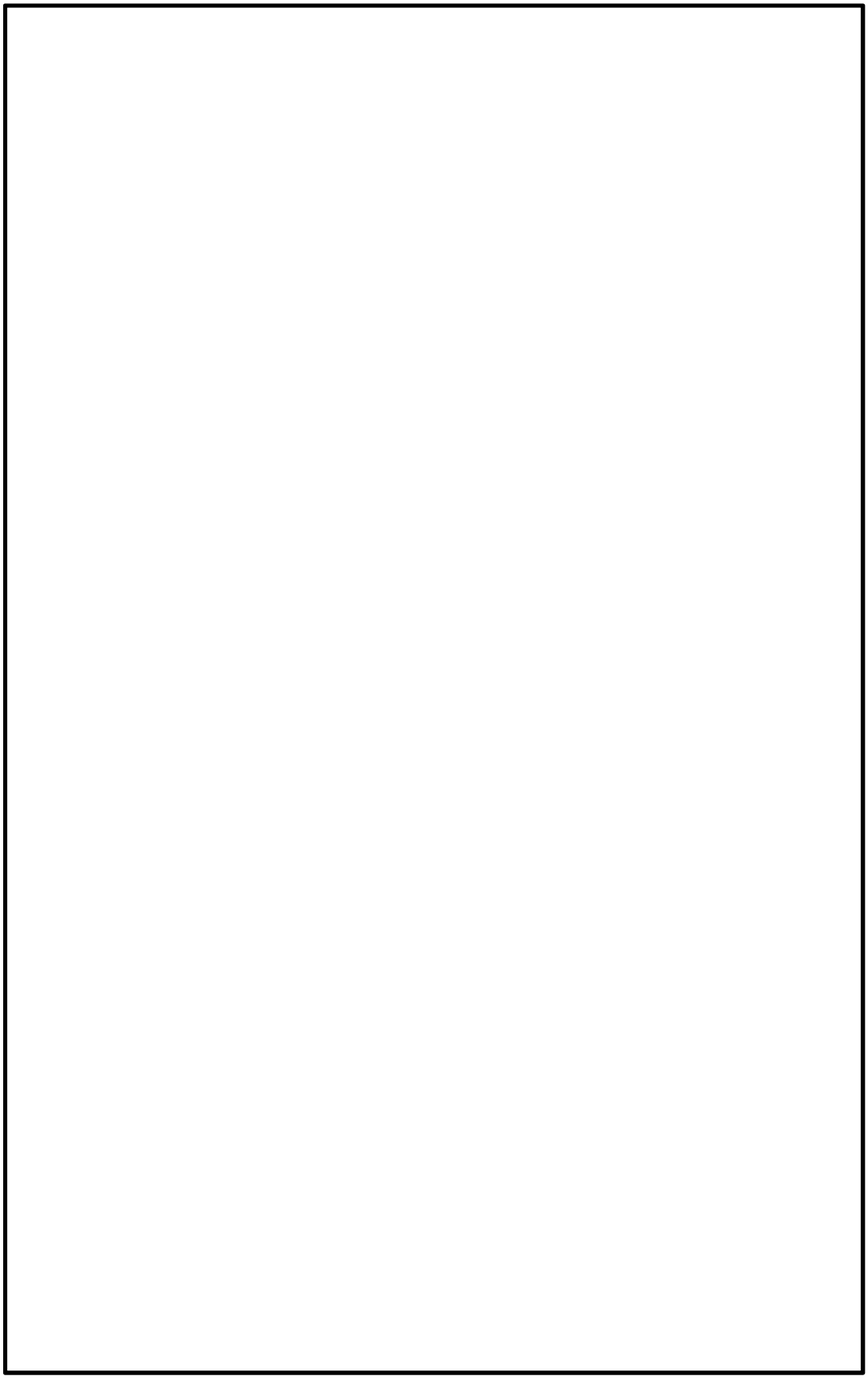
原子炉棟６階の西側エリア床ドレンについては，第１図のとおり，複数のファンネルと集合管により構成されており，一部の閉塞を考慮したとしても，排水経路の確保は可能であるが，溢水発生時に地震等により床ドレンファンネルが損傷した場合の影響については対応を想定している。その対処方法について以下に示す。

また，事故収束後に必要な排水作業については，保安規定に定めるとともに，詳細を関連規程類に定める。また，通常時の排水管理については，配慮が必要な項目であることから，運用管理における留意事項として，規程類に定める。

【排水ライン閉塞時の対応】

(1) 配管等閉塞時の影響

全ての排水ラインが閉塞すると仮定した場合でも，没水評価において機能喪失する防護対象設備はないことから影響はない。また，６階面に設置される床漏えい検知器により，漏えいを早期に検知することが可能であり，漏えいを検知した場合はサンプ及び他の排水ラインの健全性を確認した後，速やかに仮設ポンプ等にて排水作業を行うものとする。



第１図　６階西側エリア床ドレン設置概要図

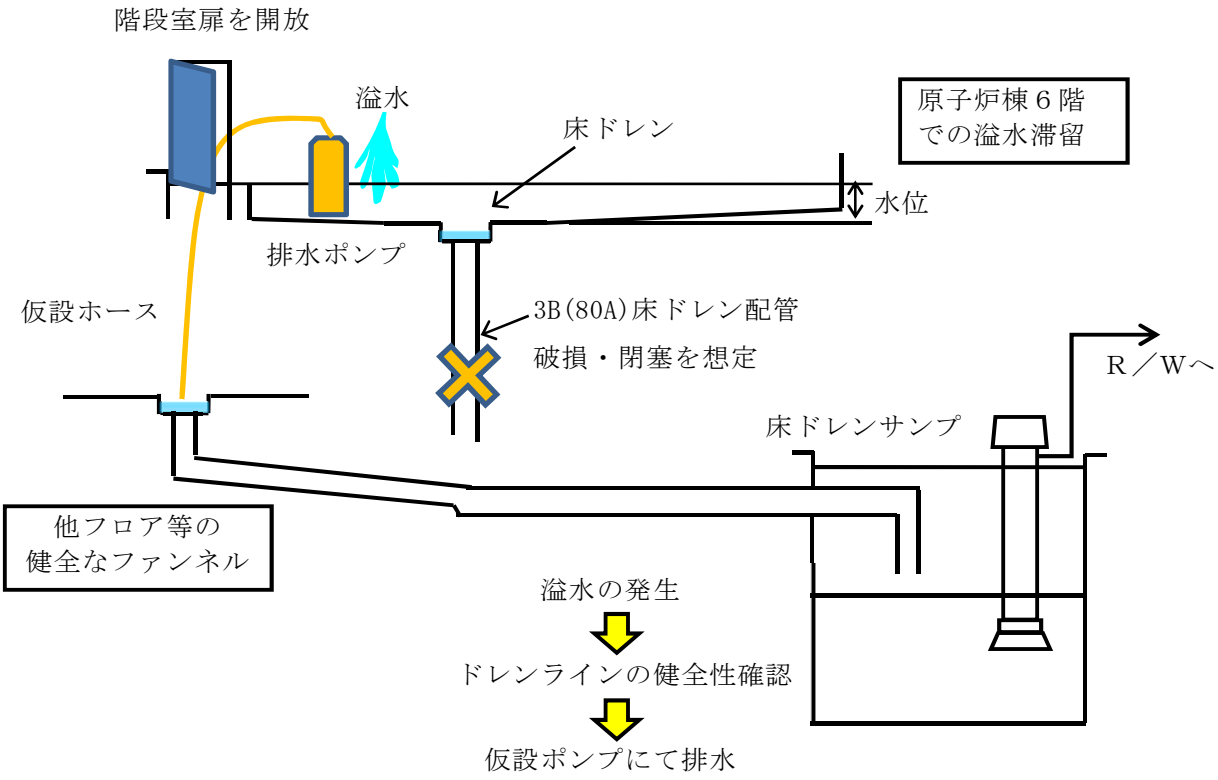
(2) 床ドレンファンネル閉塞時における排水処理について

溢水発生後に，滞留水が発生し排水が必要な場合は，ドレンラインの健全性を確認後，排水ポンプ等にて既設ファンネルを利用し排水を実施する。通常時における溢水による滞留水発生の際にも，同様の作業を実施する。具体的には，ドレンラインや排水受入れ先の廃棄物処理系設備の復旧，若しくは健全性の確認後，各階段室を通して下層階に仮設ホースを設置し，健全が確認されたファンネルに排水を行う。事故収束後に必要な排水作業及び通常時の排水管理について第 2 図に示す。

(3) 溢水滞留時のアクセス性について

地震発生時における原子炉棟 6 階の溢水水位は，評価上 12 ㎝であり，全ての排水ラインが閉塞したと仮定し排水が出来ないとした場合でも，作業等のアクセス性については影響のない水位である。

地震以外の要因による溢水発生時には，排水ラインは機能するとしているが，仮に想定破損による溢水量を考慮した場合においても，排水作業のためのアクセスは東側階段より可能である。6 階フロアに入る扉の開閉についても，滞留水位による影響がないよう，必要な高さを確保した堰を設置することから問題ない評価となる。



第２図　地震時の床ドレンファンネル破損・閉塞時における排水処理について

【排水ライン損傷時の対応】

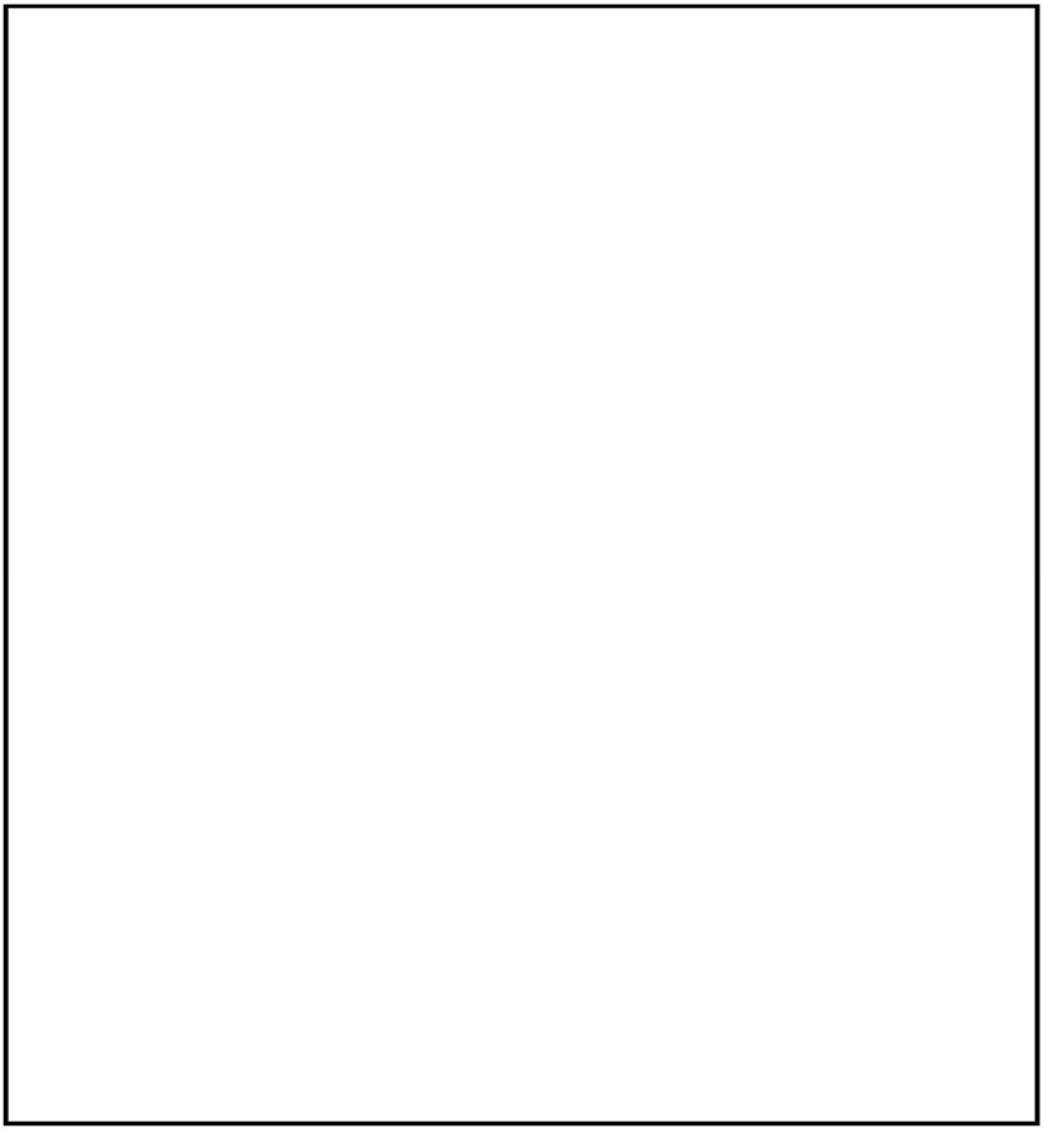
(1) 配管等破損時の影響

地震発生時における原子炉棟6階の溢水水位は，評価上約12cmであるが，排水ラインが損傷した場合においても，以下に示すとおり溢水の影響はない。

・5階天井部付近での漏水等においては，防護対象設備への保護カバーやコーキング等の被水対策を実施することで防護対象設備への影響はない。
・5階西側エリア全面に6階溢水量全量が伝播した場合であっても，没水影響評価により5階の防護対象設備は機能喪失しない。

5階西側エリアの防護対象設備のうち，第3図のとおり，ほう酸注入系機器が溢水防護区画RB-5-3に，燃料プール冷却浄化系の機器がRB-5-6に設置されている。各区画に6階で発生した溢水が全量伝播した場合，天井までの壁で区画化された溢水防護区画RB-5-3の燃料プール冷却浄化系機器の機能が喪失するおそれがあるため，当該エリアの上部に敷設されるファンネル排水ラインを閉止する。また，ほう酸注入系の機器については，周囲を堰で囲われた開放区画に設置されており，6階からのファンネル排水ラインや集合管となる排水縦管が破損した場合でも，没水による影響はない評価となる。これに加え，被水対策を実施するとともに，直上のファンネル部を念のため閉止する。

以上の対策により，ほう酸注入系及び燃料プール冷却浄化系がファンネル排水ラインの損傷により機能喪失することはない。



第3図 防護対象設備配置図

原子炉棟最終滞留区画における溢水発生後の復旧について

想定破損等発生時については，溢水が原子炉棟最下層に大量に滞留することとなり，多数の機器が水没する想定となる。この場合，安全上重要な機器や系統機能は，区画分離により維持されるが，没水側区画については，速やかに復旧を行う必要があることから，この対応について以下に示す。

【想定する状況】

・原子炉棟最下層における溢水の滞留

・水没エリアのサンプポンプは機能喪失

【現場へのアクセス】

原子炉棟の最終滞留区画である最下層については，溢水が滞留することを考慮する。滞留水位が 20 ㎝より高くなる区画で，アクセスが必要な場所については，想定される水位に応じて必要な高さの歩廊を設置し，アクセスに影響のないよう措置を講じることとしている。

また，原子炉棟の 6 階については，滞留水位は評価上 12 ㎝となるが，北東側階段に設置する 40 ㎝の堰を越えてアクセスは可能である。

原子炉棟内のその他区画においては，滞留水位を 10 ㎝以下とすることから，溢水時のアクセスは可能である。

原子炉棟の最下層が水没した状況においても，地下 1 階の各階段室から滞留の状況を確認しつつ，アクセスが可能である。また，水密区画であるＲＨＲポンプ（Ａ）室，ＲＣＩＣ室，ＨＰＣＳポンプ室内が水没する場合は，各

区画上部の機器ハッチを開放することで，上部からのアクセスが可能である。

【作業ステップ】

没水エリアの排水作業については，溢水の滞留状況と排水関連設備の運転状況等により排水先を適切に選定する。作業手順としては，以下のステップを想定している。

① 原子炉棟内への移送

溢水発生後，滞留水が発生し排水処理が必要な場合は，他区画のサンプ及び廃棄物処理設備の健全性又は復旧を確認後に，仮設の排水ポンプ等にて移送を行う。

② 原子炉棟外への移送

原子炉棟内のサンプ設備が使用不可の場合は，滞留水を原子炉棟より直接，廃棄物処理棟内のサンプ又は健全なタンクに，仮設の排水ポンプ等にて移送する。

③ 屋外への移送

廃棄物処理棟内のサンプ設備やタンク類が使用不可の場合は，滞留水を原子炉建屋の外に設置された復水貯蔵タンク等に，仮設の排水ポンプ等にて移送する。

【作業期間】

想定破損を考慮するケースでは，原子炉棟の最下層で，最終的な滞留水位数 m を超える区画があるが，速やかに排水作業の着手が可能であれば，仮設

ポンプの使用を想定した場合でも，2 日～3 日程度で排水作業の完了が可能である。

【機器の点検作業】

排水作業完了後に，没水した機器の点検を速やかに行う。機器の点検等には時間を要すると想定されるが，プラントの安全機能としては，区画分離により維持された状態を継続することが可能である。

特にプラント停止後については，冷温停止機能，燃料プールの冷却及び補給機能の維持が重要になるため，この機能に係る系統の運転継続が重要となる。機器の点検においては，この運転状態が長期に継続することから，機器の復旧についても，これら運転状態の維持を最優先とした作業工程にて復旧作業を進める。

重大事故等対処設備の追設を考慮した溢水影響評価について

1. はじめに

発電所内に常設の重大事故等対処設備（以下「ＳＡ設備」という。）が新設されることを考慮した溢水影響を評価する。

2. 評価方法及び評価結果について

新設するＳＡ設備について，溢水影響の観点より以下を考慮し，評価を行う。

①設置場所（接続口位置，配管ルート，ポンプ・熱交換器等設置位置）

②設備仕様（最高使用温度，最高使用圧力，ポンプ容量，配管口径等）

③既設設備との接続位置，通常時の隔離状況

④新設の配管貫通口位置

2.1 評価内容

・内部溢水（第9条範囲）の既設評価で用いた溢水源への影響

・新設ＳＡ設備を溢水源とした溢水評価

具体的には，想定破損による溢水について，没水による影響を評価するとともに，各溢水に対して被水による影響も考慮した。

ここで，地震時については，ＳＡ設備は基準地震動S_sに対して耐性を確保することから溢水源として考慮しない。また，火災時に使用する消火配管とＳＡ設備は，接続しないことから溢水源とならず，評価に影響はない。

2.2　評価結果

いずれのＳＡ設備の追設範囲においても，通常時においては，既設設備と弁等にて隔離されることから，既設評価に用いた溢水源に影響がなく評価にも影響ない。

また，新設ＳＡ範囲については，別途，第四十三条の対応にて全てのＳＡ設備及び既設と共用する配管等について，想定破損を考慮する必要がないよう強度を確保する方針であることから，溢水源とならず，既設設備への影響はない。

なお，仮にＳＡ設備が想定破損の溢水源となる場合でも，保有水量は第1表で示す通り少量であることから，溢水源としての影響は少ない。被水を考慮した場合は，各防護対象設備について，被水対策を実施することから影響はない。

第1表　新設ＳＡ設備の保有水量

重大事故等対処設備		追設範囲の保有水量	既設との接続
1	高圧代替注水系	約　3m^3	隔離弁
2	低圧代替注水系	共通部　約 7m^3 その他　約12m^3	隔離弁
3	代替循環冷却系	約　1m^3	隔離弁
4	緊急用海水系	約21m^3	隔離弁
5	代替燃料プール冷却系	約　1m^3	隔離弁

応力評価に基づくサポート等改造対策の概要について

1.　サポート等改造対策の概要

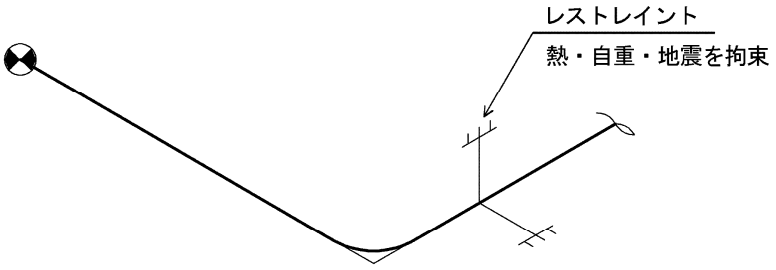
添付資料-8に示した「溢水評価ガイド附属書Ａ　流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」の規定を満たす配管については，溢水影響評価における破損は想定しないこととしている。評価の対象となる配管系統の例として，原子炉隔離時冷却系蒸気配管におけるサポート改造対策の考え方を示す。

2.　高エネルギー配管にて考慮すべき応力緩和について

高エネルギー配管の応力評価においては，溢水評価ガイドに従い，一次応力と二次応力の算出を行う。評価の結果，熱応力が許容値を超える場合は，既設サポートの撤去等により，熱伸びによる拘束が緩和されるよう対策を実施する。具体的には，二次応力である熱応力について第1図及び第2図に示す考慮を行う。この場合，配管の自重を考慮したハンガへの改造もしくは，自重と地震時の外力を考慮したスナッバへの改造を行う。これらの組合せによるサポート改造にて，必要な応力緩和対策が可能である。

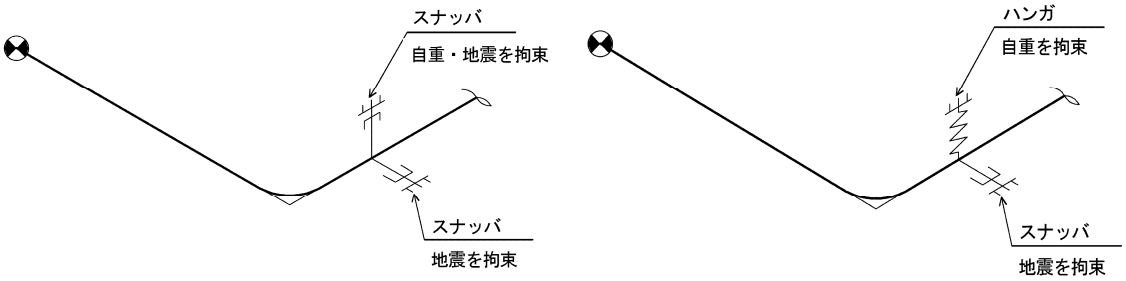
また，当該配管はＳＡ設備の追設を考慮しており，新設配管の接続と合わせて，サポート位置・仕様等の変更対策を実施する。

対象となる原子炉隔離時冷却系蒸気配管のルート図を第3図に示す。

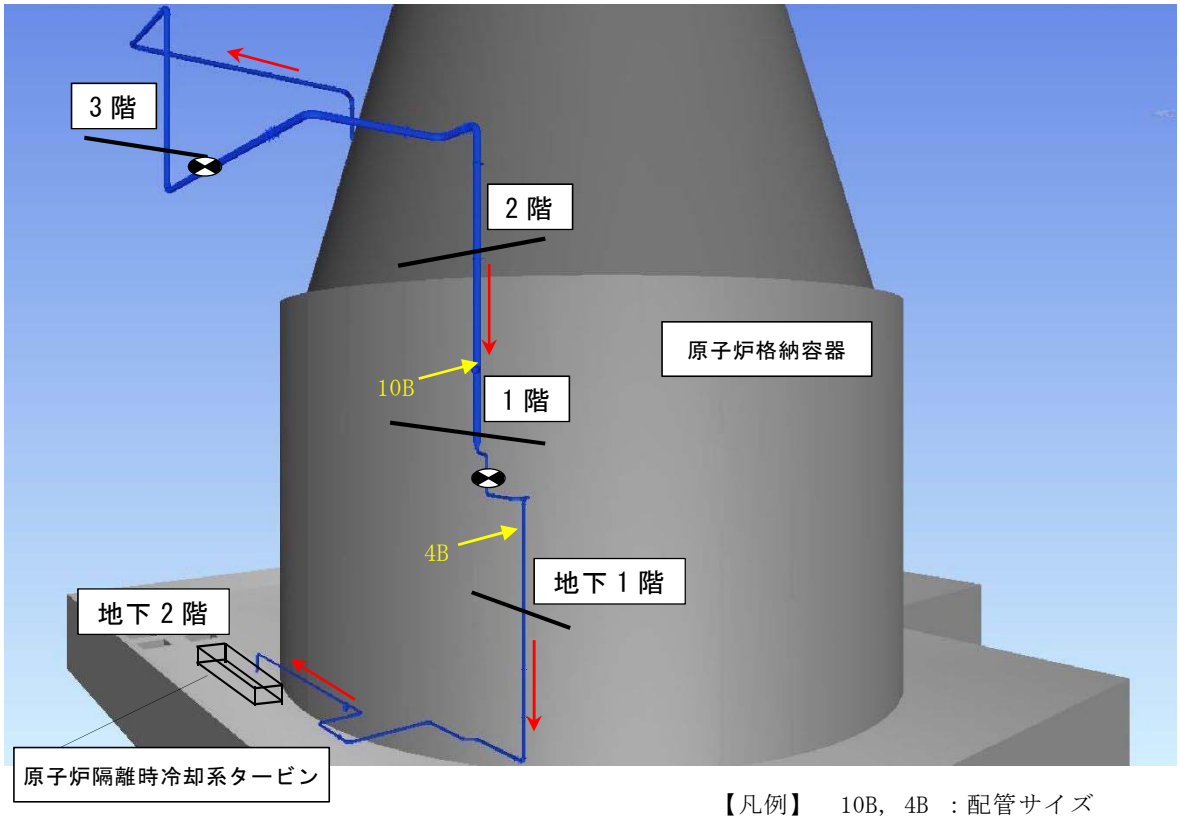


第1図　対策前のサポート設置例

熱応力が許容値を超える箇所については，要因となる拘束サポートの撤去又は拘束条件の変更を行う。
Ｙ方向（上下）：配管の自重拘束が必要な場合はハンガに変更
地震拘束が必要な場合はスナッバに変更
ＸＺ方向（水平）：地震拘束が必要な場合はスナッバに変更



第2図　対策後のサポート設置例



【凡例】　10B，4B　：配管サイズ

：ターミナルエンド

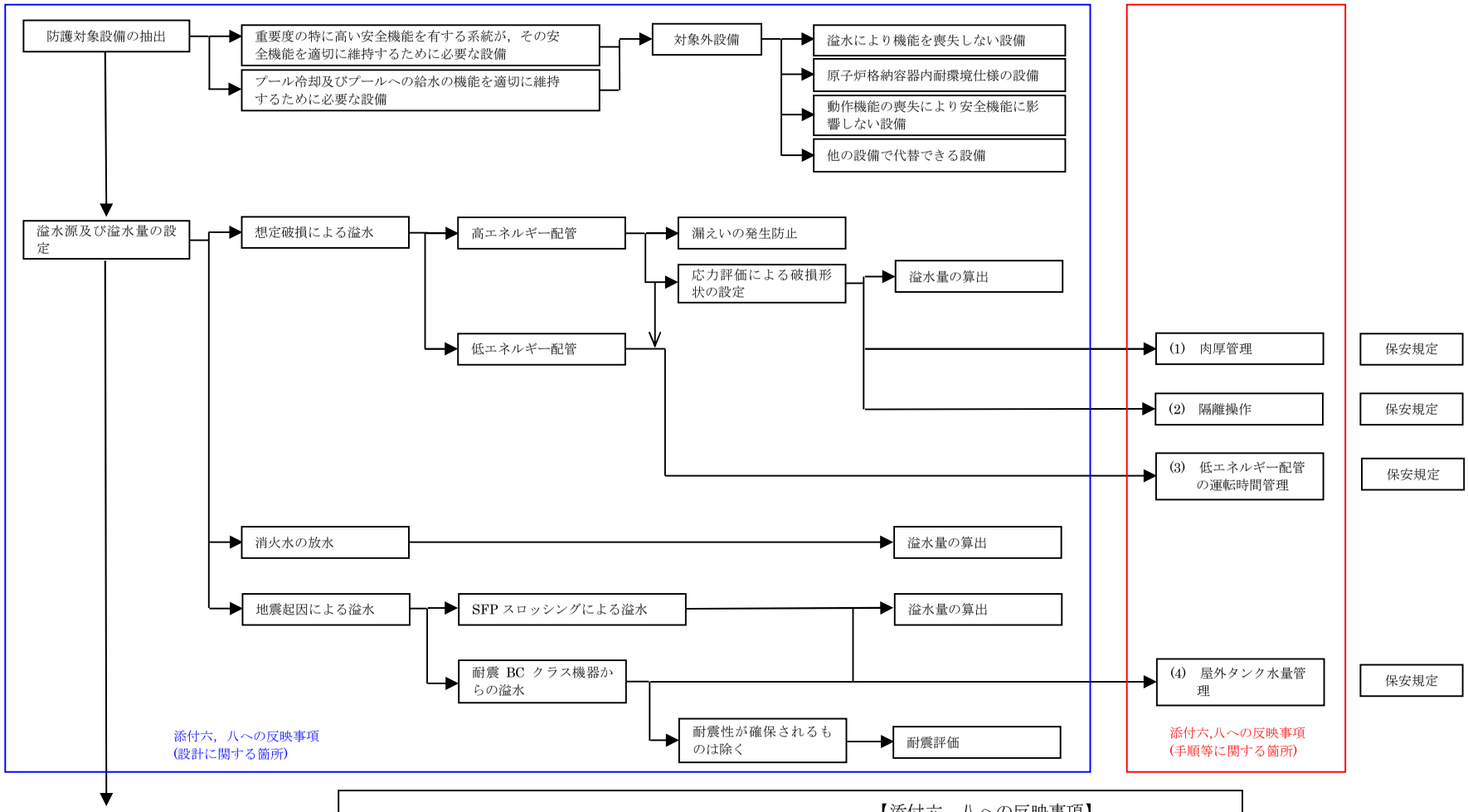
第3図　原子炉隔離時冷却系蒸気配管ルート図

別添資料２

東海第二発電所

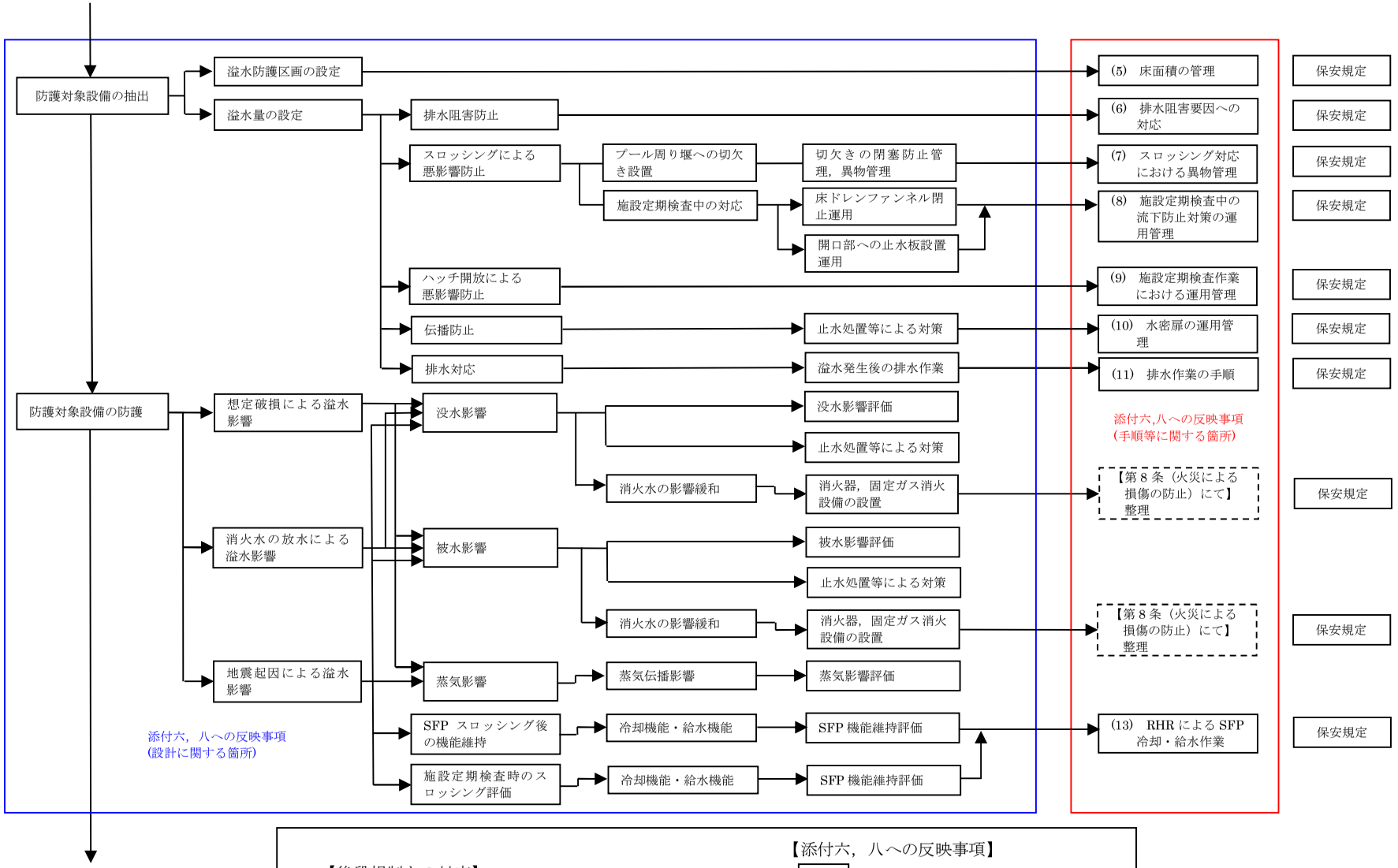
運用，手順説明資料
溢水による損傷の防止

第九条　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ない。



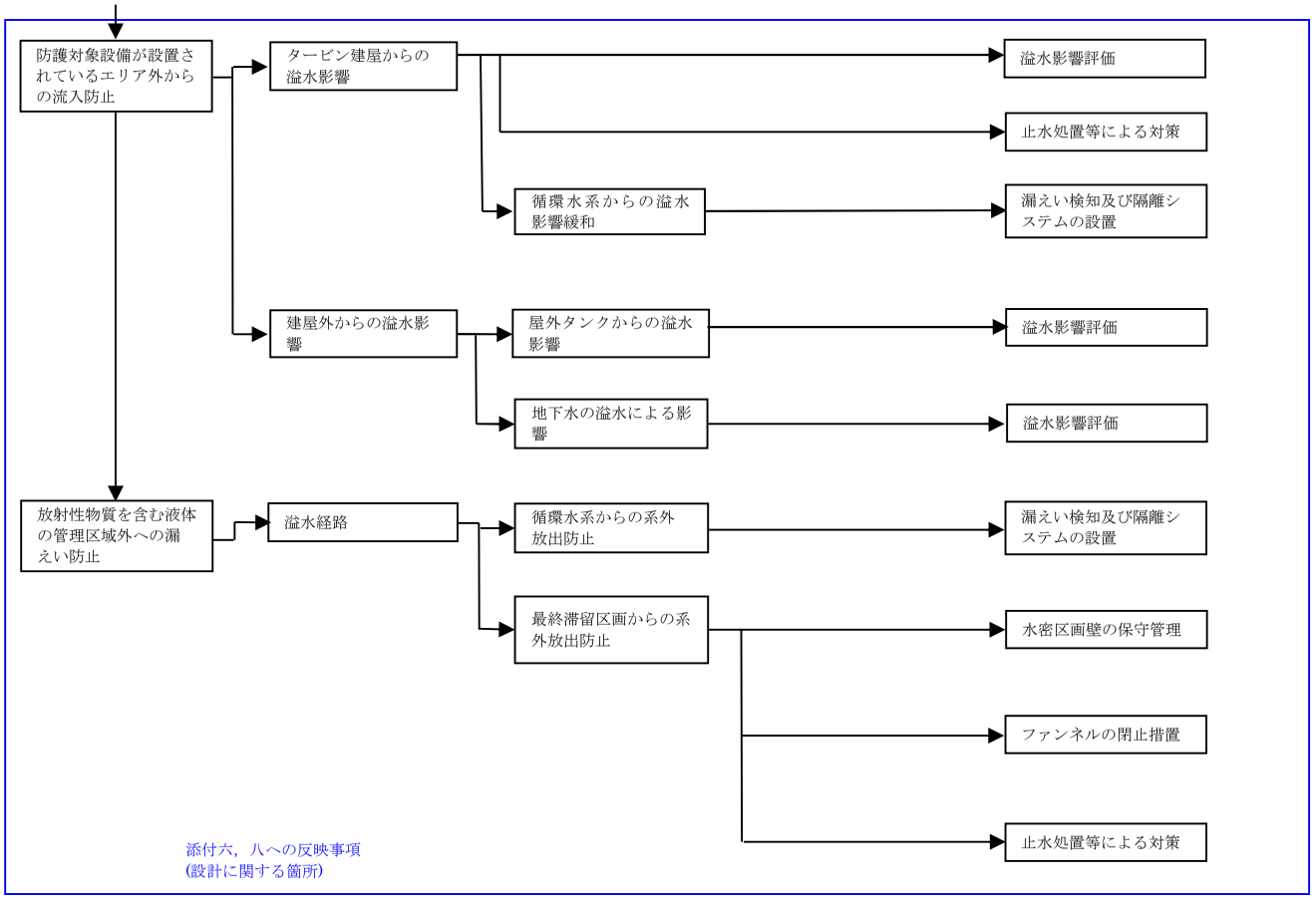
【後段規制との対応】
保安規定：運用，手順に係る事項，下位文書含む
核防規定：下位文書含む

【添付六，八への反映事項】
：添付六，八に反映
：当該条文に該当なし
（他条文での反映事項他）



【後段規制との対応】
保安規定：運用，手順に係る事項，下位文書含む
核防規定：下位文書含む

【添付六，八への反映事項】
：添付六，八に反映
：当該条文に該当なし
（他条文での反映事項他）



添付六,八への反映事項
(手順等に関する箇所)

【後段規制との対応】
保安規定：運用，手順に係る事項，下位文書含む
核防規定：下位文書含む

【添付六，八への反映事項】
：添付六，八に反映
：当該条文に該当なし
（他条文での反映事項他）

別添２ 第１表　運用，手順に関わる対策等（設計基準）（1/2）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第九条 溢水による損傷の防止	(1) 肉厚管理	運用・手順	—
		体制	（保修室員による肉厚管理）
		保守・点検	配管の破損評価において，応力評価の結果により破損の想定を行う場合は，評価結果に影響するような減肉がないことを継続的な肉厚管理で確
		教育・訓練	—
	(2) 隔離操作	運用・手順	溢水発生時における，隔離手順を定める
		体制	（運転員による隔離操作）
		保守・点検	—
		教育・訓練	溢水発生時の対応訓練を実施する
	(3) 低エネルギー配管の運転時間管理	運用・手順	残留熱除去系（海水系含む），高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系，ほう酸水注入系の低エネルギ配管としての運転時間を管理する
		体制	（運転員による運転時間管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	(4) 屋外タンク水量管理	運用・手順	内部溢水評価で用いる屋外タンクの水量を管理する
		体制	（運転員，保修室員による運用管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	(5) 床面積の管理	運用・手順	溢水防護区画の溢水水位に影響を及ぼす資機材の持ち込み等に対して溢水評価への影響確認を実施する
		体制	（運転員，保全員による床面積管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	(6) 排水阻害要因への対応	運用・手順	ハッチ等，排水を期待する箇所からの排水を阻害する要因に対し，適切な運用を実施する
		体制	（運転員，保修室員による運用管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	(7) スロッシングによる悪影響防止	運用・手順	スロッシング対応として，施設定期検査前にプール廻り堰の切欠きに閉塞等のないことの確認及び異物混入防止対策を実施する
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	（作業等の関係者について，関連する教育を定期的に実施）
	(8) 施設定期検査中におけるスロッシング対策	運用・手順	施設定期検査中のスロッシング対策として，溢水拡大防止堰の上に止水板を設置し，かつ，原子炉棟6階西側床ドレンファンネルを閉止する運用※とする
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	(9) 施設定期検査作業時における運用管理	運用・手順	施設定期検査作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等，影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても，その状態を
		体制	（運転員，保修室員による運用管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

※ 運用を行う詳細な期間及び作業の内容は以下とする。
プラント停止直後より格納容器上蓋開放までに止水板及びファンネル閉止装置の取付けを行い，原子炉復旧のための原子炉ウェル及びＤＳＰの水抜き終了後，格納容器上蓋復旧時に，取外しを行う。

別添２ 第１表　運用，手順に関わる対策等（設計基準）（2/2）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
	(10) 水密扉の運用管理	運用・手順	水密扉の確実な閉止操作，閉止状態の確認，及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作手順等を定める
		体制	（運転員，保修室員による運用管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	(11) 排水手順	運用・手順	溢水発生後の滞留区画等での排水作業手順を定める。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	溢水発生時の対応訓練を実施する
	(13) RHRによるSFP冷却・給水対応	運用・手順	燃料プール冷却浄化系が機能喪失した場合の，残留熱除去系による使用済燃料プールの冷却・給水操作手順を定める
		体制	（運転員による系統操作）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

別添資料３

東海第二発電所

内部溢水影響評価における
確認プロセスについて

1. はじめに

本資料は，東海第二発電所における内部溢水防護に係る評価内容の確認プロセスの概要をまとめたものである。

内部溢水防護評価に係る要求事項は以下のとおりである。

2. 基準要求

【第９条】

設置許可基準第９条（溢水による損傷の防止等）にて，安全施設は発電用原子炉施設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よう要求されている。また解釈により，「「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，使用済燃料貯蔵タンクにおいては，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。」と規定されている。

また，「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（平成26年8月6日原規技発第1408064号 原子力規制委員会決定）」（以下「溢水評価ガイド」という。）の要求事項に基づき，発電用原子炉施設内に設置された機器の破損，消火系統の作動，地震に起因する機器の破損（使用済燃料プールのスロッシングを含む）により発生する溢水に対し，原子炉施設の安全性を損なうことのないよう，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する。

溢水評価ガイドに基づき，防護の考え方は以下のとおりである。

・想定する機器の破損等により生じる溢水に対し，影響を受けて原子炉施設の安全性を損なうことがない設計とする。

・想定される消火水の放水による溢水に対し，影響を受けて原子炉施設の安

全性を損なうことがない設計とする。

・地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料ピットのスロッシングを含む）については，機器の耐震性能を評価するとともに，溢水源とした設備の破損により生じる溢水影響を受けて原子炉施設の安全性を損なうことがない設計とする。

3. 内部溢水影響評価のプロセス

内部溢水影響評価では，プラントメーカ等へ評価委託を実施するとともに，併せて当社で現場確認，図面，設計資料の確認を実施している。具体的には，溢水影響評価に係る溢水源，溢水経路，防護対象設備の機能喪失高さ等を現場状況も含めて確認している。確認内容を第1表に示す。

なお，今後，当社において溢水影響評価に変更を及ぼす恐れのある工事及び資機材管理について現場状況を確認したうえで，記録も含めて管理を実施する。

4.　今後の対応

(1) 資機材の持込み等に対する管理

溢水評価区画において，資機材の持込み等により評価条件としている火災荷重及び滞留面積に見直しがある場合は，溢水評価への影響確認を行う。

(2) 水密扉に対する管理

水密扉については，開放後の確実な閉止操作，中央制御室における閉止状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順等を予め整備し，的確に実施する。

第 1 表　内部溢水影響評価の具体的な確認内容(1／2)

	項 目	メーカ等での 委託実施内容	当社での実施内容
1	溢水源の想定	―	① 溢水源となりうる機器を系統図，配置図より抽出しリスト化。
2	溢水源の算出	―	① 溢水源の特定。溢水源となる機器は，現場確認にて配置状況を確認。
3	防護対象設備の選定	―	① 防護対象設備を，系統図，配置図，展開接続図等から抽出。 ② 抽出した防護対象設備について現場確認にて配置を確認。
4	溢水防護区画の設定	―	① 設計図書又は現地施工図により，壁，堰又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離され，溢水防護の観点から１つの単位と考えられる区画を設定。 ② 現場確認にて堰等の設置状況が図面と相違ないことを確認。また，防護対象設備と溢水防護区画を確認。
5	溢水経路の設定	―	① 溢水源からの溢水経路を設定。溢水経路に対して，壁，堰，階段，機器ハッチ等を現場にて確認。 ② 必要な対策を反映した溢水経路の設定。没水，被水，蒸気の評価において，必要な対策の検討及び実施（水密扉，堰，逆止弁等）。
6	評価項目の算出 (1)滞留面積	① CAD データより壁，柱及びコンクリート基礎，機器等を除いた面積を算出。	① 建築図面と CAD 図面の確認を行うとともに，算出された滞留面積を確認。 ② 現場における常設物品が，滞留面積に与える影響を現場調査にて確認。
	評価項目の算出 (2)床勾配	―	① 建築図面から床勾配の有無を確認し，床勾配を考慮して溢水水位を算出。
	評価項目の算出 (3)運転時間	―	① 高エネルギーに分類される系統の運転実績をプラントの運転開始時から調査。

第 1 表　内部溢水影響評価の具体的な確認内容(2／2)

	項 目	メーカ等での 委託実施内容	当社での実施内容
6	評価項目の算出 (4)機能喪失高さ	―	① 設計図面により，個々の設備毎の機能喪失高さを特定。 ② 設置状況の確認及び機能喪失高さの確認を現場確認も含め図面にて実施。 ③ 確認結果より機能喪失高さを設定。
	評価項目の算出 (5)系統保有水量	① 対象となる配管施工図より系統保有水を算出。 ② 配管施工図を CAD 化し，区画毎の配管敷設状況図を作成。	① 系統保有水量を算出する配管施工図，機器図等を設計図面より選定。 ② 系統保有水の積算結果を確認。 ③ 地震起因による溢水量を区画毎に，配管保有水量から積算。
7	溢水影響評価の実施	―	① 発電所内で発生した溢水に対して，防護対象設備が要求事項（設備の機能維持）を満足することを確認。 ② 防護対象設備が要求事項を満足することを確認（水位等の裕度を考慮した評価及び防護対策の検討を実施）。
8	溢水影響評価の判定	―	① 内部溢水に対して，防護対象設備がその安全機能を失わないことを評価。

その他個別評価事項

	項 目	メーカ等での 委託実施内容	当社での実施内容
1	スロッシング解析	スロッシング時の溢水量算出	メーカの算出結果を確認し，保守的な溢水量を設定。
2	耐震解析評価	耐震Ｂ，Ｃクラス機器の耐震評価	メーカ等の耐震評価結果より溢水源としない系統を選定。
3	敷地内 浸水解析	屋外タンク破損時の敷地内浸水解析	浸水解析結果を確認し，防護対策の妥当性を確認。

東海第二発電所

誤操作の防止

第 10 条：誤操作の防止

目　　次

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

1.2　追加要求事項に対する適合性（手順等含む）

(1)　位置，構造及び設備

(2)　安全設計方針

(3)　適合性説明

1.3　気象等

1.4　設備等（手順等含む）

2.　追加要求事項に対する適合方針

2.1　現場操作が必要となる操作の抽出

2.2　環境条件の抽出

2.3　環境条件下における操作の容易性

(1)　中央制御室における操作の容易性（環境条件に対する考慮）

(2)　中央制御室以外における操作の容易性（環境条件に対する考慮）

2.4　誤操作防止対策

2.4.1　中央制御室の誤操作防止対策

2.4.2　中央制御室以外の誤操作防止対策

2.4.3　その他の誤操作防止対策

3.　別紙

別紙 1　現場操作の確認結果について

別紙 2　制御盤等の設計方針に関する実運用への反映について

別紙 3　新規制基準適合申請に係る設計基準対象追加設備の誤操作防止につ

いて（設置許可基準規則第 10 条第 1 項への適合性）

4. 別添

別添　東海第二発電所　運用，手順説明資料　誤操作の防止

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

誤操作の防止について，設置許可基準規則第 10 条及び技術基準規則第 38 条における追加要求事項を明確化する（第 1.1－1 表）。

第 1.1－1 表　設置許可基準規則第 10 条及び技術基準規則第 38 条　要求事項

設置許可基準規則 第 10 条（誤操作の防止）	技術基準規則 第 38 条（原子炉制御室等）	備考
設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。	２　原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。	変更なし
２　安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。	－	追加要求事項

1.2　追加要求事項に対する適合性（手順等含む）

(1)　位置，構造及び設備

ロ　発電用原子炉施設の一般構造

(3)　その他の主要な構造

（ⅰ）　本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

ａ．設計基準対象施設

(e)　誤操作の防止

設計基準対象施設は，プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して，色分けや銘板取り付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置，中央監視操作の盤面配置，理解しやすい表示方法とするとともに施錠管理を行い，運転員の誤操作を防止する設計とする。

また，中央制御室は耐震性を有する原子炉建屋付属棟内に設置し，放射線防護措置（遮蔽及び換気空調設備の閉回路循環運転の実施），火災防護措置（感知・消火設備の設置），照明用電源の確保措置を講じ，環境条件を想定しても，運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作することができる設計とするとともに，現場操作についても同様な環境条件を想定しても，設備を容易に操作することができる設計とする。

【審査資料（2.1：10条－15）（2.2：10条－15～18）
（2.3：10条－19～28）（2.4：10条－29～44)】

(2)　安全設計方針

1.1.1　安全設計の基本方針

1.1.1.10　誤操作の防止

(1)　設計方針

設計基準対象施設は，設計，製作，建設及び試験検査を通じて，信頼性の高いものとし，運転員の誤操作等による異常状態に対しては，警報により，運転員が措置し得るようにするとともに，もし，これらの修正動作が取られない場合にも，発電用原子炉の固有の安全性及び安全保護回路の動作により，過渡変化を収束させる設計とする。

設計基準対象施設は，運転員の誤操作を防止する設計とする。

安全施設は，操作が必要となる埋由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件下においても，運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室及び中央制御室以外の操作場所において，容易に操作することができる設計とする。

【審査資料（2.1：10条－15）（2.2：10条－15～18）
（2.3：10条－19～28）（2.4：10条－29～44)】

(2)　手順等

誤操作防止に関して，以下の内容を含む手順を定め，適切に管理を行う。

ａ．現場手動弁の銘板取り付け及び保守・点検作業に係る識別管理方法を定めるとともに，弁・機器の施錠管理方法を定め運用する。

ｂ．中央制御室換気系の閉回路循環運転に関する運転手順については「1.7.7 火山防護に関する基本方針」及び「1.7.9 外部火災防護に

関する基本方針」に示す。

c．防火・防災管理業務及び初期消火活動のための体制及び運用方法等については「10.5 火災防護設備」に示す。

d．地震発生時は，操作を中止し身体及びプラントの安全確保に努めるよう社内規程類に定め運用する。

(3)　適合性説明

（誤操作の防止）

第十条　設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。 ２　安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。

適合のための設計方針

第１項について

運転員の誤操作を防止するため，盤の配置，操作器具等の操作性に留意するとともに，状態表示及び警報表示により発電用原子炉施設の状態が正確，かつ迅速に把握できる設計とする。また，保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故発生後，ある時間までは，運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保される設計とする。

さらに，その他の安全施設の操作などについても，プラントの安全上重要な機能を損なうおそれがある機器・弁やプラント外部の環境に影響を与えるおそれのある現場弁等に対して，色分けや銘板取り付けによる識別管理を行うとともに，施錠管理により誤操作を防止する設計とする。

【審査資料（2.4.1：10条－29～38）（2.4.2：10条－39～43）
（2.4.3：10条－44）（別紙3：10条－別紙3－1～3－9)】

第２項について

発電用原子炉の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応操作に必要な各種指示の確認，発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護回路及び工学的安全施設関係の操作盤は，中央制御室から操作が可能な設計

とする。

また，中央制御室の制御盤は，盤面器具（指示計，記録計，操作器具，表示装置，警報表示）を系統ごとにグループ化して主制御盤に集約し，操作器具の統一化（色，形状，大きさ等の視覚的要素での識別），並びに，操作器具の操作方法に統一性を持たせることで，通常運転，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに，容易に操作ができる設計とする。

【審査資料（2.4.1：10条－29～38)】

中央制御室以外における操作が必要な安全施設について，プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して，色分けや銘板取り付けなどの識別管理や視認性の向上を行い，運転員の操作を容易にする設計とする。

【審査資料（2.4.2：10条－39～43)】

当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失並びにばい煙，有毒ガス，降下火砕物及び凍結による操作雰囲気の悪化）を想定しても，運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室において容易に操作することができる設計とするとともに，現場操作についても運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し，適切な対応を行うことにより容易に操作することができる設計とする。

【審査資料（2.1：10条－15）（2.2：10条－15～18)】

想定される環境条件とその措置は次のとおり。

（地震）

中央制御室及び制御盤は，耐震Ｓクラスの原子炉建屋付属棟内に設置し，基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。また，制御盤は床等に固定することにより，地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに，制御盤に手摺を設置するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じることにより，地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器具への誤接触を防止できる設計とする。

現場操作については，操作対象設備が耐震Ｓクラスの原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟内に設置されており，基準地震動による地震力に対して機能喪失しない設計とする。

【審査資料（2.3(1)：10条－19～25）(2.3(2)：10条－25～28)】

（内部火災）

中央制御室に粉末消火器又は二酸化炭素消火器を設置するとともに，常駐する運転員によって火災感知器及び火災報知設備による早期の火災感知を可能とし，火災が発生した場合の運転員の対応を社内規程類に定め，運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

また，中央制御室床下コンクリートピット内にハロゲン化物自動消火設備（局所）を設置するとともに，火災が発生した場合には高感度煙感知器や中央制御室の火災感知器により感知し，運転員による速やかな消火を行うことで，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

現場操作が必要となる対象設備は，「1.5.1　設計基準対象施設の火災防

護に関する基本方針」による設計とすることで，火災発生防止，火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の措置を講じ，容易に操作できる設計とする。

【審査資料（2.3(1)：10条－19～25）（2.3(2)：10条－25～28)】

（内部溢水）

中央制御室内には溢水源となる機器を設けない設計とする。また，火災が発生したとしても，運転員が火災状況を確認し，粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行うことで，消火水による溢水により運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

現場操作が必要となる対象設備は，「1.6　溢水防護に関する基本方針」による設計とすることで，溢水が発生した場合においても安全機能を損なわず，容易に操作できる設計とする。

【審査資料（2.3(1)：10条－19～25）（2.3(2)：10条－25～28)】

（外部電源喪失）

中央制御室における運転操作に必要な照明は，地震，竜巻・風（台風），積雪，落雷，外部火災（森林火災）及び降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には，非常用ディーゼル発電機が起動することにより，操作に必要な照明用電源を確保し，容易に操作ができる設計とする。

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間においても操作できるように，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置することにより，容易に操作ができる設計とする。

現場操作が必要となる対象設備は，「10.11　安全避難通路等」による設計とすることで必要な照明を確保し，容易に操作できる設計とする。

【審査資料（2.3(1)：10条－19～25）（2.3(2)：10条－25～28)】

（ばい煙等による操作雰囲気の悪化）

外部火災により発生するばい煙，有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気の悪化に対しては，中央制御室換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し，閉回路循環運転を行うことで外気を遮断することから，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

建屋内の現場操作に対しては，外気取り入れ運転を行っている建屋換気系の外気取り入れ口にフィルタを設置しているため，運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。また，建屋換気系を停止することにより外気取り入れを遮断し，運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。

【審査資料（2.3(1)：10条－19～25）（2.3(2)：10条－25～28)】

（凍結による操作環境への影響）

中央制御室の換気系により環境温度が維持されることで，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

建屋内の現場操作に対しては，建屋換気系により環境温度が維持されるため，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

【審査資料（2.3(1)：10条－19～25）（2.3(2)：10条－25～28)】

1.3　気象等

該当なし

1.4　設備等（手順等含む）

6.10　制御室

6.10.1　通常運転時等

6.10.1.2　設計方針

(1)　発電用原子炉施設の主要な計測及び制御装置は，中央制御室に配置し，集中的に監視及び制御が行えるようにする。また，制御盤は誤操作，誤判断を防止でき，かつ，操作が容易に行えるように人間工学的な観点からの考慮を行う設計とする。また，中央制御室にて同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失，ばい煙や有毒ガス，降下火砕物による操作雰囲気の悪化及び凍結）を想定しても安全施設を容易に操作することができる設計とする。

【審査資料（2.1：10条－15）（2.2：10条－15～18）
（2.3：10条－19～28）（2.4：10条－29～44)】

6.10.1.4　主要設備

6.10.1.4.1　中央制御室

中央制御室は，原子炉建屋付属棟内に設置し，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に，従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう，これに連絡する通路及び出入りするための区域を多重化する。また，中央制御室内にとどまり必要な操作，措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し，運転員の勤務形態を考慮し，事故後30日間において，運転員が中央制御室に入り，とどまっても，中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量，中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室換気系等の機能とあいまって，「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」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術

基準に関する規則の解釈」に示される 100mSv を下回るように遮蔽を設ける。換気系統は他と独立して設け，事故時には外気との連絡口を遮断し，高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環運転とし運転員その他従事者を過度の被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり，室内の雰囲気が悪くなった場合には，外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。また，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障のない範囲であることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握するため遠隔操作及び暗視機能等を持った監視カメラを設置し，中央制御室で監視できる設計とする。

中央制御室は，当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失，ばい煙及び有毒ガス，降下火砕物による操作雰囲気の悪化並びに凍結）を想定しても，適切な措置を講じることにより運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作ができるものとする。

【審査資料（2.1：10条－15）（2.2：10条－15～18）
（2.3：10 条－19～28)】

中央制御室で想定される環境条件とその措置は次のとおり。

（地震）

中央制御室及び制御盤は，耐震性を有する原子炉建屋付属棟内に設置し，基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。ま

た，制御盤は床等に固定することにより，地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに，主制御盤に手摺を設置するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じることにより，地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止できる設計とする。

【審査資料（2.3(1)：10 条－19～25)】

(内部火災)

中央制御室に粉末消火器又は二酸化炭素消火器を設置するとともに，常駐する運転員によって火災感知器による早期の火災感知を可能とし，火災が発生した場合の運転員の対応を社内規程に定め，運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。また，中央制御室床下コンクリートピットに火災感知器及び手動操作により早期の起動も可能なハロゲン化物自動消火設備（局所）を設置することにより，火災が発生した場合に運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

【審査資料（2.3(1)：10 条－19～25)】

(内部溢水)

中央制御室内には溢水源となる機器を設けない設計とする。また，火災が発生したとしても，運転員が火災状況を確認し，粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行うため，溢水源とならないことから，消火水による溢水により運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

【審査資料（2.3(1)：10 条－19～25)】

(外部電源喪失)

中央制御室における運転操作に必要な照明は，地震，風（台風)，竜巻，積雪，落雷，外部火災及び降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には，非常用ディーゼル発電機が起動することにより，操作に必要な照明用電源を

確保し，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

また，直流非常灯により中央制御室における運転操作に必要な照明を確保し，容易に操作ができる設計とする。

【審査資料（2.3(1)：10 条－19～25)】

（ばい煙等による中央制御室内雰囲気の悪化）

外部火災により発生する燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気の悪化に対しては，手動で中央制御室換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し，閉回路循環運転を行うことで外気を遮断することにより，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

【審査資料（2.3(1)：10 条－19～25)】

（凍結による操作環境への影響）

中央制御室の換気系により環境温度が維持されることで，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

【審査資料（2.3(1)：10 条－19～25)】

2.　追加要求事項に対する適合方針

2.1　現場操作が必要となる操作の抽出

安全施設のうち，中央制御室での操作のみならず，中央制御室以外の設計基準対象施設の現場操作を抽出し，現場操作場所を特定する。

具体的には，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故（以下「設計基準事故等」という。）時に必要な操作（事象発生から冷温停止まで）のうち，事象の拡大防止，あるいは，事象を収束させるために必要な操作を抽出する。また，新規制基準適合性に係る審査において必要な現場操作についても，安全施設が安全機能を損なわないために必要な操作を抽出する。

抽出結果は以下のとおり。

・中央制御室における操作

・原子炉保護系母線停止操作

・使用済燃料プール冷却・注水機能復旧操作

・全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作

・中央制御室外原子炉停止操作

詳細な抽出の考え方，抽出結果，安全施設の設置場所及び当該場所までのアクセスルートを別紙１に示す。

2.2　環境条件の抽出

前節で抽出した現場操作が必要となる起因事象及び起因事象と同時にもたらされる環境条件について，抽出する。

現場操作が必要となる起因事象として，地震，津波，設置許可基準規則第6条に示す設計基準事象，内部火災，内部溢水，設計基準事故等を想定する。

これらの起因事象と同時にもたらされる環境条件について，中央制御室における環境条件を第 2.2－1 表に，中央制御室以外の場所における環境条件を第 2.2－2 表に示す。

第 2.2－1 表　中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応（1／2）

起因事象	同時にもたらされる 中央制御室の環境条件	中央制御室での操作性（操作の容易性） を確保するための設計方針
内部火災 （地震起因含む）	火災による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火できるよう，「運転員が火災状況を確認し，粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う。」ことを社内規程類に定めることとし，中央制御室の機能を維持する（詳細については，設置許可基準規則第 8 条「火災による損傷の防止」に関する審査資料を参照。）。
内部溢水 （地震起因含む）	溢水による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室内には溢水源がない設計とする。 火災が発生したとしても，「運転員が火災状況を確認し，粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う。」ことを社内規程類に定めることとし，消火水による溢水の影響がない設計とする。 蒸気配管破断が発生した場合も，漏えいした蒸気の影響がない設計とする（詳細については，設置許可基準規則第 9 条「溢水による損傷の防止等」に関する審査資料を参照。）。
地震	余震	中央制御室は，原子炉建屋付属棟（耐震Ｓクラス）に設置し，基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計としている。 中央制御室の照明ルーバーに対し落下防止措置を講じている。 余震時には，運転員は運転員机又は制御盤のデスク部下端に掴まることで体勢を維持し，指示計，記録計等による発電用原子炉施設の監視を行うことができる。今後，余震時における運転員の更なる安全確保を考慮し制御盤に手摺を設置する。

第 2.2－1 表　中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応（2／2）

<table>
<tr><th>起因事象</th><th>同時にもたらされる
中央制御室の環境条件</th><th>中央制御室での操作性（操作の容易性）
を確保するための設計方針</th></tr>
<tr><td>地震</td><td rowspan="6">外部電源喪失による
照明等の所内電源の
喪失</td><td rowspan="6">外部電源喪失においても，中央制御室の照明は，非常用ディーゼル発電機から給電され※1，蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備え，機能が喪失しない設計とする。また，蓄電池内蔵型照明を備え，機能が喪失しない設計とする（詳細については，設置許可基準規則第 11 条「安全避難通路等」に関する審査資料を参照。）。
※1　非常用ディーゼル発電機は各自然現象に対して健全性が確保される設計とする。
地　　震：耐震Ｓクラスであり，基準地震動に対して，健全性を確保する。
竜　　巻：設計基準の竜巻による複合荷重（風圧，気圧差，飛来物衝撃力）に対して，外殻その他による防護で健全性を確保する。
風（台風）：設計基準の風（台風）による風圧に対して，外殻その他による防護で健全性を確保する。
積　　雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。
落　　雷：設計基準の電撃電流値に対して，避雷設備等による防護で健全性を確保する。
外部火災：防火帯の内側に設置することにより延焼を防止し，熱影響に対しては離隔距離の確保によって健全性を確保する。また，ばい煙の侵入に対してはフィルタによる防護で健全性を確保する。
火　　山：想定する降下火砕物の堆積荷重に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。また，降下火砕物の侵入に対してはフィルタによる防護で健全性を確保する。</td></tr>
<tr><td>竜巻・
風（台風）</td></tr>
<tr><td>積雪</td></tr>
<tr><td>落雷</td></tr>
<tr><td>外部火災
（森林火災）</td></tr>
<tr><td>火山</td></tr>
<tr><td>外部火災
（森林火災）</td><td>ばい煙や有毒ガス発生による中央制御室内環境への影響</td><td rowspan="2">中央制御室の換気系について，給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し，閉回路循環運転を行うことで外気を遮断することから，中央制御室内環境への影響はない（詳細については，設置許可基準規則第 6 条「外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災），外部からの衝撃による損傷の防止（火山）」に関する審査資料を参照。）。</td></tr>
<tr><td>火山</td><td>降下火砕物による中央制御室内環境への影響</td></tr>
<tr><td>凍結</td><td>凍結による中央制御室内環境への影響</td><td>中央制御室の換気系により環境温度が維持されるため，中央制御室内環境への影響はない（詳細については，設置許可基準規則第 6 条「外部からの衝撃による損傷の防止（凍結）」に関する審査資料を参照。）。</td></tr>
</table>

第 2.2－2 表　中央制御室以外に同時にもたらされる環境条件への対応

<table>
<tr><th>起因事象</th><th>同時にもたらされる中央制御室以外※1の環境条件</th><th>中央制御室以外※1での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針</th></tr>
<tr><td>内部火災（地震起因含む）</td><td>火災による現場設備の機能喪失</td><td>現場操作が必要となる状況において，内部火災の影響はない。当該区画へのアクセスルートは複数あることから問題ない（詳細については，設置許可基準規則第 8 条「火災による損傷の防止」に関する審査資料を参照。）。</td></tr>
<tr><td>内部溢水（地震起因含む）</td><td>溢水による現場設備の機能喪失</td><td>現場操作が必要となる状況において，内部溢水の影響はない。当該区画へのアクセスルートは複数あることから問題ない（詳細については，設置許可基準規則第 9 条「溢水による損傷の防止等」に関する審査資料を参照。）。</td></tr>
<tr><td>地震</td><td>余震</td><td>地震発生時の対応として，「運転員は地震が発生した場合に操作を中止し安全確保に努める。」ことを社内規程類に定めることとしている。</td></tr>
<tr><td>竜巻・風（台風）
積雪
落雷
外部火災（森林火災）
火山</td><td>外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失</td><td>外部電源喪失時においても，現場の照明は，非常用ディーゼル発電機から給電され※2，機能が喪失することはない設計とし，また，蓄電池内蔵型照明を備えており，機能が喪失しない設計とする（詳細については，設置許可基準規則第 11 条「安全避難通路等」に関する審査資料を参照。）。
※2　各自然現象に対する非常用ディーゼル発電機の健全性確保状況については，第 2.2－1 表と同様。</td></tr>
<tr><td>外部火災（森林火災）</td><td>ばい煙や有毒ガスによる建屋内環境への影響</td><td rowspan="2">外気取り入れ運転を行っている建屋換気系は，外気取り入れ口にフィルタを設置しているため，ばい煙や降下火砕物による建屋内環境への影響はない。また，建屋換気系を停止し，外気取り入れを遮断することから建屋内環境への影響はない（詳細については，設置許可基準規則第 6 条「外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災），外部からの衝撃による損傷の防止（火山）」に関する審査資料を参照。）。</td></tr>
<tr><td>火山</td><td>降下火砕物による建屋内環境への影響</td></tr>
<tr><td>凍結</td><td>凍結による建屋内環境への影響</td><td>建屋換気系により環境温度が維持されるため，建屋内環境への影響はない（詳細については，設置許可基準規則第 6 条「外部からの衝撃による損傷の防止（凍結）」に関する審査資料を参照。）。</td></tr>
</table>

※1　中央制御室以外の現場操作の確認結果は，別紙 1 参照

2.3　環境条件下における操作の容易性

(1)　中央制御室における操作の容易性（環境条件に対する考慮）

a．中央制御室の通常時の環境

中央制御室は，運転員の居住性，監視操作性等に鑑み，以下を考慮した設計とする。

(a)　温度

中央制御室の換気系により，運転操作に適した室温（21℃～24℃）に調整可能な設計としている。

(b)　照度

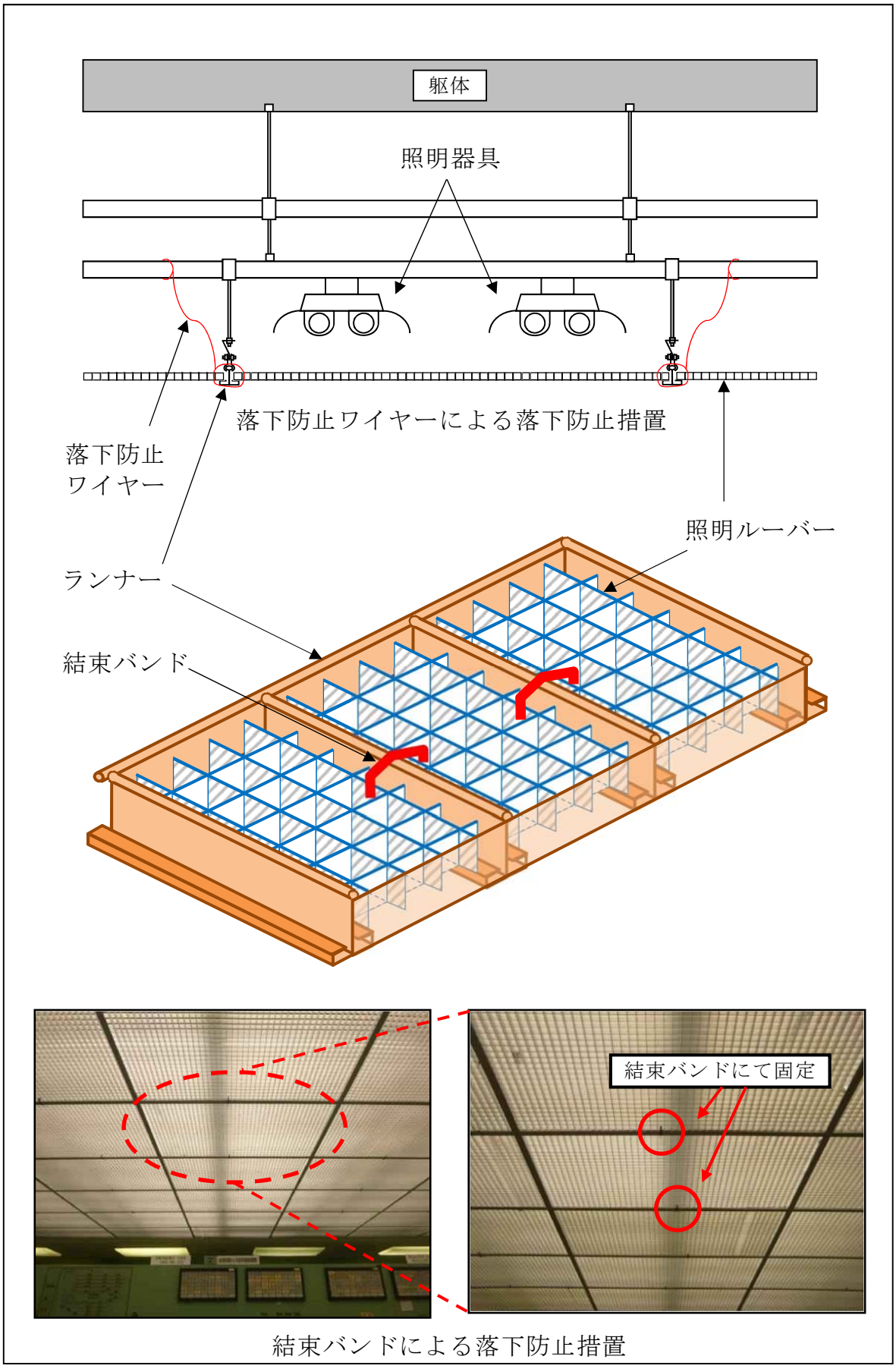
中央制御室の照明設備については，運転監視業務に加え，机上業務も考慮して運転員常駐箇所は通常 1,000 ルクスを確保可能な設計とする。

なお，不快なグレア（ディスプレイに照明が映り込むことによる見えづらさ）の軽減及び視認性を高めるため，天井に照明ルーバーを設置しており，照明ルーバーは地震等での落下を防止するため，落下防止ワイヤーの設置及び結束バンドによる固定を行う。

(c)　騒音

運転員間のコミュニケーションが適切に行えるような騒音レベルを維持できる設計（室内騒音条件として 85dB（A）未満※1の設計）とする。

※1　騒音障害防止のためのガイドラインに基づく，管理区分Ⅰ（「作業環境の継続的維持に努める」としている管理区分）となる基準値



結束バンドによる落下防止措置

第 2.3－1 図　中央制御室照明ルーバー落下防止措置

b．中央制御室の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮

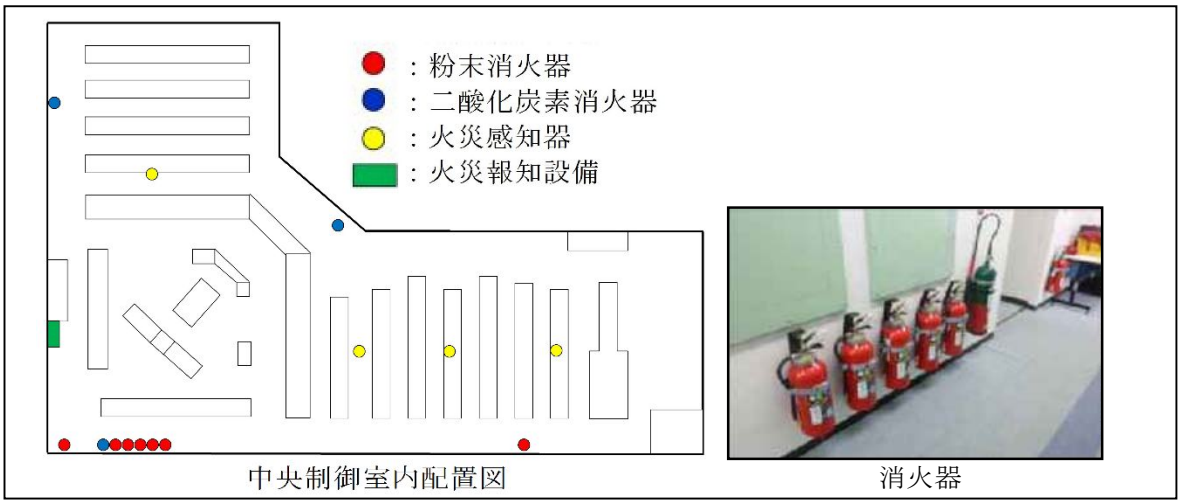
中央制御室における環境条件に対し，以下のとおり設計する。

(a)　火災による中央制御室内設備の機能喪失

中央制御室に粉末消火器又は二酸化炭素消火器を設置するとともに，常駐する運転員によって火災感知器及び火災報知設備による早期の火災感知を可能とし，火災が発生した場合の運転員の対応を社内規程類に定め，運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(b)　地震

中央制御室及び制御盤は，耐震Ｓクラスの原子炉建屋付属棟内に設置し，基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。また，制御盤は床等に固定することにより，地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに，制御盤に手摺を設置するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じることにより，地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器具への誤接触を防止できる設計とする。



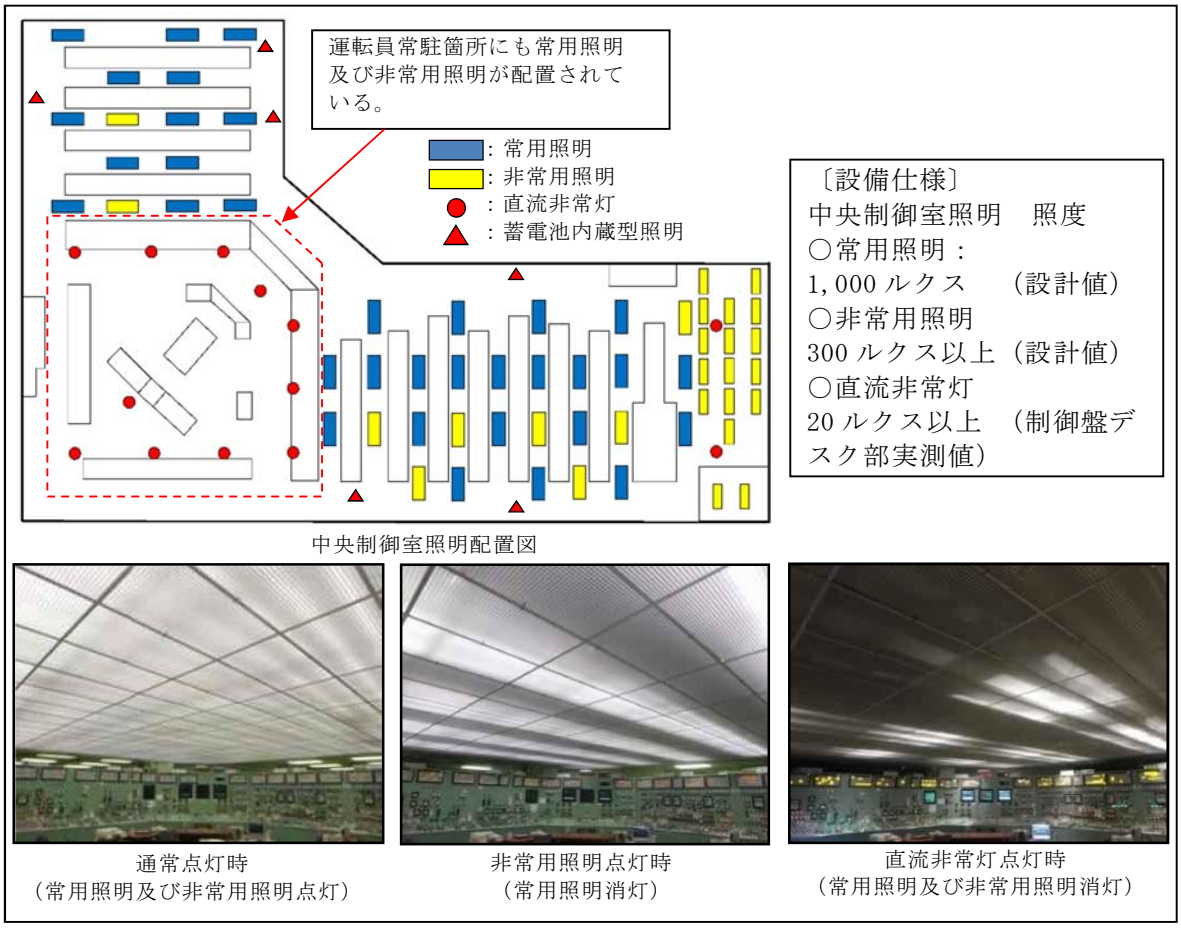
第 2.3－2 図　中央制御室の火災防護措置

(c)　外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失

中央制御室における運転操作に必要な照明は，地震，竜巻・風（台風），積雪，落雷，外部火災（森林火災）及び火山に伴い外部電源が喪失した場合には，非常用ディーゼル発電機からの給電により，操作に必要な照明用電源を確保し，容易に操作ができる設計とする。

中央制御室の照明設備については，非常用照明とし，外部電源が喪失しても照明（制御盤デスク部：300 ルクス以上）を確保する設計とする。

また，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明のほか，中央制御室には可搬型照明を配備し，操作が必要な盤面や計器等を照らすことで運転操作を可能とする。

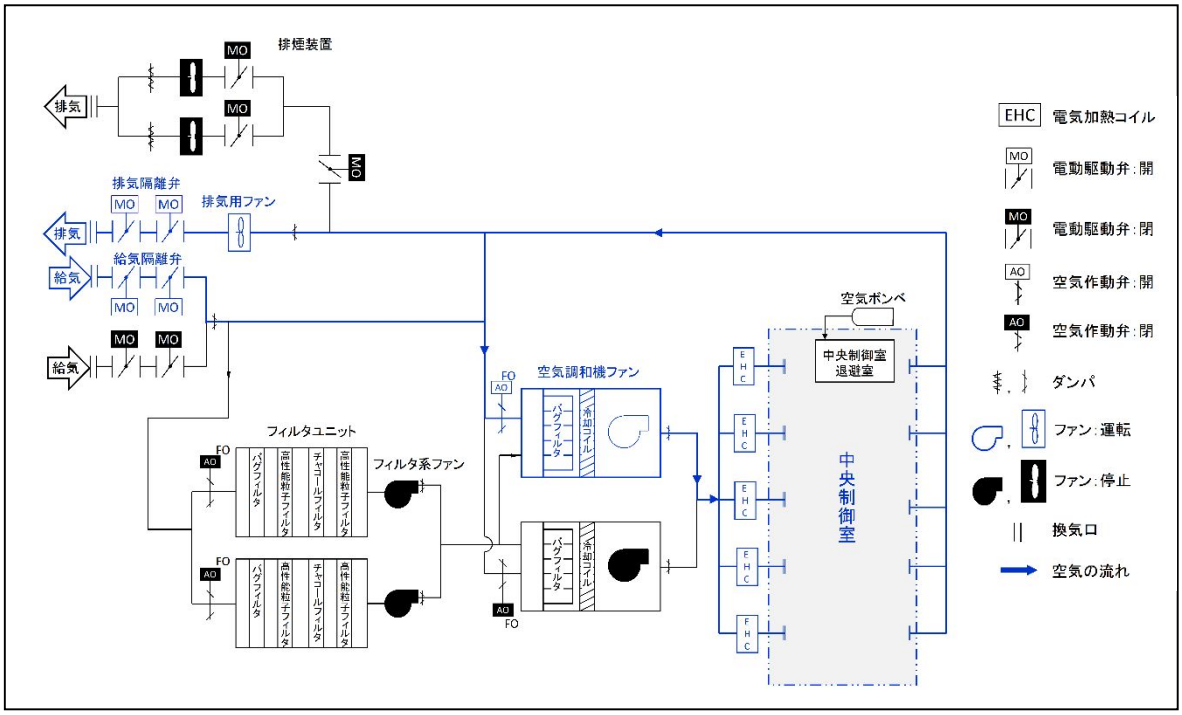


第 2.3－3 図　中央制御室の照明設備

(d)　ばい煙等の発生による中央制御室内環境への影響

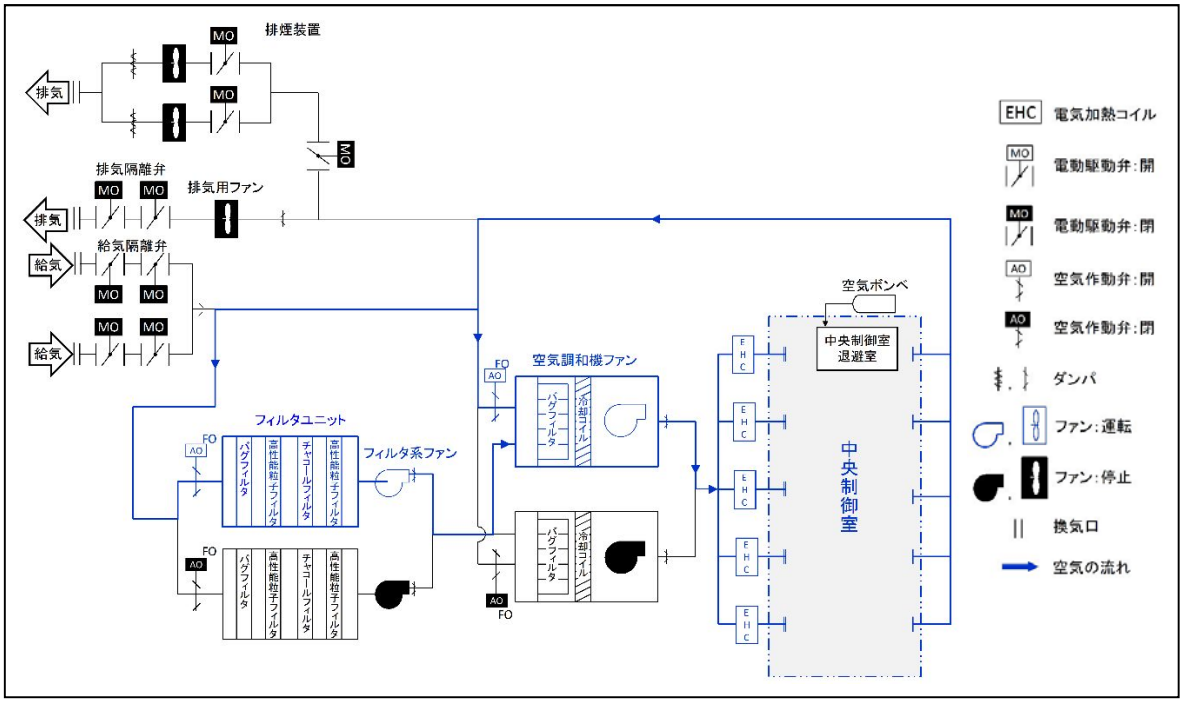
ばい煙及び有毒ガス並びに降下火砕物による中央制御室内の操作環境の悪化に対しては，手動で中央制御室換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し，閉回路循環運転を行うことで外気を遮断することから，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

・中央制御室換気系について，通常運転時は給気隔離弁，空気調和機ファン及び排気用ファンにより中央制御室の換気を行う。外気及び再循環空気は，空気調和機ファンにより中央制御室に供給し，排気用ファンにより中央制御室外に直接排気する設計とする。



第 2.3－4 図　中央制御室換気系の概要図（通常運転時）

・事故時は，給気隔離弁及び排気隔離弁を閉操作することで，外気から隔離し，室内空気を空気調和機に通して再循環する設計とする。この時，再循環空気の一部をフィルタユニットにより浄化することで，運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。外気取り入れ時には，給気隔離弁を開操作することで，外気を浄化して中央制御室内に取り入れることが可能な設計とする。



第 2.3－5 図　中央制御室換気系の概要図（閉回路循環運転時）

・ばい煙及び有毒ガス並びに降下火砕物に対しては，手動で給気隔離弁及び排気隔離弁を閉操作し，閉回路循環運転へ切り替えることで外気を遮断する設計とする。

中央制御室換気系仕様

空気調和機ファン　　台数：2台　容量：約42,500m^3／h（1台当たり）

排気用ファン　　台数：1台　容量：約3,400m^3／h（1台当たり）

フィルタ系ファン　　台数：2台　容量：約5,100m^3／h（1台当たり）

フィルタユニット　　基数：2基

高性能粒子フィルタ　　粒子除去効率：99.97%以上

チャコールフィルタ　　よう素除去効率：97%以上

(e)　内部溢水による中央制御室内環境への影響

中央制御室内には溢水源となる機器を設けない設計とする。また，火災が発生したとしても，運転員が火災状況を確認し，粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行うことで，消火水による溢水により運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(f)　凍結による中央制御室内環境への影響

中央制御室の換気系により環境温度が維持されることで，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(2)　中央制御室以外における操作の容易性（環境条件に対する考慮）

a．設計基準事象において求められる現場操作

(a)　原子炉保護系母線停止操作

火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し，原子炉をスクラムさせる必要がある場合には，現場での原子炉保護系母線停止操作が必要となる。

(b)　使用済燃料プール冷却・注水機能復旧操作

地震時の溢水の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に，残留熱除去系により使用済燃料プールの冷却及び注水機能を維持する必要があり，その際に現場での手動弁操作が必要となる。

第 2.3－1 表　燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作のための現場操作機器

操作対象機器		対象区画
機器番号	機器名称	
E12-F170A	RHR(A)-FPC ライン隔離弁	RB-3-1（MSIV-LCS マニホールド室）
E12-F170B	RHR(B)-FPC ライン隔離弁	
G41-F036	FPC 系-RHR 系連絡出口弁	RB-4-1（エレベータ正面）
G41-F016	FPC 系-RHR 系連絡入口弁	RB-4-19（FPC ポンプ室）

(c)　全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作

全交流動力電源喪失時で，非常用ディーゼル発電機又は外部電源復旧が不可能な場合に，重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備から供給するため，受電準備の現場操作として不要な負荷の切り離し操作が必要となる。

(d)　中央制御室外原子炉停止操作

火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合，中央制御室外原子炉停止装置において，原子炉スクラム後の高温状態から冷温状態に移行させる操作が必要となる。

なお，中央制御室から避難する必要がある場合，かつ，時間的余裕

がある場合は，中央制御室を出る前に原子炉スクラム操作を実施する。スクラム操作が不可能な場合は，中央制御室外において原子炉保護系論理回路の電源を遮断すること等により行うことができる設計とする。

b．中央制御室以外の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮

(a) 原子炉保護系母線停止操作

火災による原子炉保護系論理回路の励磁状態維持を想定するため，想定火災としては原子炉保護系継電器盤を発火箇所とする。

それに対し，操作場所である原子炉建屋付属棟１階（電気室）は，発火箇所である中央制御室と位置的分散がなされており，想定される環境条件においてもアクセス性に影響はなく，操作可能である。

現場において操作を行う盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し，操作対象であることを確認してから操作を行うことで，誤操作防止を図る。また，本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより，操作が実施されたことの確認も容易である。

(b) 使用済燃料プール冷却・注水機能復旧操作

溢水事象発生時に想定される環境条件（水位，温度，線量，化学薬品，照明，感電，漂流物）の観点から評価し，アクセス性に影響はなく，操作可能である。

現場弁等を操作する際に使用する工具については，現場弁等の仕様や構造に応じた適正な工具を中央制御室内及び廃棄物処理操作室近傍に配備し，操作が容易に実施可能である。

(c)　全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間においても操作できるように，蓄電池内蔵型照明を設置することにより，アクセス性に影響はなく，操作可能である。また，可搬型照明を配備していることから，必要により使用することが可能である。

全交流動力電源喪失時に負荷切り離し操作を実施する際は，当該電源盤で電源切状態を確認できることにより，操作が実施されたことの確認も容易である。なお，負荷切り離し操作を行う盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し，操作対象であることを確認してから操作を行うことで，誤操作防止を図る。

(d)　中央制御室外原子炉停止操作

火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合においても，中央制御室外原子炉停止装置は中央制御室から離れた場所に設置し位置的に分散されているため，想定される環境条件においてもアクセス性に影響はなく，操作可能である。

現場にて操作を行う制御盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し，操作対象であることを確認してから操作を行うことで，誤操作防止を図る。また，本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより，操作が実施されたことの確認も容易である。

2.4　誤操作防止対策

2.4.1　中央制御室の誤操作防止対策

発電用原子炉の設計基準事故等の対応操作に必要な各種指示の確認及び発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護回路並びに工学的安全施設関係の操作盤は，中央制御室から操作が可能な設計とする。

また，中央制御室の制御盤は，盤面器具（指示計，記録計，操作器具，表示装置，警報表示）を系統ごとにグループ化して主制御盤に集約し，操作方法に統一性を持たせ，運転員の動線や運転員間のコミュニケーションを考慮した配置とすることにより，情報共有及びプラント設備全体の情報把握を行うことで，通常運転，設計基準事故等時において運転員の誤操作を防止するとともに，容易に操作ができる設計とする。

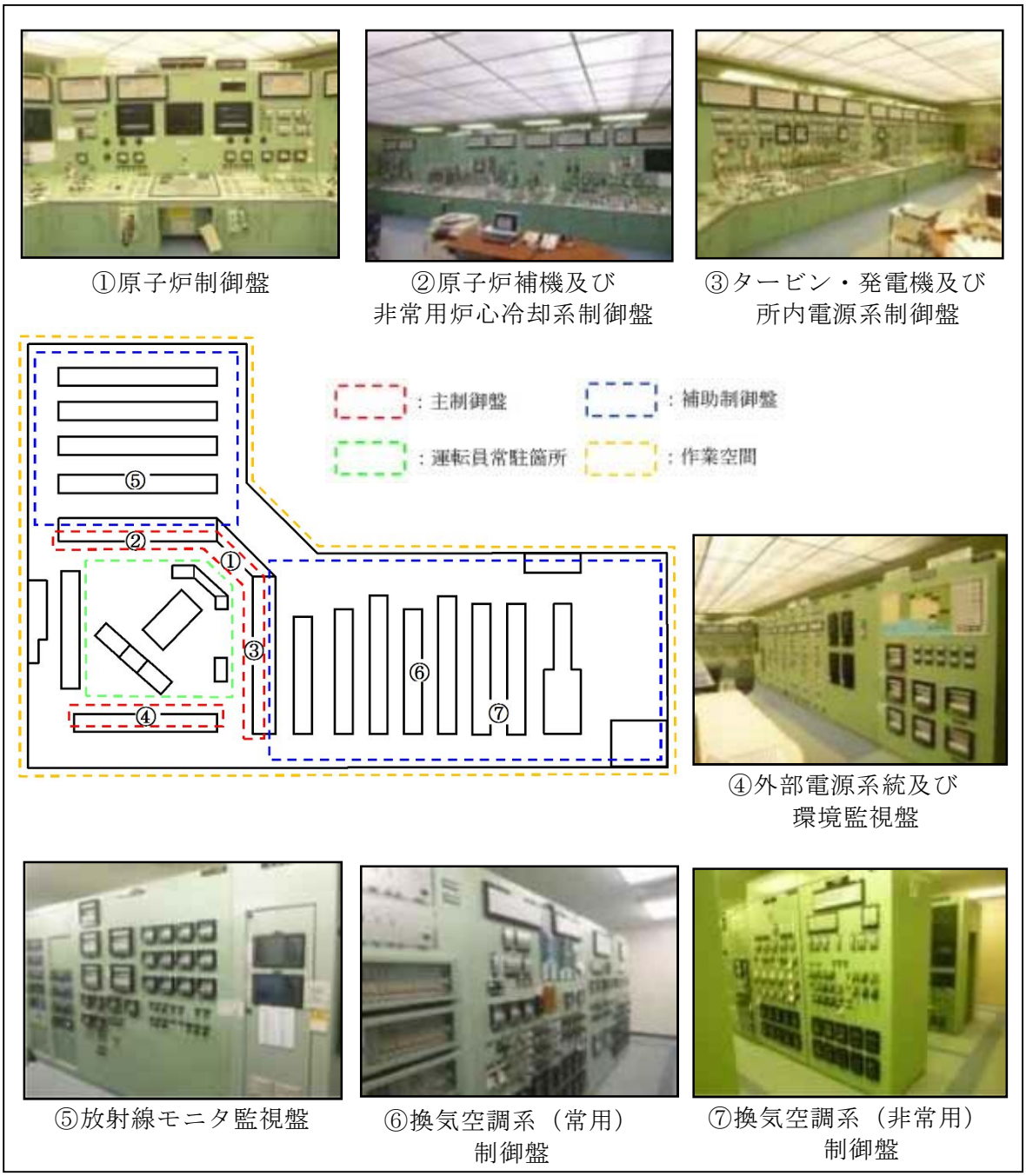
なお，運転開始以降に発生した，スリーマイルアイランド事故等から得られた運転員の誤操作防止に関する知見を反映しており，重要な指示計及び記録計の識別表示，警報の重要度に応じた色分け，ディスプレイの設置，操作器具の識別等を行っている。

(1)　視認性

ａ．中央制御室制御盤の配置

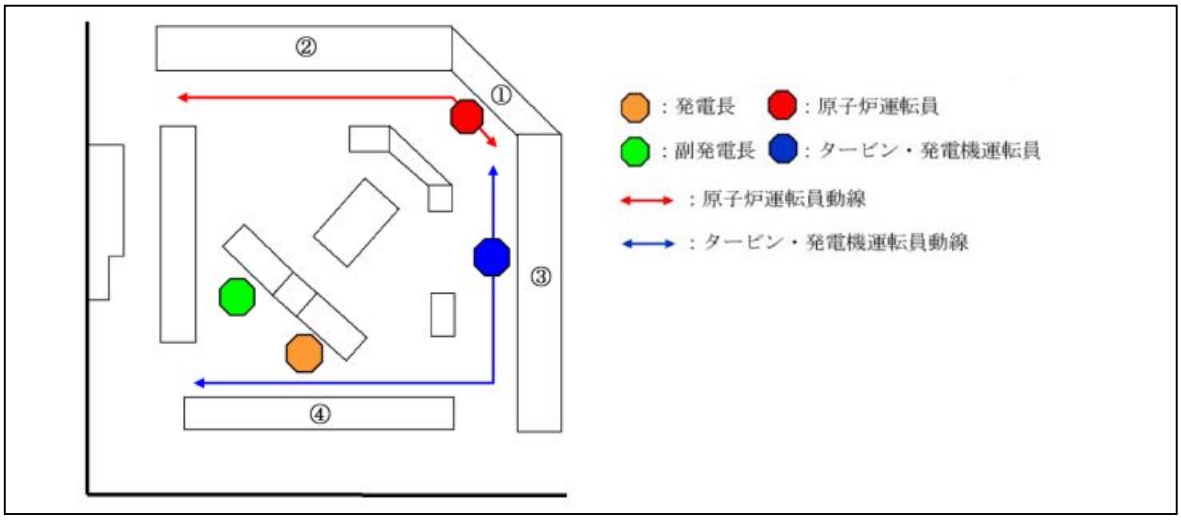
(a)　中央制御室制御盤は，主制御盤及び補助制御盤から構成されており，プラントの起動，停止及び通常運転時の監視・操作が必要なものに加え，監視・操作頻度が高いもの，また，プラントの異常時にプラントを安全に保つために必要なものについては，主制御盤に配置する。主制御盤は，左側から安全系，原子炉系，タービン・所内電源系の順で配置し，それぞれの盤面器具を集約して配列する。上記以外で

中央制御室に配置することで運転上のメリットが高いものについては，補助制御盤に配置する。



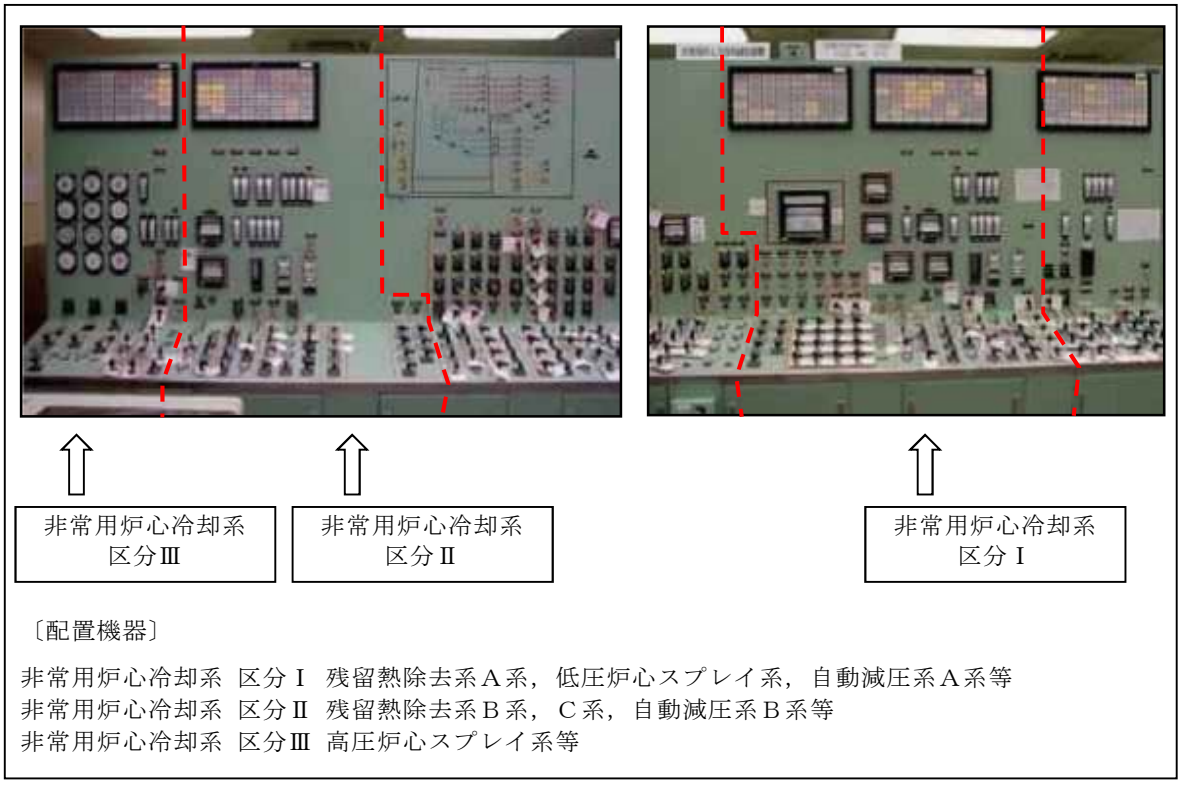
第 2.4.1－1 図　中央制御室の制御盤配置

(b)　主制御盤は，集中して運転操作及び監視が可能であり，運転員の動線やコミュニケーションを考慮した配置となっている。



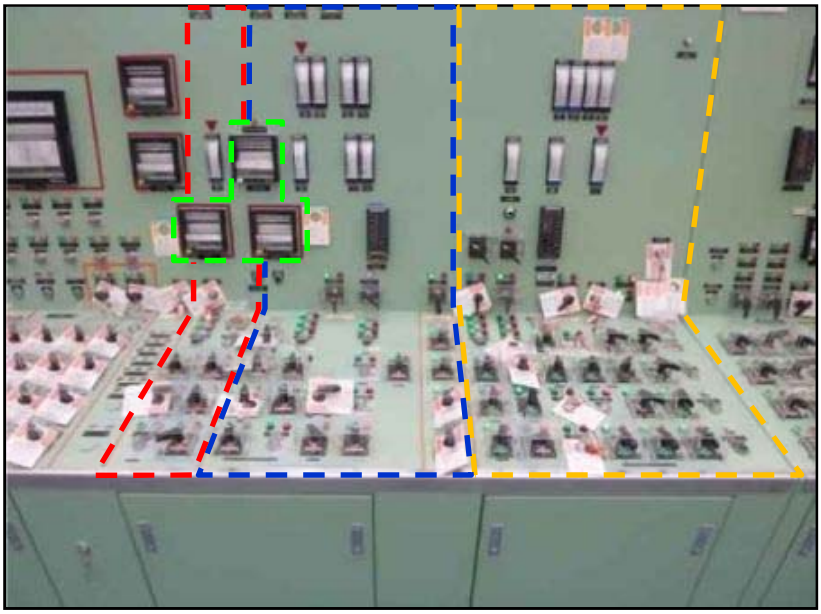
第 2.4.1－2 図　主制御盤の配置及び運転員の動線

(c)　非常用炉心冷却系制御盤については，制御盤自体で系統区分を行い配置している。



第 2.4.1－3 図　非常用炉心冷却系制御盤の盤面配列

(d)　運転員の誤判断及び誤操作防止を考慮し，盤面を系統ごとに分割して配置している。

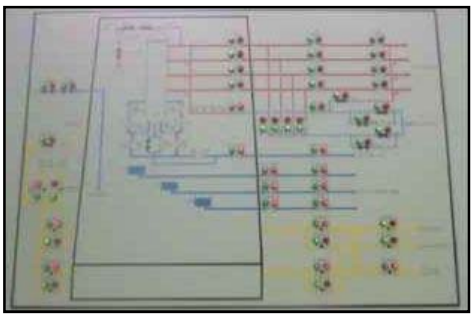


非常用炉心冷却系制御盤

第 2.4.1－4 図　制御盤の系統分割（例）

(e)　異なる系統間には，デスク部に系統区割線を設置し系統間の識別を容易にしており，非常用炉心冷却系統，原子炉隔離時冷却系統，格納容器隔離制御系統の制御盤については，誤操作防止のため，ミミック表示を行っている。

ミミック表示及び系統区割線



格納容器隔離制御系ミミック表示

橙：系統区割線	赤：ミミック表示（蒸気）
青：ミミック表示（水・ドレン）	黄：ミミック表示（空気・その他）

第 2.4.1－5 図　ミミック表示及び系統区割線（例）

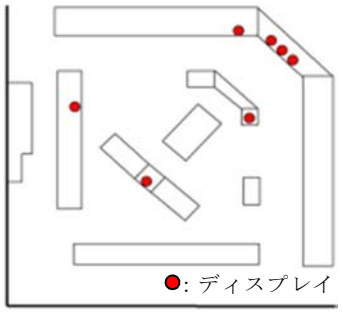
(f)　設計基準事故等において運転員がプラントの状態をより的確に判断できるように原子炉圧力，水位等重要な指示計及び記録計について識別表示（色，形状，位置）を行っている。

指示計の識別表示
（上部に赤色三角マーク）

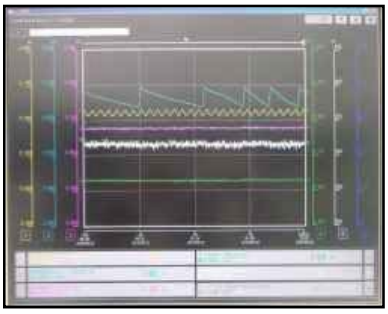
記録計の識別表示
（赤枠で周囲を囲む）

第 2.4.1－6 図　重要指示計等の識別表示（例）

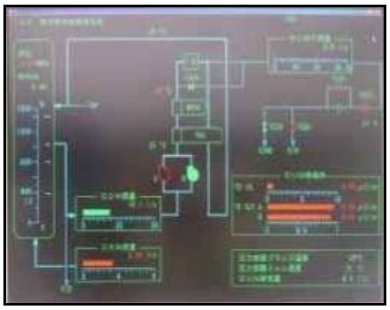
(g)　発電用原子炉施設の状態を監視するための運転支援装置としてディスプレイを設置している。ディスプレイは機器の状態監視，パラメータの指示及びトレンドを監視することに使用できる。



ディスプレイの配置



トレンド表示



機器の状態監視

第 2.4.1－7 図　ディスプレイによる状態監視（例）

(h)　警報発報時に警報重要度の識別を可能とし，また，事故時のような短時間に多数の警報発報がある場合でも，それらの重要度を確実かつ容易に識別し判断できることで運転員の負荷が軽減されるよう，警報の色分けを行っている。

①重故障：赤　②中故障：緑　③軽故障：白

警報表示灯

重要度に応じた色分けによる分類

①重故障：赤
- 工学的安全施設の作動を示す警報。
- 原子炉，タービン発電機の緊急停止及び 275kV 電源喪失，所内用変圧器，起動用変圧器トリップを示す警報。
- 放射能の発電所外異常放出を示す警報。

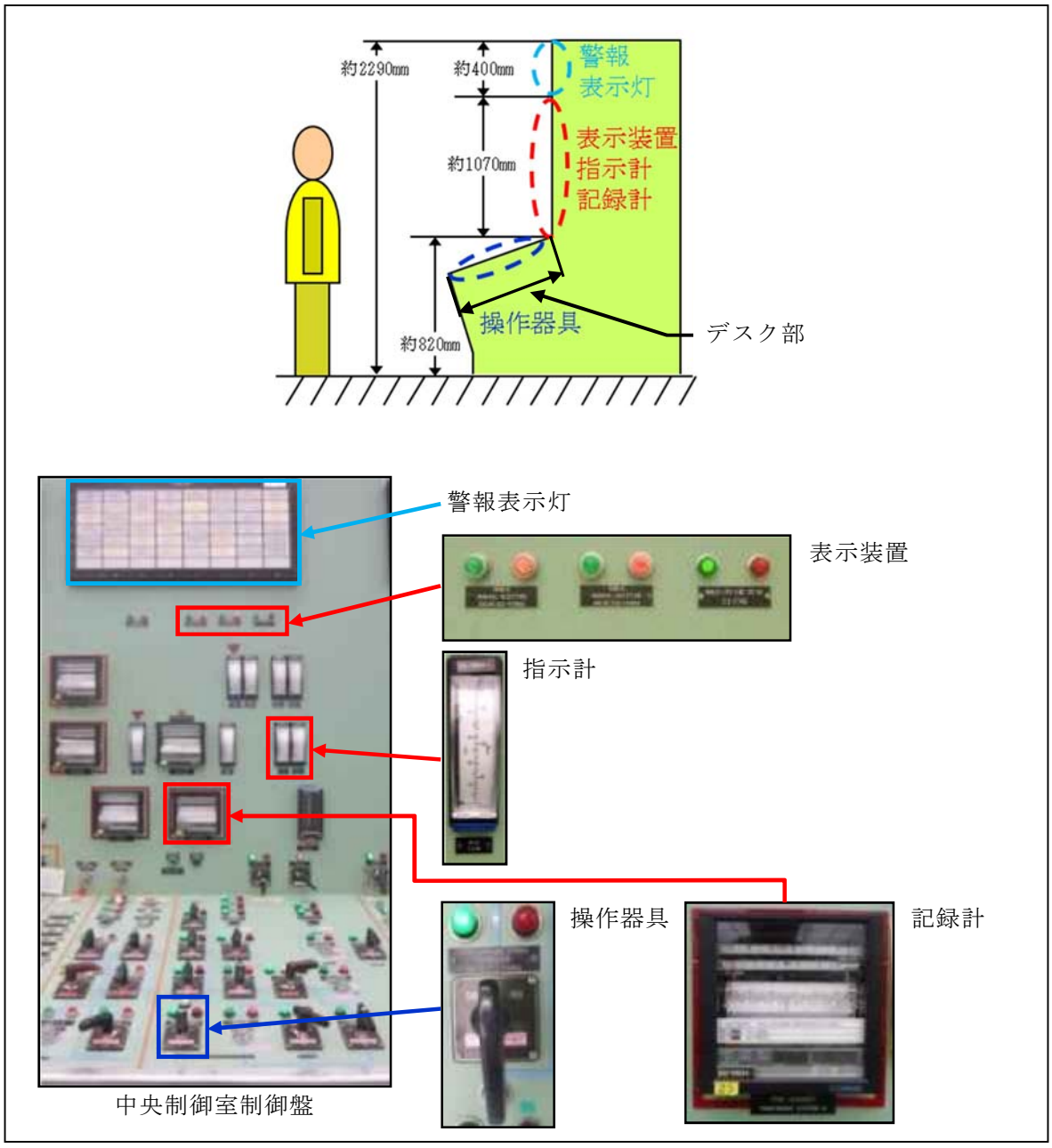
②中故障：緑
- 重要補機のトリップを示す警報。
- 工学的安全施設の異常を示す警報。
- 非常用ディーゼル発電機起動を示す警報。
- 6.9kV 母線喪失を示す警報。

③軽故障：白
- 機器の単体故障等“重故障”“中故障”以外のもの。

第 2.4.1－8 図　警報の重要度識別

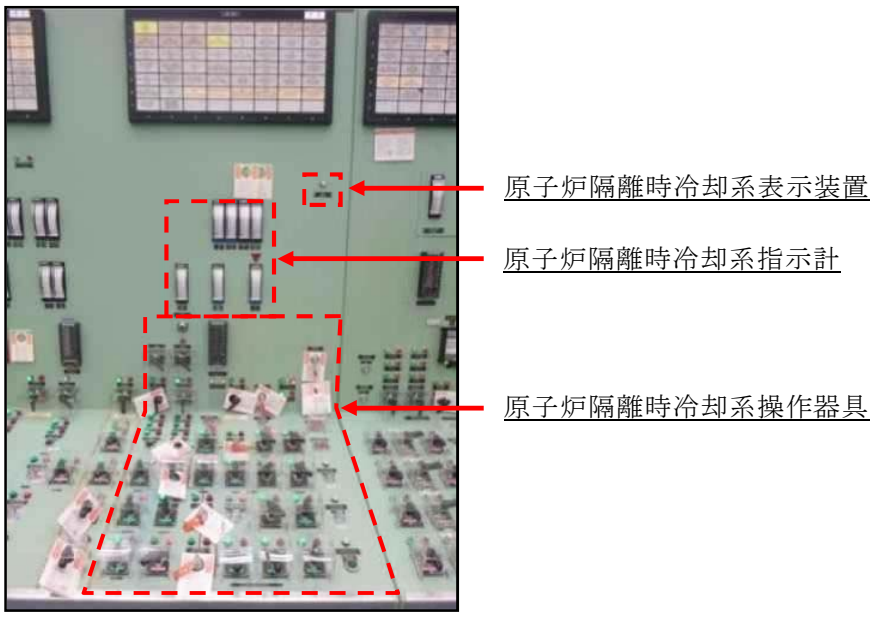
b．盤面器具の配列

(a)　運転員の操作に関連する指示計，記録計，表示装置は，操作を行う位置から監視が可能である。また，操作頻度の高い操作器具については操作性を考慮し，盤面デスク部に配置している。



第 2.4.1－9 図　制御盤の盤面配置

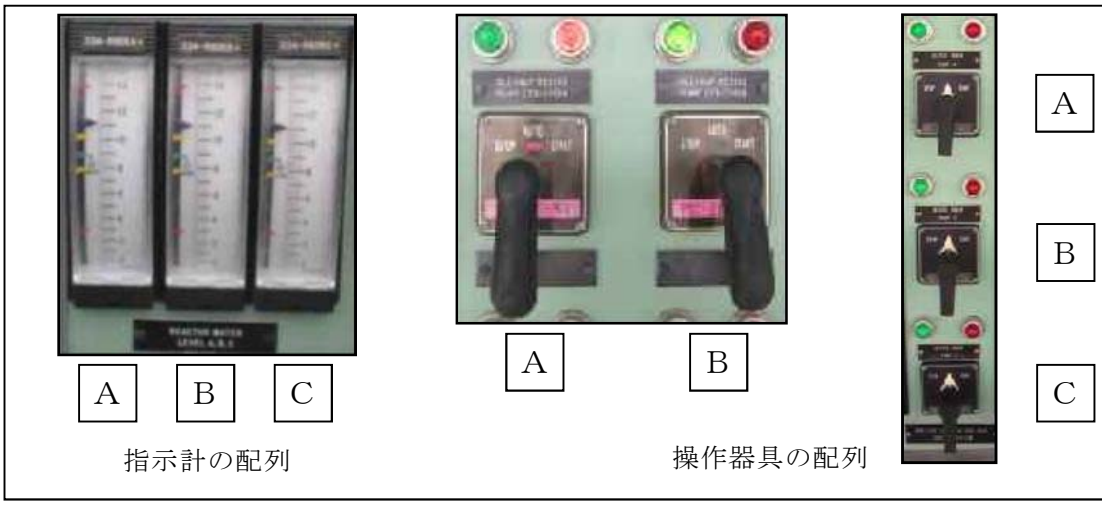
(b)　関連の深い指示計，記録計，表示装置及び操作器具は近接配置としている。



第 2.4.1－10 図　指示計等の近接配置（例）

(c)　中央制御室制御盤に設置されている同種の指示計及び操作器具は向かって左又は上からＡ，Ｂ，Ｃの順に配列している。

なお，一部の現場制御盤で機器配置と操作器具の配列が異なることによる誤認識を防止するため，機器配置に合わせて配列している。



第 2.4.1－11 図　同種指示計等の配列（例）

(2)　操作性

運転員の判断負担の軽減化あるいは誤操作防止対策として，視覚的要素での識別を可能とするための操作器具の大きさや形状等の統一，並びに，操作方法等も一貫性を持たせた設計とする。また，中央制御室の制御盤は，運転員２名でプラント全体の情報を監視し，機器を操作する設計とする。

ａ．操作器具

・操作器具は，不安全な操作や運転員の意図しない操作を防止するよう，操作器具の適切な配置（操作時に対象外の操作器具に触れることがないよう配置），保護カバーの設置，鍵操作型スイッチの設置，ボタン型スイッチを設置する。

保護カバー

鍵操作型スイッチ

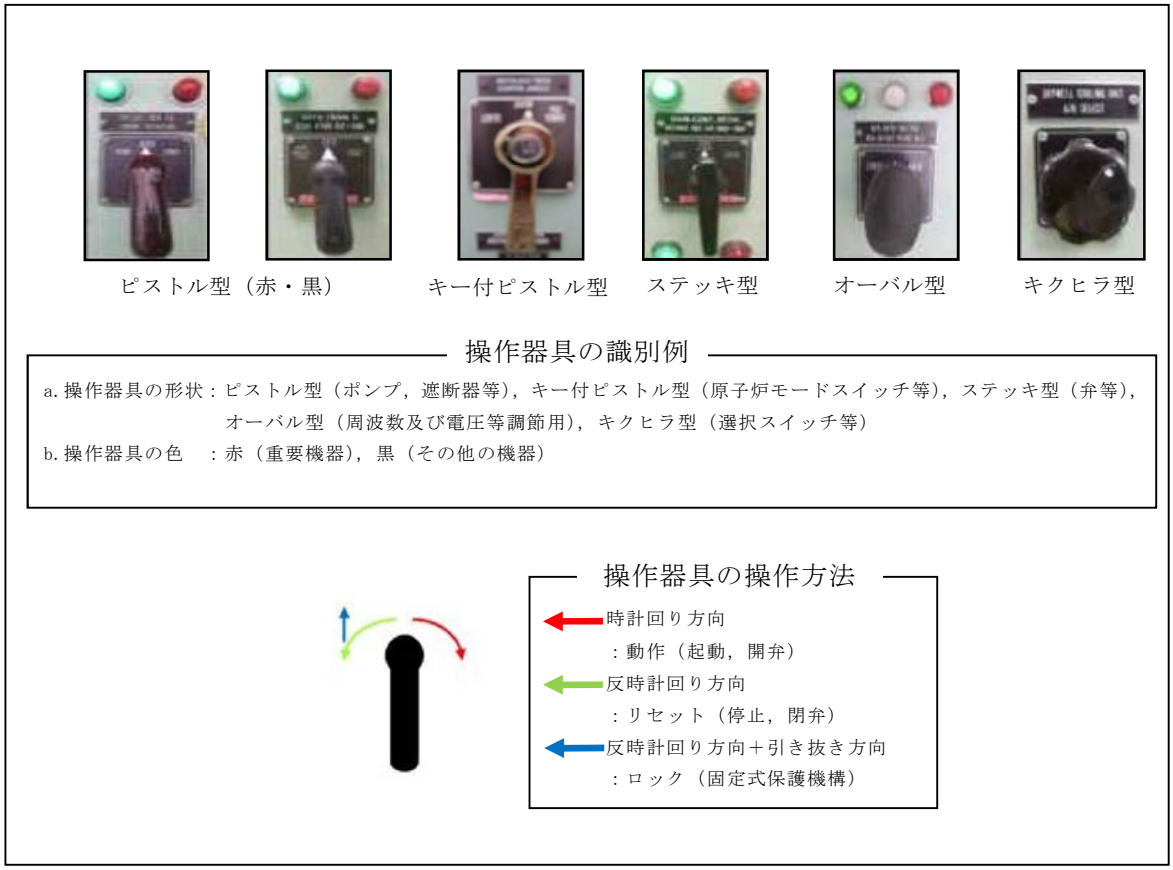
ボタン型スイッチ
（選択＋押し込み）

第 2.4.1－12 図　操作器具（例）

・操作器具の操作方法は，運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致させている。（例：操作器具は右が「入（開）」，左が「切（閉）」）

・操作器具は，大きさ，形状等，操作性を考慮して選定し，操作器具の色，形状，操作方法は一貫性を持ち，用途に応じて統一性を持た

せた設計とする。また，安全上の重要な操作器具はほかの操作器具と色分けによる識別が可能な設計とする。



第 2.4.1－13 図　操作器具の識別（例）

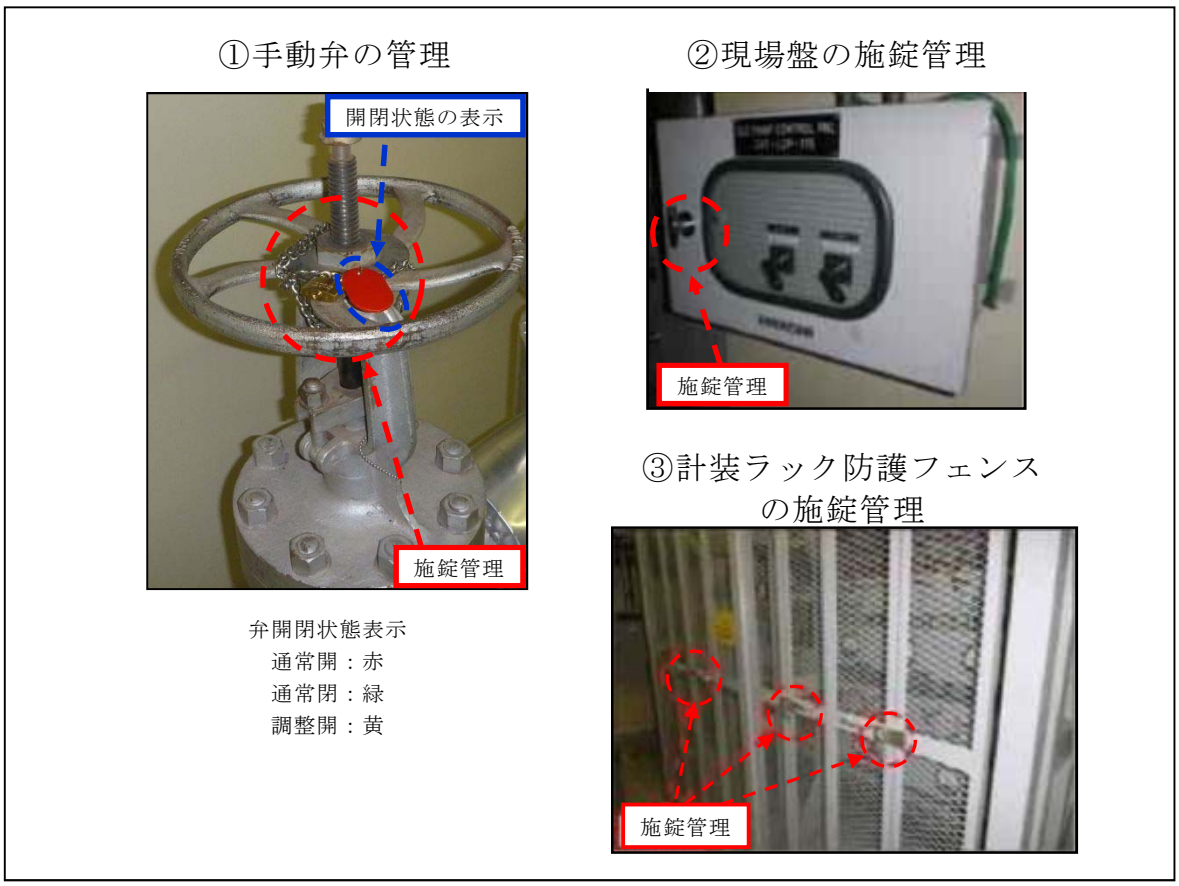
2.4.2　中央制御室以外の誤操作防止対策

中央制御室以外の場所における運転員等の誤操作を防止するため，発電用原子炉施設の安全上重要な機能を損なうおそれのある機器の盤及び手動弁の施錠管理，人身安全・外部環境に影響を与えるおそれのある手動弁の施錠管理，現場盤及び計装ラックの識別管理，配管の色分けによる識別管理を行う設計とする。

また，この対策により現場操作の容易性も確保する。

(1)　施錠管理

発電用原子炉施設の安全上重要な機能に障害をきたすおそれのある機器の盤及び手動弁の施錠管理，人身安全・外部環境に影響を与えるおそれのある手動弁の開閉状態表示及び施錠管理を行う。また，重要な計装ラックには，防護フェンスを設置し，施錠管理を行う。



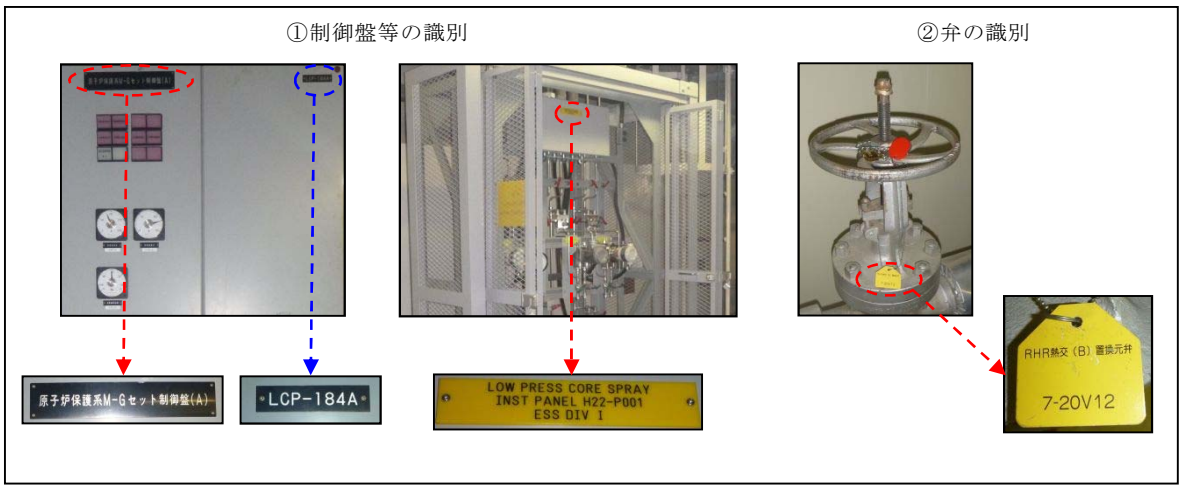
第 2.4.2－1 図　施錠管理（例）

(2)　識別管理

系統名称の表示，配管の色分けによる識別管理を行うことにより，現場での誤操作を防止している。また，内包する流体等の流れ方向を示す矢印を表示している。

第 2.4.2－2 図　配管の識別管理（例）

制御盤等及び弁については，機器名称及び機器番号が記載された銘板を取り付けることにより識別を行っている。現場操作時は，これら銘板と使用する手順書，操作禁止札に記載されている機器名称及び機器番号を照合し，操作対象であることを確認してから操作を行うことで誤操作防止を図る。



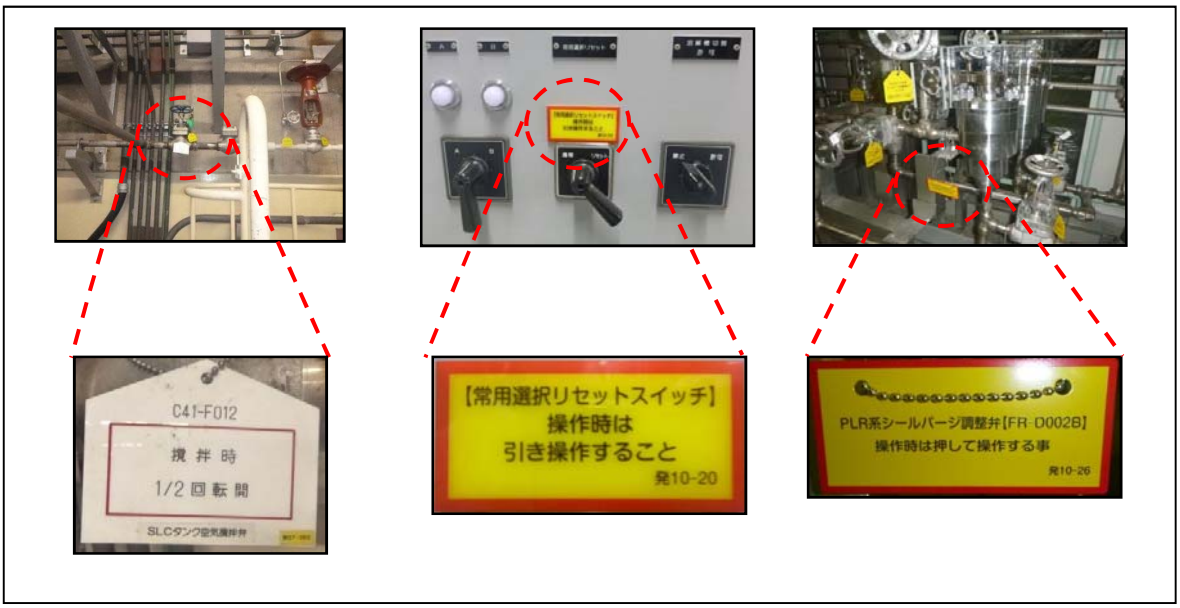
第 2.4.2－3 図　制御盤等及び弁の識別管理（例）

(3)　注意喚起表示

開度調整時の補助（目安）として，運転手順書に記載されている開度を注意喚起表示銘板へ記載することにより，弁操作時における開度調整の視認性を向上させる。

なお，開度調整が必要な弁（流量調整弁，圧力調整弁，温度調整弁）については，開度調整後にパラメータ（流量，圧力，温度）確認を行い，その弁が適切な開度に調整されていることを確認する。

また，通常とは異なる操作が必要な機器等に対しては，注意喚起表示を現場に掲示し，機器破損（誤操作）を防止する。

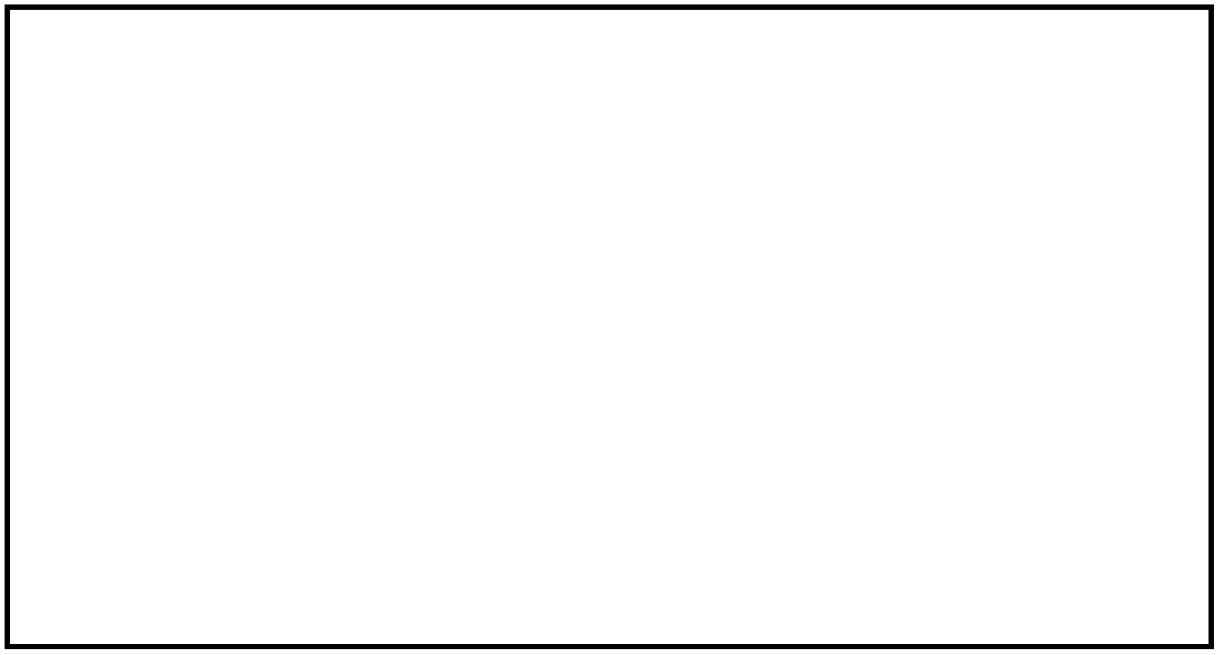


第 2.4.2－4 図　注意喚起表示による識別（例）

(4)　工具等・可搬型照明の配備

現場弁の操作については，各種弁の仕様や構造に応じた適正な工具を運転員が常駐している中央制御室内（管理区域外），及び現場操作の起点としている廃棄物処理操作室近傍（管理区域内）に運転操作に必要な数を配備する。操作の対象が高所にある場合には，近傍に配備した移動式架台を使用することにより，容易に操作が可能である。なお，移動式架台については，安全上重要な設備への接触による悪影響を防止するため，固縛を行う。

外部電源の喪失に対して，必要な箇所には非常用ディーゼル発電機から給電される照明を設置しているため，機能を喪失することはない。また，全交流動力電源喪失に対しては，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を必要な箇所に設置することで，現場操作及び現場へのアクセスに影響がない設計とする。また，中央制御室には可搬型照明を配備しており，必要に応じてこれらを使用できるようにしている。



第 2.4.2－5 図　弁操作用工具の保管場所

弁操作用工具

移動式架台

第 2.4.2－6 図　弁操作用工具及び移動式架台（例）

ＬＥＤライト

ヘッドライト

ランタン

第 2.4.2－7 図　可搬型照明（例）

2.4.3　その他の誤操作防止対策

(1)　操作禁止札による識別

機器の点検等の作業を実施する場合，安全処置事項を明記した「操作禁止札」を処置した箇所に取り付け，機器の状態を識別することで当該機器の誤操作防止を図る。

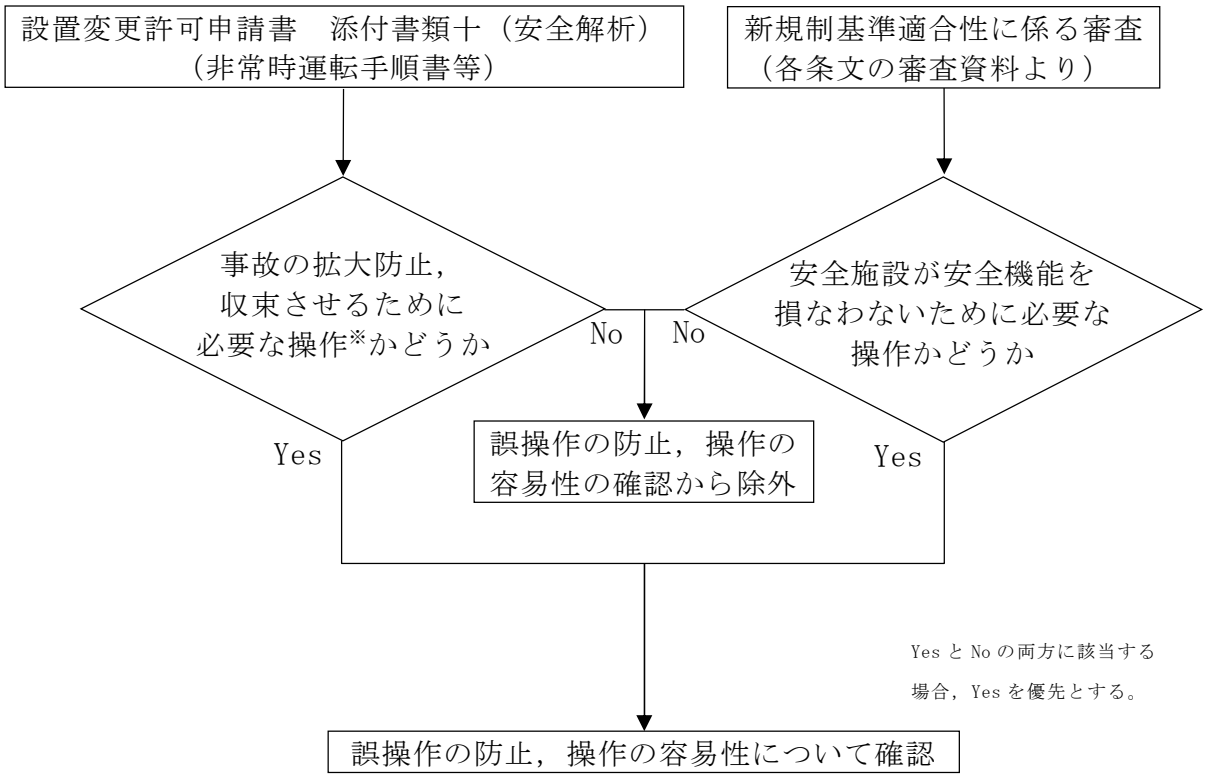
第 2.4.3－1 図　操作禁止札による識別（例）

別紙 1

現場操作の確認結果について

設計基準事故等時に必要な操作（事故発生から冷温停止まで）について，設置変更許可申請書 添付書類十（安全解析）及び非常時運転手順書等より抽出した（添付資料 1 参照)。また，今までの新規制基準適合性に係る審査において必要な現場操作についても抽出した（添付資料 2 参照)。

抽出フローは第 1 図のとおり。



※「事故の拡大防止又は収束させるために必要な操作」には，「緊急性を要しない操作・確認，運転員を必要としない操作，財産保護を目的とした操作及び代替可能な操作・確認」を含めない。

第 1 図　必要な現場操作の抽出フロー

抽出された必要となる現場操作に対して，操作容易性の評価結果を添付資料 3 に示す。

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（1／12）

：手順書で要求のある現場操作又は現場確認を行う機器

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 原子炉の起動時に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ，原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 原子炉スクラム事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動状況確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		所内電源切替確認（所変→起変）	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP，TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン側機器運転状態確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		所内ボイラ２缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		HPCP，LPCP 各１台停止	中央制御室		
		主復水器真空調整	中央制御室		
		給水制御系「手動」切替	中央制御室		
		86G1，G2 リセット	中央制御室		
		固定子冷却水ポンプ１台起動	中央制御室		
		格納容器隔離，AC 系リセット	中央制御室		
		格納容器隔離，AC 系復旧操作	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		原子炉スクラムリセット	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		コンデミ９塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		原子炉降圧	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		タービンターニング確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（2／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2)出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ，原子炉出力が上昇する。	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順	RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		水素注入系停止	中央制御室/現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		格納容器内パージ	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		所内ボイラ２缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		プロコン　オペレーター監視停止要求「ON」	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		基幹給出力降下連絡	中央制御室		
		原子炉出力降下操作（PLR FCV）	中央制御室		
		発電機出力降下確認	中央制御室		
		TDRFP 一台ミニフロー弁開	中央制御室		
		原子炉出力降下操作（CR）	中央制御室		
		主蒸気管ドレン弁自動開確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		TDRFP１台停止　TD2→TD1	中央制御室		
		O_2注入系停止	中央制御室/現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		コンデミ９塔→6 塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		主蒸気管ドレン弁開操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉出力降下操作（PLR FCV MINI POS）	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		ヒータードレンポンプ停止操作	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		運転中 TDRFP ミニフロー弁「RECIRC」	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉出力降下操作（CR）	中央制御室		
		RWM 使用可能確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替	中央制御室		
		「CV FAST CLOSURE/MSV CLOSURE TRIP BYPASS」警報確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		HPCP，LPCP 各１台停止	中央制御室		
		RWM「低出力設定点以下」点灯確認	中央制御室		
		PSVR ロック	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		所内電源切替　所変→起変	中央制御室		
		クロスアラウンドドレン弁　開	中央制御室		
		給水流量減少確認	中央制御室		
		発電機出力降下（負荷制限）	中央制御室		
		解列前基幹給連絡	中央制御室		
		発電機解列準備	中央制御室		
		発電機解列	中央制御室		
		発電機解列所内周知，基幹給連絡	中央制御室		
		タービン側ドレン弁開	中央制御室		
		発電機界磁遮断器開放	中央制御室		

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（3／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2)出力運転中の制御棒の異常な引き抜き（続き）	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順（続き）	AVR 状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		発電機コアモニタ停止	中央制御室		
		IPB ファン停止	中央制御室/現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		4S エバポドレンタンク LCV EMRG 切替確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		非常用調速機加速度トリップ試験準備	中央制御室		
		非常用調速機加速度トリップ試験	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		タービン状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		APRM/SRNM 記録計切替	中央制御室		
		MDRFP 制御器「自動」→「手動」切替	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「START＆HOT STBY」位置切替	中央制御室		
		CUW RPV 底部ドレン弁　開	中央制御室		
		タービンリフトポンプ起動	中央制御室		
		格納容器内 N2 関連設備隔離	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		D/W エントリー	中央制御室/現場		
		タービンターニング確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		SRNM レンジ切替確認	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		タービンバイパス弁全閉確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉降圧に伴う警報確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁開操作	中央制御室		
		主蒸気圧力設定調整	中央制御室		
		原子炉水位制御 MD-FCV→RFP バイパス FCV 切替	中央制御室		
		原子炉停止完了所内周知	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「REFUEL」位置切替	中央制御室		
		原子炉停止後点検	中央制御室		
		M.SJAE→OGSJAE 切替確認	中央制御室		
		SDC モード運転	中央制御室		
		HPCP 全停	中央制御室		
		コンデミ 6 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（4／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2)出力運転中の制御棒の異常な引き抜き（続き）	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順（続き）	RCIC 隔離確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		CUW ブロー「H/W」→「R/W」切替	中央制御室		
		4S　H/B 切替確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁全閉	中央制御室		
		MSIV 全弁閉操作	中央制御室		
		RHR SDC モード運転及び待機状態確認	中央制御室		
		原子炉ヘッドスプレイ開始	中央制御室		
		原子炉ヘッドスプレイ停止	中央制御室		
		主蒸気管ドレン弁閉操作	中央制御室		
		主復水器真空破壊	中央制御室		
		原子炉冷却	中央制御室		
		主復水器内負圧保持	中央制御室		
		タービン側機器停止操作	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
(3)原子炉冷却材流量の部分喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，再循環系ポンプ駆動電動機遮断器開等により，再循環系ポンプ１台の電源が喪失し，炉心流量が減少する。	非常時運転手順書 再循環系ポンプトリップ事故	PLR１台トリップ確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		SRI 作動確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		トリップ側 PLR ポンプ CS「PtoL」，FCV「MIN POS」	中央制御室		
		トリップ側 PLR ポンプ出口弁全閉→5 分後全開	中央制御室		
		運転中 PLR ポンプ運転状態確認，FCV 40%以下	中央制御室		
		原子炉安定確認	中央制御室		
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室		
		主復水器真空調整	中央制御室		
		PLR ポンプ運転状態確認	中央制御室		
		0_2注入系注入量調整	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		コンデミ９塔→6 塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
(4)原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 【事象の想定】 原子炉が部分負荷で運転中に，再循環流量制御系の故障，誤操作等により停止中の再循環系ポンプが起動され，再循環ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が投入され，原子炉出力が上昇する。	対応手順なし （再循環系ポンプは自動起動する設備ではなく，起動条件として温度制限も設けているため，余熱なしで起動することはない。）				

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（5／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(5)外部電源喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する。	非常時運転手順書 275kV 電源喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		所内単独運転確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		D/G 自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		所内全停電確認	中央制御室		
		SRV 作動確認	中央制御室		
		非常用油ポンプ起動確認	中央制御室		
		M/C 2C，2D，HPCS 受電確認	中央制御室		
		各計器動作確認	中央制御室		
		MSIV 「CLOSE」位置	中央制御室		
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		タービン側自動起動確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		CRD ポンプ起動	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		原子炉未臨界確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン減速状況監視	中央制御室		
		原子炉スクラム後操作	中央制御室		
		TD タービニング確認	中央制御室		
		タービン機器 CS「PtoL」「切」	中央制御室		
		空調起動準備	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		RPS MG セット起動，受電	中央制御室/現場		
		原子炉水位確保確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		外部電源状況確認	中央制御室		
		格納容器隔離，AC 系リセット	中央制御室		
		CUW 再起動	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		SRV による原子炉減圧冷却	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービンターニング確認	中央制御室		
		RCIC 停止	中央制御室		
		東海原子力線 1，2 号復旧確認	中央制御室		
		275kV 母線復旧	中央制御室		
		所内電源復旧	中央制御室		

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（6／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(6)給水加熱喪失 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 原子炉スクラム事故	「(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と同様			
(7)原子炉冷却材流量制御系の誤動作 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，原子炉冷却材の再循環流量制御系の故障等により，再循環流量が増加し，原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 原子炉スクラム事故	「(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と同様			
(8)負荷の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，送電系統の故障等により，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。	非常時運転手順書 275kV 電源喪失事故	「(5)外部電源喪失」と同様			
(9)主蒸気隔離弁の誤閉止 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，原子炉水位異常低下等の誤信号，誤操作等により主蒸気隔離弁が閉止し，原子炉圧力が上昇する。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御及び RHR S/P 冷却	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		M.SJAE 停止	中央制御室		
		所内ボイラ 2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP，TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		MSIV CS「CLOSE」	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（7／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(9)主蒸気隔離弁の誤閉止（続き）	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故（続き）	原子炉水位設定「リセット」	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン発電機動作確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		原子炉未臨界	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		PLR FCV 全開操作	中央制御室		
		HPCP，LPCP 各１台停止	中央制御室		
		コンデミ９塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		4S H/B 切替及び O/G SJAE 起動	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン側ドレン弁開	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		格納容器隔離，AC 系リセット，復旧操作	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		86G1，G2 リセット	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		固定子冷却水ポンプ１台起動	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		RHR S/P 冷却，S/P 水位調整	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		給水系による原子炉給水停止	中央制御室		
		原子炉降圧	中央制御室		
		原子炉圧力，炉水温度確認	中央制御室		
		原子炉スクラムリセット	中央制御室		
		MD RFP 停止	中央制御室		
		タービンターニング確認	中央制御室		
		RHR S/P 冷却停止，RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		PLR 停止	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		RHR SDC モード運転	中央制御室		
		RCIC 停止，SRV 開閉停止	中央制御室		
(10)給水制御系の故障 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 タービン発電機トリップ事故	タービントリップ確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉スクラム確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		所内電源切替確認（所変→起変）	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動状況確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP，TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（8／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(10)給水制御系の故障（続き）	非常時運転手順書 タービン発電機トリップ事故（続き）	SRV 状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン振動確認	中央制御室		
		主復水器真空調整	中央制御室		
		OG 流量調整	中央制御室		
(11)原子炉圧力制御系の故障 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，圧力制御系の故障等により，主蒸気流量が変化する。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故	「(9)主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様			
(12)給水流量の全喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，給水制御系の故障又は給水ポンプのトリップにより，部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する。	非常時運転手順書 給復水系故障による原子炉スクラム事故	主復水器 H/W 水位確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		主復水器 H/W 水位低下原因調査	中央制御室		
		給復水系全停	中央制御室		
		原子炉スクラム確認	中央制御室		
		発電機確認状態確認	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		所内電源切替確認（所変→起変）	中央制御室		
		L-2 到達，MSIV 閉，RCIC/HPCS 自動起動確認	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		主復水器真空破壊	中央制御室		
		MSP，TGOP，LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（9／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(12)給水流量の全喪失（続き）	非常時運転手順書 給復水系故障による原子炉スクラム事故（続き）	L-8 到達，RCIC/HPCS トリップ	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉水位 L-8 以下確認	中央制御室		
		RCIC ロジックリセット	中央制御室		
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		原子炉水位制御確認	中央制御室		
		格納容器隔離，AC 系リセット	中央制御室		
		格納容器隔離，AC 系復旧操作	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		RHR S/P 冷却状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉スクラムリセット	中央制御室		
		原子炉降圧	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		86G1，G2 リセット	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		固定子冷却水ポンプ１台起動	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		タービンターニング確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		RCIC 及び RHR S/P 冷却停止，RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		SRV 手動開閉停止	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
(13)原子炉冷却材喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，何らかの原因により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の損傷等を想定した場合には，冷却材が系外に流出する。	非常時運転手順書 冷却材喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		LOCA 確認	中央制御室		
		所内電源切替確認（所変→起変）	中央制御室		
		LOCA 後機器動作確認	中央制御室		
		タービン発電機/TDRFP トリップ確認（RCIC 自動起動）	中央制御室		
		所内電源健全確認	中央制御室		
		MSP，TGOP，LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ADS 動作確認	中央制御室		
		低圧注水系注水確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		RHR LPCI→PCV 及び S/C スプレイ切替	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		復水再循環運転	中央制御室		
		HPCS 水源切替確認	中央制御室		
		D/W，S/C H2 濃度及びγ線量率確認	中央制御室		
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		RCIC トリップ	中央制御室		
		FCS 手動起動	中央制御室		

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（10／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(14)原子炉冷却材流量の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，2 台の再循環系ポンプが何らかの原因でトリップすることにより炉心流量が，定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下して，炉心の冷却能力が低下する。	非常時運転手順書 再循環系ポンプトリップ事故	PLR2 台トリップ確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		SRI 作動確認	中央制御室		
		発電機出力確認，給復水系確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		原子炉安定確認	中央制御室		
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室		
		主復水器真空調整	中央制御室		
		O_2注入系停止	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		コンデミ 9 塔→6 塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
(15)原子炉冷却材ポンプの軸固着 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，1 台の再循環系ポンプの回転軸が何らかの原因で固着することにより，炉心流量が急減して，炉心の冷却能力が低下する。	非常時運転手順書 再循環系ポンプトリップ事故	「(14)原子炉冷却材流量の喪失」と同様			
(16)制御棒落下 【事象の想定】 原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに，制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し，急激な反応度投入と出力分布変化が生じる。	非常時運転手順書 制御棒落下事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		原子炉側操作	中央制御室		
		タービン側操作	中央制御室		
		所内ボイラ 2 缶運転確認	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		MS RAD HI による MSIV 隔離確認後，CS「閉」位置	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		MDRFP，HPCP 一台運転	中央制御室		
		コンデミ 6 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		RCIC 隔離確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		制御棒落下確認	中央制御室		
		プラント状態確認	中央制御室		
		原子炉出力降下操作	中央制御室		
		落下制御棒状態確認	中央制御室		
		制御棒単体スクラム	中央制御室/現場	代替措置（原子炉手動スクラム等）により実施可能なため，対象外	対応不要
		落下制御棒自由落下操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		落下制御棒隔離	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（11／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(17)放射性気体廃棄物処理施設の破損 【事象の想定】 原子炉運転中，何らかの原因で放射性気体廃棄物処理施設（以下「オフガス系」という。）の一部が破損した場合には，オフガス系に保持されていた希ガスや空気抽出器からの希ガスが環境に放出される可能性がある。	非常時運転手順書 気体廃棄物処理施設の破損事故	SJAE 室 ADM 指示上昇確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		警報確認	中央制御室		
		放射線モニタ指示確認	中央制御室		
		OG 系運転状態確認	中央制御室		
		放射線モニタ警報確認	中央制御室		
		タービン建屋搬出入口シャッター閉操作	現場	運転員を必要としない操作のため，対象外	対応不要
		タービン建屋連絡通路の閉鎖	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		管理区域退避	現場	代替措置（ページング等による退避連絡）により，実施可能なため，対象外	対応不要
		所内電源切替	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉手動スクラム	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動確認	中央制御室		
		OG 系停止及び隔離	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		主復水器真空低下確認	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		放射線モニタ指示確認	中央制御室		
		MSP，TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン側機器運転状態確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		所内ボイラ 2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（12／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(17)放射性気体廃棄物処理施設の破損（続き）	非常時運転手順書 気体廃棄物処理施設の破損事故（続き）	PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		HPCP，LPCP 各１台停止	中央制御室		
		給水制御系「手動」切替	中央制御室		
		4S H/B 切替確認	中央制御室		
		主復水器真空低警報確認	中央制御室		
		MSIV，MS ドレン弁全閉	中央制御室		
(18)主蒸気管破断 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，何らかの原因により原子炉格納容器外で主蒸気管が破断した場合には，破断口から冷却材が流出し，放射性物質が環境に放出される可能性がある。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故	「(9)主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様			
(19)燃料集合体の落下 【事象の想定】 原子炉の燃料交換時に，燃料取扱装置の故障，破損等により燃料集合体が落下して破損し，放射性物質が環境に放出される可能性がある。	非常時運転手順書 燃料落下事故	SRNM・FPC 確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		6F 作業者退避誘導	現場	代替措置（ページング等による退避連絡）により，実施可能なため，対象外	対応不要
		FRVS/SGTS １系統起動	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		放射線モニタ指示上昇報告	中央制御室		
		CUW 運転確認・ブロー停止操作	中央制御室		
		FPC 運転確認	現場	代替監視設備(ITV，警報等)により確認可能なため，対象外	対応不要
		PLR サンプリングライン隔離	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		CUW，FPC サンプリングライン隔離	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		CRD ポンプ停止	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		放射線モニタ監視	中央制御室		
(20)可燃性ガスの発生 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，何らかの原因により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の損傷等を想定した場合には，冷却材が系外に流出する。	非常時運転手順書 冷却材喪失事故	「(13)原子炉冷却材喪失」と同様			

第 2 表　新規制基準適合性に係る審査における必要な現場操作

No.	条文	操作項目	概要
1	第八条 「火災による損傷の防止」	原子炉保護系母線停止操作	火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し，原子炉をスクラムさせる必要がある場合には，現場（原子炉建屋付属棟 1 階）での原子炉保護系母線停止操作が必要となる。
2	第九条 「溢水による損傷の防止等」	使用済燃料プール冷却･注水機能復旧操作	地震時の溢水の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に，残留熱除去系により使用済燃料プールの冷却及び注水機能を維持する必要があり，その際に現場（原子炉建屋原子炉棟 3 階，4 階）での手動弁操作が必要となる。
3	第十四条 「全交流動力電源喪失対策設備」	全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作	全交流動力電源喪失時で，非常用ディーゼル発電機又は外部電源復旧が不可能な場合に，重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備から供給するため，受電準備の現場操作として不要な負荷の切り離し操作が必要となる。
4	第八条 「火災による損傷の防止」 第二十六条 「原子炉制御室等」	中央制御室外原子炉停止操作	火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合，中央制御室外原子炉停止装置 [redacted] において，原子炉スクラム後の高温状態から冷温状態に移行させる操作が必要となる。

1. 原子炉保護系母線停止操作

(1) 必要となる操作の概要

火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し，発電用原子炉をスクラムさせる必要がある場合には，現場での原子炉保護系母線停止操作が必要となる。

(2) 操作容易性の評価結果

a．操作場所（第 2 図参照）

原子炉建屋付属棟 1 階（電気室）

b．想定される環境条件

炎，熱，煙（起因事象：内部火災）

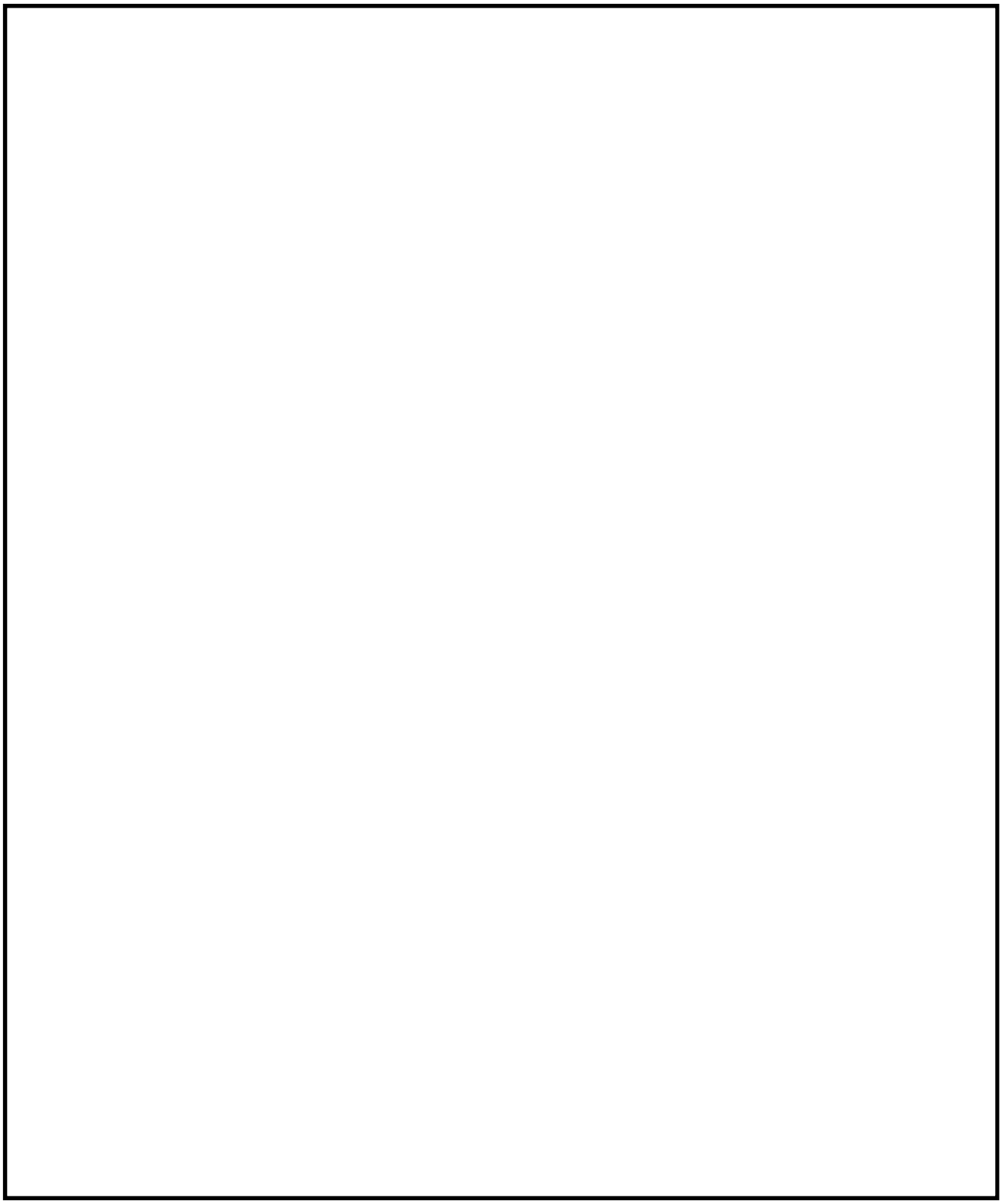
c．操作場所の評価（アクセス性含む）

火災による原子炉保護系論理回路の励磁状態維持を想定するため，想定火災としては原子炉保護系継電器盤を発火箇所とする。

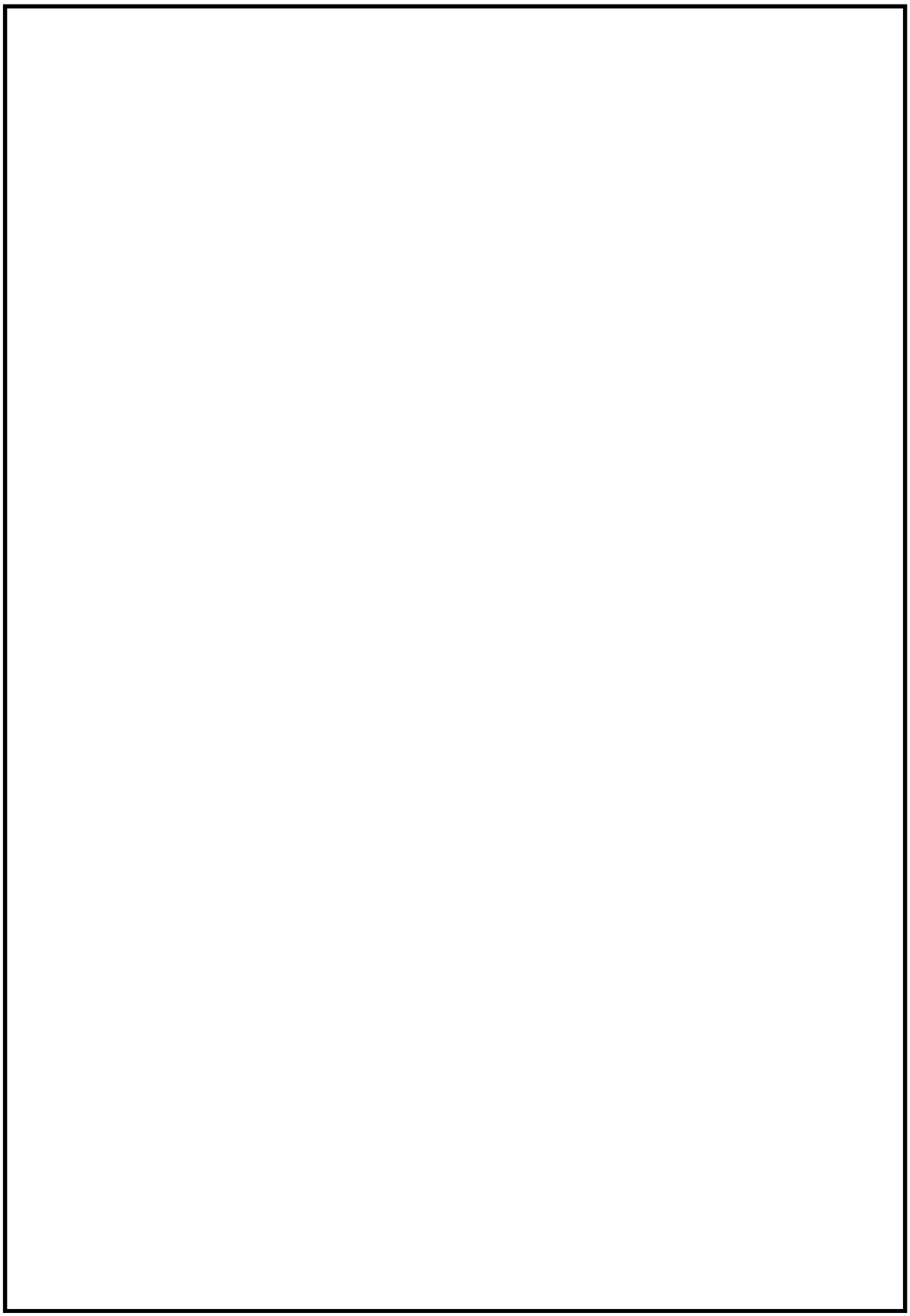
それに対し，操作場所である原子炉建屋付属棟 1 階（電気室）は，発火箇所である中央制御室と位置的分散がなされており，想定される環境条件においても操作場所及びアクセス性に影響はなく，操作可能である。

d．操作内容の評価

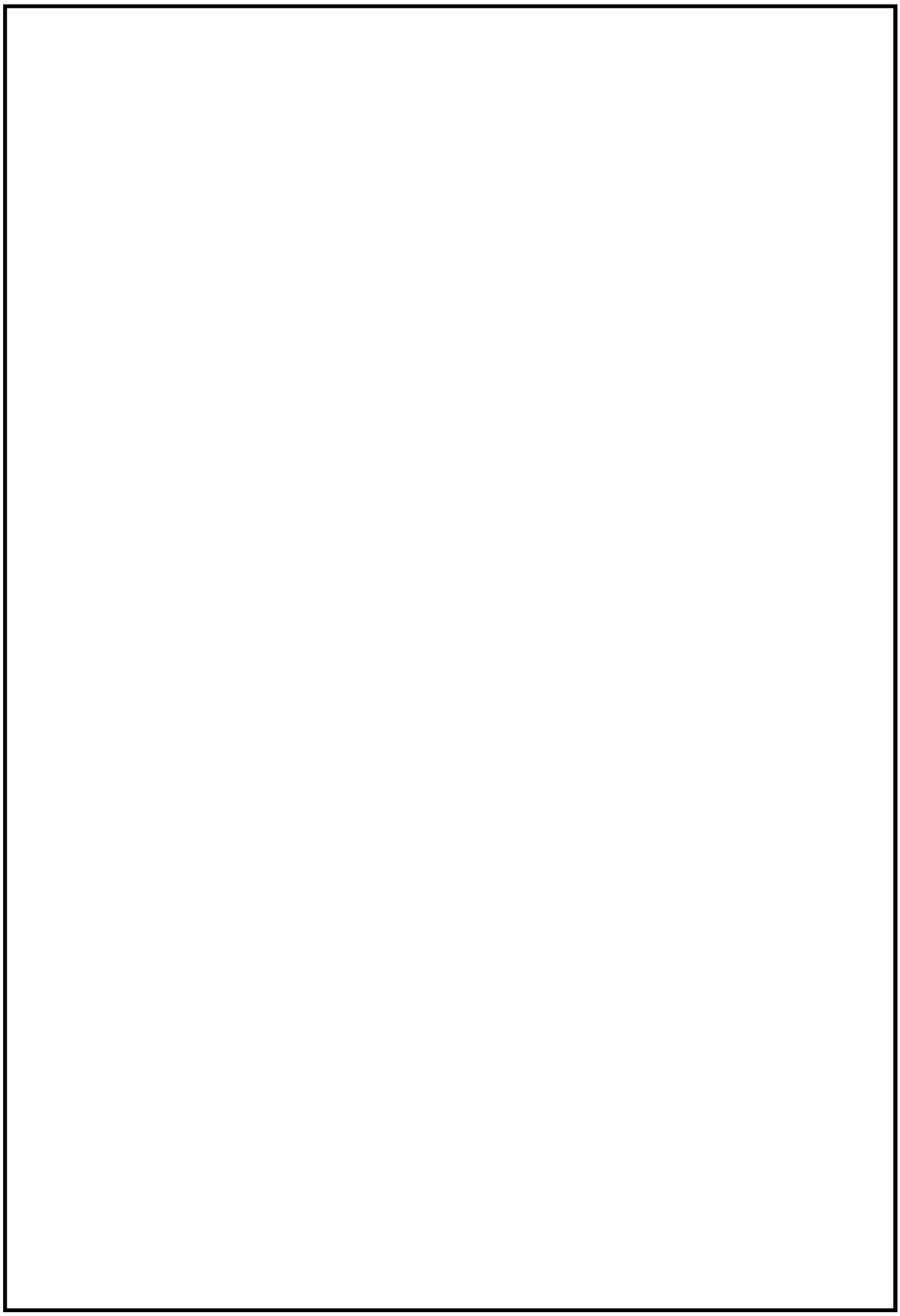
現場において操作を行う盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し，操作対象であることを確認してから操作を行うことで，誤操作防止を図る。また，本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより，操作が実施されたことの確認も容易である。



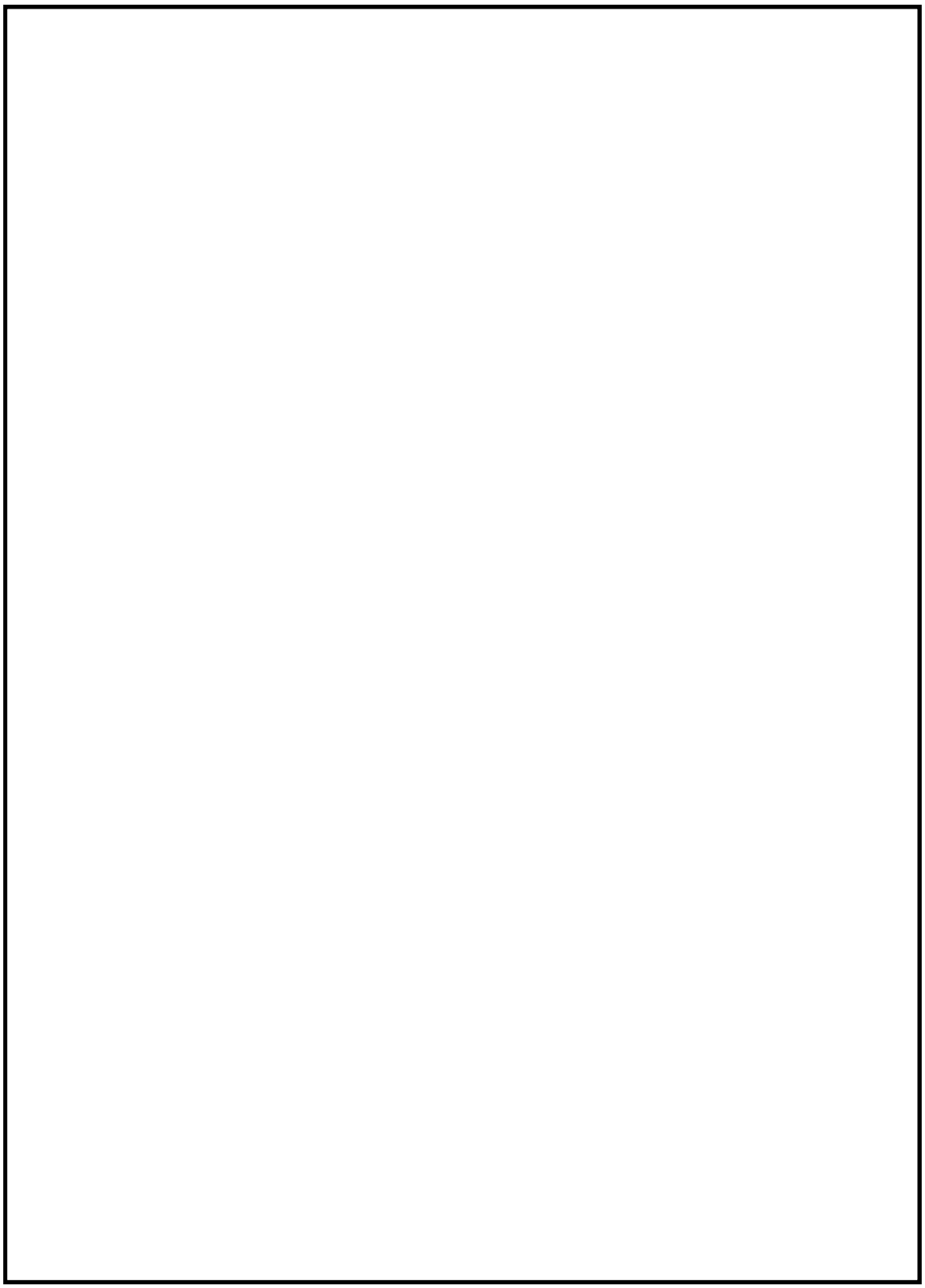
第 2 図　原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート（1／8）



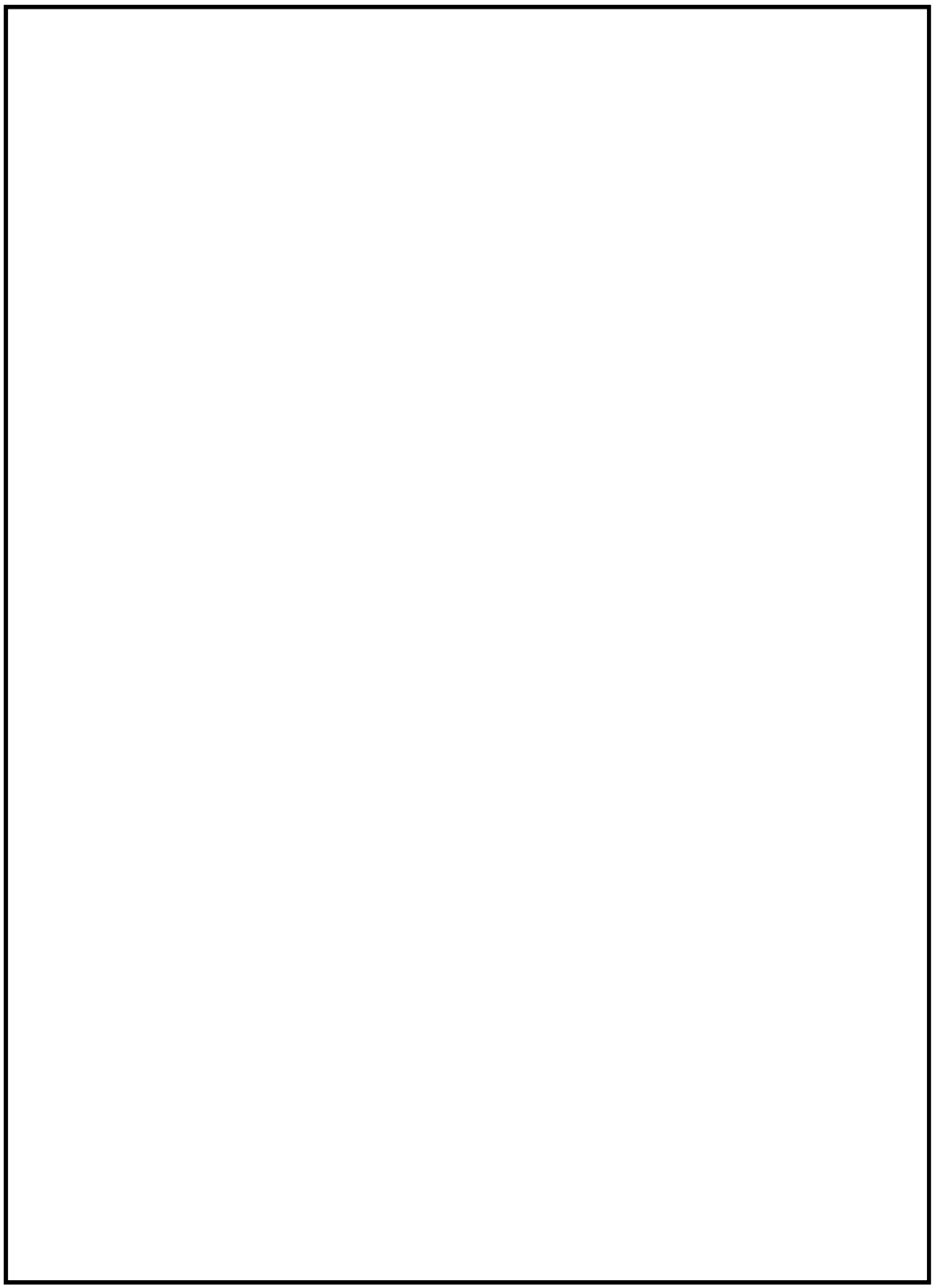
第 2 図　原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート（2／8）



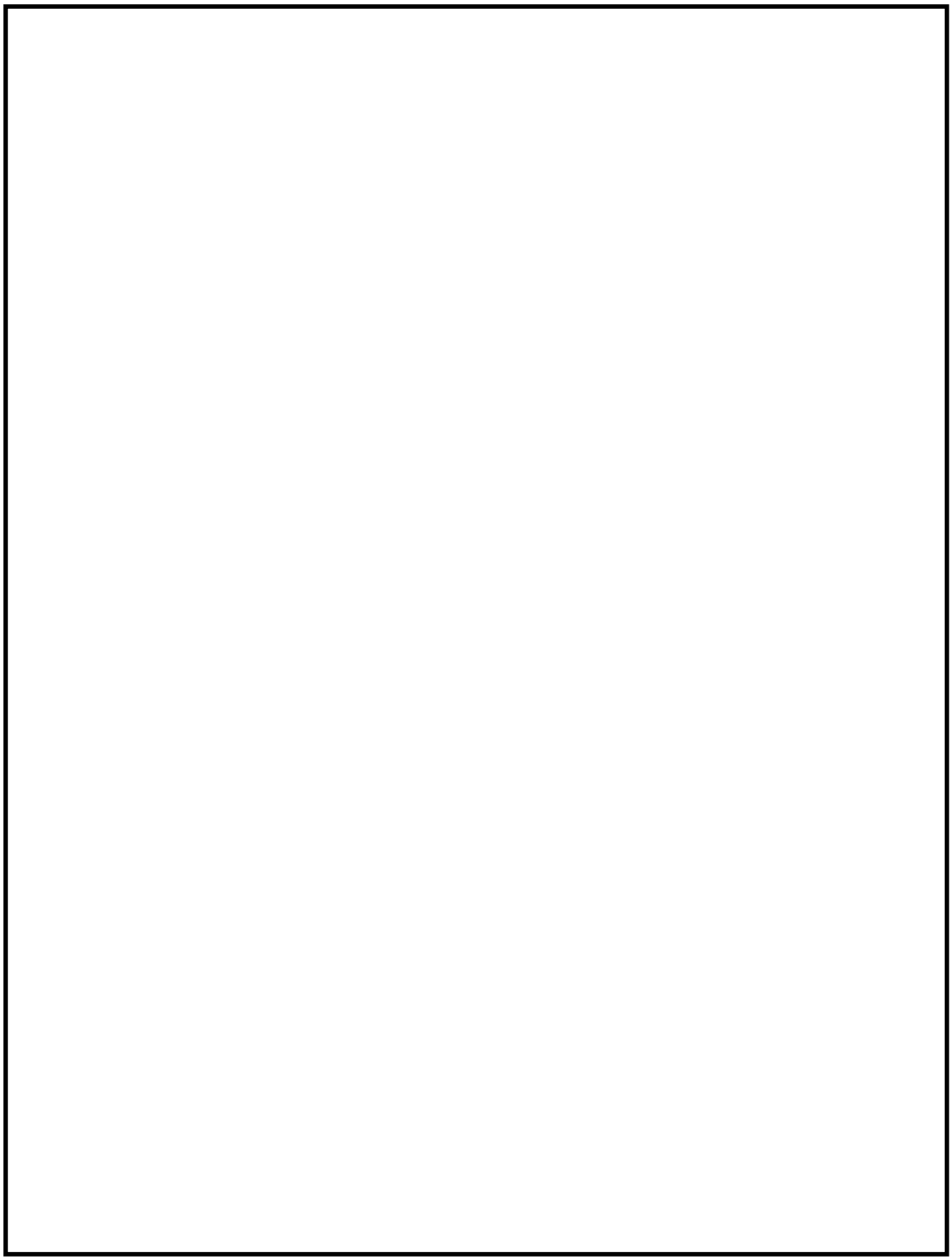
第 2 図　原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート（3／8）



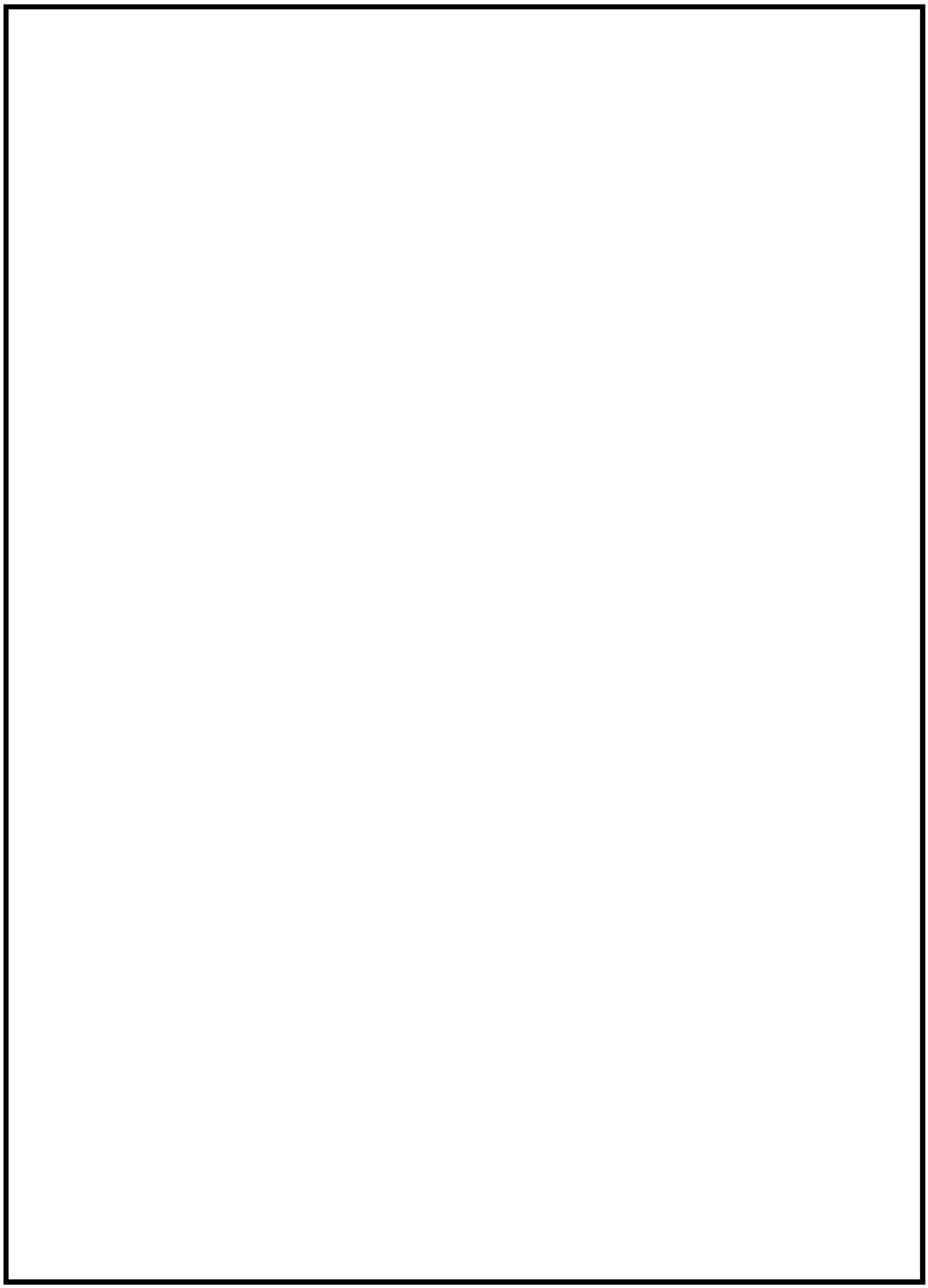
第 2 図　原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート（4／8）



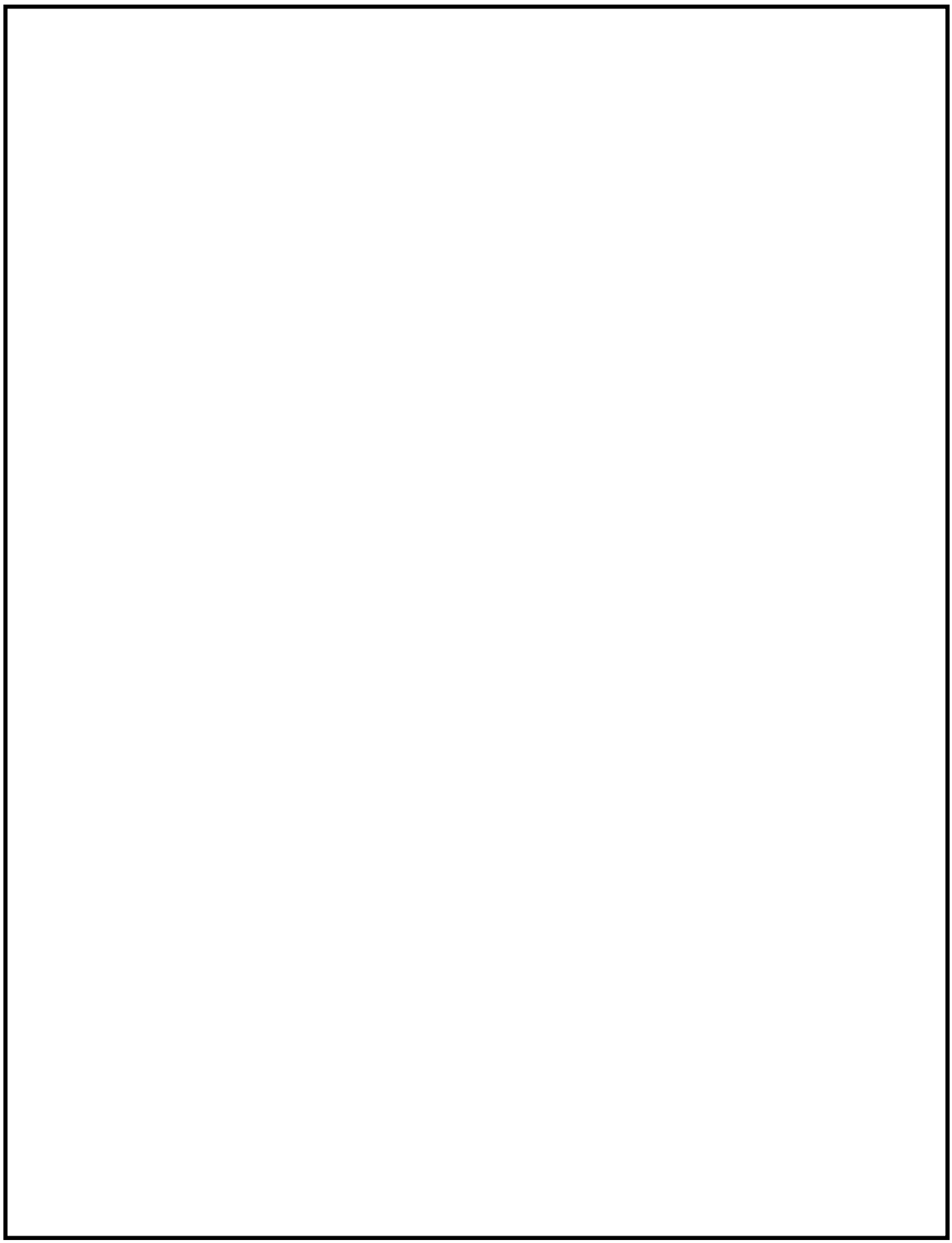
第 2 図　原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート（5／8）



第２図　原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート（6／8）



第 2 図　原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート（7／8）

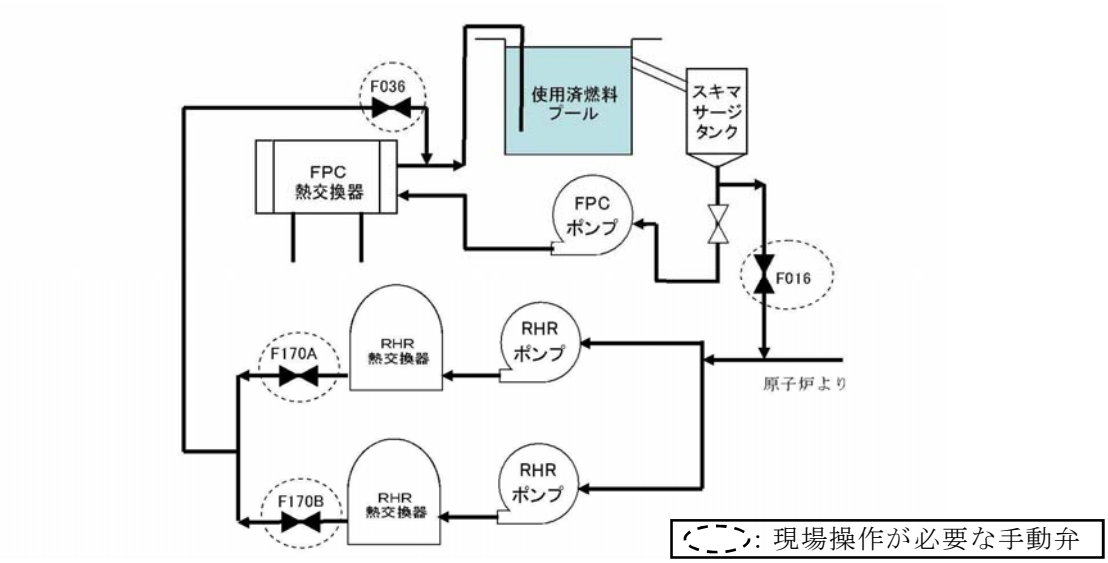


第 2 図　原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート（8／8）

2.　使用済燃料プール冷却・注水機能復旧操作

(1)　必要となる操作の概要

地震時の溢水の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に，残留熱除去系により使用済燃料プールの冷却及び注水機能を維持する必要があり，その際に現場での手動弁操作が必要となる。



第 3 図　現場操作が必要な機器

第 3 表　燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作のための現場操作機器

操作対象機器		対象区画
機器番号	機器名称	
E12-F170A	RHR(A)-FPC ライン隔離弁	RB-3-1（MSIV-LCS マニホールド室）
E12-F170B	RHR(B)-FPC ライン隔離弁	
G41-F036	FPC 系-RHR 系連絡出口弁	RB-4-1（エレベータ正面）
G41-F016	FPC 系-RHR 系連絡入口弁	RB-4-19（FPC ポンプ室）

(2)　操作容易性の評価結果

a．操作場所（第4図参照）

原子炉建屋原子炉棟3階 ＭＳＩＶ－ＬＣＳマニホールド室

原子炉建屋原子炉棟4階 エレベータ正面

原子炉建屋原子炉棟4階 ＦＰＣポンプ室

b．想定される環境条件

水位，温度，線量，化学薬品，照明，感電，漂流物

（起因事象：内部溢水）

c．操作場所の評価（アクセス性含む）

溢水事象発生時に想定される環境条件（水位，温度，線量，化学薬品，照明，感電，漂流物）の観点から評価し，操作場所及びアクセス性に影響はなく，操作可能である。

なお，火災防護における火災防護対策が操作場所及びアクセス性に影響がないことを確認した。

想定される環境条件の評価結果については以下に示す。

・滞留水位については，対象区画で発生する溢水量より，最大0.01mとなり，操作場所及びアクセス時の歩行に支障がなく，操作可能である。また，防火扉は溢水時の最大水位より高い位置に設置することから，扉開閉に問題はない。

・温度については，溢水源のうち高温の流体を内包する系統はないことから，長時間に渡りアクセス困難な高温状態が継続することは考えにくいため，操作場所及びアクセス性への影響はなく，操作可能である。

・線量については，放射性物質を内包する溢水が発生してもハッチ等の開口部より下階へと排水されるが，保守的に継続した想定での評

価をしても被ばく線量としては数 mSv 程度となり，緊急時作業に係る線量限度 100mSv と比較して十分小さく抑えられることから，操作場所及びアクセス性への影響はなく，操作可能である。

・化学薬品については，アクセスルートに影響を与える可能性のあるものとしては，防錆剤を含む閉ループ系統及び個別の容器に保管の薬品であるが，濃度は十分に低く，操作場所及びアクセス性への影響はなく，操作可能である。また，防護服等を配備し，必要により使用可能としている。

・照明については，中央制御室から操作場所までのアクセスルート上に常用電源，非常用電源から電源供給される作業用照明が設置されているため，操作場所及びアクセス性への影響はなく，操作可能である。また，溢水の影響により一部の照明が機能喪失した場合でも，対応する運転員が常時滞在している中央制御室等に可搬型照明を配備し，必要により使用可能としている。

・感電については，電気設備が溢水の影響を受けた場合，短絡が発生し保護回路がそれを検知しトリップすることで，当該電気設備への給電は遮断されることから，操作場所及びアクセス性への影響はなく，操作可能である。また，運用面でも，溢水の発生が想定される場合は，運転員が溢水箇所に関連する電源を開放することについて社内規定類に定めることとしている。

・漂流物については，屋内に設置されているラック等は，固縛処置がされており，溢水が発生した場合においても漂流物とならないことから，操作場所及びアクセス性への影響はなく，操作可能である。

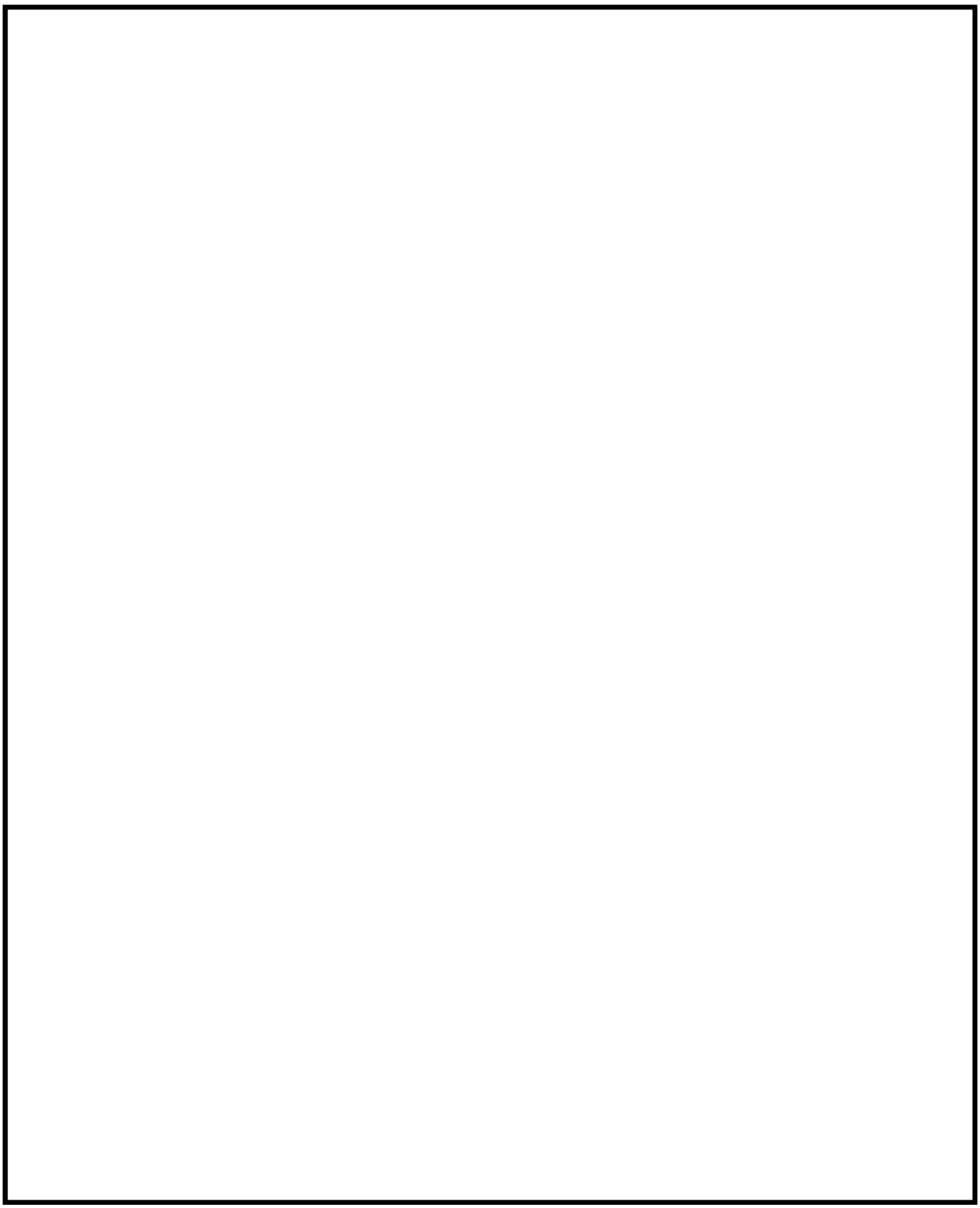
第 4 表　燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作箇所の浸水深さ

操作対象機器		対象区画	浸水深さ (m)
機器番号	機器名称		
E12-F170A	RHR(A)-FPC ライン隔離弁	RB-3-1 (MSIV-LCS マニホールド室)	0.01
E12-F170B	RHR(B)-FPC ライン隔離弁		
G41-F036	FPC 系-RHR 系連絡出口弁	RB-4-1 (エレベータ正面)	0.00
G41-F016	FPC 系-RHR 系連絡入口弁	RB-4-19 (FPC ポンプ室)	0.00

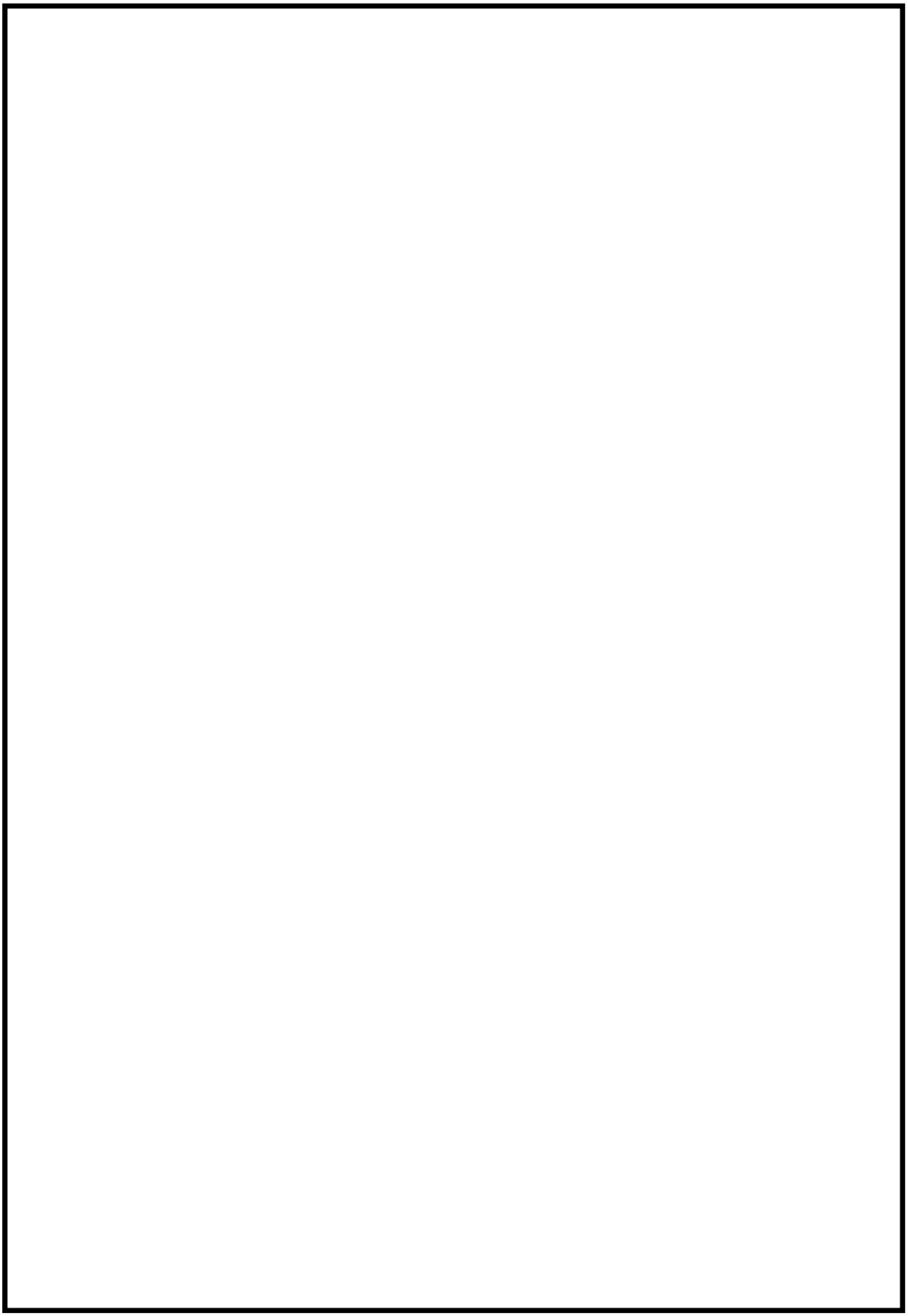
d．操作内容の評価

現場弁等を操作する際に使用する工具については，各種弁の仕様や構造に応じた適正な工具を中央制御室内及び廃棄物処理操作室近傍に配備し，操作が容易に実施可能である。

なお，弁の操作時には，対象弁に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し，操作対象であることを確認してから操作を行うことで，誤操作防止を図る。

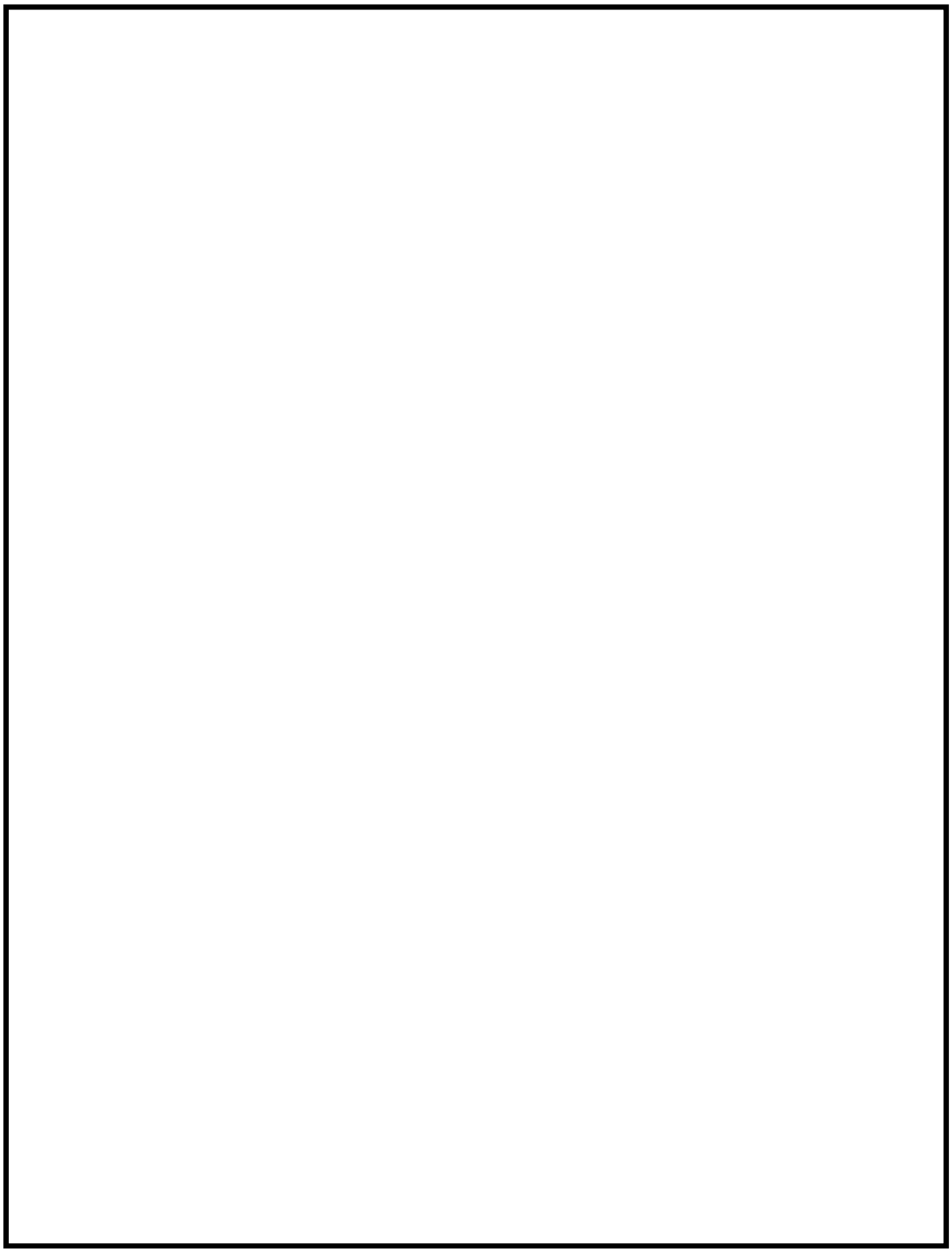


第4図　燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所へのアクセスルート（1／7）

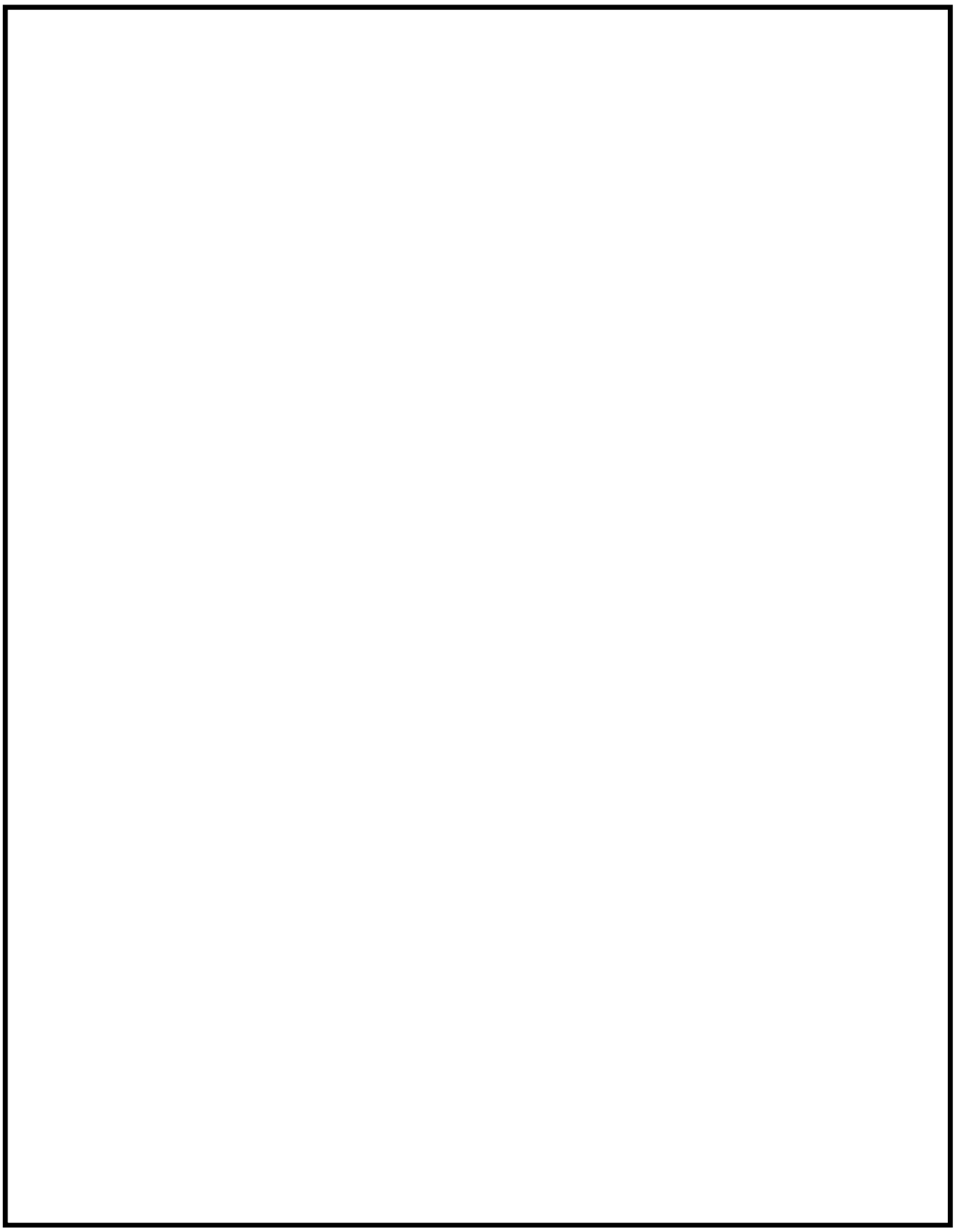


第 4 図　燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所へのアクセスルート（2／7）

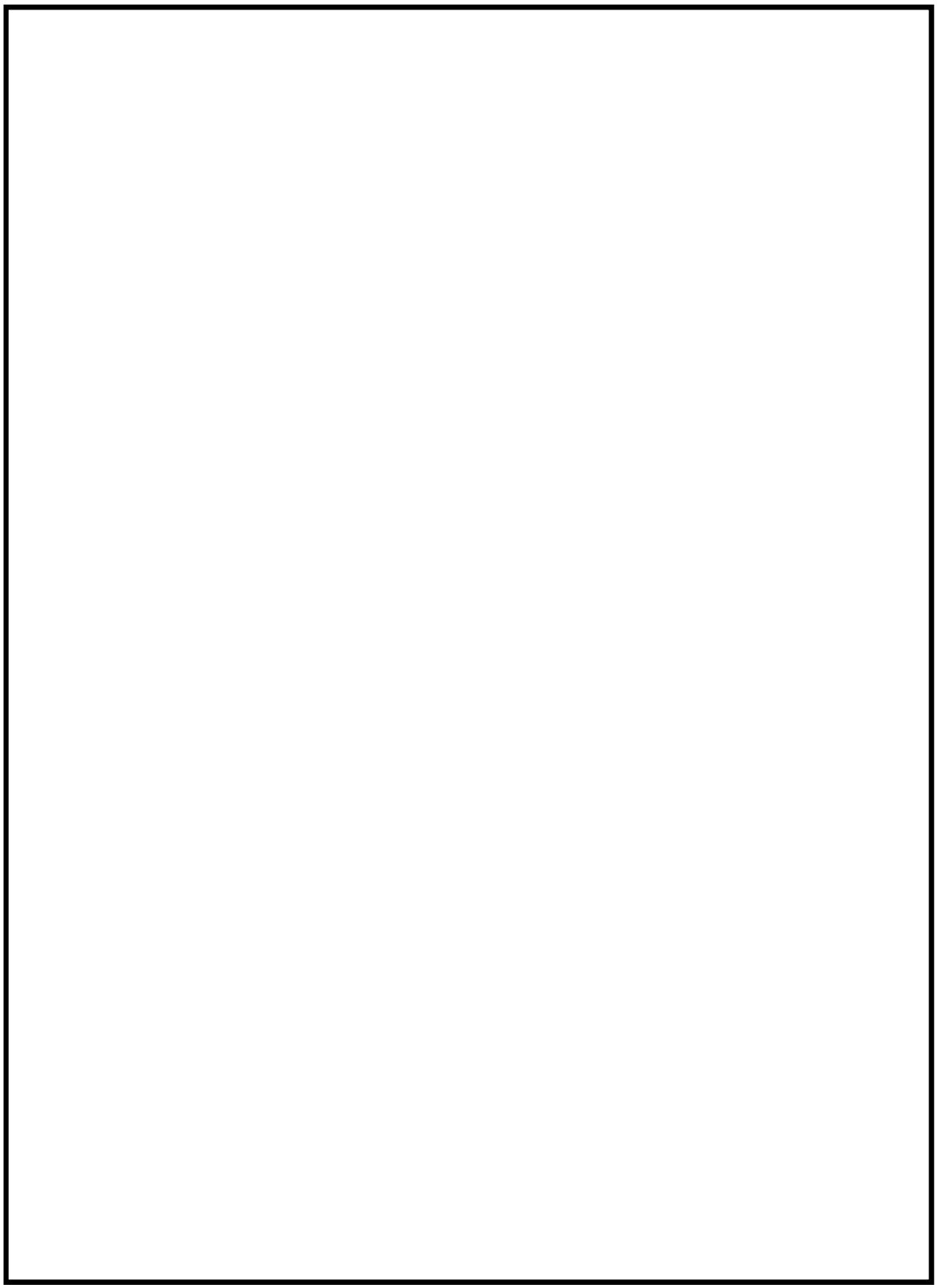
第 4 図　燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所へのアクセスルート（3／7）



第4図　燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所へのアクセスルート（4／7）



第 4 図　燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所へのアクセスルート（5／7）



第 4 図　燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所へのアクセスルート（6／7）

第 4 図　燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所へのアクセスルート（7／7）

3.　全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作

(1)　必要となる操作の概要

全交流動力電源喪失時で，非常用ディーゼル発電機又は外部電源復旧が不可能な場合に，重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備から供給するため，受電準備の現場操作として不要な負荷の切り離し操作が必要となる。

(2)　操作容易性の評価結果

ａ．操作場所（第 5 図参照）

原子炉建屋付属棟 1 階，地下 1 階，地下 2 階（電気室）

ｂ．想定される環境条件

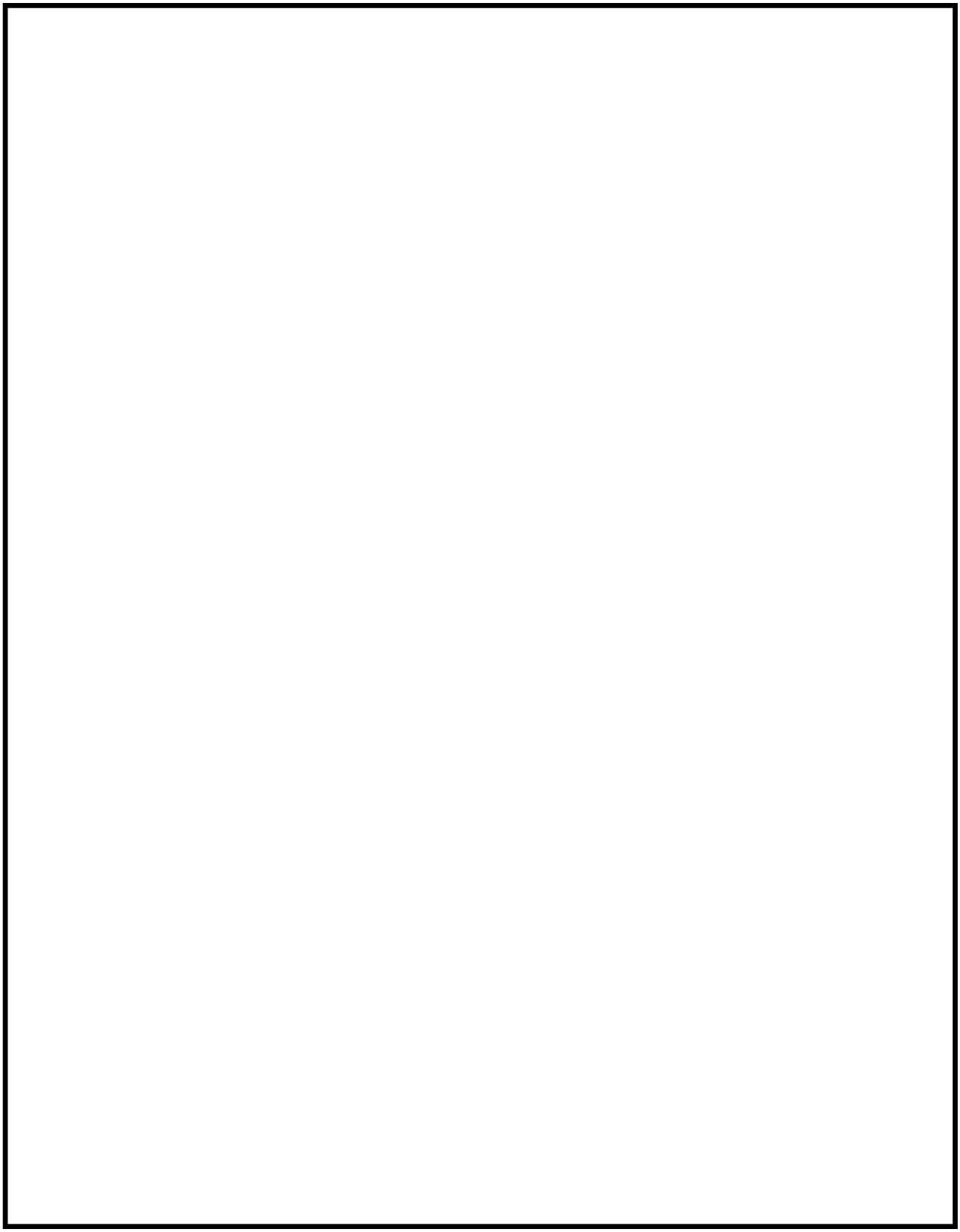
交流照明喪失（起因事象：全交流動力電源喪失）

ｃ．操作場所の評価（アクセス性含む）

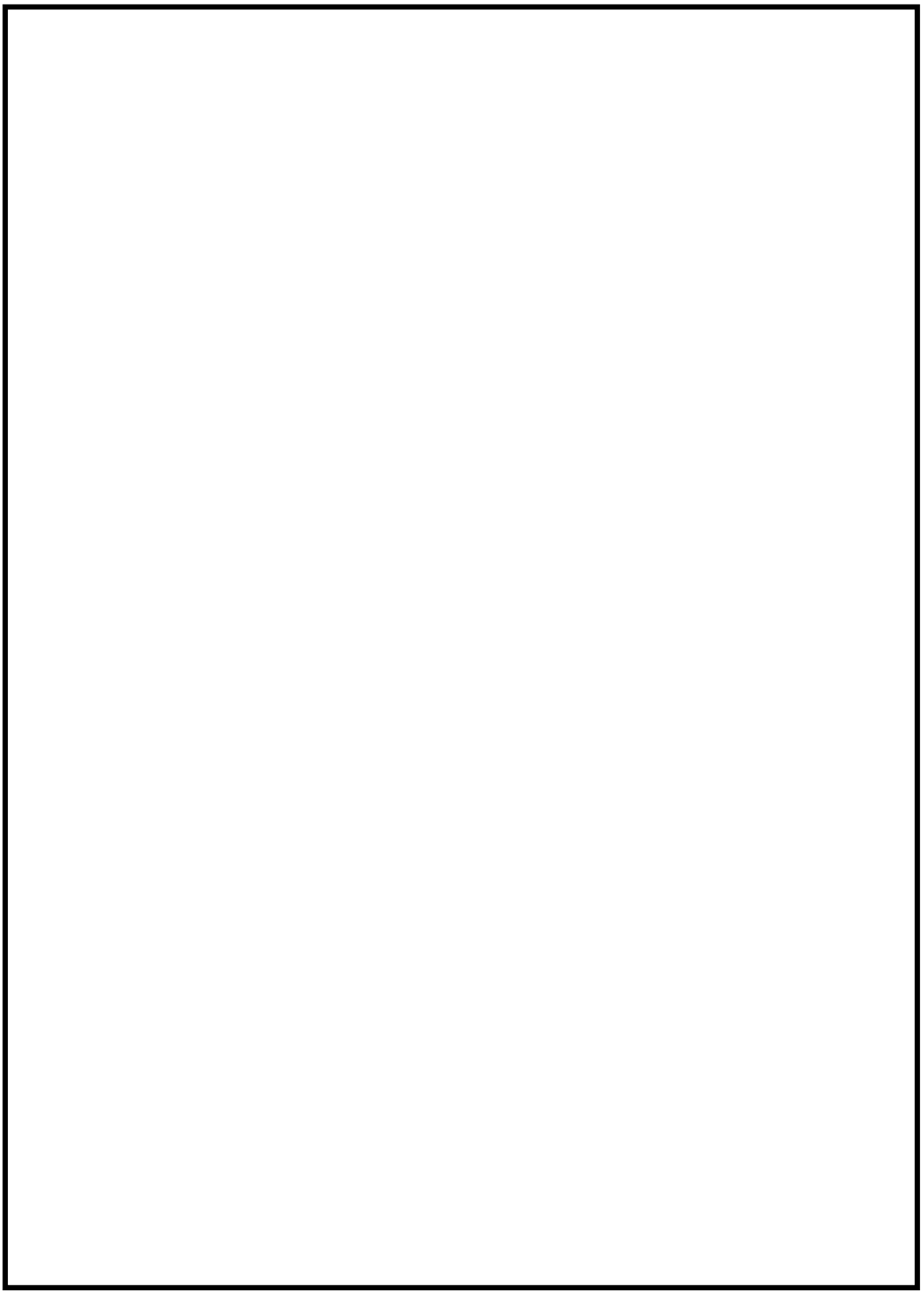
全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの間においても操作できるように，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置することにより，想定される環境条件においても操作場所及びアクセス性に影響はなく，操作可能である。また，可搬型照明を配備していることから，必要により使用することが可能である。

ｄ．操作内容の評価

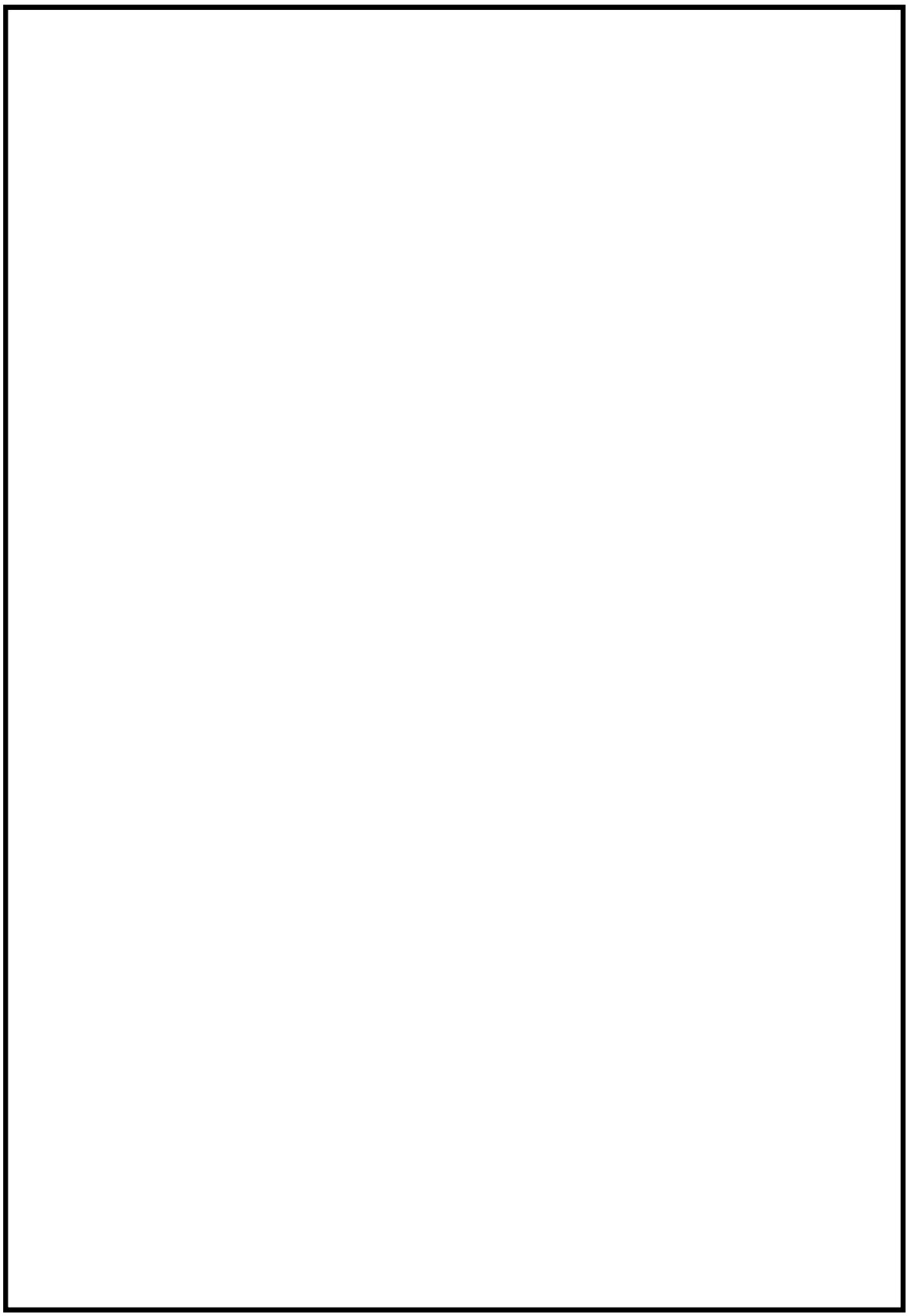
全交流動力電源喪失時に負荷切り離し操作を実施する際は，当該電源盤で電源切状態を確認できることにより，操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。なお，負荷切り離し操作を行う盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し，操作対象であることを確認してから操作を行うことで，誤操作防止を図る。



第5図　全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所へのアクセスルート（1／10）

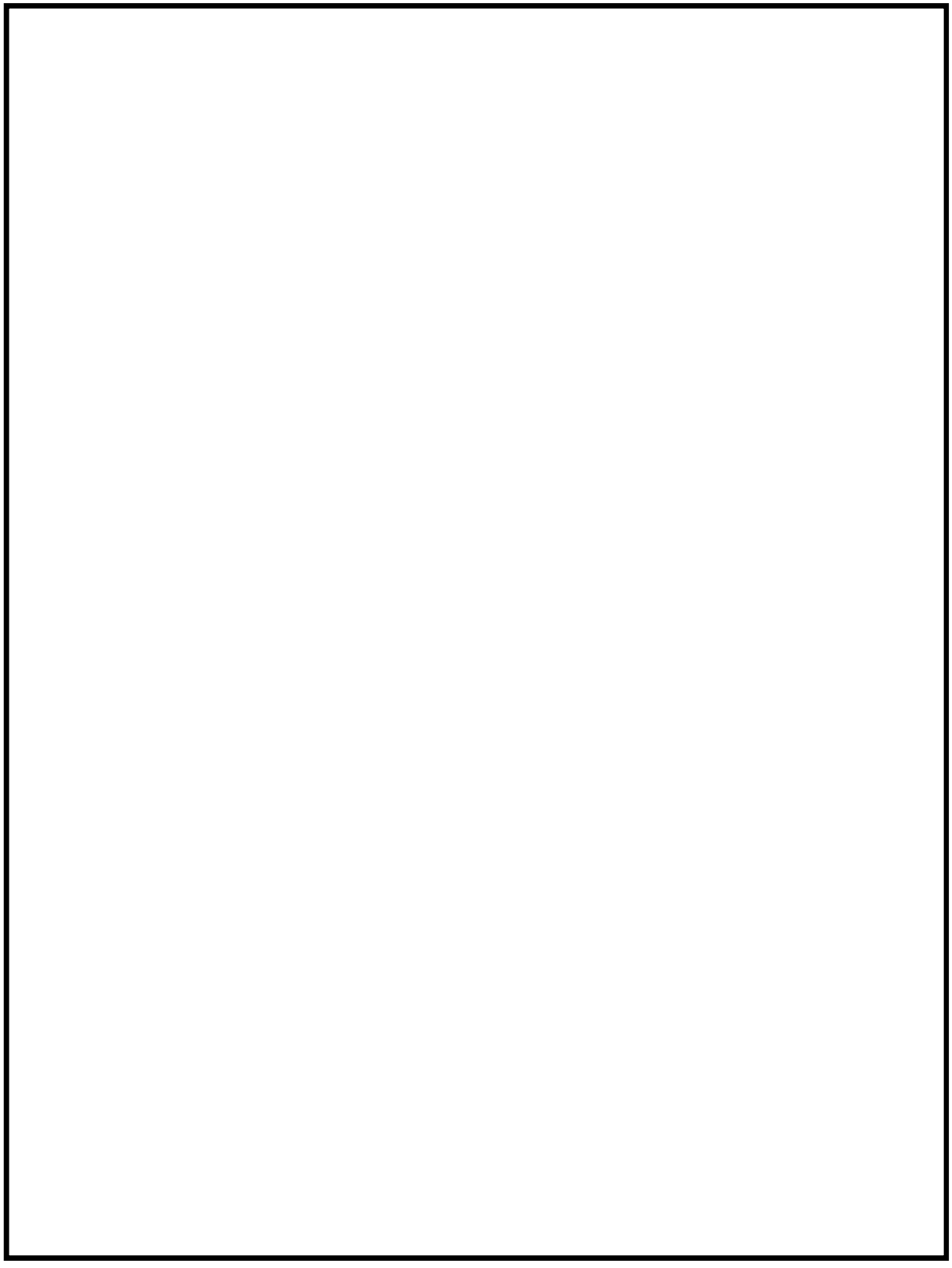


第5図　全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所へのアクセスルート（2／10）



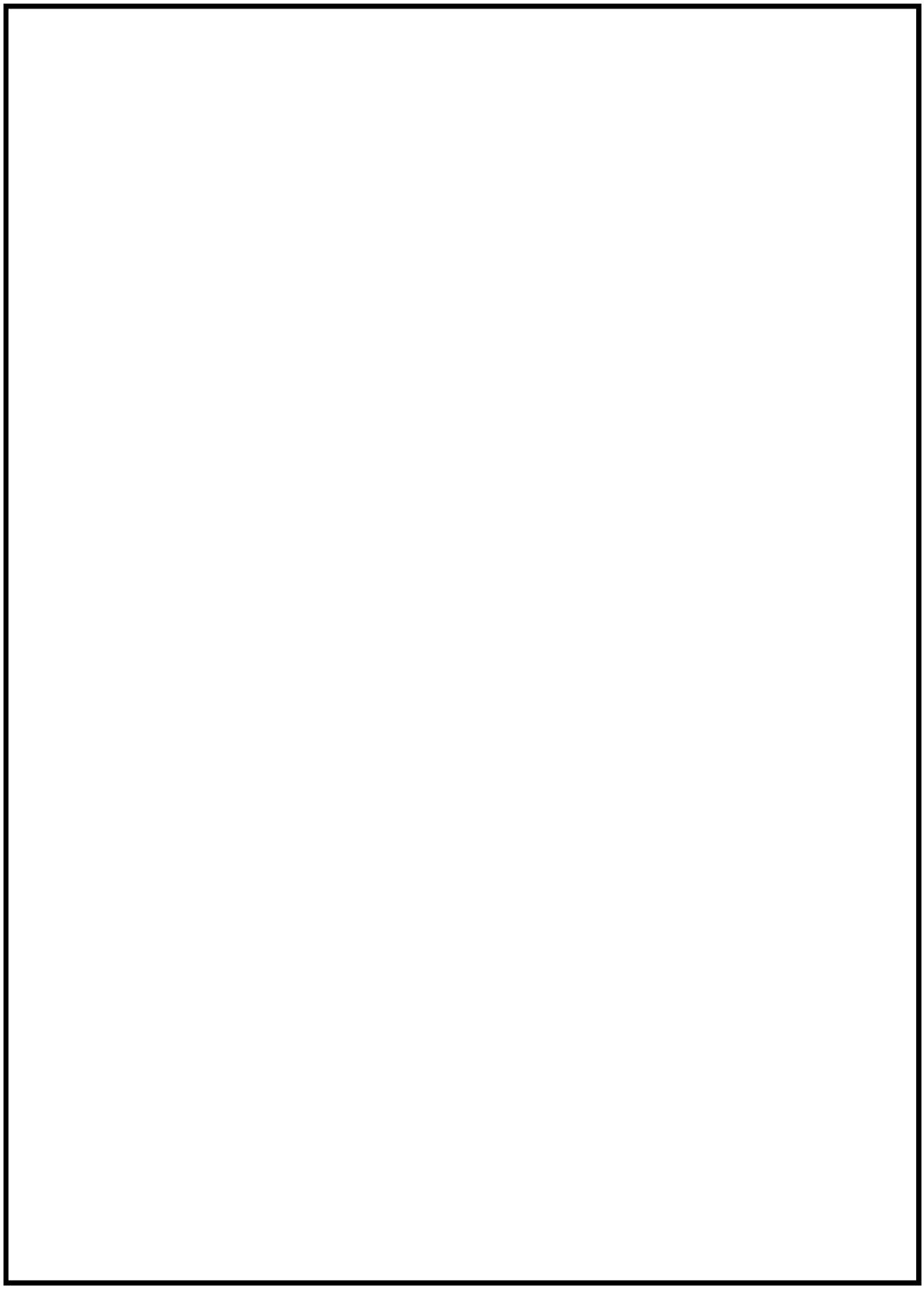
第 5 図　全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート（3／10）

第5図　全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所へのアクセスルート（4／10）

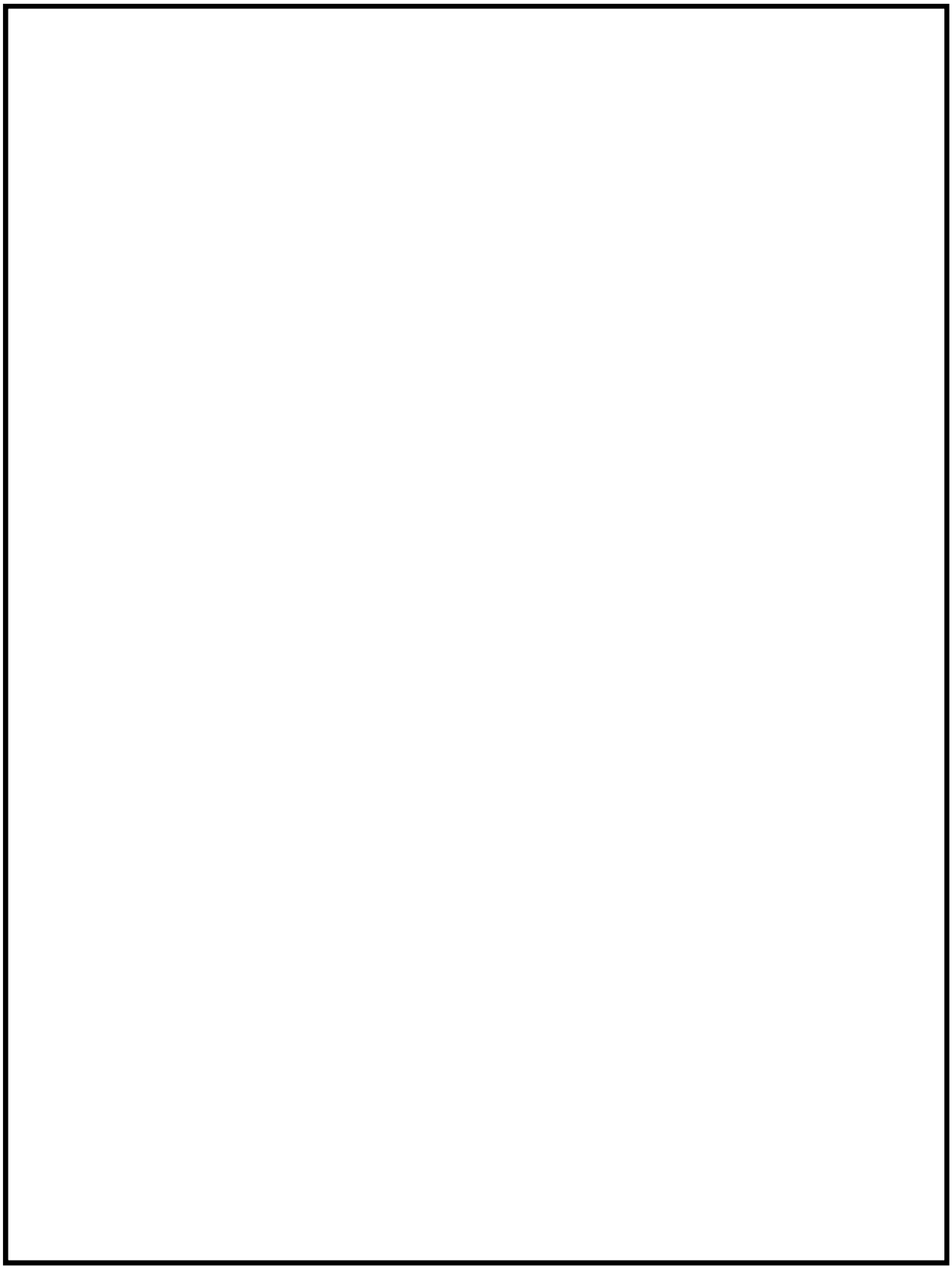


第 5 図　全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所へのアクセスルート（5／10）

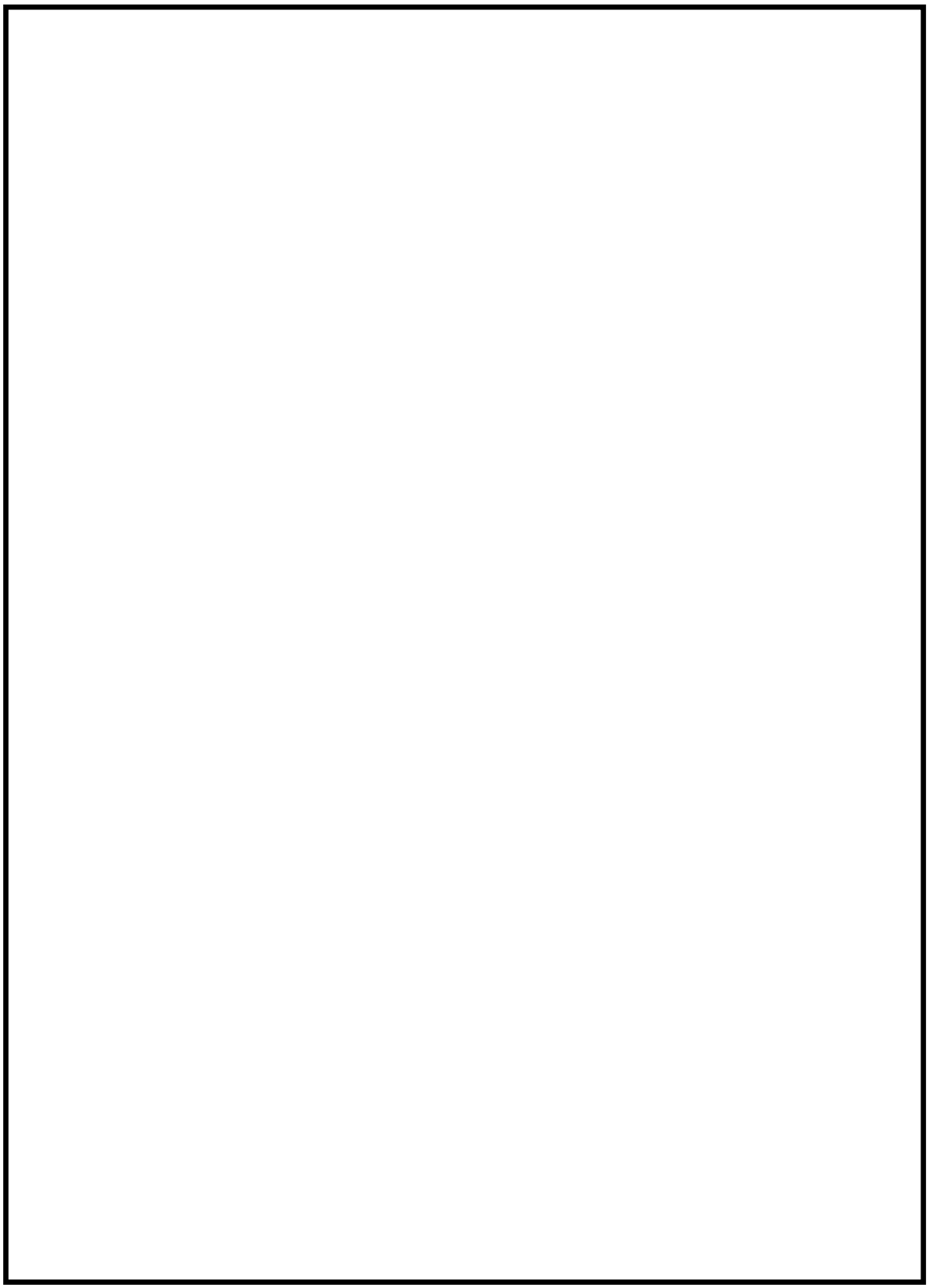
第 5 図　全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所へのアクセスルート（6／10）



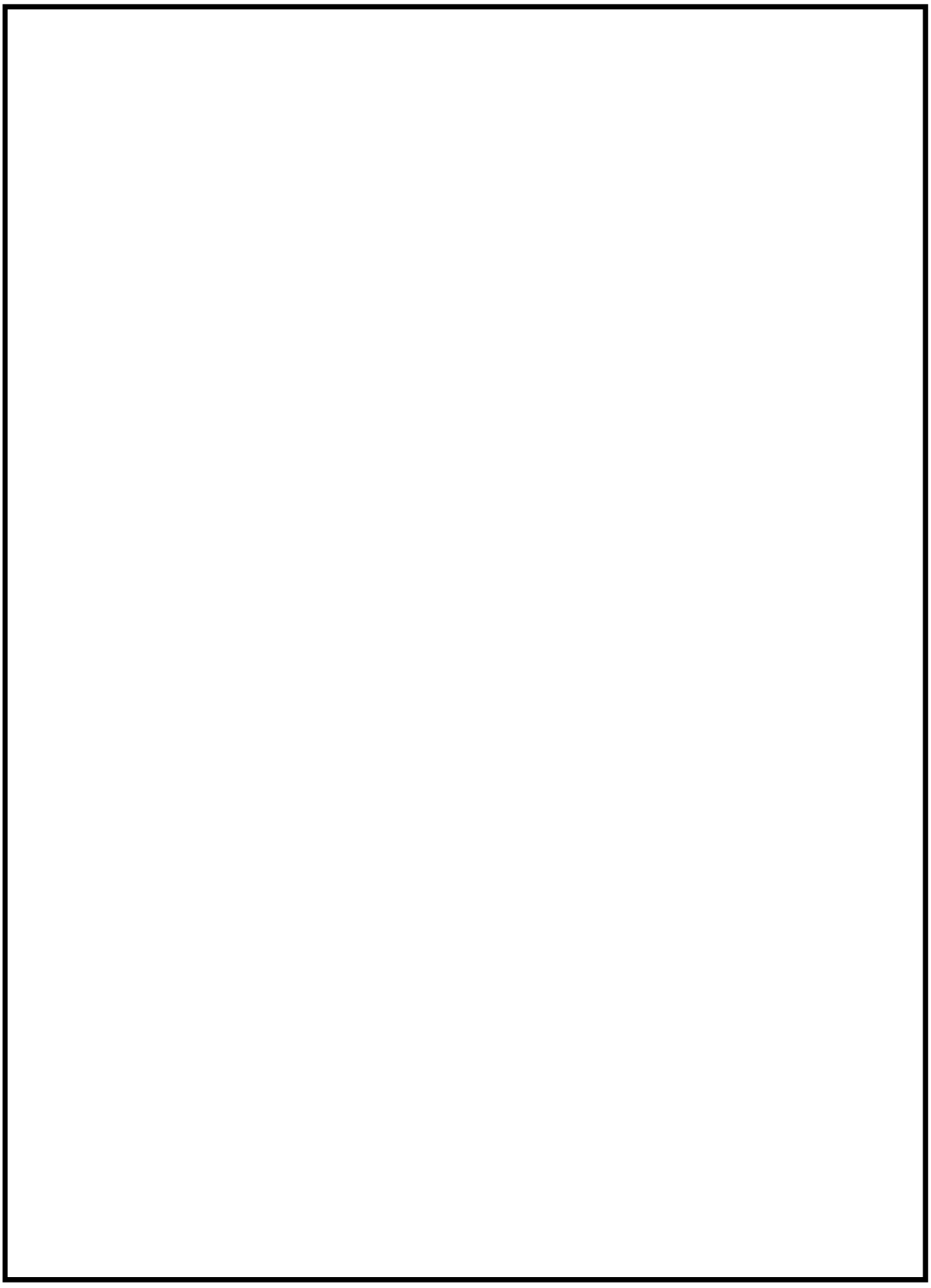
第 5 図　全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート（7／10）



第 5 図　全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート（8／10）



第 5 図　全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所へのアクセスルート（9／10）



第 5 図　全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所へのアクセスルート（10／10）

4.　中央制御室外原子炉停止操作

(1)　必要となる操作の概要

火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合，中央制御室外原子炉停止装置において，原子炉スクラム後の高温状態から冷温状態に移行させる操作が必要となる。

なお，中央制御室から避難する必要がある場合，中央制御室を出る前に原子炉スクラム操作を実施するが，スクラム操作が不可能な場合は，中央制御室外において原子炉保護系論理回路の電源を遮断すること等により行うことができる設計としている。

(2)　操作容易性の評価結果

ａ．操作場所（第 6 図参照）

[redacted]（中央制御室外原子炉停止装置）

ｂ．想定される環境条件

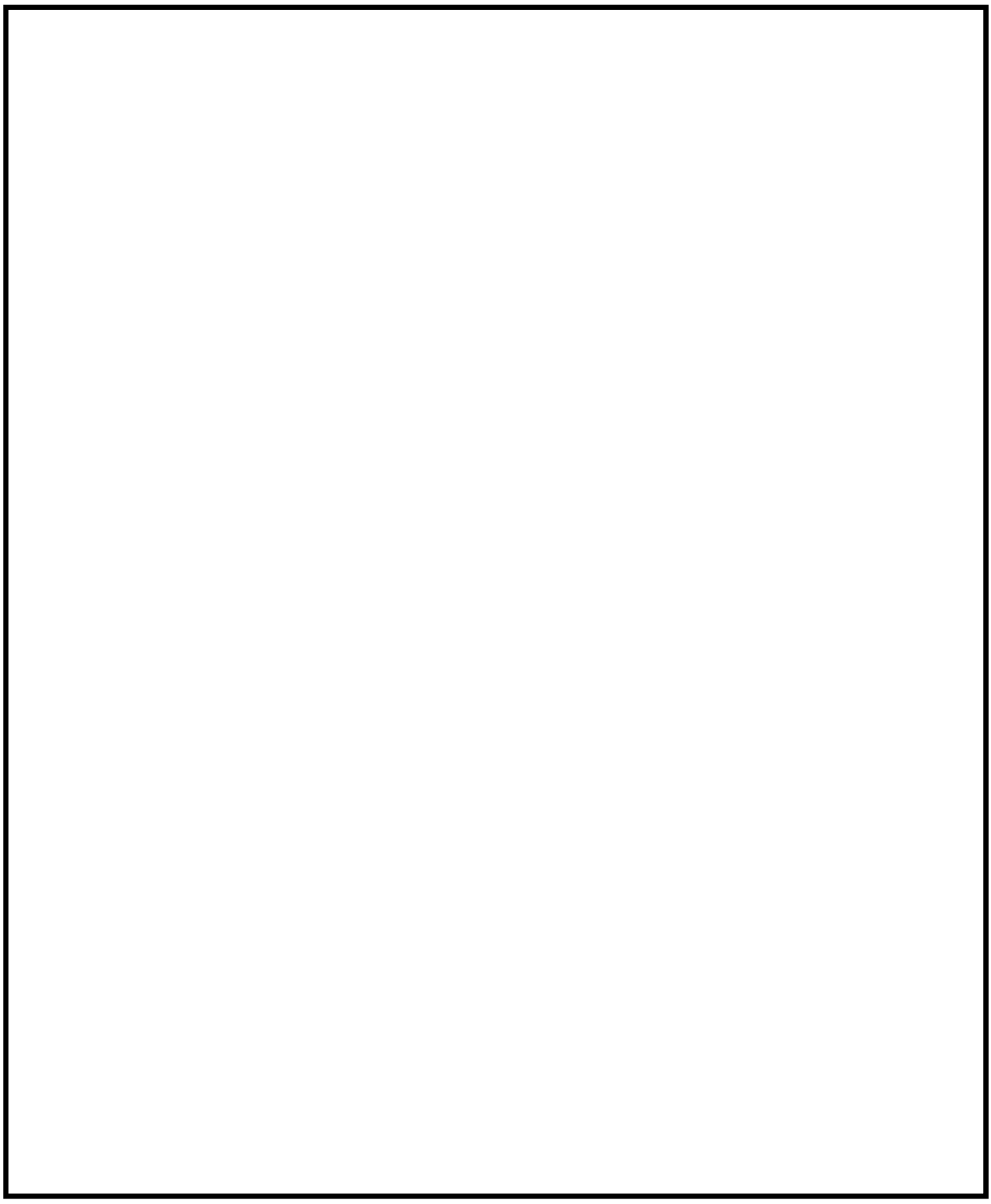
炎，熱，煙（起因事象：内部火災），その他の異常な事態

ｃ．操作場所の評価（アクセス性含む）

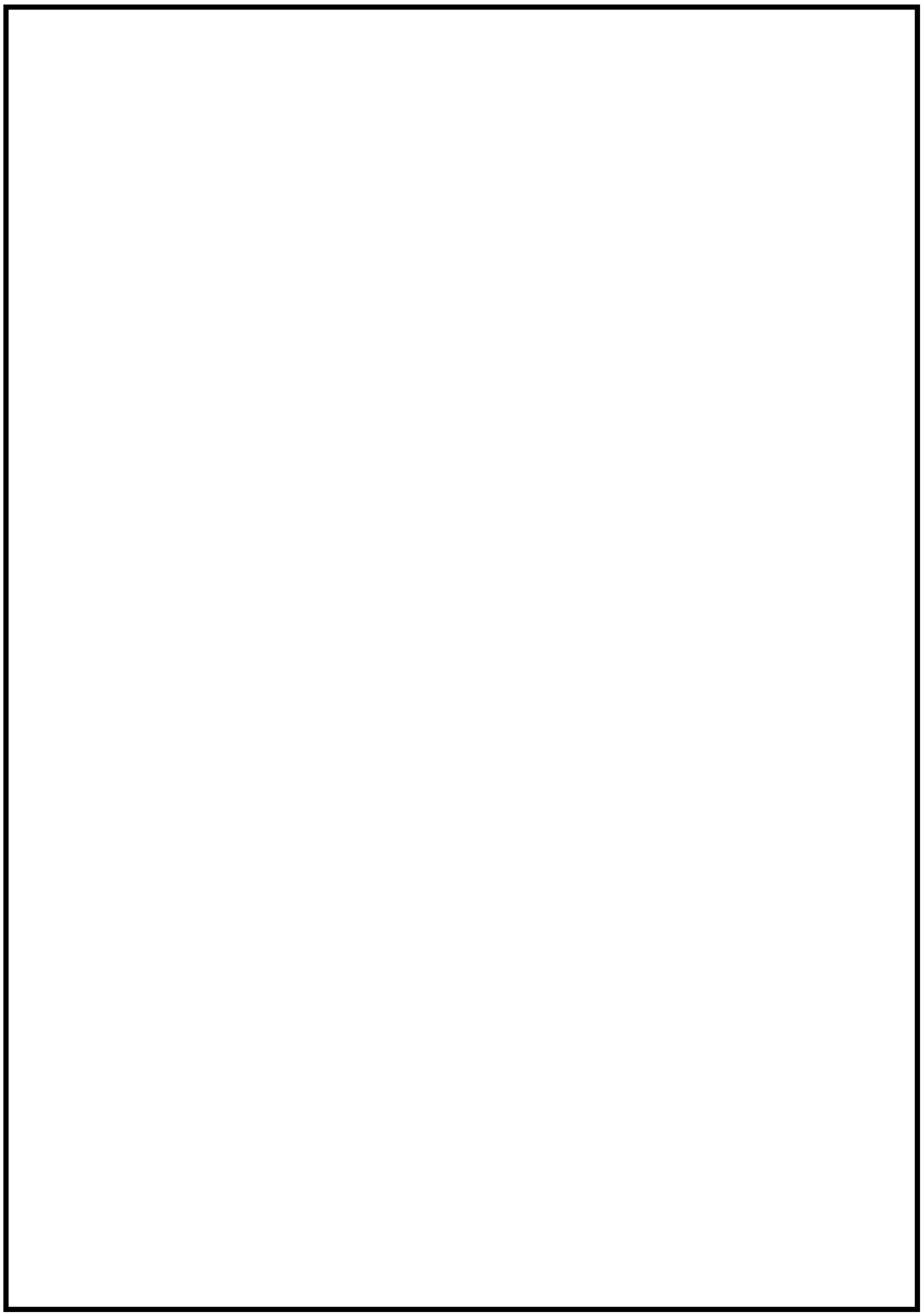
火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合，中央制御室外原子炉停止装置は中央制御室から離れた場所に設置し位置的に分散されているため，想定される環境条件においても操作場所及びアクセス性に影響はなく，操作可能である。

ｄ．操作内容の評価

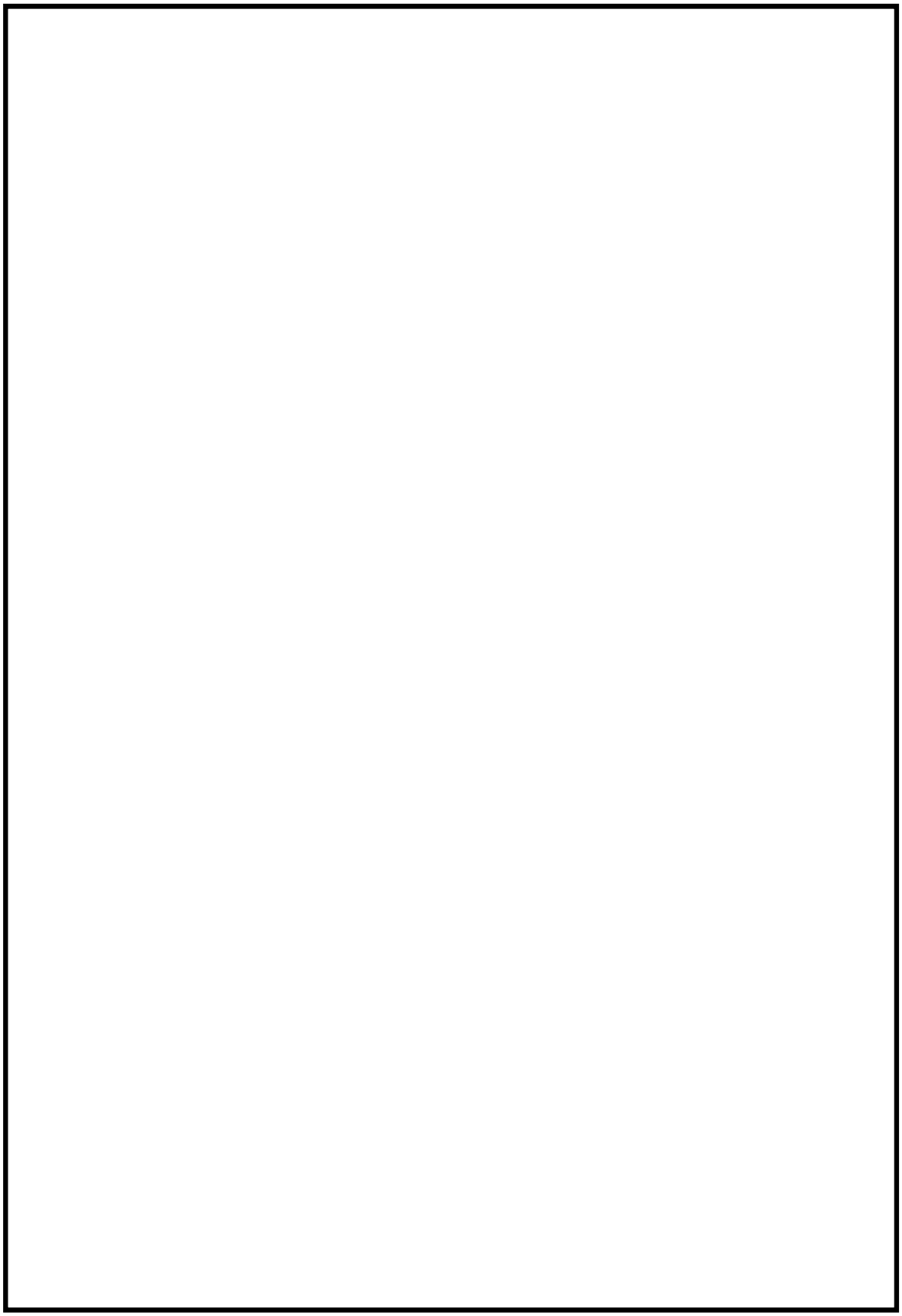
現場にて操作を行う制御盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し，操作対象であることを確認してから操作を行うことで，誤操作防止を図る。また，本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより，操作が実施されたことの確認も容易である。



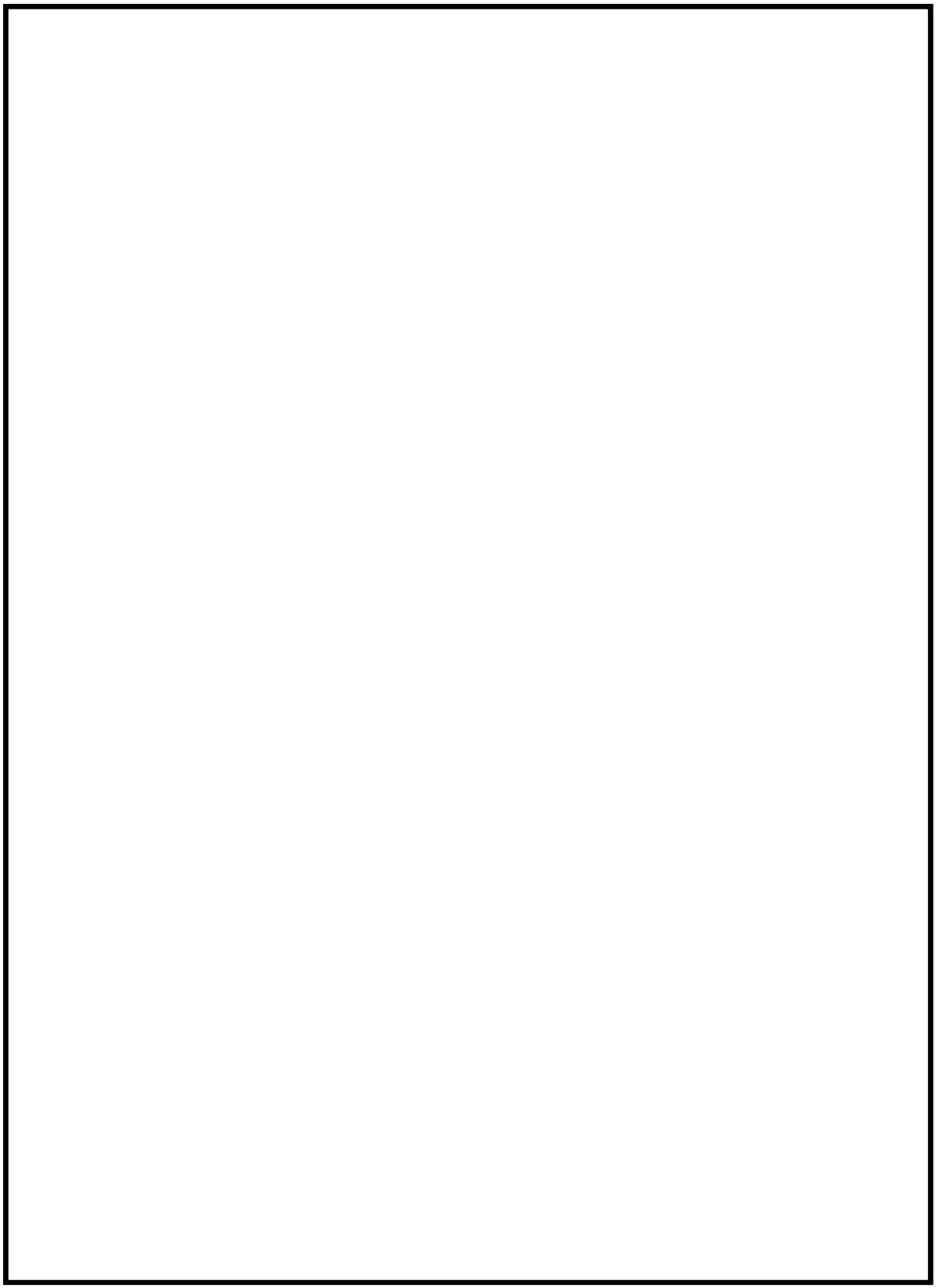
第 6 図　中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所へのアクセスルート（1／9）



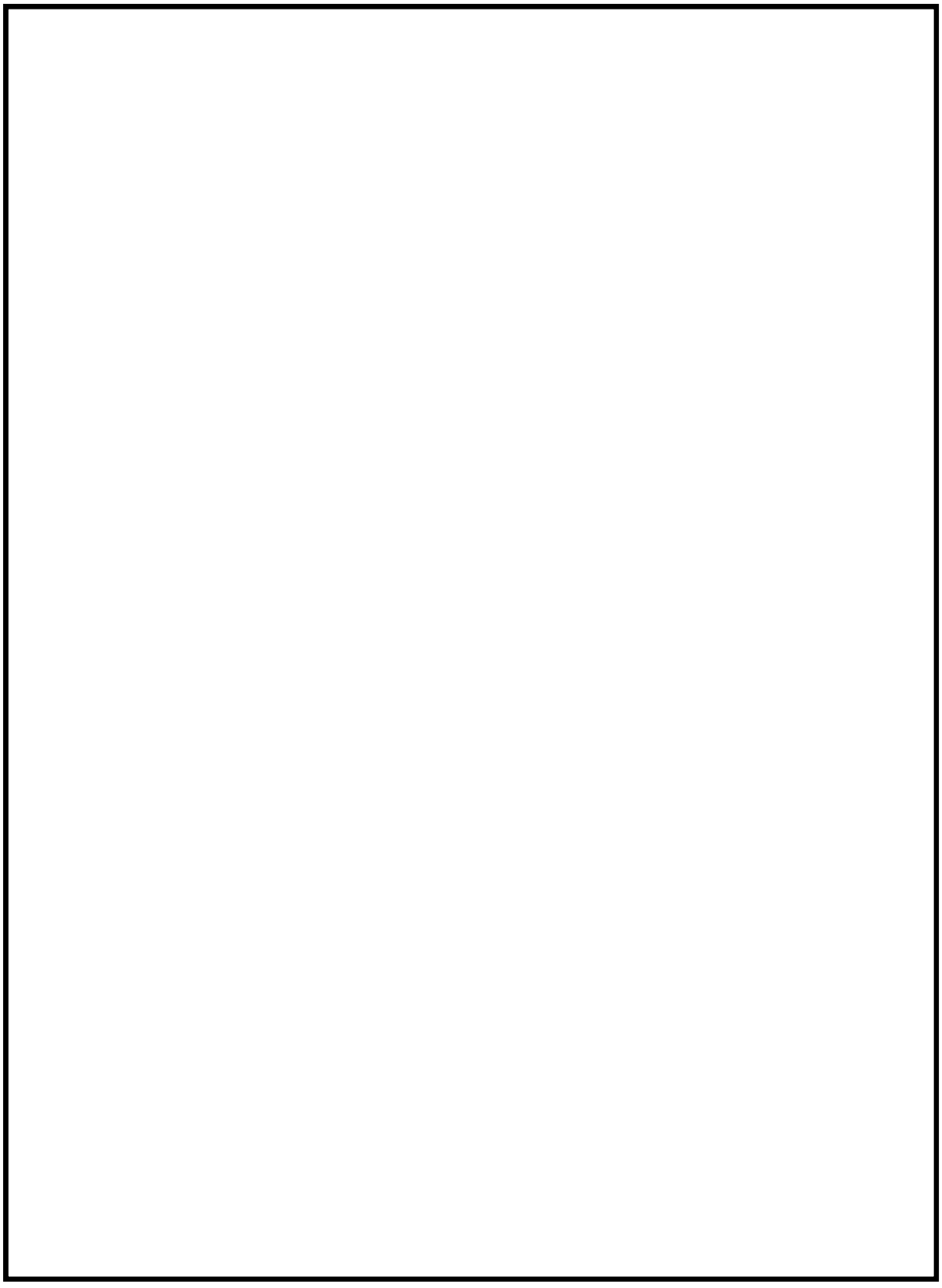
第 6 図　中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所へのアクセスルート（2／9）



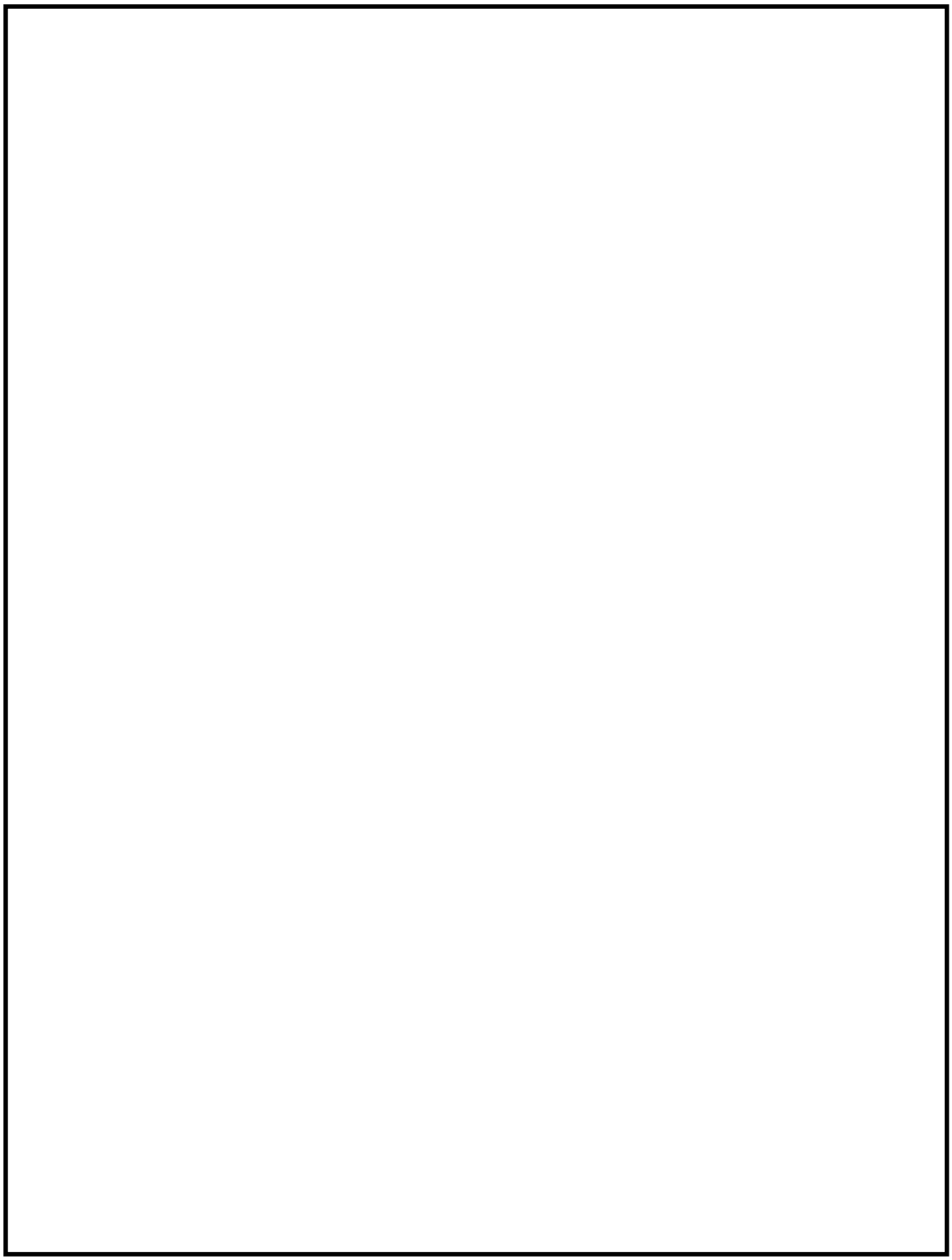
第 6 図　中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所へのアクセスルート（3／9）



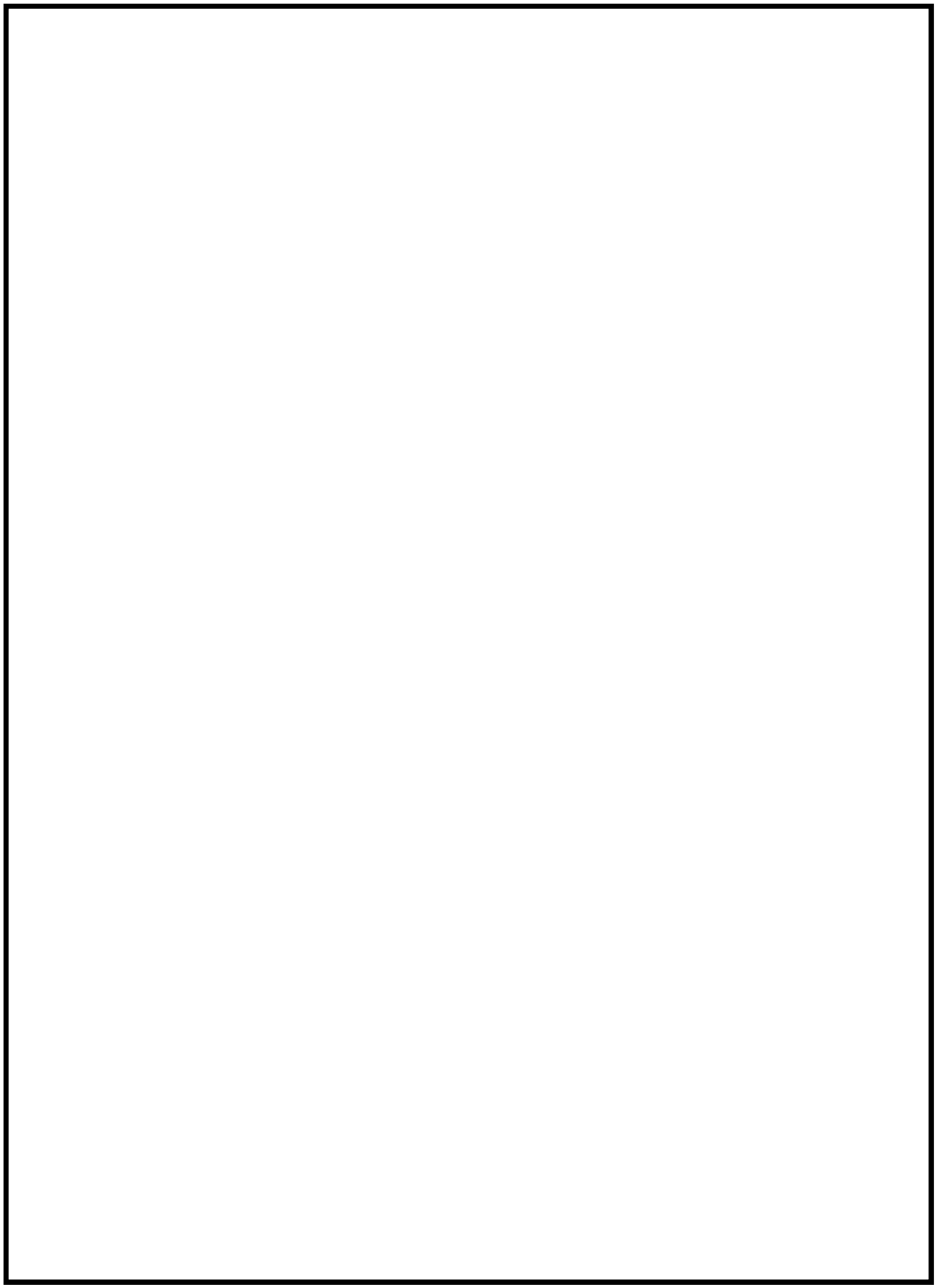
第 6 図　中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所へのアクセスルート（4／9）



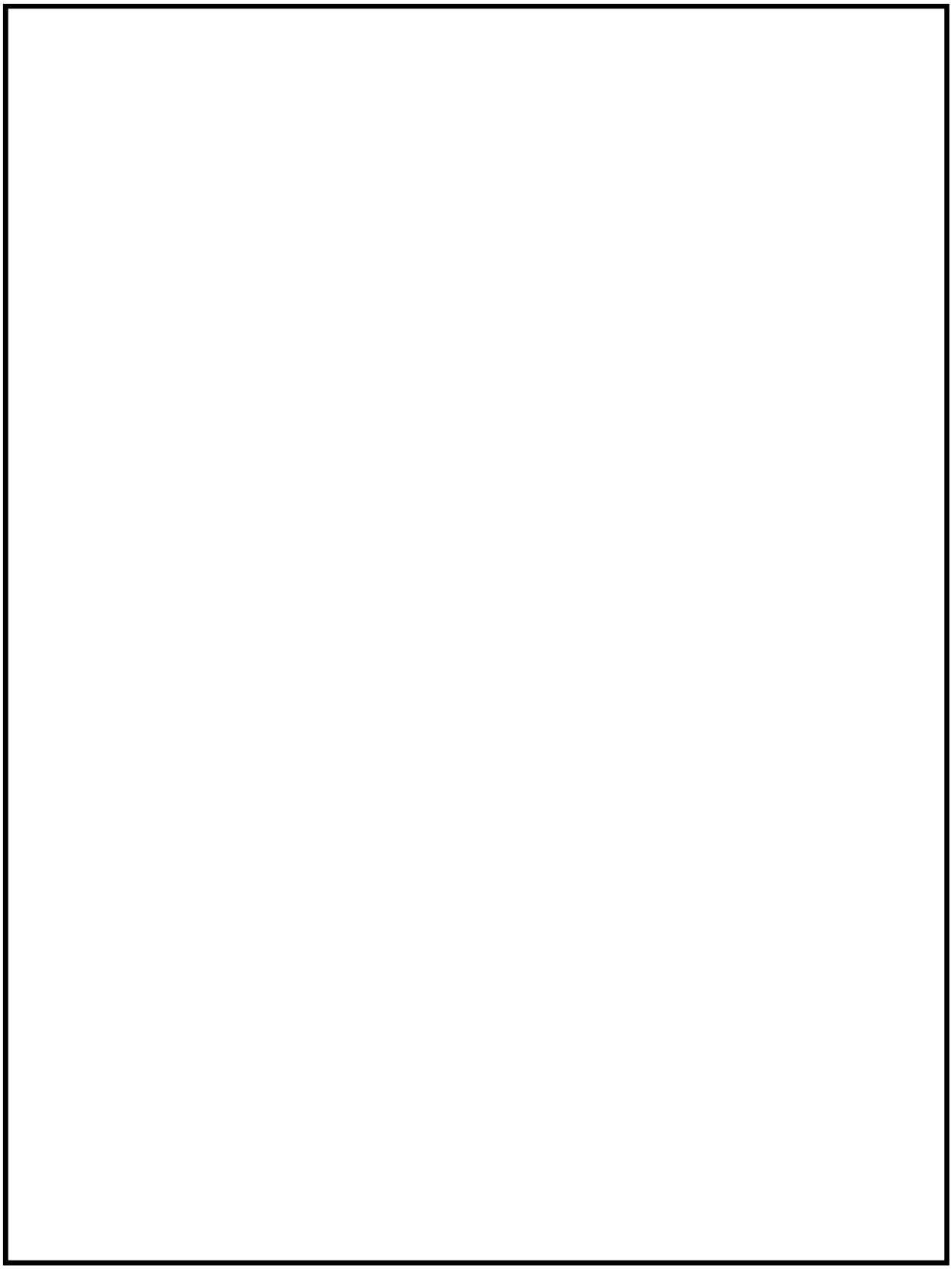
第 6 図　中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所へのアクセスルート（5／9）



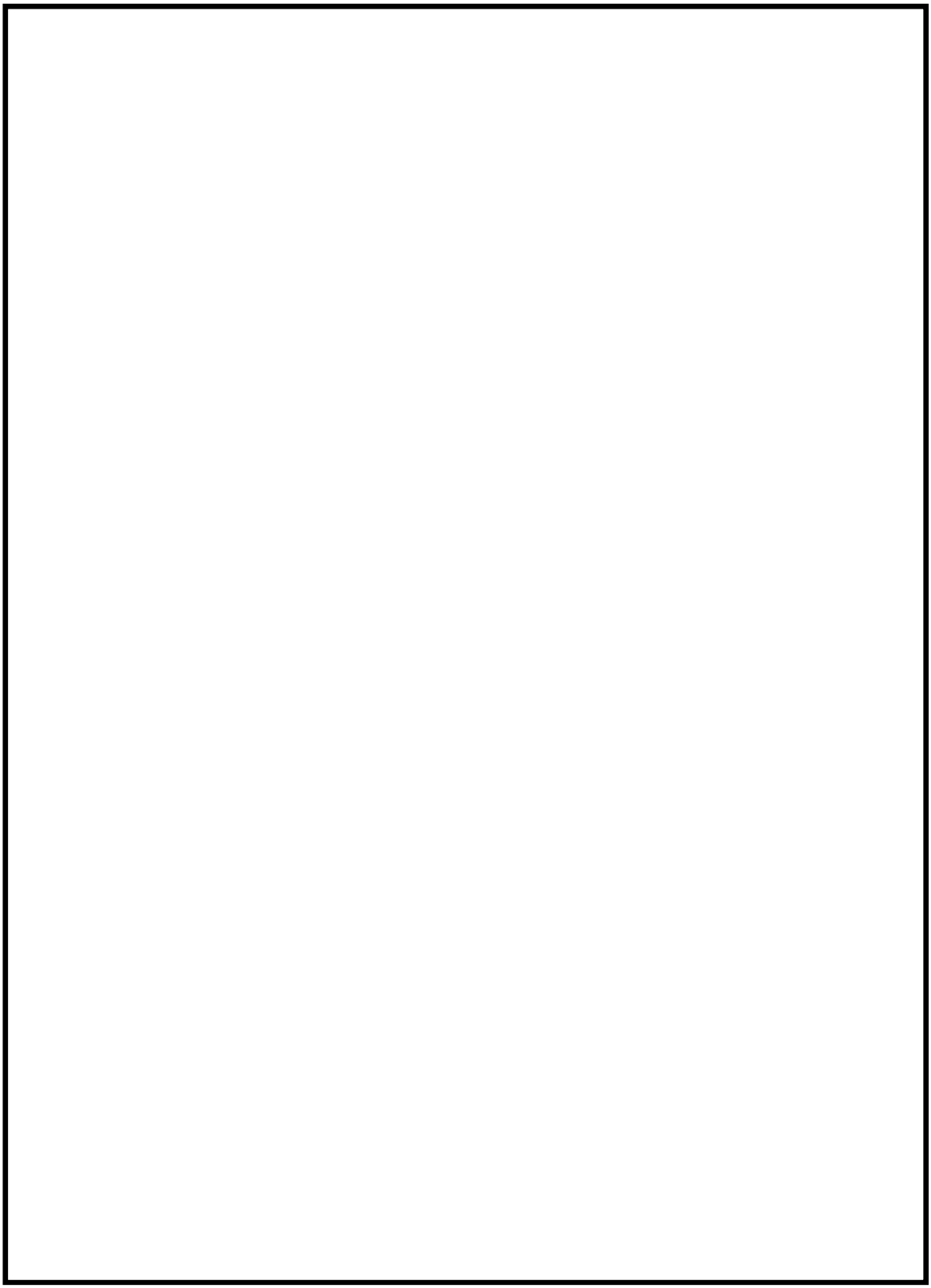
第 6 図　中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所へのアクセスルート（6／9）



第 6 図　中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所へのアクセスルート（7／9）



第 6 図　中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所へのアクセスルート（8／9）



第 6 図　中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所へのアクセスルート（9／9）

別紙 2

制御盤等の設計方針に関する実運用への反映について

現在の制御盤等の設計方針は，運転員の誤操作を防止するため，盤の配置，操作器具等の操作性に留意するとともに，計器表示及び警報表示により発電用原子炉施設の状態を正確，かつ，迅速に把握できる設計とすること等により，誤操作の防止及び操作の容易性を確保することとしている。

制御盤等を追加・改造する場合においても，社内規程類に定める以下に示す設計プロセスを実施することにより，上記の設計方針が適切に反映されることを管理している。

第 1 表　各設計プロセスにおける実施内容

設計の計画	個々の設計に必要な設計段階の区分，各段階に適したレビュー，検証及び妥当性確認の実施時期，方法等を明確にする。
設計へのインプット	設計業務に必要な原子力施設の要求事項に関連するインプットを技術検討書等で明確にする。
設計の各ステップ	概念設計，基本設計，詳細設計を行う。
設計からのアウトプット	インプットと対比した検証ができる形式でアウトプットを作成し，次のプロセスへ移行する前に審査する。
設計レビュー	設計に関連する部署の長及び当該設計に係る専門家を含む会議体による確認又は関係者による文書の確認をする。
設計検証	設計からのアウトプットが設計へのインプットで与えられた要求事項を満たしていることを検証する。
設計の妥当性確認	検査，試験，試運転等，当該設計業務に適した方法で設計の妥当性確認を実施する。

新規制基準適合申請に係る設計基準対象追加設備の誤操作防止について

（設置許可基準規則第 10 条第 1 項への適合性）

1. 監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出

新規制基準適合申請において新たに設置計画している設計基準対象の追加設備を第 1 表のとおり抽出し，誤操作防止（設置許可基準規則第 10 条第 1 項）への適合性を評価するため，さらにプラントの監視・操作機能を有する設備を整理した。

第 1 表　監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出（1／6）

設置許可		設計基準対象追加設備の抽出	プラントの監視・操作	プラントの監視・操作機能を有する設備		備考
				新設	既設	
第四条	地震による損傷の防止	なし	－	－	－	－
第五条	津波による損傷の防止	貯留堰	－	－	－	－
		閉止板	－	－	－	－
		水密扉	－	－	－	－
		水密扉警報盤	監視のみ	○	－	－
		内部溢水警報盤	監視のみ	○	－	－
		復水器エリア漏えい検知器，海水ポンプエリア漏えい検知器（床漏えい検知器，海水ポンプエリア，タービン建屋）	監視のみ	－	○	関連する警報は，中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は，別紙 2 で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
		水密ダクト	－	－	－	－
		津波監視カメラ	監視のみ	○	－	－

第1表　監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出（2／6）

設置許可		設計基準対象追加設備の抽出	プラントの監視・操作	プラントの監視・操作機能を有する設備		備考
				新設	既設	
第五条	津波による損傷の防止	取水ピット水位計	監視のみ	○	－	－
		潮位計	監視のみ	○	－	－
		防潮堤	－	－	－	－
		防潮扉，放水路ゲート	監視・操作	○	－	－
		構内排水路逆流防止設備	－	－	－	－
		取水路点検用開口部浸水防止蓋	－	－	－	－
		海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋	－	－	－	－
		海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁	－	－	－	－
		取水ピット空気抜き配管逆止弁	－	－	－	－
		放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋	－	－	－	－
		ＳＡ用海水ピット開口部浸水防止蓋	－	－	－	－
		緊急用海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁	－	－	－	－
		緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁	－	－	－	－
		止水壁	－	－	－	－
		止水蓋	－	－	－	－
第六条	外部からの衝撃による損傷の防止	防火帯	－	－	－	－
		竜巻飛来物防護対策設備（防護ネット，防護鋼板）	－	－	－	－
		降下火砕物侵入防止設備（非常用ガス処理系排気管，ＤＧ室給気フィルタ）	－	－	－	－
第七条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	なし	－	－	－	－
第八条	火災による損傷の防止	堰	－	－	－	－
		蓄電池室水素濃度検出器	監視のみ	○	－	－
		火災感知器	監視のみ	○	○	関連する警報の一部は，中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は，別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。

第 1 表　監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出（3／6）

設置許可		設計基準対象追加設備の抽出	プラントの監視・操作	プラントの監視・操作機能を有する設備		備考
				新設	既設	
第八条	火災による損傷の防止	熱感知カメラ	監視のみ	－	○	関連する警報は，中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は，別紙 2 で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
		光ファイバケーブル式熱感知器	監視のみ	－	○	関連する警報は，中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は，別紙 2 で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
		全域ガス消火設備（ハロゲン化物自動消火設備，二酸化炭素自動消火設備）	監視・操作	○	○	関連する警報の一部は，中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。また，中央制御室からの操作を可能にするため，操作器具を中央制御室にある既設の盤に設置する設計とする。既設に追加する警報表示及び操作器具は，別紙 2 で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。

第1表　監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出（4／6）

設置許可		設計基準対象追加設備の抽出	プラントの監視・操作	プラントの監視・操作機能を有する設備		備考
				新設	既設	
第八条	火災による損傷の防止	局所ガス消火設備（ハロゲン化物自動消火設備，固定式ハロゲン化物消火設備）	監視・操作	○	○	関連する警報の一部は，中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。また，中央制御室からの操作を可能にするため，操作器具を中央制御室にある既設の盤に設置する設計とする。既設に追加する警報表示及び操作器具は，別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
		消火用非常照明器具	－	－	－	－
		コンクリート壁	－	－	－	－
		強化石膏ボード	－	－	－	－
		3時間耐火壁	－	－	－	－
		貫通部シール	－	－	－	－
		防火扉	－	－	－	－
		防火ダンパ	－	－	－	－
		耐火間仕切り	－	－	－	－
		ケーブルラッピング（分離対策）	－	－	－	－
		ケーブル防火シート	－	－	－	－
第九条	溢水による損傷の防止等	水密扉	－	－	－	－
		水密扉警報盤	監視のみ	○	－	－
		内部溢水警報盤	監視のみ	○	－	－
		復水器エリア漏えい検知器，海水ポンプエリア漏えい検知器（床漏えい検知器，海水ポンプエリア，タービン建屋）	監視のみ	－	○	関連する警報は，中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は，別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
		止水壁	－	－	－	－
		止水堰	－	－	－	－

第1表　監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出（5／6）

設置許可		設計基準対象追加設備の抽出	プラントの監視・操作	プラントの監視・操作機能を有する設備		備考
				新設	既設	
第九条	溢水による損傷の防止等	止水板	－	－	－	－
		水密ダクト	－	－	－	－
第十条	誤操作の防止	中央制御室 制御盤手摺	－	－	－	－
第十一条	安全避難通路等	可搬型照明	－	－	－	－
		蓄電池内蔵型照明	－	－	－	－
第十二条	安全施設	なし	－	－	－	－
第十四条	全交流動力電源喪失対策設備	なし	－	－	－	－
第十六条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	監視のみ	○	○	関連する警報の一部は，中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は，別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
第十七条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	なし	－	－	－	－
第二十四条	安全保護回路	なし	－	－	－	－
第二十六条	原子炉制御室等	津波監視カメラ	監視のみ	○	－	－
		構内監視カメラ	監視のみ	○	－	－
		取水ピット水位計	監視のみ	○	－	－
		潮位計	監視のみ	○	－	－
		酸素濃度計	－	－	－	－
		二酸化炭素濃度計	－	－	－	－
第三十一条	監視設備	モニタリング・ポスト（無線系回路）	監視のみ	－	○	関連する指示計及び警報は，中央制御室にある既設の環境監視盤に表示及び発報する設計とする。既設に追加する指示計及び警報表示は，別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。

第1表　監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出（6／6）

設置許可		設計基準対象追加設備の抽出	プラントの監視・操作	プラントの監視・操作機能を有する設備		備考
				新設	既設	
第三十三条	保安電源設備	無停電電源装置	監視のみ	－	○	関連する警報は，中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。この警報盤は，別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
第三十四条	緊急時対策所	酸素濃度計	－	－	－	－
		二酸化炭素濃度計	－	－	－	－
第三十五条	通信連絡設備	携行型有線通話装置	－	－	－	－
		無線連絡設備（固定型）	－	－	－	－
		無線連絡設備（携帯型）	－	－	－	－
		衛星電話設備（固定型）	－	－	－	－
		衛星電話設備（携帯型）	－	－	－	－
		統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 （テレビ会議システム，ＩＰ電話， ＩＰ－ＦＡＸ）	－	－	－	－
		安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） （データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置）	－	－	－	－
		安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） （データ表示装置）	監視のみ	○	－	－
		安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） （ＳＰＤＳデータ表示装置）	監視のみ	○	－	－
		データ伝送設備 （緊急時対策支援システム伝送装置）	－	－	－	－

2.　設計基準対象追加設備の誤操作防止について

1.項で整理した監視・操作機能を有する設備について，下記(1)～(13)のとおり誤操作防止に係る設計考慮事項を評価し，設置許可基準規則第10条第1項に適合していることを確認した。

(1)　水密扉警報盤

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示（警報）窓，ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯など，中央制御室盤と同等の機能としている。
制御機能	－

(2)　内部溢水警報盤

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示（警報）窓，ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯など，中央制御室盤と同等の機能としている。
制御機能	－

(3)　津波監視カメラ

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	－
制御機能	－

(4)　取水ピット水位計，潮位計

盤配置及び作業空間	中央制御室のフラットディスプレイで監視可能な設計としている。
盤面配置	表示（警報）窓と指示計はコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	－
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯などの機能を有している。
制御機能	－

(5)　防潮扉，放水路ゲート

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示や操作ボタンはコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	－
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯などの機能を有している。
制御機能	－

(6)　蓄電池室水素濃度検出器

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	水素濃度表示は１箇所ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，点灯などの機能を有している。
制御機能	－

(7)　火災感知器

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示や操作ボタンはコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	火災感知箇所は１区画ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，確認，点灯など，中央制御室盤と同等の機能としている。
制御機能	－

(8)　全域ガス消火設備

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示や操作ボタンはコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	消火対象箇所は１区画ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，確認，点灯など，中央制御室盤と同等の機能としている。
制御機能	－

(9)　局所ガス消火設備

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示や操作ボタンはコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	消火対象箇所は１区画ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，確認，点灯など，中央制御室盤と同等の機能としている。
制御機能	－

(10)　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）

盤配置及び作業空間	中央制御室のフラットディスプレイで監視可能な設計としている。
盤面配置	表示（警報）窓と指示計はコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	－
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯などの機能を有している。
制御機能	－

(11)　構内監視カメラ

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	－
制御機能	－

(12)　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（データ表示装置）

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	－
制御機能	－

(13)　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳデータ表示装置）

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	－
制御機能	－

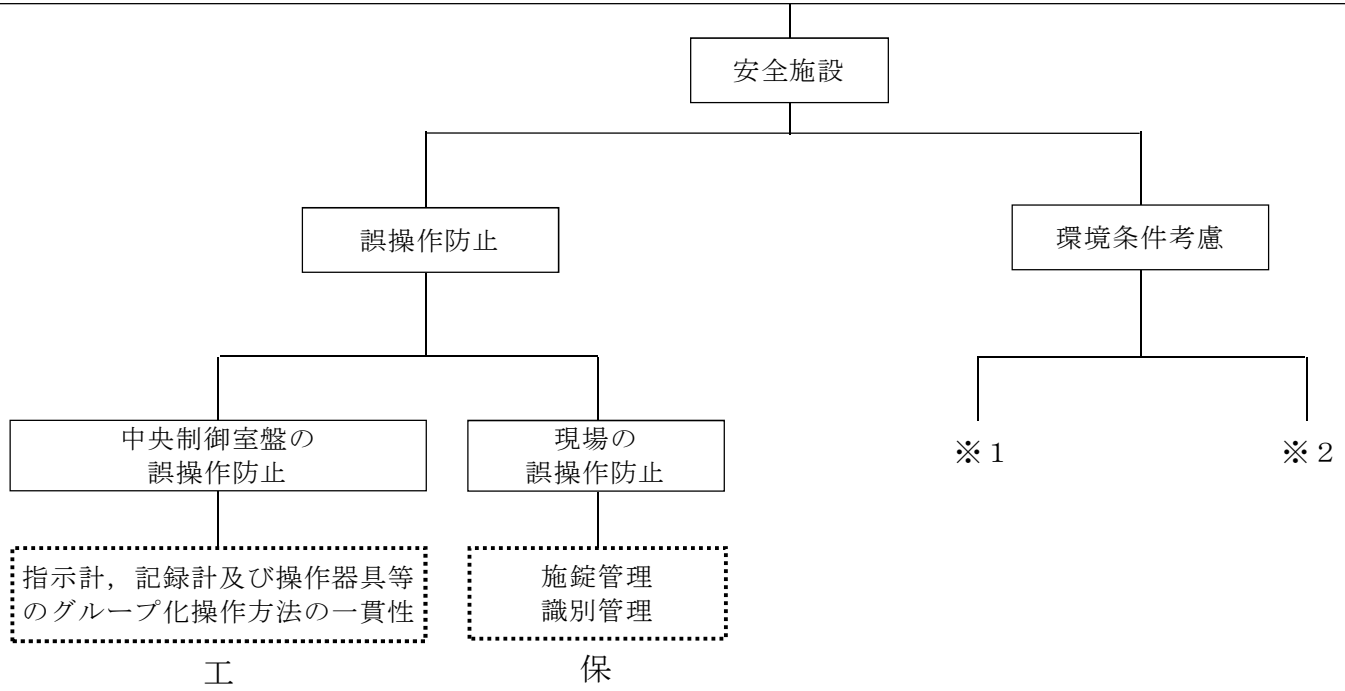
別　添

東海第二発電所

運用，手順説明資料
誤操作の防止

設置許可基準規則　第 10 条　誤操作の防止

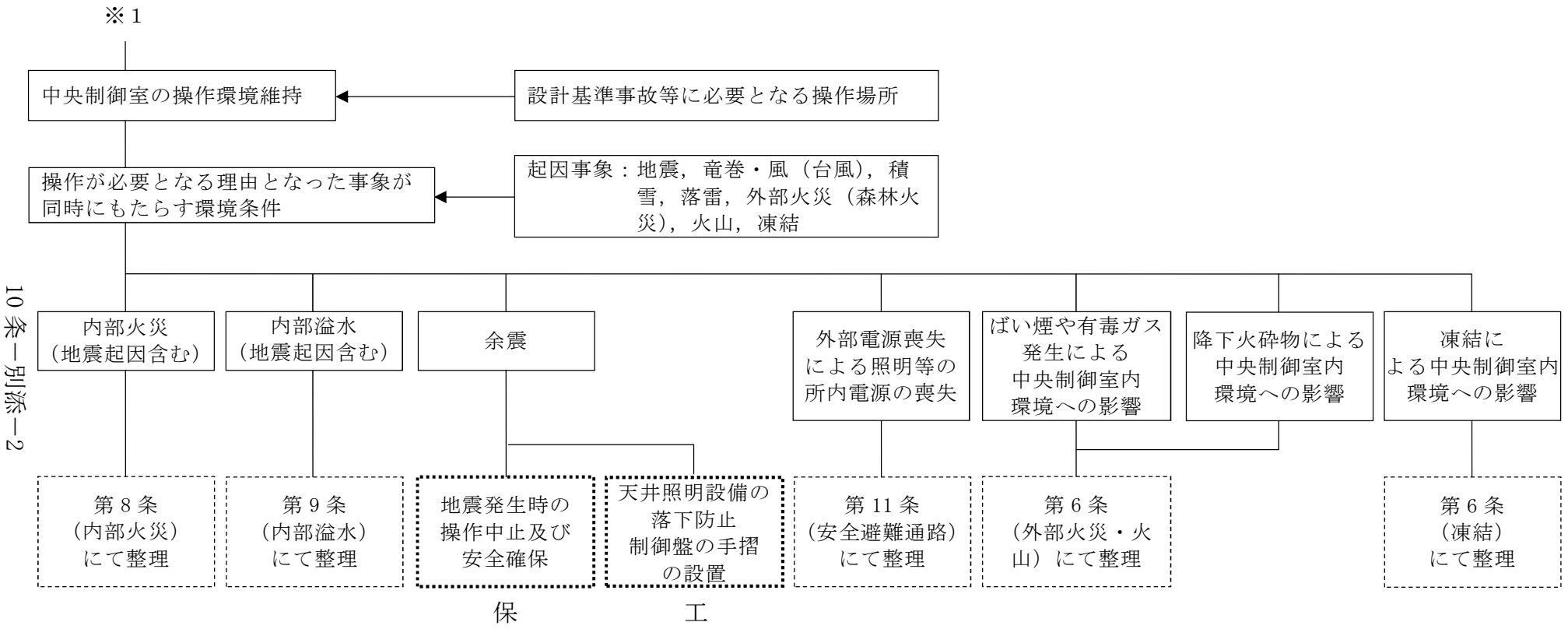
設置許可基準規則　第 10 条第 2 項
　安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。
（解釈）
　第２項に規定する「容易に操作することができる」とは、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に設備を運転できる設計であることをいう。



【後段規制との対応】
工：工認（基本設計方針，添付書類）
保：保安規定
　（運用，手順の係る事項，下位文書含む）
核：核防規定（下位文書含む）

【添付六，八への反映事項】
：添付六，八に反映
：当該条文に該当しない
　（他条文での反映事項他）

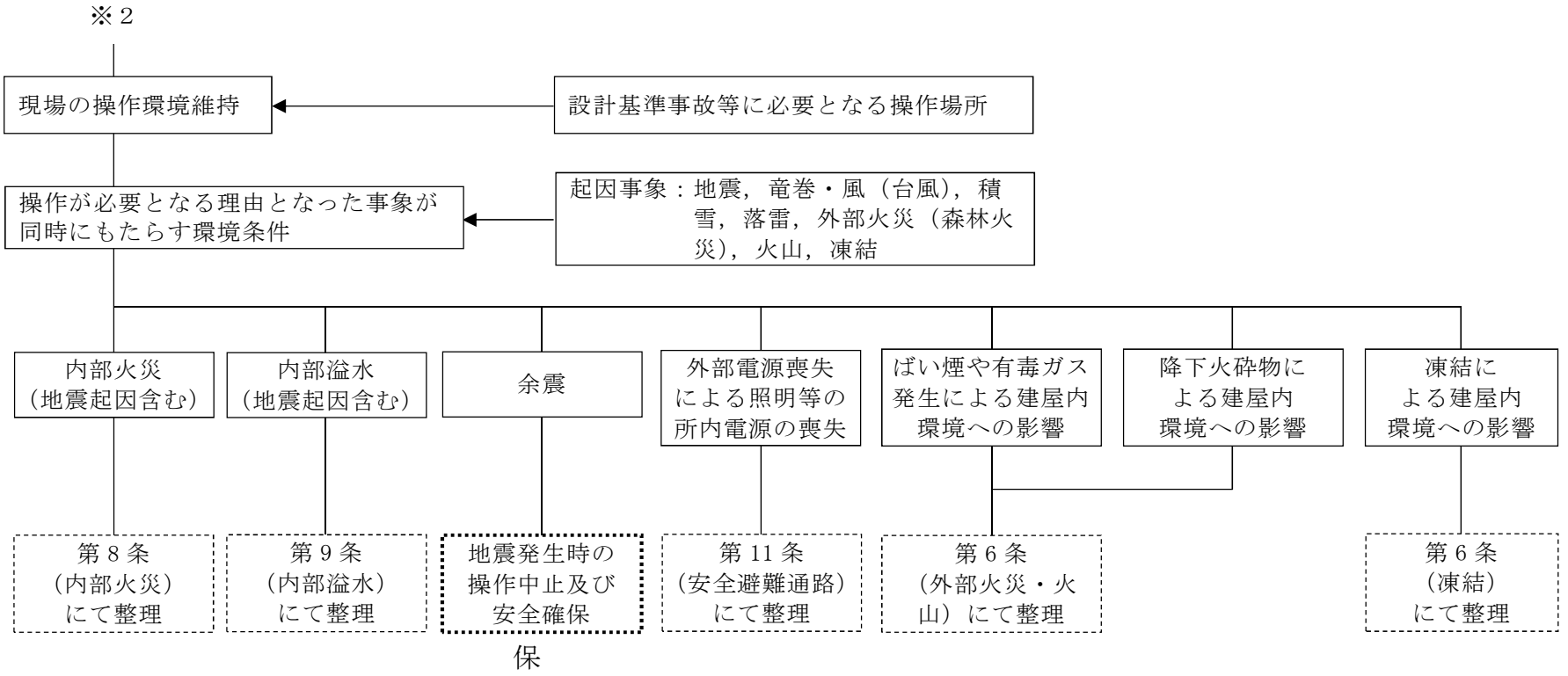
設置許可基準規則　第 10 条　誤操作の防止



【後段規制との対応】
工：工認（基本設計方針，添付書類）
保：保安規定
（運用，手順の係る事項，下位文書含む）
核：核防規定（下位文書含む）

【添付六，八への反映事項】
：添付六，八に反映
：当該条文に該当しない
（他条文での反映事項他）

設置許可基準規則　第 10 条　誤操作の防止



【後段規制との対応】
工：工認（基本設計方針，添付書類）
保：保安規定
（運用，手順の係る事項，下位文書含む）
核：核防規定（下位文書含む）

【添付六，八への反映事項】
：添付六，八に反映
：当該条文に該当しない
（他条文での反映事項他）

表１　運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準規則対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 10 条誤操作の防止	識別管理施錠管理	運用・手順	・識別管理及び施錠管理に関する管理方法を定める。
		体制	・運転員，保修員による識別及び施錠管理 ・担当室による保守・点検の体制
		保守・点検	・日常点検 ・定期点検 ・損傷時の補修
		教育・訓練	・運用・手順，体制及び保守・点検に関する教育
	地震発生時の操作中止	運用・手順	・地震発生時は操作を中止して誤操作を防止し，プラントの安全を確保する手順を整備する。
		体制	・運転員による運転操作
		保守・点検	－
		教育・訓練	・運用・手順及び体制に関する教育

東海第二発電所

安全避難通路等

第 11 条　安全避難通路等

〈目　次〉

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

1.2　追加要求事項に対する適合性

1.3　気象等

1.4　設備等（手順等含む）

2.　安全避難通路等

2.1　設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 1 号及び第 2 号に対する方針

2.2　設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 3 号（追加要求事項）に対する方針

2.2.1　設計基準事故対策のための作業場所の抽出

2.2.2　作業用照明の設計方針

2.2.3　可搬型照明の設計方針

別紙 1　新規制基準適合申請に係る発電用原子炉施設追加設備の安全避難通路等について(設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 1 号及び第 2 号への適合性)

別紙 2　現場操作の確認結果について

3.　運用,手順説明資料

（別添資料）安全避難通路等

＜概　要＞

1．において，設計基準対処施設の設置許可基準規則，技術基準規則の要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2．において，設計基準対処施設について，追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

3．において，追加要求事項に適合するための運用，手順等を抽出し，必要となる対策等を整理する。

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

安全避難通路等について，設置許可基準規則第 11 条及び技術基準規則第 13 条において，追加要求事項を，第 1.1－1 表に示す。

第 1.1－1 表　設置許可基準規則第 11 条及び技術基準規則第 13 条 要求事項

設置許可基準規則 第 11 条（安全避難通路等）	技術基準規則 第 13 条（安全避難通路等）	備考
発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。 一　その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路 二　照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明 三　設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源	発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。 一　その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路 二　照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明 三　設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源	変更なし 追加要求事項

1.2　追加要求事項に対する適合性

(1)　位置，構造及び設備

ロ　発電用原子炉施設の一般構造

(3)　その他の主要な構造

（ⅰ）　本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

ａ．設計基準対象施設

(f)　安全避難通路等

発電用原子炉施設には，その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路及び照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用照明を設ける設計とする。

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として，非常用照明，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する設計とする。非常用照明は非常用低圧母線，直流非常灯は蓄電池（非常用）に接続し，非常用ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とするとともに，蓄電池内蔵型照明は常用低圧母線又は非常用低圧母線に接続し，内蔵蓄電池を備える設計とする。

【説明資料（2.:11 条－8～25)】

(2)　安全設計方針

1.　安全設計

1.1　安全設計の方針

1.1.1　安全設計の基本方針

1.1.1.11　安全避難通路等

発電用原子炉施設には，標識を設置した安全避難通路，避難用及び設計基準事故が発生した場合に用いる照明，通信連絡設備を設ける設計とする。

【説明資料（2.:11 条－8～25)】

(3)　適合性説明

第十一条　安全避難通路等

発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。 一　その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路 二　照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明 三　設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源

<u>適合のための設計方針</u>

第１項第１号について

発電用原子炉施設の建屋内には避難通路を設ける。また，避難通路には必要に応じて，標識並びに非常灯及び誘導灯を設け，その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる設計とする。

第１項第２号について

非常灯及び誘導灯は，非常用ディーゼル発電機，蓄電池又は灯具に内蔵した蓄電池により，照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない設計とする。

第１項第３号について

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として，避難用の照明とは別に，非常用照明，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する設計とする。

非常用照明は，発電用原子炉の停止，停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室及び中央制御室で操作が困難な場合に必要な操作を行う中央制御室外原子炉停止装置等に設置する。また，外部電源喪失時にも必要な照明が確保できるように非常用低圧母線に接続し，非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とする。

直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室及び電気室等に設置する。直流非常灯は，蓄電池（非常用）に接続し，非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とするほか，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までの間，点灯可能な設計とする。蓄電池内蔵型照明は，全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までの間，点灯できるように内蔵蓄電池を備える設計とする。

作業用照明は，設計基準事故が発生した場合に必要な操作が行えるように

非常灯と同等以上の照度を有する設計とする。

設計基準事故に対応するための操作が必要な場所には，作業用照明を設置することにより作業が可能であるが，万一，作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には，初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室及び廃棄物処理操作室に配備する可搬型照明（内蔵電池にて点灯可能なＬＥＤライト等）を活用する。　　【説明資料（2.2:11 条－8～25)】

1.3　気象等

該当なし

1.4　設備等（手順等含む）

10.　その他発電用原子炉の附属施設

10.11　安全避難通路等

10.11.1　概要

照明用電源は，所内低圧系統より，原子炉建屋内，タービン建屋内及びサービス建屋内の照明設備へ給電する。

中央制御室及びその他必要な場所の非常灯及び誘導灯は，常用母線又は非常用母線から給電するとともに，照明用の電源が喪失した場合には非常用ディーゼル発電機，蓄電池又は内蔵蓄電池から給電する。

【説明資料（2.2:11 条－13)】

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として，非常用照明，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する。非常用照明は，非常用低圧母線，直流非常灯は，蓄電池（非常用）に接続し，非常用ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とするとともに，蓄電池内蔵型照明は，常用母線又は非常用母線に接続し，内蔵蓄電池を備える設計とする。

【説明資料（2.2:11 条－8～23)】

また，その他現場作業が必要となった場合を考慮し，内蔵電池を備える可搬型照明を配備する。【説明資料(2.2:11 条－24～25)】

10.11.2　設計方針

安全避難通路には，その位置を明確かつ恒久的に表示することにより，容易に識別できるように避難用照明を設置する。また，避難用照明は，照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なうおそれがないようにする。さらに，設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源を設ける。【説明資料（2.2:11 条－13）(別紙 1)】

10.11.3　主要設備

10.11.3.1　照明設備

照明用電源は，パワーセンタ，モータコントロールセンタ等の所内低圧系統から原子炉建屋内，タービン建屋内及びサービス建屋内の照明設備へ給電する。

中央制御室及びその他必要な場所の非常灯及び誘導灯は，常用母線又は非常用母線から給電するとともに，照明用の電源が喪失した場合には非常用ディーゼル発電機，蓄電池又は内蔵蓄電池から給電する。

【説明資料（2.2:11 条－13)】

設計基準事故が発生した場合に用いる照明として,避難用の照明とは別に,非常用照明，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する。

【説明資料（2.2:11 条－8～23)】

非常用照明は，外部電源喪失時にも必要な照明を確保できるように非常用母線に接続し,非常用ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とする。

直流非常灯は，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までの間，点灯可能なように蓄電池（非常用）からの電力を供給できる設計とする。蓄電池（非常用）は非常用低圧母線からの給電により充電状態で待機する設計とする。

蓄電池内蔵型照明は，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までの間，点灯可能なように内蔵蓄電池から電力を供給できる設計とする。蓄電池内蔵型照明の内蔵蓄電池は，常用母線又は非常用母線からの給電により充電状態で待機する設計とする。

これらの作業用照明により，設計基準事故で操作が必要となる場所及びアクセスルートの照明を確保でき，昼夜，場所を問わず作業が可能な設計とする。

また，設計基準事故に対応するための操作が必要な場所には，作業用照明を設置することにより作業が可能であるが，万一，作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には，初動操作に対応する運転員が滞在している中央制御室及び廃棄物処理操作室に配備する可搬型照明（内蔵電池にて点灯可能なＬＥＤライト等）を活用する。　【説明資料(2.2:11 条－24～25)】

10.11.4　手順等

安全避難通路等は，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

(1)　非常用照明，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は，外観検査及び性能検査を行う。

(2)　可搬型照明は，万一，作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった時に迅速に使用できるよう，必要数及び保管場所を定める。

(3)　可搬型照明は，員数確認及び点灯確認を行う。

2.　安全避難通路等

2.1　設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 1 号及び第 2 号に対する方針

発電用原子炉施設は，安全避難通路及び安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明として非常灯及び誘導灯を設置する設計とする。

非常灯及び誘導灯については，照明用の電源が喪失した場合においても，点灯可能な設計とする。

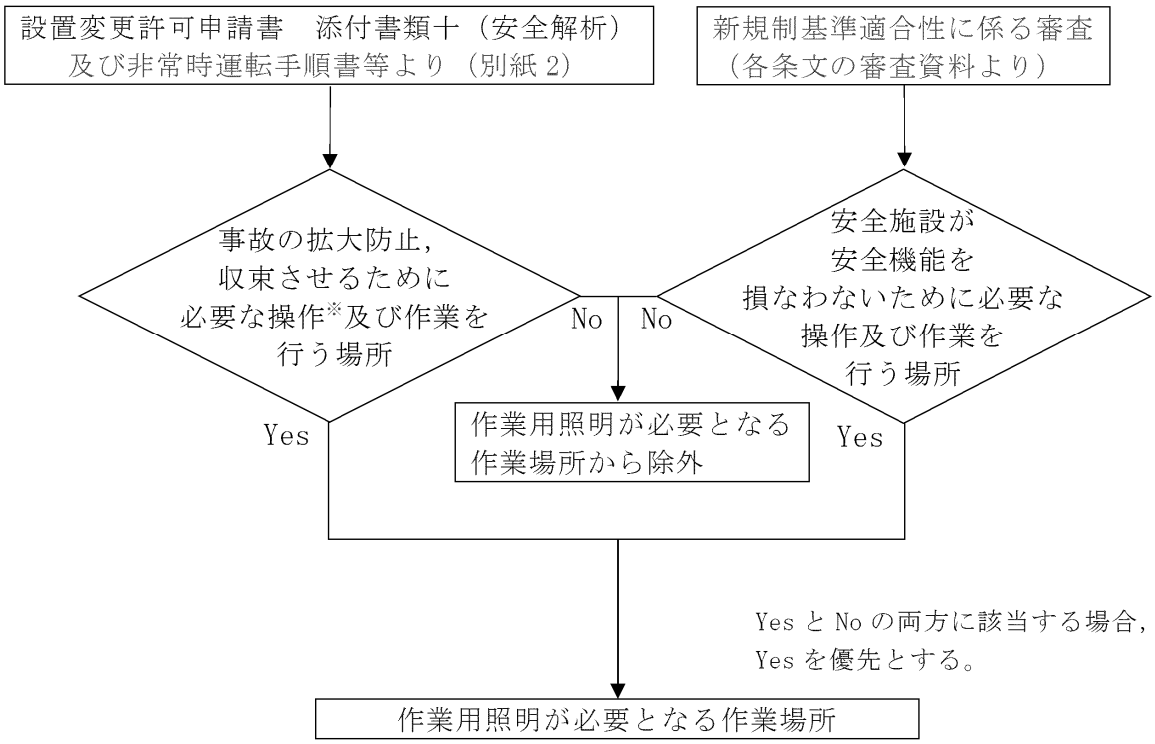
また，新規制基準対応に伴い，新たに耐火壁及び防火扉を設ける場所については，新たな配置に応じた安全避難通路を確保するとともに，その位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明を設置する設計とする。

なお，新規制基準適合申請に係る発電用原子炉施設追加設備の安全避難通路等について，別紙 1 に示す。

2.2　設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 3 号（追加要求事項）に対する方針

2.2.1　設計基準事故対策のための作業場所の抽出

設計基準事故が発生した場合に事故の拡大防止，収束させるために必要な操作及び作業時に用いる作業用照明が必要となる作業場所，並びに安全施設が安全機能を損なわないために必要な操作及び作業時に用いる作業用照明が必要となる作業場所を第 2.2.1－1 図のとおり抽出し，第 2.2.1－2 表のとおり，発電用原子炉の停止，停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室，現場機器室及び現場機器室へのアクセスルートに，避難用の照明とは別に作業用照明を設置する設計とする。



※「事故の拡大防止又は収束させるために必要な操作」には，「緊急性を要しない操作・確認，財産保護を目的とした操作及び代替可能な操作・確認」を含めない。

第 2.2.1－1 図　作業用照明が必要となる作業場所の抽出フロー

第 2.2.1－2 表　作業用照明が必要となる作業場所

選定項目	設置箇所
①発電用原子炉の停止，停止後の冷却及び監視等の操作	＜発電用原子炉設置変更許可申請書 添付書類十に示す事故＞ 1)中央制御室
②設計基準事故発生時に必要な操作を実施する現場機器室	＜放射性気体廃棄物処理施設の一部が破損した場合において，タービン建屋搬出入口シャッターを開放している作業員等は閉操作を実施＞ 1)タービン建屋搬出入口…タービン建屋 1 階
③八条（火災による損傷の防止）：内部火災発生時に必要な操作を実施する現場機器室	＜火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し，発電用原子炉をスクラムさせる必要がある場合に，現場での原子炉保護系母線停止操作を実施＞ 1)電気室…原子炉建屋付属棟 1 階
④第九条（溢水による損傷の防止等）：内部溢水発生時に必要な操作を実施する現場機器室	＜地震時の溢水の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に，残留熱除去系により燃料プールの冷却及び注水機能維持のため現場での手動弁操作を実施＞ 1)ＭＳＩＶ－ＬＣＳマニホールド室 …原子炉建屋原子炉棟 3 階 2)エレベータ正面…原子炉建屋原子炉棟 4 階 3)ＦＰＣポンプ室…原子炉建屋原子炉棟 4 階
⑤十四条（全交流動力電源喪失対策設備）：全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始される前までに必要な操作を実施する現場機器室	＜全交流動力電源喪失時に非常用ディーゼル発電機または外部電源復旧が不可能な場合に，常設代替交流電源設備からの受電準備の現場操作として，不要な負荷の切り離し操作を実施＞ 1)電気室…原子炉建屋付属棟 1 階，地下 1 階，地下 2 階
⑥第二十六条（原子炉制御室等）：中央制御室退避事象時に必要な操作を実施する現場機器室	1)中央制御室外原子炉停止装置 …[redacted]
⑦中央制御室から現場機器室までの建屋内アクセスルート	1)通路

2.2.2　作業用照明の設計方針

作業用照明として，非常用照明，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する設計とする。（第 2.2.2－1 表）

非常用照明は，外部電源喪失時にも必要な照明が確保できるように非常用ディーゼル発電機から電力を供給する設計とする。

また，非常用照明は，外部電源喪失により常用照明が停電した場合においても適切な運転操作が可能なように，中央制御室，原子炉建屋各階等に設置する設計とする。なお，外部電源喪失時に，確認，操作が必要となる電気室，非常用電源の供給元となる非常用ディーゼル発電機室（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室を含む）及び蓄電池室については，非常用照明を主な照明とする。

直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前まで（約 95 分間）においても点灯できるように蓄電池又は内蔵蓄電池から電力を供給できる設計とする。

また，直流非常灯又は蓄電池内蔵型照明は，全交流動力電源喪失時に作業が必要となる現場機器室，そのアクセスルート及び中央制御室に設置する設計とする。

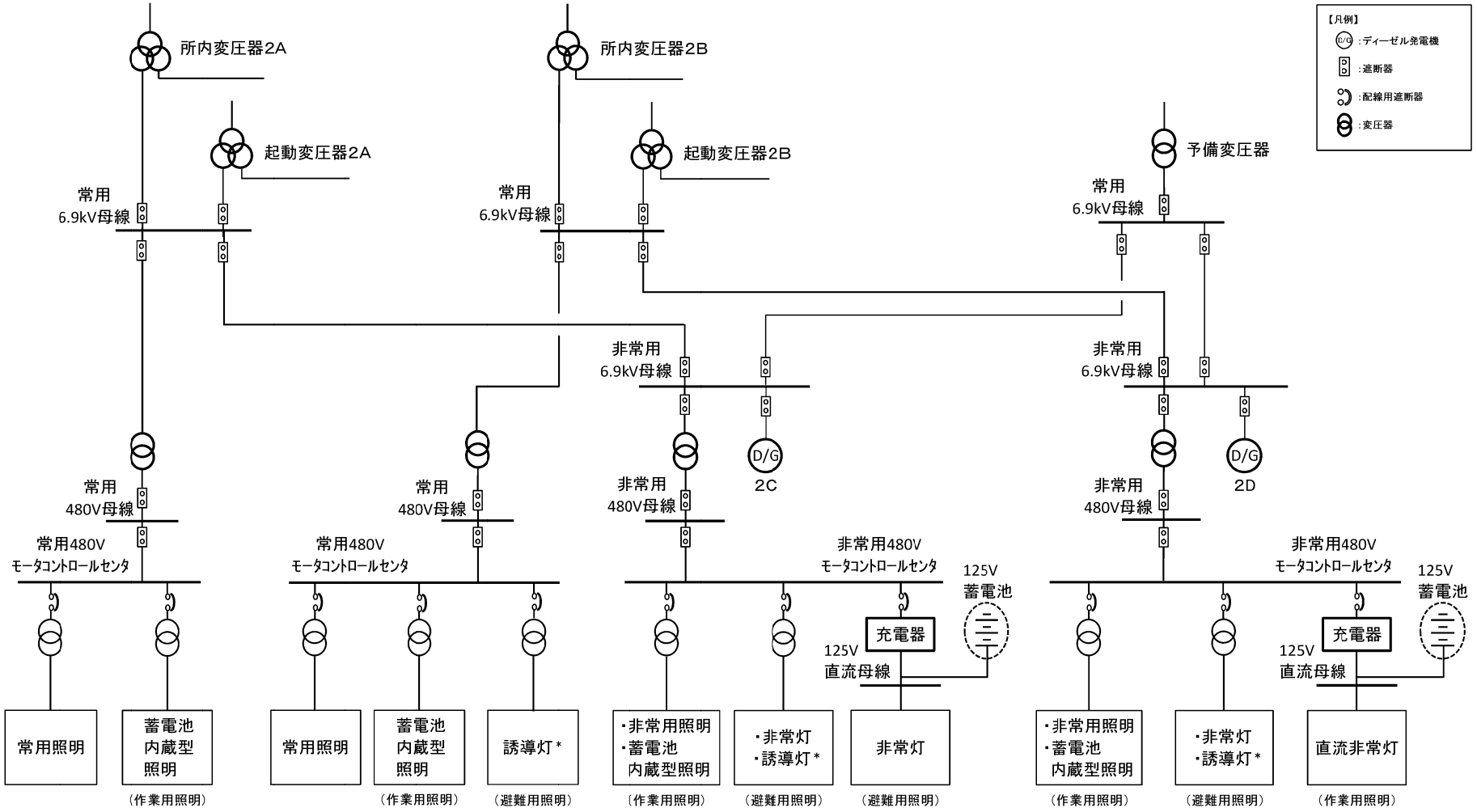
非常用照明，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は，設計基準事故が発生した場合に必要な操作が行える照度を有する設計とする。

照明電源系統図，照明装置の例及び照明配置図を，各々第 2.2.2－2 図，第 2.2.2－3 図及び第 2.2.2－4 図に示す。

第 2.2.2－1 表　照明の種類，給電元及び設置場所

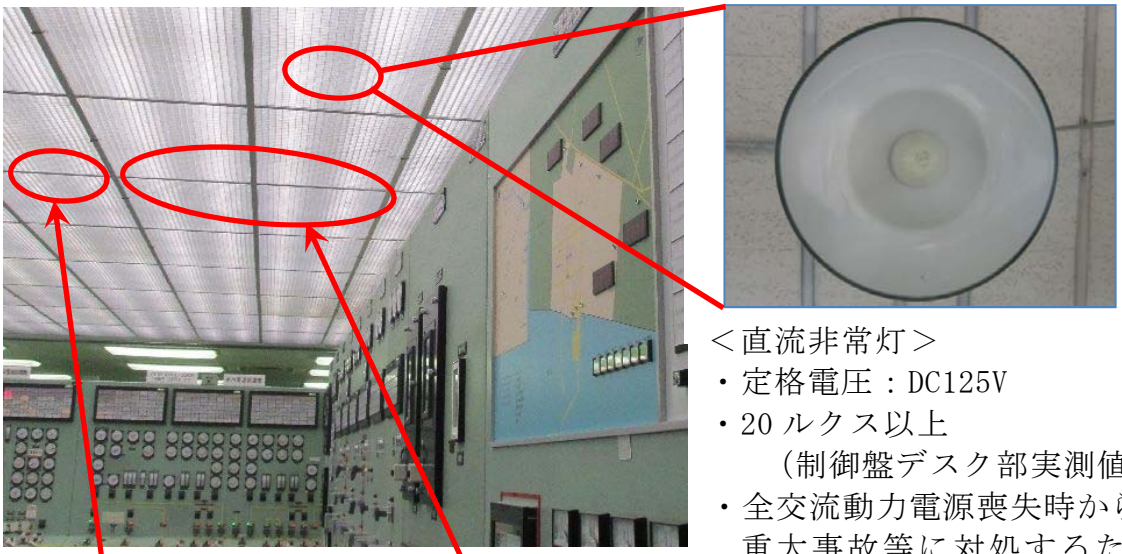
		給電元	設置場所
作業用照明	非常用照明 （蛍光灯，白熱灯，水銀灯）	非常用低圧母線	中央制御室 現場機器室 アクセスルート
	直流非常灯	非常用直流母線	中央制御室
	蓄電池内蔵型照明	内蔵蓄電池 （常用低圧母線） （非常用低圧母線）	中央制御室 現場機器室 アクセスルート
常用照明 （蛍光灯，白熱灯，水銀灯）		常用低圧母線	中央制御室 現場機器室 アクセスルート

(参考)
緊急時対策所建屋には，常用照明及び蓄電池内蔵型照明を設置する。



＊：誘導灯には蓄電池が内蔵されている。

第 2.2.2－2 図　照明電源系統図（既設系統）



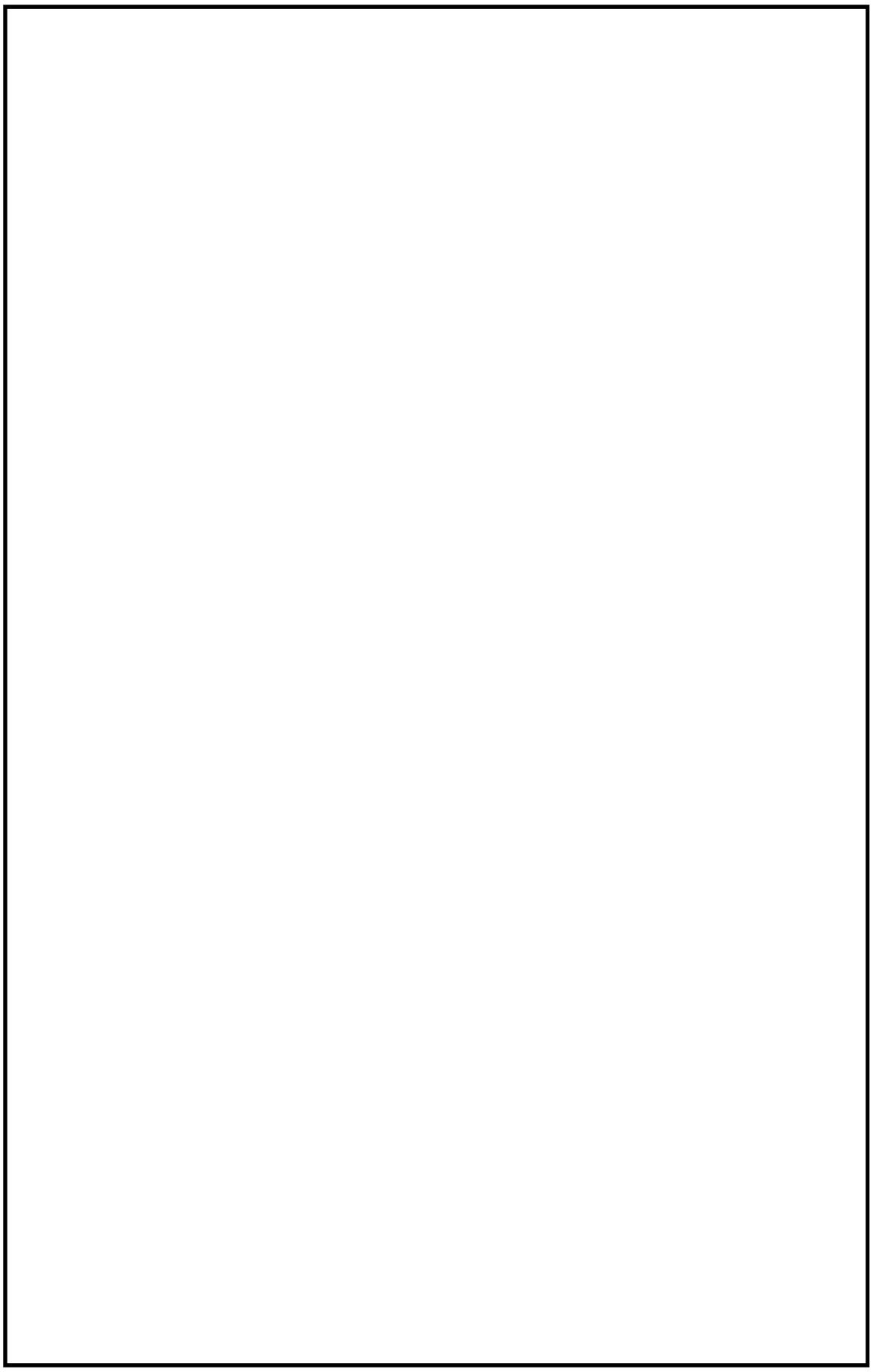
＜直流非常灯＞
・定格電圧：DC125V
・20 ルクス以上
（制御盤デスク部実測値）
・全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までの間として想定する 95 分以上点灯可能。

＜非常用照明（蛍光灯）＞
・定格電圧：AC200V
・300 ルクス以上（設計値）

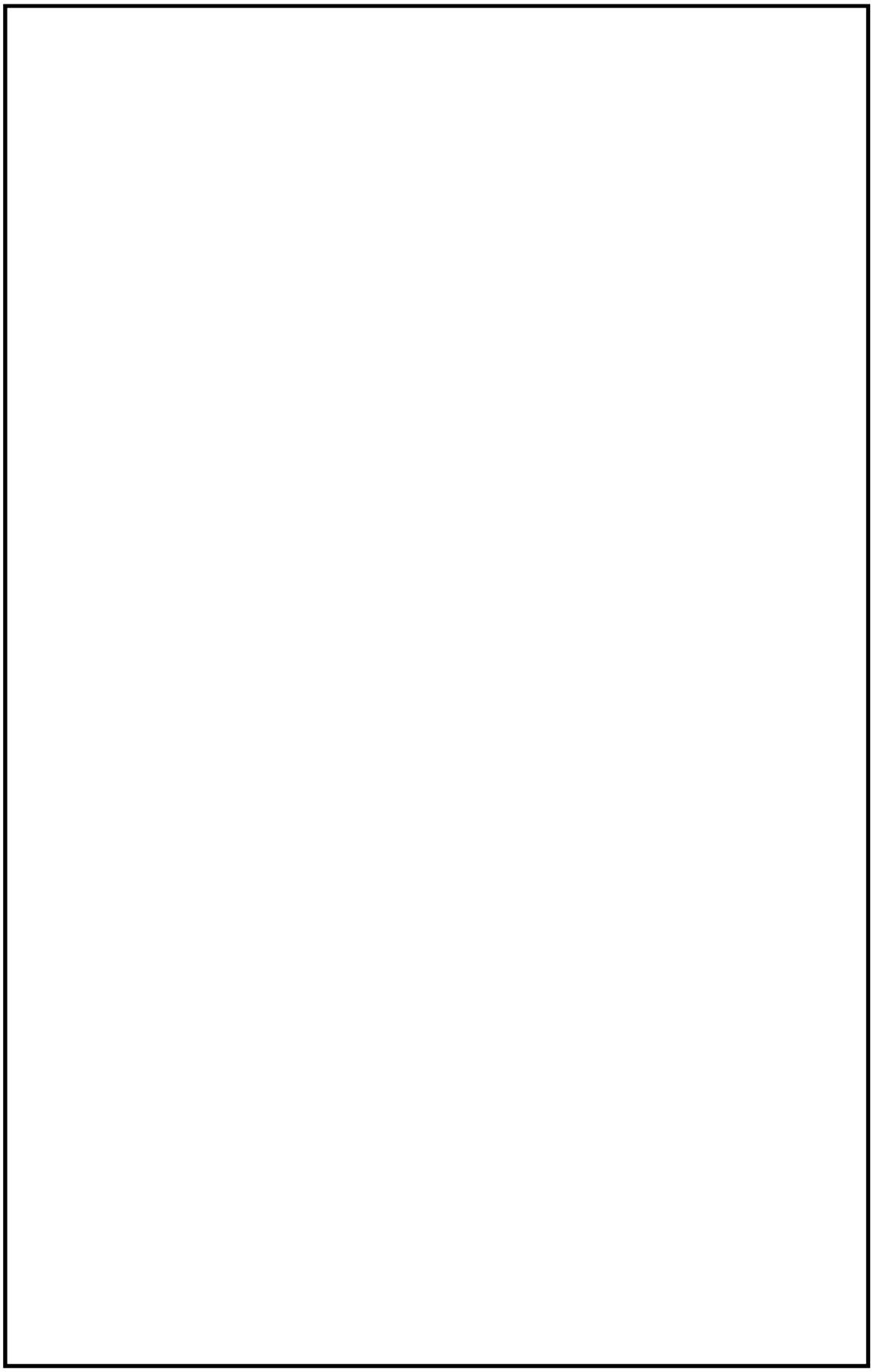
＜常用照明（蛍光灯）＞
・定格電圧：AC200V
・1,000 ルクス（設計値）

＜蓄電池内蔵型照明＞
・定格電圧：AC100V
・全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までの間として想定する 95 分以上点灯可能。

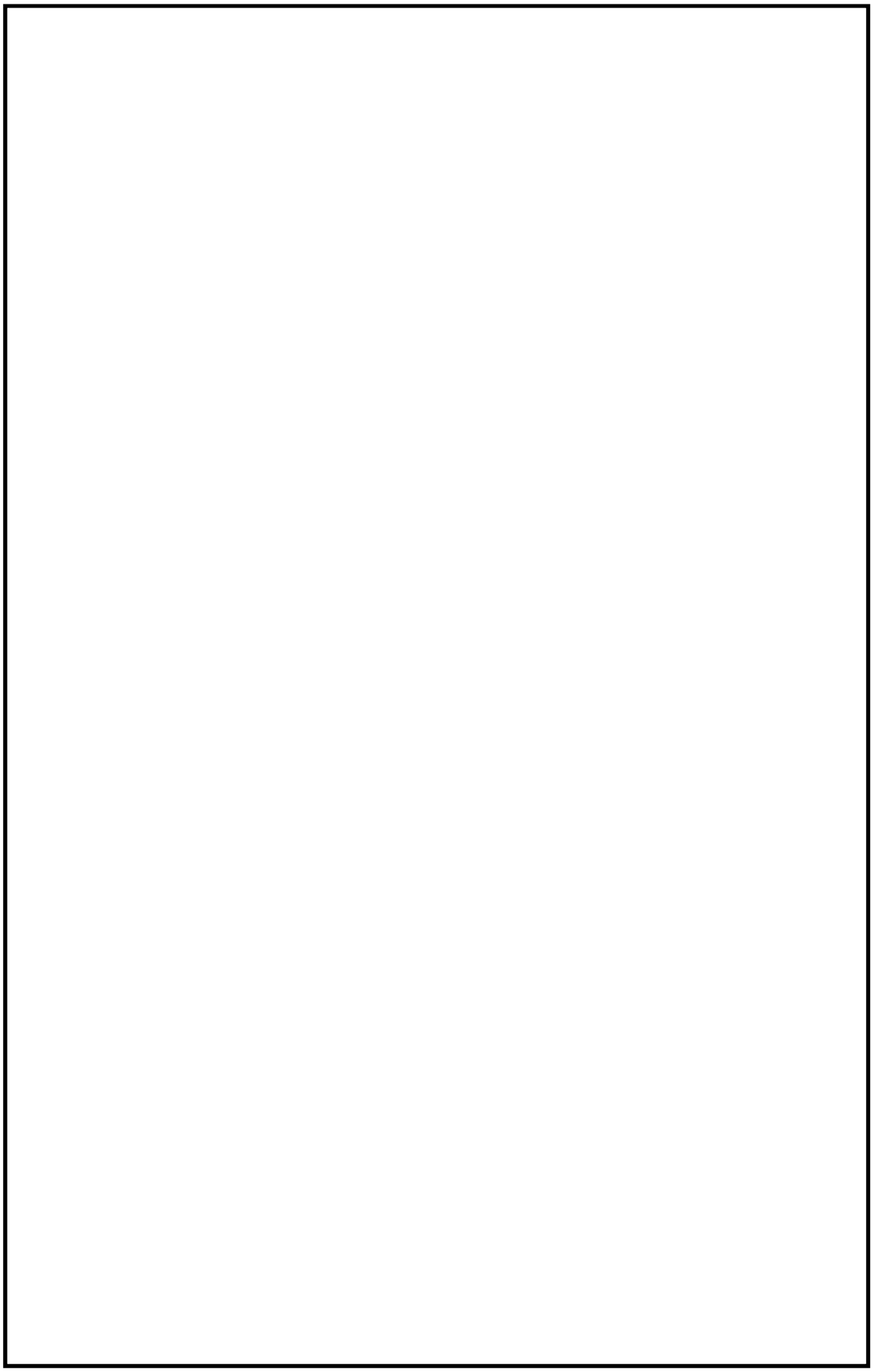
第 2.2.2－3 図　照明装置（例）



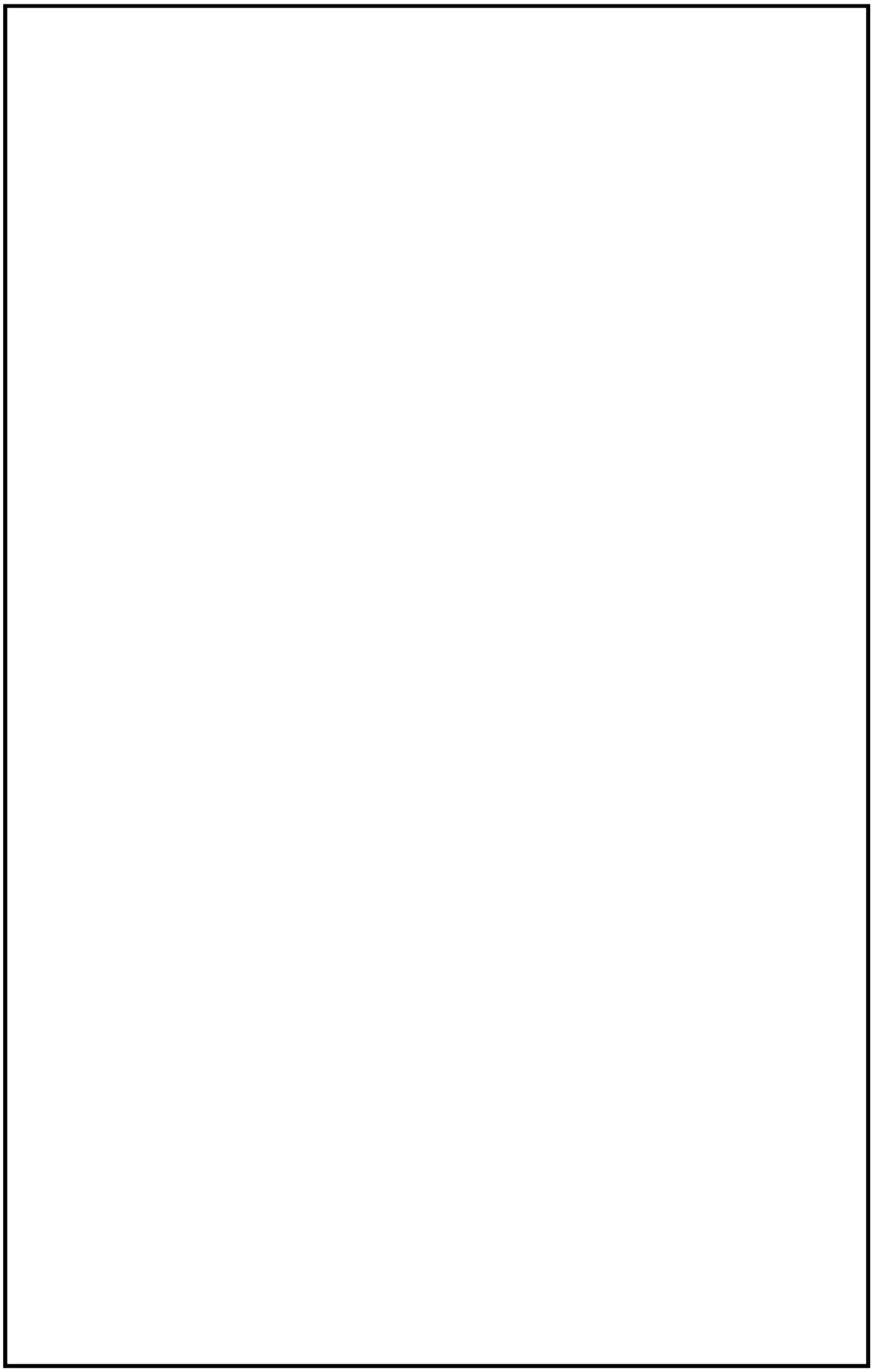
第 2.2.2－4 図　照明配置図(1／9)



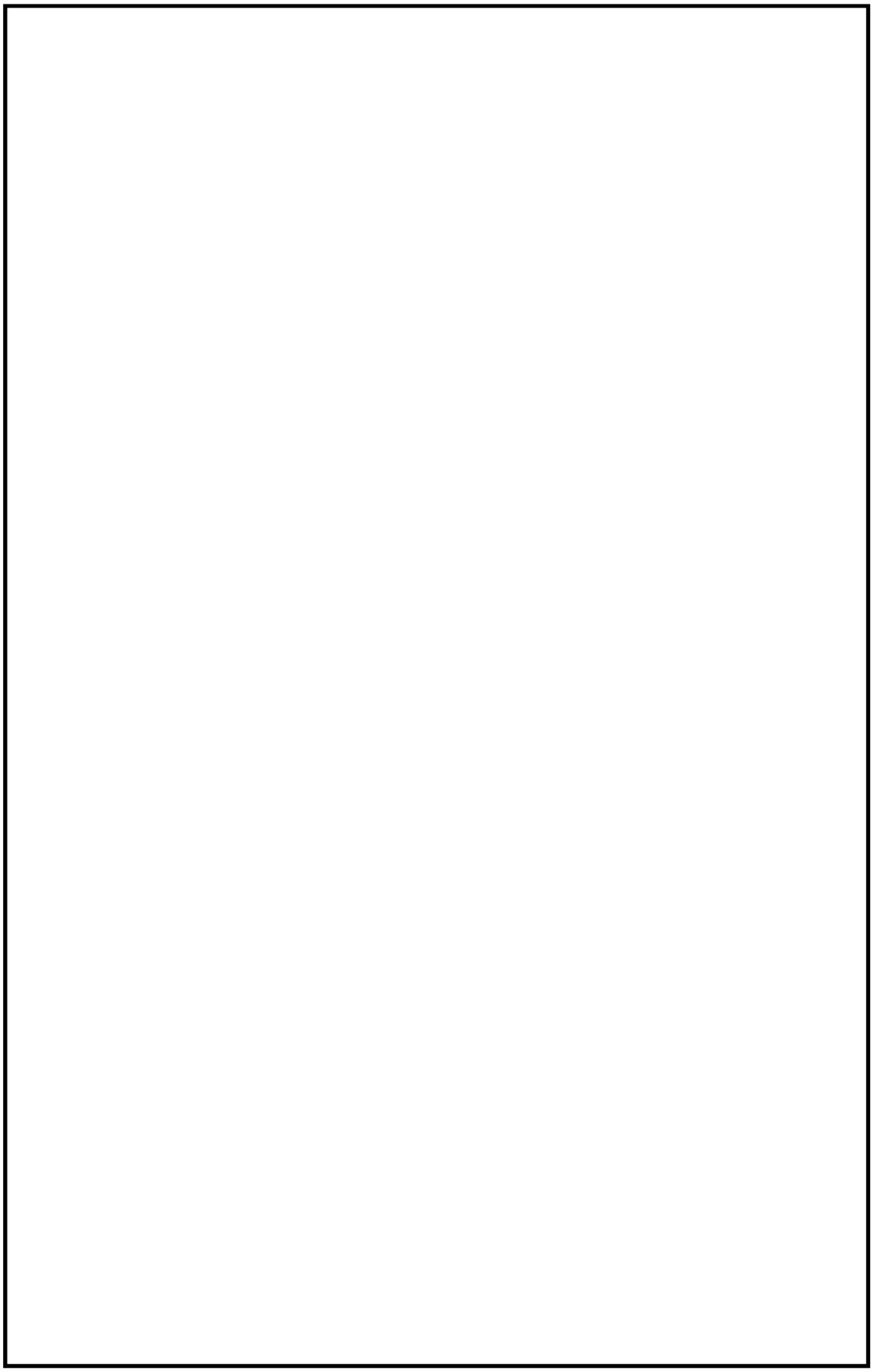
第2.2.2－4図　照明配置図(2／9)



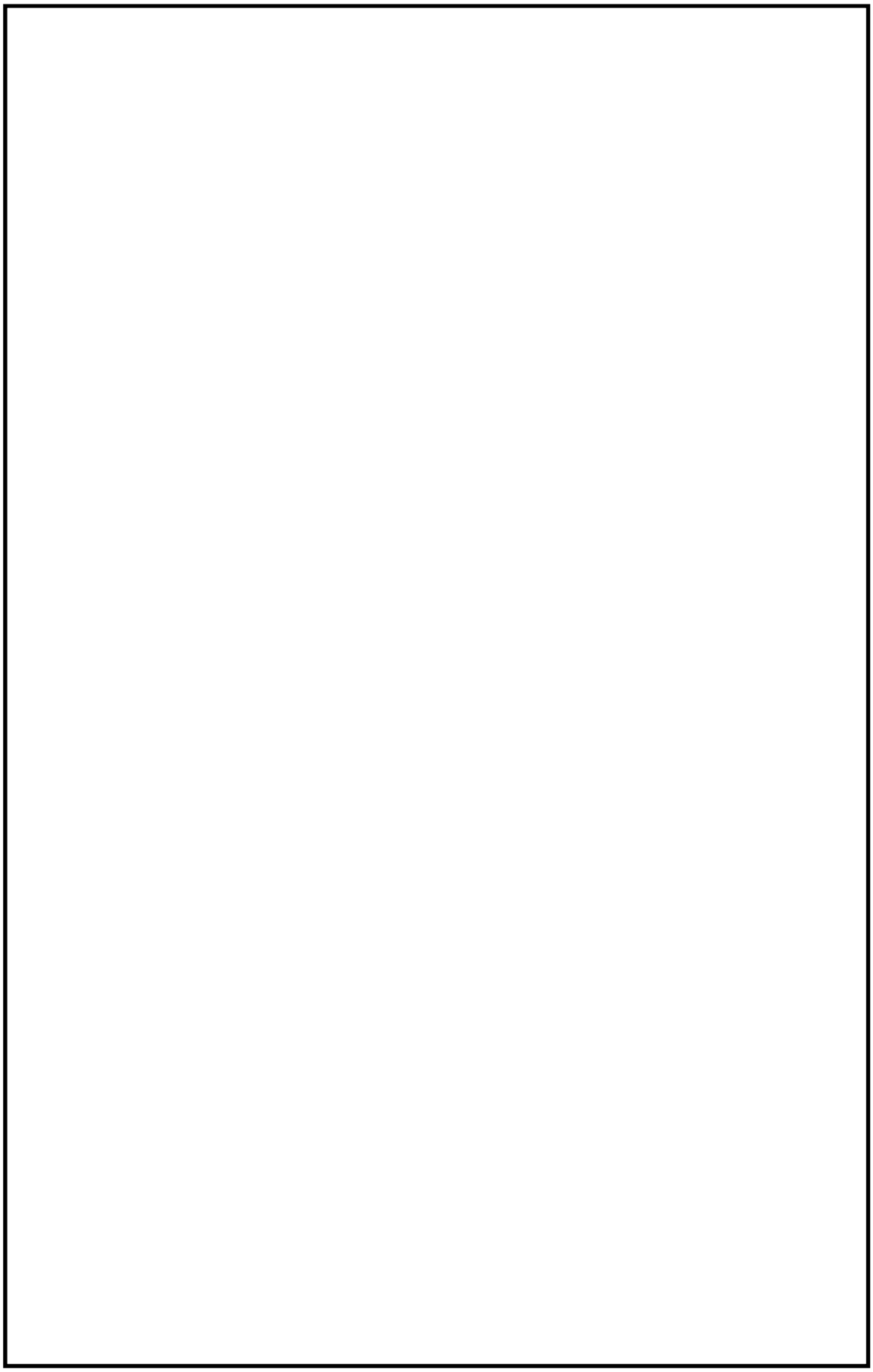
第 2.2.2－4 図　照明配置図(3／9)



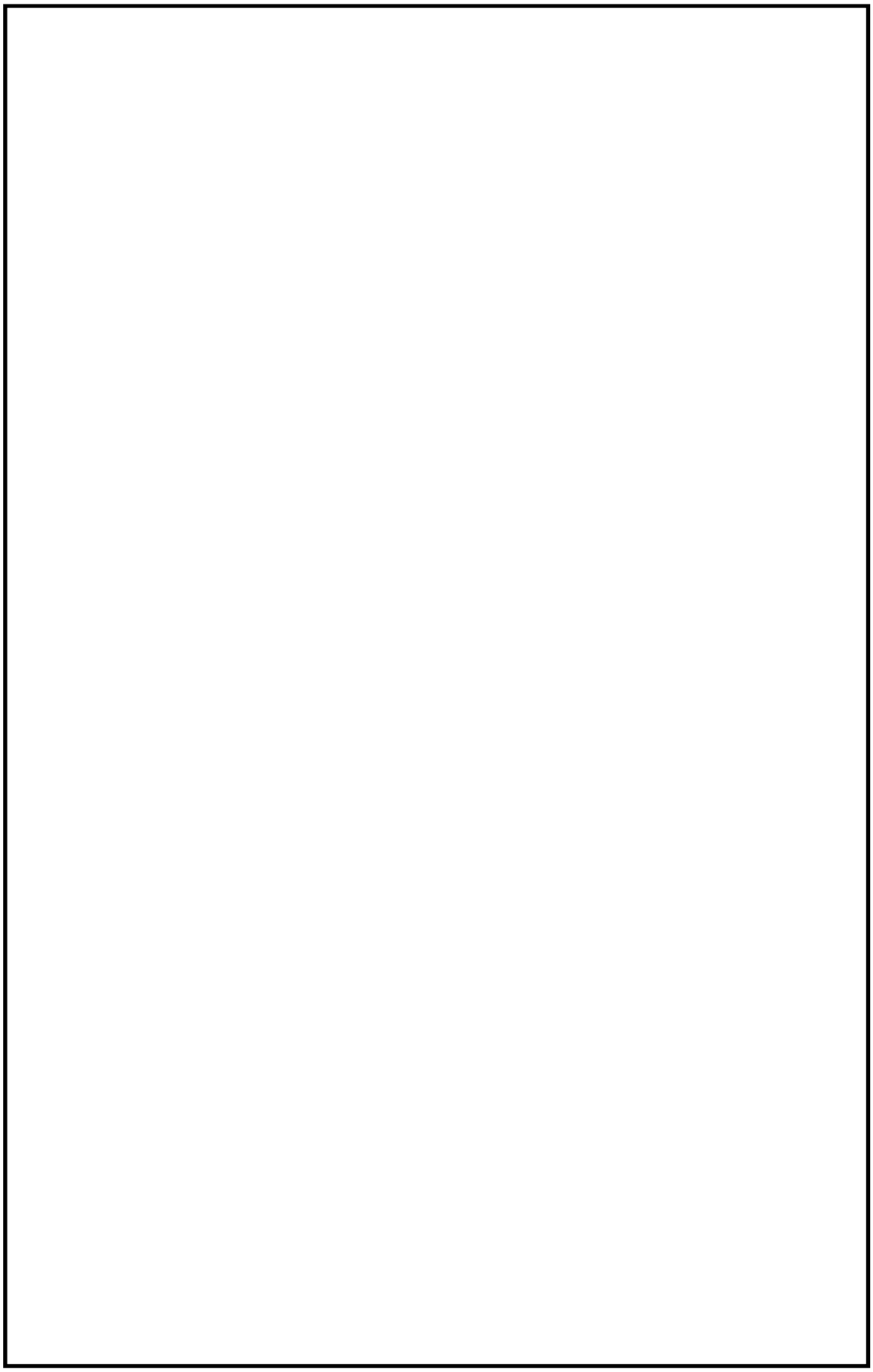
第2.2.2－4図　照明配置図(4／9)



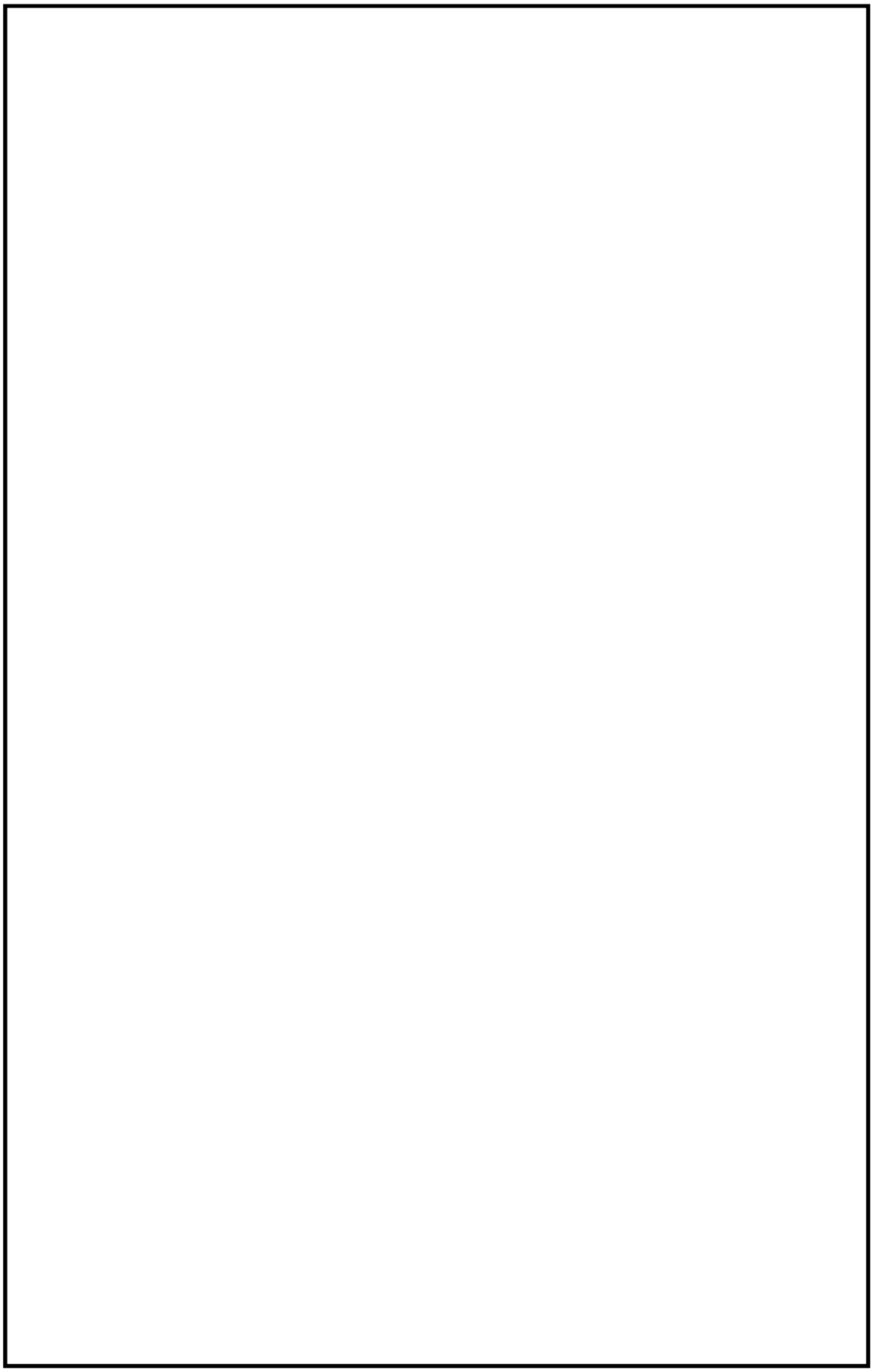
第2.2.2－4図　照明配置図(5／9)



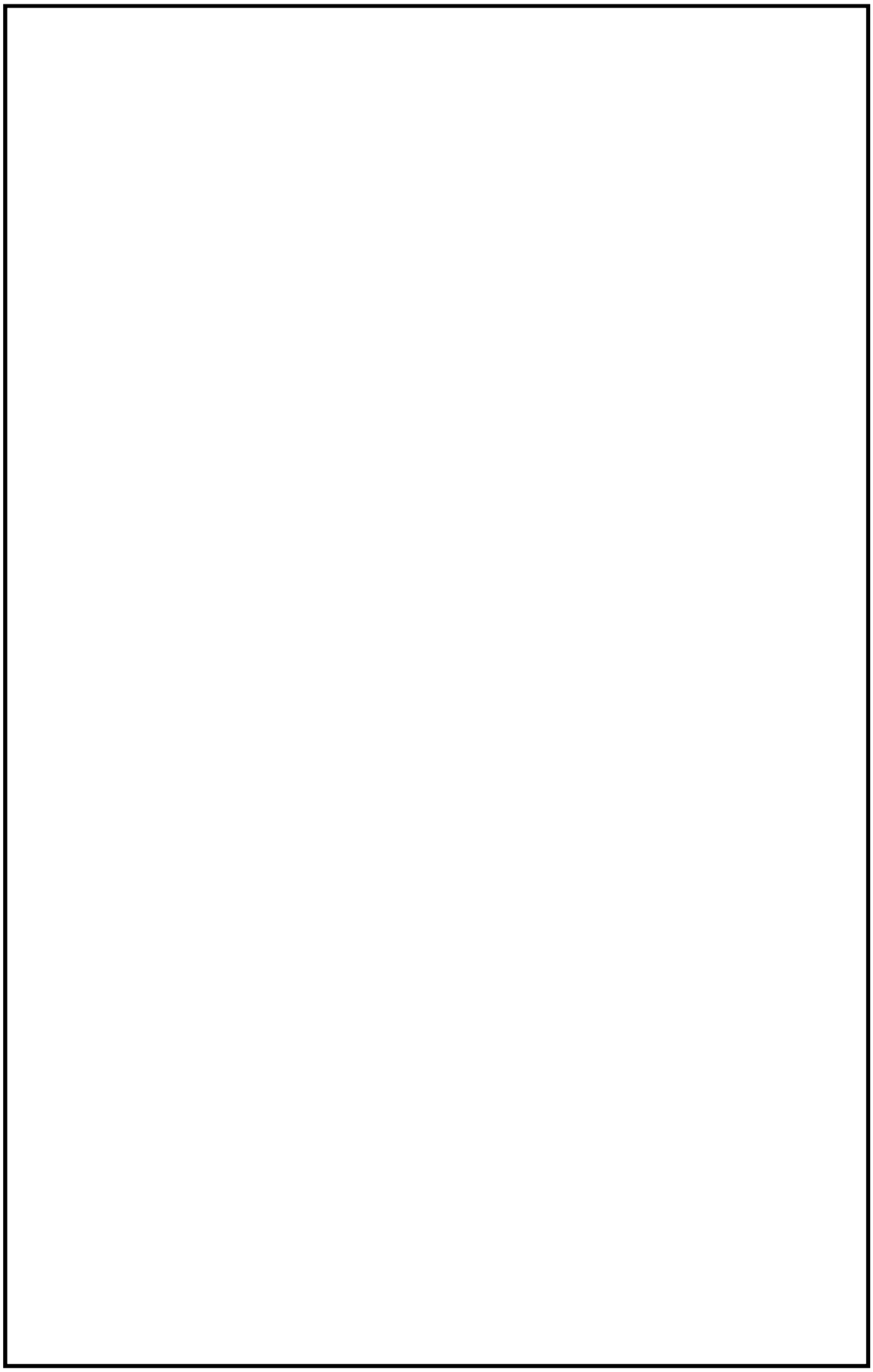
第2.2.2－4図　照明配置図(6／9)



第2.2.2－4図　照明配置図(7／9)



第 2.2.2－4 図　照明配置図(8／9)



第 2.2.2－4 図　照明配置図(9／9)

2.2.3　可搬型照明の設計方針

設計基準事故時における対応操作，また全交流動力電源喪失時に現場操作等の対応が必要となる電気室については，現場への移動や操作を考慮した位置に蓄電池内蔵型照明等の作業用照明を設置している。

作業用照明により操作に必要な照明は確保されるが，万一，作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には，運転員が滞在している中央制御室及び廃棄物処理操作室に配備する十分な数量の可搬型照明（ＬＥＤライト，ランタン，ヘッドライト）を活用し，昼夜，場所を問わず作業を可能とする。

また，複数の可搬型照明（例えば，現場対応時はＬＥＤライトとヘッドライト）と予備の乾電池を用意することにより，照明を確保し，電池交換を可能とする。

なお,乾電池については,可搬型照明が 7 日間使用可能な数量を確保する。

可搬型照明の保管場所，数量及び仕様を，第 2.2.3－1 表に示す。

第 2.2.3－1 表　可搬型照明の保管場所，数量及び仕様

	保管場所	数量	仕様
ＬＥＤライト 	中央制御室	14 個 〔当直運転員分 7 個 ＋予備 7 個〕	電池： 内蔵蓄電池 点灯可能時間： 約 4～約 8 時間 （調光により 変化）
	廃棄物処理 操作室※	5 個 〔運転員分 2 個＋ 管理区域内用予 備 3 個〕	
ランタン 	中央制御室	20 個 （中央制御室 主盤エリア用 として 9 個＋ 補助照明 7 個＋ 予備 4 個）	電源：乾電池 （単一×4） 点灯可能時間： 約 45 時間
ヘッドライト 	中央制御室	14 個 〔当直運転員分 7 個 ＋予備 7 個〕	電源：乾電池 （単三×3） 点灯可能時間： 約 12 時間

※ 管理区域内における現場運転員集合場所（10 条（誤操作防止）要求）

注：個数（予備数を含む）については，運用を考慮し今後変更となる場合がある。

別紙１　新規制基準適合申請に係る発電用原子炉施設追加設備の安全避難通路等について（設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 1 号及び第 2 号への適合性）

1.　概要

「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」第 11 条（安全避難通路等）第 1 項第 1 号によって要求される『その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路』については，追加設備である緊急時対策所建屋に安全避難通路及び安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明として非常灯及び誘導灯を設置する。

「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」第 11 条（安全避難通路等）第 1 項第 2 号によって要求される『照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明』については，追加設備である緊急時対策所建屋に用いる避難用の照明の電源が喪失した場合においても，点灯可能なように非常灯及び誘導灯に蓄電池を内蔵する。

2.　安全避難通路について

安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明として，以下に準拠した蓄電池内蔵の非常灯及び誘導灯を緊急時対策所建屋に設置する。

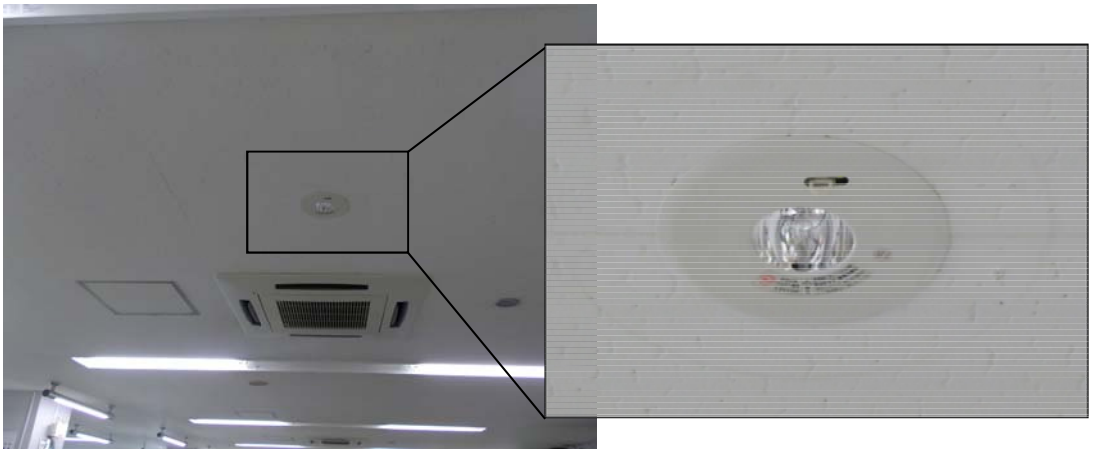
非常灯：建築基準法施行令第 126 条の四，五及び昭和 45 年建設省告示第 1830 号

誘導灯：消防法施行令第 26 条及び消防法施行規則第 28 条の三

蓄電池は，非常灯については昭和 45 年建設省告示第 1830 号に準拠し 30 分

以上，誘導灯については消防法施行規則第 28 条の三に準拠し 20 分以上点灯できる容量を有するものとする。

避難用の照明装置の例，緊急時対策所建屋の照明電源系統図及び避難用照明配置図を，各々第 1－1 図，第 1－2 図及び第 1－3 図に示す。

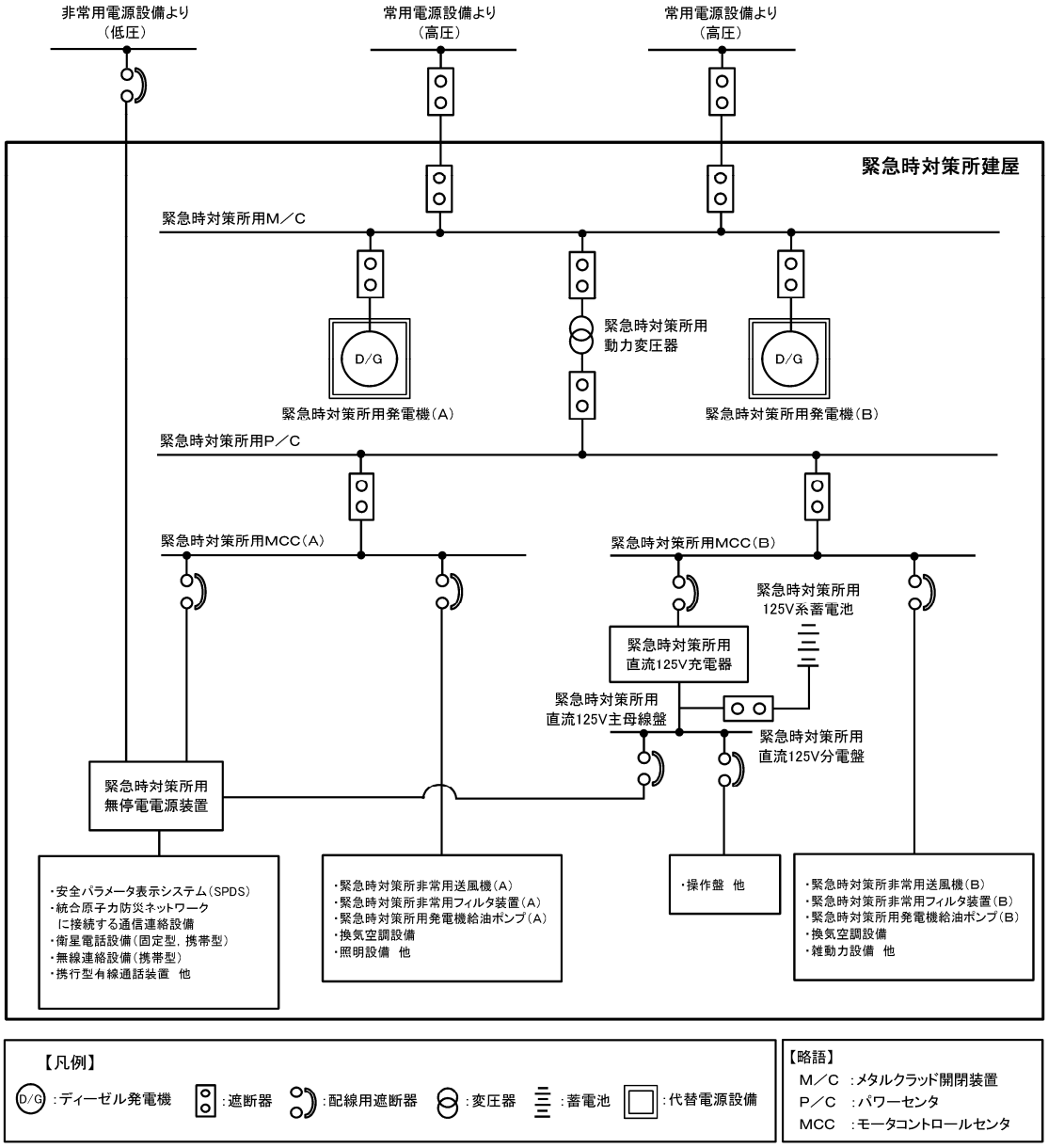


非常灯

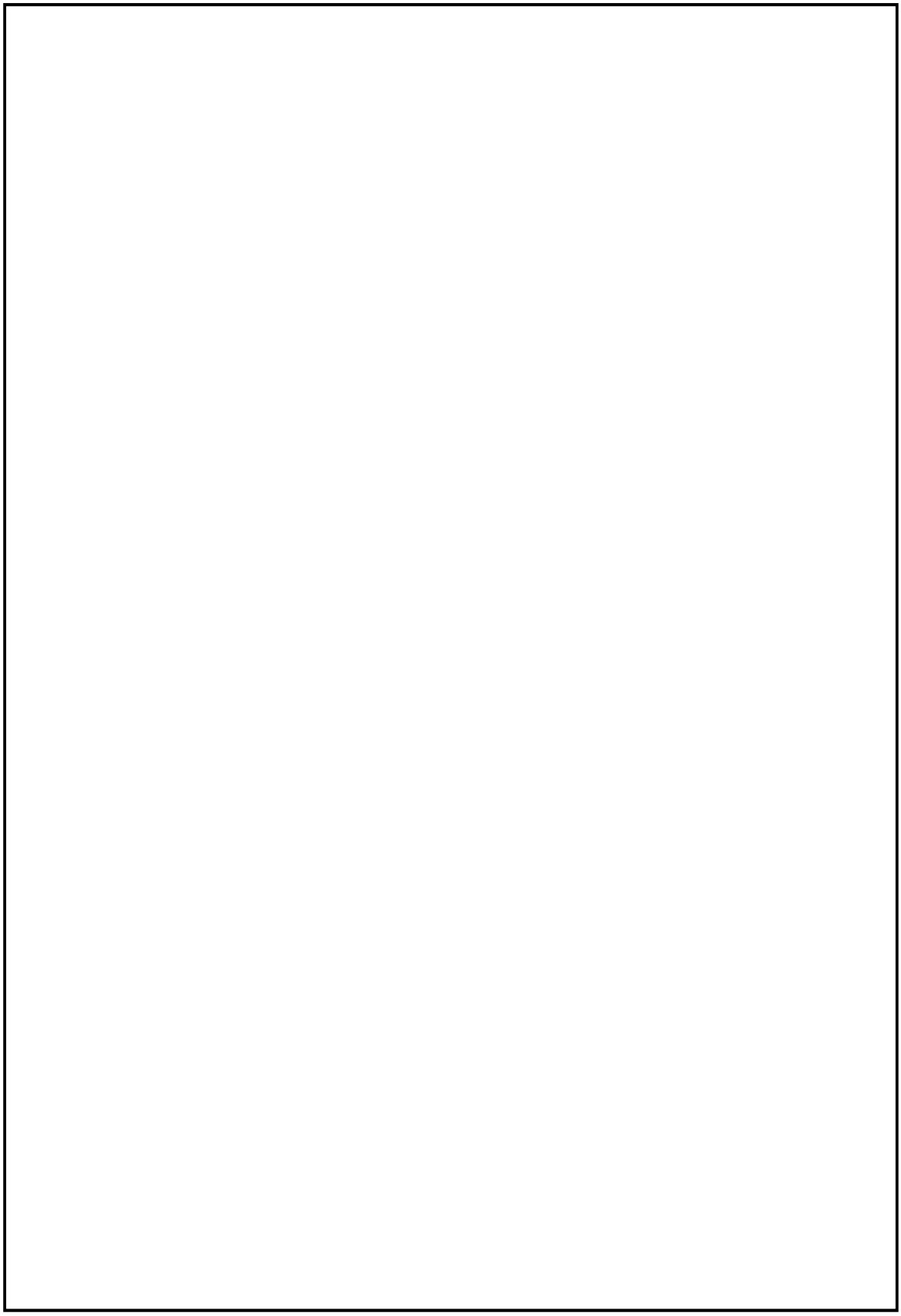
避難口誘導灯

通路誘導灯（廊下・通路）

第 1－1 図　避難用の照明装置（例）



第１－２図　照明電源系統図（緊急時対策所建屋）



第１－３図　緊急時対策所建屋 避難用照明配置図（1／2）

第１－３図　緊急時対策所建屋 避難用照明配置図（2／2）

別紙２　現場操作の確認結果について

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（1／12）

：手順書で要求のある現場操作又は現場確認を行う機器

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 原子炉の起動時に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ，原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 原子炉スクラム事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動状況確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		所内電源切替確認（所変→起変）	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP，TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン側機器運転状態確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		所内ボイラ２缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		HPCP，LPCP 各１台停止	中央制御室		
		主復水器真空調整	中央制御室		
		給水制御系「手動」切替	中央制御室		
		86G1，G2 リセット	中央制御室		
		固定子冷却水ポンプ１台起動	中央制御室		
		格納容器隔離，AC 系リセット	中央制御室		
		格納容器隔離，AC 系復旧操作	中央制御室／現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		原子炉スクラムリセット	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		コンデミ９塔→３塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		原子炉降圧	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		RHR SDC モードフラッシング	中央制御室／現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		タービンターニング確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（2／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2)出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ，原子炉出力が上昇する。	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順	RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		水素注入系停止	中央制御室/現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		格納容器内パージ	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		所内ボイラ２缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		プロコン　オペレーター監視停止要求「ON」	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		基幹給出力降下連絡	中央制御室		
		原子炉出力降下操作（PLR FCV）	中央制御室		
		発電機出力降下確認	中央制御室		
		TDRFP 一台ミニフロー弁開	中央制御室		
		原子炉出力降下操作（CR）	中央制御室		
		主蒸気管ドレン弁自動開確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		TDRFP１台停止　TD2→TD1	中央制御室		
		O_2注入系停止	中央制御室/現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		コンデミ９塔→6 塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		主蒸気管ドレン弁開操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉出力降下操作（PLR FCV MINI POS）	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		ヒータードレンポンプ停止操作	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		運転中 TDRFP ミニフロー弁「RECIRC」	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉出力降下操作（CR）	中央制御室		
		RWM 使用可能確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替	中央制御室		
		「CV FAST CLOSURE/MSV CLOSURE TRIP BYPASS」警報確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		HPCP，LPCP 各１台停止	中央制御室		
		RWM「低出力設定点以下」点灯確認	中央制御室		
		PSVR ロック	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		所内電源切替　所変→起変	中央制御室		
		クロスアラウンドドレン弁　開	中央制御室		
		給水流量減少確認	中央制御室		
		発電機出力降下（負荷制限）	中央制御室		
		解列前基幹給連絡	中央制御室		
		発電機解列準備	中央制御室		
		発電機解列	中央制御室		
		発電機解列所内周知，基幹給連絡	中央制御室		
		タービン側ドレン弁開	中央制御室		
		発電機界磁遮断器開放	中央制御室		

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（3／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2)出力運転中の制御棒の異常な引き抜き（続き）	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順（続き）	AVR 状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		発電機コアモニタ停止	中央制御室		
		IPB ファン停止	中央制御室/現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		4S エバポドレンタンク LCV EMRG 切替確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		非常用調速機加速度トリップ試験準備	中央制御室		
		非常用調速機加速度トリップ試験	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		タービン状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		APRM/SRNM 記録計切替	中央制御室		
		MDRFP 制御器「自動」→「手動」切替	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「START&HOT STBY」位置切替	中央制御室		
		CUW RPV 底部ドレン弁　開	中央制御室		
		タービンリフトポンプ起動	中央制御室		
		格納容器内 N2 関連設備隔離	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		D/W エントリー	中央制御室/現場		
		タービンターニング確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		SRNM レンジ切替確認	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		タービンバイパス弁全閉確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉降圧に伴う警報確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁開操作	中央制御室		
		主蒸気圧力設定調整	中央制御室		
		原子炉水位制御 MD-FCV→RFP バイパス FCV 切替	中央制御室		
		原子炉停止完了所内周知	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「REFUEL」位置切替	中央制御室		
		原子炉停止後点検	中央制御室		
		M.SJAE→OGSJAE 切替確認	中央制御室		
		SDC モード運転	中央制御室		
		HPCP 全停	中央制御室		
		コンデミ 6 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（4／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2)出力運転中の制御棒の異常な引き抜き（続き）	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順（続き）	RCIC 隔離確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		CUW ブロー「H/W」→「R/W」切替	中央制御室		
		4S　H/B 切替確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁全閉	中央制御室		
		MSIV 全弁閉操作	中央制御室		
		RHR SDC モード運転及び待機状態確認	中央制御室		
		原子炉ヘッドスプレイ開始	中央制御室		
		原子炉ヘッドスプレイ停止	中央制御室		
		主蒸気管ドレン弁閉操作	中央制御室		
		主復水器真空破壊	中央制御室		
		原子炉冷却	中央制御室		
		主復水器内負圧保持	中央制御室		
		タービン側機器停止操作	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
(3)原子炉冷却材流量の部分喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，再循環系ポンプ駆動電動機遮断器開等により，再循環系ポンプ１台の電源が喪失し，炉心流量が減少する。	非常時運転手順書 再循環系ポンプトリップ事故	PLR 1 台トリップ確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		SRI 作動確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		トリップ側 PLR ポンプ CS「PtoL」，FCV「MIN POS」	中央制御室		
		トリップ側 PLR ポンプ出口弁全閉→5 分後全開	中央制御室		
		運転中 PLR ポンプ運転状態確認，FCV 40%以下	中央制御室		
		原子炉安定確認	中央制御室		
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室		
		主復水器真空調整	中央制御室		
		PLR ポンプ運転状態確認	中央制御室		
		O_2注入系注入量調整	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		コンデミ 9 塔→6 塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
(4)原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 【事象の想定】 原子炉が部分負荷で運転中に，再循環流量制御系の故障，誤操作等により停止中の再循環系ポンプが起動され，再循環ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が投入され，原子炉出力が上昇する。	対応手順なし （再循環系ポンプは自動起動する設備ではなく，起動条件として温度制限も設けているため，余熱なしで起動することはない。）				

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（5／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(5)外部電源喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する。	非常時運転手順書 275kV 電源喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		所内単独運転確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		D/G 自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		所内全停電確認	中央制御室		
		SRV 作動確認	中央制御室		
		非常用油ポンプ起動確認	中央制御室		
		M/C 2C，2D，HPCS 受電確認	中央制御室		
		各計器動作確認	中央制御室		
		MSIV 「CLOSE」位置	中央制御室		
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		タービン側自動起動確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		CRD ポンプ起動	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		原子炉未臨界確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン減速状況監視	中央制御室		
		原子炉スクラム後操作	中央制御室		
		TD タービング確認	中央制御室		
		タービン機器 CS「PtoL」「切」	中央制御室		
		空調起動準備	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		RPS MG セット起動，受電	中央制御室/現場		
		原子炉水位確保確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		外部電源状況確認	中央制御室		
		格納容器隔離，AC 系リセット	中央制御室		
		CUW 再起動	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		SRV による原子炉減圧冷却	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービンターニング確認	中央制御室		
		RCIC 停止	中央制御室		
		東海原子力線 1，2 号復旧確認	中央制御室		
		275kV 母線復旧	中央制御室		
		所内電源復旧	中央制御室		

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（6／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(6)給水加熱喪失 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 原子炉スクラム事故	「(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と同様			
(7)原子炉冷却材流量制御系の誤動作 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，原子炉冷却材の再循環流量制御系の故障等により，再循環流量が増加し，原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 原子炉スクラム事故	「(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と同様			
(8)負荷の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，送電系統の故障等により，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。	非常時運転手順書 275kV 電源喪失事故	「(5)外部電源喪失」と同様			
(9)主蒸気隔離弁の誤閉止 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，原子炉水位異常低下等の誤信号，誤操作等により主蒸気隔離弁が閉止し，原子炉圧力が上昇する。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御及び RHR S/P 冷却	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		M.SJAE 停止	中央制御室		
		所内ボイラ２缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP，TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		MSIV CS「CLOSE」	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（7／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(9)主蒸気隔離弁の誤閉止（続き） 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，原子炉水位異常低下等の誤信号，誤操作等により主蒸気隔離弁が閉止し，原子炉圧力が上昇する。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故（続き）	原子炉水位設定「リセット」	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン発電機動作確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		原子炉未臨界	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		PLR FCV 全開操作	中央制御室		
		HPCP，LPCP 各１台停止	中央制御室		
		コンデミ９塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		4S H/B 切替及び O/G SJAE 起動	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン側ドレン弁開	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		格納容器隔離，AC 系リセット，復旧操作	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		86G1，G2 リセット	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		固定子冷却水ポンプ１台起動	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		RHR S/P 冷却，S/P 水位調整	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		給水系による原子炉給水停止	中央制御室		
		原子炉降圧	中央制御室		
		原子炉圧力，炉水温度確認	中央制御室		
		原子炉スクラムリセット	中央制御室		
		MD RFP 停止	中央制御室		
		タービンターニング確認	中央制御室		
		RHR S/P 冷却停止，RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		PLR 停止	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		RHR SDC モード運転	中央制御室		
		RCIC 停止，SRV 開閉停止	中央制御室		
(10)給水制御系の故障 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 タービン発電機トリップ事故	タービントリップ確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉スクラム確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		所内電源切替確認（所変→起変）	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動状況確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP，TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（8／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(10)給水制御系の故障（続き） 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 タービン発電機トリップ事故（続き）	SRV 状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン振動確認	中央制御室		
		主復水器真空調整	中央制御室		
		OG 流量調整	中央制御室		
(11)原子炉圧力制御系の故障 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，圧力制御系の故障等により，主蒸気流量が変化する。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故	「(9)主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様			
(12)給水流量の全喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，給水制御系の故障又は給水ポンプのトリップにより，部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する。	非常時運転手順書 給復水系故障による原子炉スクラム事故	主復水器 H/W 水位確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		主復水器 H/W 水位低下原因調査	中央制御室		
		給復水系全停	中央制御室		
		原子炉スクラム確認	中央制御室		
		発電機確認状態確認	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		所内電源切替確認（所変→起変）	中央制御室		
		L-2 到達，MSIV 閉，RCIC/HPCS 自動起動確認	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		主復水器真空破壊	中央制御室		
		MSP，TGOP，LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（9／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(12)給水流量の全喪失（続き） 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，給水制御系の故障又は給水ポンプのトリップにより，部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する。	非常時運転手順書 給復水系故障による原子炉スクラム事故（続き）	L-8 到達，RCIC/HPCS トリップ	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉水位 L-8 以下確認	中央制御室		
		RCIC ロジックリセット	中央制御室		
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		原子炉水位制御確認	中央制御室		
		格納容器隔離，AC 系リセット	中央制御室		
		格納容器隔離，AC 系復旧操作	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		RHR S/P 冷却状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉スクラムリセット	中央制御室		
		原子炉降圧	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		86G1，G2 リセット	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		固定子冷却水ポンプ 1 台起動	中央制御室/現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		タービンターニング確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		RCIC 及び RHR S/P 冷却停止，RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		SRV 手動開閉停止	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
(13)原子炉冷却材喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，何らかの原因により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の損傷等を想定した場合には，冷却材が系外に流出する。	非常時運転手順書 冷却材喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		LOCA 確認	中央制御室		
		所内電源切替確認（所変→起変）	中央制御室		
		LOCA 後機器動作確認	中央制御室		
		タービン発電機/TDRFP トリップ確認（RCIC 自動起動）	中央制御室		
		所内電源健全確認	中央制御室		
		MSP，TGOP，LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ADS 動作確認	中央制御室		
		低圧注水系注水確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		RHR LPCI→PCV 及び S/C スプレイ切替	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		復水再循環運転	中央制御室		
		HPCS 水源切替確認	中央制御室		
		D/W，S/C H2 濃度及びγ線量率確認	中央制御室		
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		RCIC トリップ	中央制御室		
		FCS 手動起動	中央制御室		

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（10／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(14)原子炉冷却材流量の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，2台の再循環系ポンプが何らかの原因でトリップすることにより炉心流量が，定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下して，炉心の冷却能力が低下する。	非常時運転手順書 再循環系ポンプトリップ事故	PLR2台トリップ確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		SRI作動確認	中央制御室		
		発電機出力確認，給復水系確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		原子炉安定確認	中央制御室		
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室		
		主復水器真空調整	中央制御室		
		O_2注入系停止	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
		コンデミ9塔→6塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
(15)原子炉冷却材ポンプの軸固着 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，1台の再循環系ポンプの回転軸が何らかの原因で固着することにより，炉心流量が急減して，炉心の冷却能力が低下する。	非常時運転手順書 再循環系ポンプトリップ事故	「(14)原子炉冷却材流量の喪失」と同様			
(16)制御棒落下 【事象の想定】 原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに，制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し，急激な反応度投入と出力分布変化が生じる。	非常時運転手順書 制御棒落下事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		原子炉側操作	中央制御室		
		タービン側操作	中央制御室		
		所内ボイラ2缶運転確認	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		MS RAD HIによるMSIV隔離確認後，CS「閉」位置	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		MDRFP，HPCP一台運転	中央制御室		
		コンデミ6塔→3塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		RCIC隔離確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		制御棒落下確認	中央制御室		
		プラント状態確認	中央制御室		
		原子炉出力降下操作	中央制御室		
		落下制御棒状態確認	中央制御室		
		制御棒単体スクラム	中央制御室/現場	代替措置（原子炉手動スクラム等）により実施可能なため，対象外	対応不要
		落下制御棒自由落下操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		落下制御棒隔離	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（11／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(17)放射性気体廃棄物処理施設の破損 【事象の想定】 原子炉運転中，何らかの原因で放射性気体廃棄物処理施設（以下「オフガス系」という。）の一部が破損した場合には，オフガス系に保持されていた希ガスや空気抽出器からの希ガスが環境に放出される可能性がある。	非常時運転手順書 気体廃棄物処理施設の破損事故	SJAE 室 ADM 指示上昇確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		警報確認	中央制御室		
		放射線モニタ指示確認	中央制御室		
		OG 系運転状態確認	中央制御室		
		放射線モニタ警報確認	中央制御室		
		タービン建屋搬出入口シャッター閉操作	現場	常時開放はしていないが，作業等でシャッターを開放している場合で事故が発生した時は，作業員等により速やかに閉止する必要があるため。	対応要
		タービン建屋連絡通路の閉鎖	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		管理区域退避	現場	代替措置（ページング等による退避連絡）により，実施可能なため，対象外	対応不要
		所内電源切替	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉手動スクラム	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動確認	中央制御室		
		OG 系停止及び隔離	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		主復水器真空低下確認	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		放射線モニタ指示確認	中央制御室		
		MSP，TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン側機器運転状態確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		所内ボイラ２缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要

第１表　設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果（12／12）

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(17)放射性気体廃棄物処理施設の破損（続き）	非常時運転手順書 気体廃棄物処理施設の破損事故（続き）	PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		HPCP，LPCP 各１台停止	中央制御室		
		給水制御系「手動」切替	中央制御室		
		4S H/B 切替確認	中央制御室		
		主復水器真空低警報確認	中央制御室		
		MSIV，MS ドレン弁全閉	中央制御室		
(18)主蒸気管破断 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，何らかの原因により原子炉格納容器外で主蒸気管が破断した場合には，破断口から冷却材が流出し，放射性物質が環境に放出される可能性がある。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故	「(9)主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様			
(19)燃料集合体の落下 【事象の想定】 原子炉の燃料交換時に，燃料取扱装置の故障，破損等により燃料集合体が落下して破損し，放射性物質が環境に放出される可能性がある。	非常時運転手順書 燃料落下事故	SRNM・FPC 確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		6F 作業者退避誘導	現場	代替措置（ページング等による退避連絡）により，実施可能なため，対象外	対応不要
		FRVS/SGTS 1 系統起動	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		放射線モニタ指示上昇報告	中央制御室		
		CUW 運転確認・ブロー停止操作	中央制御室		
		FPC 運転確認	現場	代替監視設備(ITV，警報等)により確認可能なため，対象外	対応不要
		PLR サンプリングライン隔離	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		CUW，FPC サンプリングライン隔離	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		CRD ポンプ停止	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		放射線モニタ監視	中央制御室		
(20)可燃性ガスの発生 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に，何らかの原因により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の損傷等を想定した場合には，冷却材が系外に流出する。	非常時運転手順書 冷却材喪失事故	「(13)原子炉冷却材喪失」と同様			

別添

東海第二発電所

運用，手順説明資料

安全避難通路等

11 条 安全避難通路等

設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 3 号
設計基準事故が発生した場合に用いる照明及びその専用の電源。
（解釈）
「設計基準事故が発生した場合に用いる照明」とは，昼夜及び場所を問わず，発電用原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に，作業が可能となる照明のことをいう。なお，現場作業の緊急性との関連において，仮設照明の準備に時間的猶予がある場合には，仮設照明による対応を考慮してもよい。

↓

設計基準事故が発生した場合に作業が必要な場所
安全施設が安全機能を損なわないために作業が必要な場所

↓

設計基準事故が発生した場合，安全施設が安全機能を損なわないために用いる照明及びその専用の電源を確保すること。

↓

外部電源喪失時及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までにおいても点灯できる照明を作業場所へ設置する。

↓

非常用ディーゼル発電機，蓄電池又は内蔵蓄電池から電力を供給する非常用照明，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明の設置

工

【後段規制との対応】
工 ：工認（基本設計方針，添付書類）
保 ：保安規定（下位文章を含む）
核 ：核防護規定（下位文章を含む）

【添付六，八への反映事項】
■ ：工認（基本設計方針，添付書類）
□ ：当該条文に関係しない（他条文での反映事項他）

運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 11 条 安全避難通路等	非常用照明，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明の設置	運用・手順	―
		体制	―
		保守・点検	外観検査及び機能検査
		教育・訓練	―
	可搬型照明の配備	運用・手順	万一，作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった時に迅速に使用できるよう，必要数及び保管場所を定める。
		体制	―
		保守・点検	員数確認及び点灯確認
		教育・訓練	―

東海第二発電所

安全施設

目　　次

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

1.2　追加要求事項に対する適合性

2.　安全施設

2.1　静的機器の単一故障

2.1.1　長期間にわたり安全機能が要求される単一設計機器の抽出

2.1.2　静的機器の基準適合性確認

2.1.3　原子炉建屋ガス処理系の基準適合性

2.1.4　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の基準適合性

2.1.5　中央制御室換気系の基準適合性

2.2　安全施設の共用・相互接続

2.2.1　共用・相互接続設備の抽出

2.2.2　基準適合性

添付資料

添付１　重要度の特に高い安全機能を有する系統　抽出表

添付２　重要度の特に高い安全機能を有する系統・機器　整理表

添付３　重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果

添付４　設計基準事故解析で期待する異常影響緩和系について

添付５　静的機器の単一故障に係る被ばく評価条件について

添付６　静的機器単一故障時の原子炉格納容器冷却機能代替性確認評価

添付７　修復作業の成立性に関する検討について

添付８　配管及びダクトの点検の実施状況について

添付 9　小規模破損の検知及び修復について

添付 10 中央制御室換気系の外気取入ラインについて

添付 11 故障・トラブル情報の活用について

添付 12 東海第二発電所におけるケーブルの系統分離について

添付 13 共有／相互接続設備 抽出表

添付 14 共用設備 概略図

3.　運用，手順説明資料

（別添資料）運用，手順説明資料　安全施設

＜概　要＞

1．において，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（以下「設置許可基準規則」という。），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（以下「技術基準規則」という。）の追加要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2．において，設計基準事故対処設備について，追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

安全施設のうち，静的機器の単一故障に関する設置許可基準規則第 12 条及び技術基準規則第 14 条の要求事項を第 1-1 表に示し，追加要求事項を明確化する。

第 1-1 表　設置許可基準規則第 12 条並びに技術基準規則第 14 条及び 15 条の要求事項

設置許可基準規則 第 12 条（安全施設）	技術基準規則 第 14 条（安全設備）	追加要求事項
１　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。	－	変更なし
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。	第二条第二項第九号ハ及びホに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械又は器具の単一故障（設置許可基準規則第十二条第二項 に規定する単一故障をいう。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、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よう、施設しなければならない。	静的機器の単一故障に関する考え方の明確化
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	２　安全性設備は、設計基準事故時及び当該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	変更なし

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。	発揮することができるよう，施設しなければならない。	

設置許可基準規則 第 12 条 （安全施設）	技術基準規則 第 15 条 （設計基準対象施設の機能）	追加要求事項
－	設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。	変更なし
４　安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。	２　設計基準対象施設は、その健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう、施設しなければならない。	変更なし
－	３　設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。	変更なし
５　安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。	４　設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。	変更なし

６　重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。	５　設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項第九号ハに掲げるものは、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。	追加要求事項
７　安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。	６　前項の安全設備以外の安全設備を二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、施設しなければならない。	追加要求事項（相互接続に関する要求追加）

1.2　追加要求事項に対する適合性

(1)　位置，構造及び設備

ロ　発電用原子炉施設の一般構造

(3)その他の主要な構造

（ⅰ）　本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

ａ．設計基準対象施設

（g）安全施設

（g-1）安全施設は，その安全機能の重要度に応じて，十分高い信頼性を確保し，かつ維持し得る設計とする。このうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統は，原則，多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに，当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単

一故障，長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって，外部電源が利用できない場合においても，その系統の安全機能を達成できる設計とする。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において，設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする以下の機器については，想定される最も過酷な条件下においても安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし，その単一故障を仮定しない。設計に当たっては，想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆及び運転員の被ばく，当該単一故障の除去又は修復のためのアクセス性，補修作業性並びに当該作業期間における従事者の被ばくを考慮する。

・原子炉建屋ガス処理系の配管の一部
・中央制御室換気系のダクトの一部

また，重要度が特に高い安全機能を有する系統において，設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする以下の機器については，単一故障を仮定した場合においても安全機能を達成できる設計とする。

・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）

安全施設の設計条件を設定するに当たっては，材料疲労，劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力，温度，湿度，放射線量等各種の環境条件を考慮し，十分安全側の条件を与えることにより，これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計

とする。

また，安全施設は，その健全性及び能力を確認するために，その安全機能の重要度に応じ，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

（g-2）安全施設は，蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

蒸気タービン及び発電機は，破損防止対策を行うことにより，破損事故の発生確率を低くするとともに，タービンミサイルの発生を仮に想定しても安全機能を有する構築物，系統及び機器への到達確率を低くすることによって，発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

（g-3）重要安全施設は，発電用原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しないものとするが，安全性が向上する場合は，共用又は相互に接続することを考慮する。

なお，発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続する重要安全施設は無いことから，共用又は相互に接続することを考慮する必要はない。

安全施設（重要安全施設を除く。）を共用又は相互に接続する場合には，原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

固体廃棄物処理系のうち，セメント混練固化装置，雑固体廃棄物焼却装置，雑固体減容処理設備，固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋は，東海発電所と共用とするが，その処理量は東海第二発電所及び東海発電所における合計の予想発生量を考慮することで安全性を損なわない設計とする。

所内ボイラ設備及び所内蒸気系は，東海発電所と共用とするが，必要な容量をそれぞれ確保するとともに，接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

給水処理系のうち，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク及び純水貯蔵タンクは，東海発電所と共用とするが，必要な容量をそれぞれ確保するとともに，接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

緊急時対策所は，東海発電所と共用とするが，東海発電所と同時発災時に対応するために必要な居住性を確保する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

通信連絡設備のうち衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ），テレビ会議システム（社内），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））は，東海発電所と共用とするが，東海発電所で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち固定モニタリング設備，気象観測設備，放射能観測車及び環境試料測定設備は，東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視，測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち出入管理室は東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視をするために必要な仕様を満足する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

消火系のうち構内消火用ポンプ，ディーゼル駆動構内消火ポンプ，原水タンク及び多目的タンクは，東海発電所と共用とするが，必要な容量をそれぞれ確保するとともに，発電用原子炉施設間の接続部の弁を閉操作する

ことにより隔離できる設計とすることで,安全性を損なわない設計とする。

(2)　安全設計方針

1.1　安全設計の方針

1.1.1　安全設計の基本方針

1.1.1.6　共用

重要安全施設は，東海発電所との間で原則共用又は相互に接続しないものとするが，安全性が向上する場合は，共用又は相互に接続することを考慮する。

安全施設（重要安全施設を除く。）において，共用又は相互に接続する場合には，原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

1.1.1.7　多重性又は多様性及び独立性

安全施設は,その安全機能の重要度に応じて,十分高い信頼性を確保し,かつ維持し得る設計とする。このうち，重要度が特に高い安全機能を有する系統は，原則，多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに，当該系統を構成する機器の単一故障が生じた場合であって，外部電源が利用できない場合においても,その系統の安全機能を達成できる設計とする。

1.1.1.8　単一故障

(1)　設計方針

安全施設のうち，重要度が特に高い安全機能を有する系統は，当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障が生じた場合，長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれか

が生じた場合であって，外部電源が利用できない場合においても，その系統の安全機能が達成できる設計とする。

なお，重要度が特に高い安全機能を有する系統のうち，長期間にわたって安全機能が要求される静的機器を単一設計とする場合には，単一故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できる設計，他の系統を用いてその機能を代替できる設計又は単一故障を仮定しても安全機能を達成できる設計とする。

(2)　手順等

原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気空調系のダクトの一部に要求される機能を維持するため，保全計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに，必要に応じ補修を行う。

1.1.1.9　試験検査

安全施設は，その健全性及び能力を確認するために，その安全機能の重要度に応じ，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

(3)　適合性説明

第十二条　安全施設

1　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。

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。

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。

4　安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。

5　安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。

6　重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。

7　安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

第１項について

安全施設を，「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」に基づき，それが果たす安全機能の性質に応じて，次の2種に分類する。

(1)　その機能の喪失により，原子炉施設を異常状態に陥れ，もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの（異常発生防止系。以下「ＰＳ」という。）。

(2)　原子炉施設の異常状態において，この拡大を防止し，又はこれを速やかに収束せしめ，もって一般公衆ないし従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し，又は緩和する機能を有するもの（異常影響緩和系。以下「ＭＳ」という。）。

また，ＰＳ及びＭＳのそれぞれに属する安全施設を，その有する安全機能の重要度に応じ，それぞれクラス１，クラス２及びクラス３に分類する。それぞれのクラスの呼称は第１表に掲げるとおりとする。

なお，各クラスに属する安全施設の基本設計ないし基本的設計方針は，確立された設計，建設，試験及び検査の技術並びに運転管理により，安全機能確保の観点から，次の各号に掲げる基本的目標を達成できるものとする。

ａ．クラス１：合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し，かつ，維持すること。

ｂ．クラス２：高度の信頼性を確保し，かつ，維持すること。

ｃ．クラス３：一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し，かつ，維持すること。

(3)　分類の適用の原則

本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類を具体的に適用するに当たっては，原則として次によることとする。

ａ．安全機能を直接果たす構築物，系統及び機器（以下「当該系」という。）が，その機能を果たすために直接又は間接に必要とする構築物，系統及び機器（以下「関連系」という。）の範囲と分類は，次の各号に掲げるところによるものとする。

(a)　当該系の機能遂行に直接必要となる関連系は，当該系と同位の重要度を有するものとみなす。

(b)　当該系の機能遂行に直接必要はないが，その信頼性を維持し，又は担保するために必要な関連系は，当該系より下位の重要度を有するものとみなす。ただし，当該系がクラス３であるときは，関連系はクラス３とみなす。

ｂ．一つの構築物，系統及び機器が，二つ以上の安全機能を有するときは，果たすべきすべての安全機能に対する設計上の要求を満足させるものとする。

ｃ．安全機能を有する構築物，系統又は機器は，これら二つ以上のものの間において，又は安全機能を有しないものとの間において，その一方の運転又は故障等により，同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され，もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように，機能的隔離及び物理的分離を適切に考慮する。

ｄ．重要度の異なる構築物，系統又は機器を接続するときは，下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか，又は上位の重要度のものと同等の隔離装置等によって，下位の重要度のものの故障等により上位の重要度のものの安全機能が損なわれないように，適切な機能的隔離が行われるよう考慮する。

第２項について

重要度が特に高い安全機能を有する系統については,その構造,動作原理,果たすべき安全機能の性質等を考慮し，原則として多重性のある独立した系列又は多様性のある独立した系列を設け，想定される動的機器の単一故障又は長期間の使用が想定される静的機器の単一故障を仮定しても所定の安全機能が達成できる設計とする。また，その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え，外部電源が利用できない場合においても，系統の安全機能が達成できるよう，非常用所内電源として非常用ディーゼル発電機３系統を設ける。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において，設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気系のダクトの一部については，当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉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及び原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち，想定される最も過酷な条件として，配管及びダクトについては全周破断を想定しても，単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう，安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし，その単一故障を仮定しない。設計に当たっては，想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆及び運転員の被ばく，当該単一故障の除去又は修復のためのア

クセス性,補修作業性並びに当該作業期間として想定する屋外の場合 4 日間,屋内の場合 2 日間における従事者の被ばくを考慮し，周辺公衆の被ばく線量が設計基準事故時の判断基準である実効線量を下回ること，運転員の被ばく線量が緊急時作業に係る線量限度を下回ること及び従事者の被ばく線量が緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さく修復作業が実施可能であることを満足するものとする。

なお，単一故障を除去又は修復ができない場合であっても，周辺公衆に対する放射線被ばくが，安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認する。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において，設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）については，想定される最も過酷な単一故障の条件として，配管１箇所の全周破断を想定した場合においても，原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。また，このような場合においても，残留熱除去系 2 系統にてドライウェルスプレイを行うか，又は 1 系統をドライウェルスプレイ，もう 1 系統を残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）で運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

なお，単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気系のダクトの一部については，保全計画に基づき劣化モードに対する適切な保守管理を実施し，故障の発生を低く抑える。

第３項について

安全施設の設計条件を設定するに当たっては，材料疲労，劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう，通常運転時，運転時の異

常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力，温度，湿度，放射線量等各種の環境条件を考慮し，十分安全側の条件を与えることにより，これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

第４項について

安全施設は，その健全性及び能力を確認するため，その安全機能の重要度に応じ，必要性及びプラントに与える影響を考慮して，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

試験又は検査が可能な設計とする対象設備を第２表に示す。

第５項について

発電用原子炉施設内部においては，内部発生エネルギの高い流体を内蔵する弁の破損,配管の破断及び高速回転機器の破損による飛散物が想定される。

発電所内の施設については,タービン･発電機等の大型回転機器に対して，その損壊によりプラントの安全性を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう，機器の設計，製作，品質管理，運転管理に十分な考慮を払う。

さらに，万一タービンの破損を想定した場合でも，タービン羽根，T-G カップリング，タービン・ディスク，高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

高温高圧の流体を内包する主蒸気・給水管等については，材料選定，強度設計，品質管理に十分な考慮を払う。

さらに，これに加えて安全性を高めるために，上記配管については仮想的な破断を想定し，その結果生じるかも知れない配管のむち打ち，流出流体のジェット力，周辺雰囲気の変化等により，安全施設の機能が損なわれること

のないよう配置上の考慮を払うとともに，それらの影響を低減させるための手段として，主蒸気・給水管についてはパイプホイップレストレイントを設ける。

以上の考慮により，安全施設は安全性を損なわない設計とする。

第６項について

東海第二発電所においては，重用安全施設の共用又は相互に接続はしない。

第７項について

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち，2 以上の発電用原子炉施設間で共用するのは，固体廃棄物処理系，所内ボイラ設備，所内蒸気系，給水処理系，緊急時対策所，通信連絡設備，放射線監視設備及び消火系である。

固体廃棄物処理系のうち，セメント混練固化装置，雑固体廃棄物焼却装置，雑固体減容処理設備，固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋は，東海発電所と共用とするが，その処理量は東海第二発電所及び東海発電所における合計の予想発生量を考慮することで安全性を損なわない設計とする。

所内ボイラ設備及び所内蒸気系は，東海発電所と共用とするが，必要な容量をそれぞれ確保するとともに，接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

給水処理系のうち，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク及び純水貯蔵タンクは，東海発電所と共用とするが，必要な容量をそれぞれ確保するとともに，接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

緊急時対策所は，東海発電所と共用とするが，東海発電所と同時発災時に対応するために必要な居住性を確保する設計とすることで，安全性を損なわ

ない設計とする。

通信連絡設備のうち衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ），テレビ会議システム（社内），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））は，東海発電所と共用とするが，東海発電所で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち固定モニタリング設備，気象観測設備，放射能観測車及び環境試料測定設備は，東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視，測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち出入管理室は東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視をするために必要な仕様を満足する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

消火系のうち構内消火用ポンプ，ディーゼル駆動構内消火ポンプ，原水タンク及び多目的タンクは，東海発電所と共用とするが，必要な容量をそれぞれ確保するとともに，発電用原子炉施設間の接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。

第１表　安全上の機能別重要度分類

機能による分類 / 重要度による分類	安全施設		安全機能を有しない構築物，系統及び機器
	異常の発生防止の機能を有するもの（ＰＳ）	異常の影響緩和の機能を有するもの（ＭＳ）	
安全に関連する構築物，系統及び機器 クラス１ クラス２ クラス３	ＰＳ－１ ＰＳ－２ ＰＳ－３	ＭＳ－１ ＭＳ－２ ＭＳ－３	
安全に関連しない構築物，系統及び機器			安全機能以外の機能のみを行うもの

第２表　試験又は検査が可能な設計とする対象設備

構築物，系統及び機器	設計上の考慮
反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計とする。
原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計とする。
残留熱を除去する系統	試験のできる設計とする。
非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに，その健全性及び多重性の維持を確認するため，独立に各系の試験及び検査ができる設計とする。
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計とする。
原子炉格納容器	定期的に，所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計とする。 電線，配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計とする。
隔離弁	隔離弁は，定期的な動作試験が可能であり，かつ，重要な弁については，漏えい試験ができる設計とする。
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計とする。
原子炉格納施設雰囲気を制御する系統	試験のできる設計とする。
安全保護系	原則として原子炉の運転中に，定期的に試験ができるとともに，その健全性及び多重性の維持を確認するため，各チャンネルが独立に試験できる設計とする。
電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は，系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物，系統及び機器は，適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。

1.3　気象等

該当なし

1.4　設備等

8.2　換気空調設備

8.2.2　設計方針

(6)　中央制御室換気系は，事故時には外気との連絡口を遮断し，高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし，運転員等を被ばくから防護するように設計する。

(7)　中央制御室換気系は，主蒸気管破断事故時に短期間では動的機器の単一故障を，長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても，当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能を達成できる設計とする。また，中央制御室換気系のうち単一設計とするダクトの一部については，劣化モードに対する適切な保守，管理を実施し，故障の発生を低く抑えるとともに，想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり，かつ，補修作業が容易となる設計とする。

9.2　格納容器スプレイ冷却系

9.2.2　設計方針及び主要設備の仕様

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，事故後の動的機器の単一故障，又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても，当該設備に要求される安全機能を達成できる設計とする。

単一設計とするスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）については，当該設備に要求される安全機能に最も影響を与えると考えられる静的機器の単一故障を仮定した場合でも，原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。また，残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか，又は1系統をドライウェルスプレイ，もう1系統を残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）で運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の主要な設計仕様については，「5.4　残留熱除去系」に記述する。

重大事故等時の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，「9.1.2 重大事故等時」に記述する。

9.4　原子炉建屋ガス処理設備

9.4.2　設計方針

(3)　原子炉建屋ガス処理設備は，原子炉冷却材喪失事故時に短期間では動的機器の単一故障を，長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても，当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉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を達成できる設計とする。

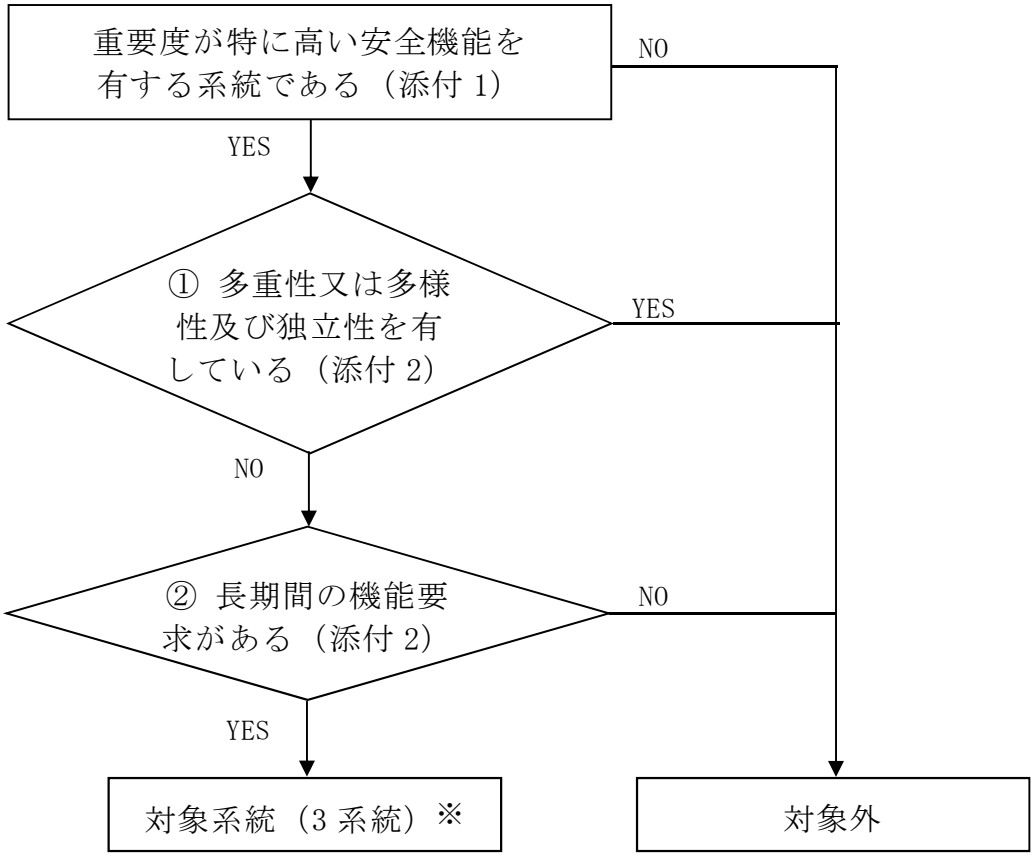
なお，単一設計とする配管の一部については，劣化モードに対する適切な保守，管理を実施し，故障の発生を低く抑えるとともに，想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり，かつ，補修作業が容易となる設計とする。

2.　安全施設

2.1　静的機器の単一故障

2.1.1　長期間にわたり安全機能が要求される単一設計機器の抽出

東海第二発電所において，重要度が特に高い安全機能を有する系統で，設計基準事故が発生した場合に，長期間（24 時間以上若しくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される静的機器で単一設計を採用している系統を抽出した。



※ 現有設備では，ディーゼル発電機の燃料系である軽油貯蔵タンクが 1 基（単一設計）であるが，今回の申請において軽油貯蔵タンクを 2 基に変更し，多重性を有する設計とする。

抽出に当たっては，設置許可基準規則の解釈第 12 条第 3 項の表に規定された安全機能を有する系統を，「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」並びに社団法人日本電気協会「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」（JEAG4612-2010）及び「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」（JEAG4611-2009）に示される安全施設の中から選定した。その結果を添付1に示す。

添付1で選定した系統について，多重性又は多様性及び独立性の有無並びに長期間にわたる要求の有無について整理した。整理した結果を添付2に示す。

添付2で整理した結果に基づき，重要度が特に高い安全機能を有する系統で，設計基準事故が発生した場合に，長期間（24時間以上若しくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される静的機器で単一設計を採用している以下の3系統を抽出した。

(1) 原子炉建屋ガス処理系

・単一設計箇所：配管の一部

(2) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）

・単一設計箇所：スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）

(3) 中央制御室換気系

・単一設計箇所：ダクトの一部及び空気調和機

2.1.2　静的機器の基準適合性確認

設置許可基準規則の解釈第 12 条の第 5 項に以下の記載がある。

5　第2項について、短期間と長期間の境界は24時間を基本とし、運転モードの切替えを行う場合はその時点を短期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えがある。
また、動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば､その単一故障を仮定しなくてよい。
さらに、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。

上記内容から，単一故障を仮定しなくてもよい場合及び多重性の要求が適用されない場合の条件は以下のとおりとなる。

① 単一故障が想定される最も過酷な条件下においても，安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できる。
② 単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる。
③ 単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であって

も，他の系統を用いて，その機能を代替できることが安全解析等により確認できる。

2.1.1 で抽出した静的機器について，①～③の条件に照らして基準適合性を確認した結果，第 2.1-1 表に示すとおりとなった。

第 2.1-1 表　静的機器の基準適合性確認結果一覧

系統	対象機器	適合条件		
		①	②	③
原子炉建屋ガス処理系	配管の一部	○	－	－
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）	－	－	○
中央制御室換気系	ダクトの一部及び空気調和機	○	－	－

設置許可基準規則の解釈第 12 条の 5 項への適合性について，詳細を 2.1.3，2.1.4，2.1.5 に示す。

2.1.3　原子炉建屋ガス処理系の基準適合性

ここでは，原子炉建屋ガス処理系の単一設計箇所について，故障箇所の検知性及び修復性，作業時の被ばく及び公衆の被ばくの観点から，設置許可基準規則第 12 条の解釈 5 に記載されている「想定される最も過酷な条件下においても，その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば，その単一故障を仮定しなくてよい。」に適合することを確認した。

(1)　設備概要

原子炉建屋ガス処理系は，非常用ガス再循環系と非常用ガス処理系からなり，原子炉建屋（原子炉棟）（以下「原子炉建屋」という。）内に設置している。事故時に原子炉建屋の放射能レベルが高くなる場合に，原子炉建屋から外部へ放散される放射性物質を吸着し，原子炉施設周辺の一般公衆の放射線被ばくを低減させる。

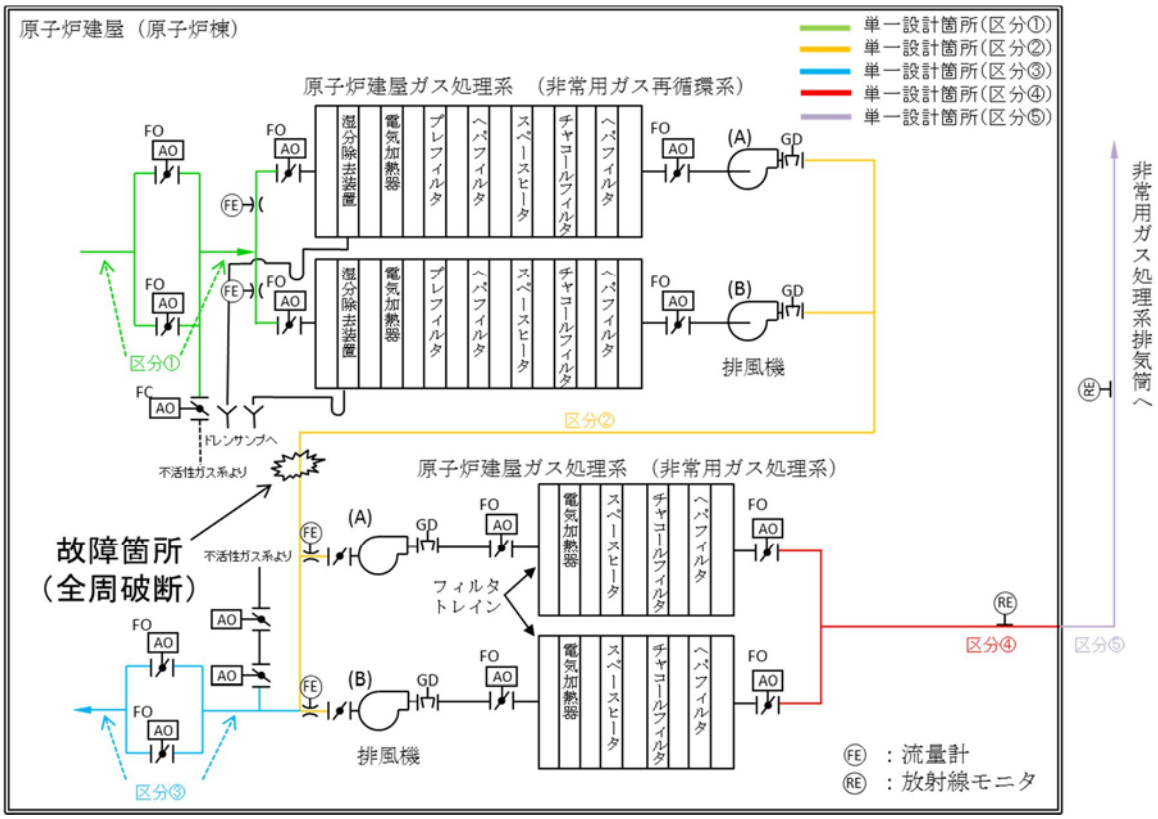
非常用ガス再循環系は，よう素用チャコールフィルタを含むフィルタトレイン，排風機及び弁などから構成されており，原子炉建屋内でガスを再循環させ，放射性物質を吸着除去する。

非常用ガス処理系は，よう素用チャコールフィルタを含むフィルタトレイン，排風機及び弁などから構成されており，非常用ガス再循環系で処理したガスの一部を再度処理した後，排気筒と隣接して同じ高さまで設置している非常用ガス処理系排気筒を通して，大気へ放出させ，原子炉建屋を負圧に保つ。

本系統の機器は耐震Ｓクラスで設計している。

原子炉建屋ガス処理系は，第2.1-1図に示すとおり，配管の一部は単一設計となっているが，その他の機器は動的機器を含め多重化されている。

当該配管の仕様を第2.1-2表に示す。



第 2.1-1 図　原子炉建屋ガス処理系系統概要図

第 2.1-2 表　配管仕様表

機器		最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度(℃)	外径(mm)	厚さ(mm)	材料※
非常用ガス再循環系配管	吸込側	0.014	72	609.6 406.4	12 9.5	SM41A SM41B
	吐出側	0.014	72	609.6	12	SM41A
非常用ガス処理系配管	吸込側	0.014	72	457.2	14.3	SM41B
	吐出側	0.014	72	457.2	14.3	SM41B

※外面塗装

(2)　対象機器の影響評価

a．故障の可能性

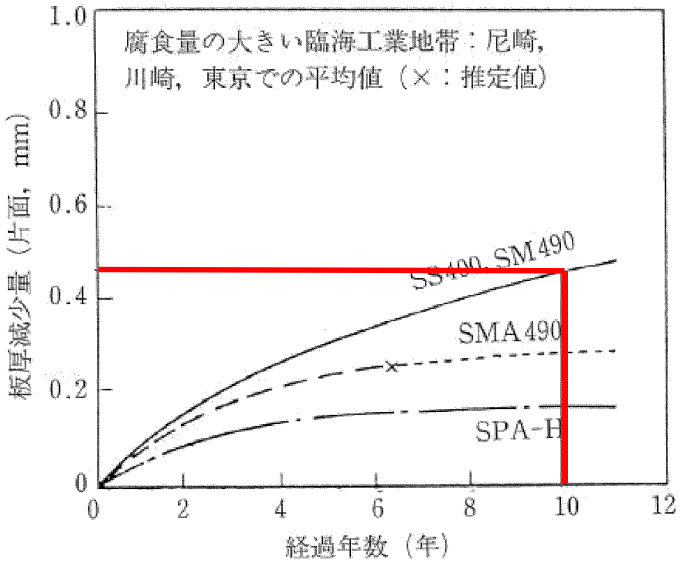
(a)　想定される故障に対する設計上の考慮

原子炉建屋ガス処理系の配管の信頼性について，想定される故障に対する設計上の考慮を第 2.1-3 表に示す。この結果，原子炉建屋ガス処理系の配管は十分な信頼性を有している。

第 2.1-3 表　想定される故障に対する設計上の考慮

機器	想定される故障	設計上の考慮
配管	腐食	建屋内外に設置した配管は，防食塗装を施しており，腐食の発生を抑制する設計としている。
	閉塞	原子炉建屋ガス処理系の建屋からの吸込部は床面より離れた位置に配置しており，大きな異物が系統に流入することはなく，配管径も大きいことから閉塞が発生することはない。

さらに，炭素鋼材の大気暴露試験による腐食進展結果（第 2.1-2 図）によると，10 年経過時の腐食量が 0.5 ㎜以下であることから，40 年経過したとしても減肉量は 2㎜ 以下である。この減肉量は配管肉厚（最小 9.5 ㎜）に対して十分小さいことから，配管は十分な信頼性を有している。



第 2.1-2 図　我が国各地における普通鋼及び耐候性鋼の暴露試験結果
（社団法人腐食防食協会「腐食・防食ハンドブック」に加筆）

(b)　保守管理

原子炉建屋ガス処理系は，第 2.1-4 表に示すとおり配管の外観点検を定期的に行っており，有意な腐食が発生していないことを確認している。また，第 2.1-5 表に示すとおり，保安規定に基づく定期試験により系統の健全性を確認している。

この結果，原子炉建屋ガス処理系の配管は適切な保守管理を実施しており，当該設備の健全性を確保することが可能である。

第 2.1-4 表　配管点検内容

機器	想定される経年劣化事象	点検内容
配管	腐食	外観点検 亀裂，変形，腐食，塗装の剥離等の有意な異常がないことを目視にて確認する。

第 2.1-5 表　定期試験内容

定期試験	試験内容
原子炉建屋ガス処理系手動起動試験	非常用ガス再循環系排風機，非常用ガス処理系排風機を起動し，系統流量が必要流量以上で正常に運転できることを確認する。

(c)　過去の故障実績

これまで，原子炉建屋ガス処理系の配管については保守管理を適切に実施しており，工事報告書及び不適合管理票により確認した結果，機能性能に影響を及ぼすような故障実績はなかった。

また，原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）等※において共有されている過去の故障事例を確認した結果，当該系統である原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系）に関する故障実績はなかった。

しかし，自社プラントにおいて換気空調ダクトの腐食による故障が発生している。この水平展開として，東海第二発電所では管理区域とのバウンダリとなる屋内外のダクト（原子炉建屋ガス処理系配管を含む）について外観点検（1 回／年）を実施し，腐食等の有無を確認し，必要に応じて補修塗装等の対応を実施することとした。また，当該系統の中で最も腐食環境にある非常用ガス処理系排気筒については定期的に肉厚測定を実施し，異常のないことを確認しており，このことからも機能性能に影響を与える故障が発生する可能性は低いと評価する。

※　ＢＷＲ事業者協議会（ＪＢＯＧ），一般社団法人原子力安全推進協会及び電気事業者連合会

b．故障の仮定

原子炉建屋ガス処理系配管の一部について，影響評価を実施する上で仮定する単一設計箇所の故障を検討した。上述のとおり，当該配管については軽微な腐食程度しか考えられず，運転条件及び環境条件等から最も過酷な条件を想定したとしても，全周破断の発生は考えられない。

しかしながら，系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から，全周破断を仮定する。表2.1-6に設備の故障の想定とその対応について整理した。

なお，原子炉建屋ガス処理系の建屋からの吸込部は床面より離れた位置に配置しており，大きな異物が系統に流入することはなく，配管径も大きいことから閉塞が発生することはない。

第2.1-6表　設備の故障の想定とその対応

設備	想定箇所	故障	故障（劣化）モード	発生の可能性	検知性	修復性	被ばく影響	安全上支障ない期間に修復可	最も過酷な条件	備考
原子炉建屋ガス処理系	配管	全周破断	腐食	△（考えにくい）	○	○	○	○	○	
		軽微な漏えい破損	腐食	○（想定される）	○	○	○	○	－	
		閉塞	なし	×（考えられない）	－	－	－	－	－	

c．仮定した故障による影響評価

原子炉建屋ガス処理系は，事故時に発生する雰囲気ガスに含まれる放射性物質をフィルタにて除去した後に，原子炉建屋内ガスを環境へ放出することで，原子炉施設周辺の一般公衆の放射線被ばくを低減させるものである。このため，静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として，

非居住区域境界外の被ばく評価を行う。

前提とする事故については，設置許可申請書添付書類十の安全評価で，原子炉建屋ガス処理系の機能を期待している原子炉冷却材喪失及び燃料集合体の落下とする。

(a)　故障箇所の想定

原子炉建屋ガス処理系配管の単一設計箇所については，故障による影響を検討する上で，以下のように区分される。第2.1-1図に故障想定箇所の概要を示す。

・区分①（非常用ガス再循環系吸気配管）

配管の全周破断を想定しても，破断口からの吸気により非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理されたガスが高所から環境に放出されることになるため，非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響はない。

・区分②（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）

配管の全周破断を想定すると，破断口から原子炉建屋内の雰囲気が，直接非常用ガス処理系に流入することになる。非常用ガス処理系は非常用ガス再循環系で処理したガスが入ることを前提としているため，評価に当たっては，非常用ガス処理系が停止することを仮定する。したがって，非常用ガス再循環系が原子炉建屋内のガスを処理し続けるものの，非常用ガス処理系の停止により，原子炉建屋の負圧が保てなくなる。このため，フィルタを通らないガスが原子炉建屋から漏えいすることとなり，非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響が大きくなる。

・区分③（非常用ガス再循環系戻り配管）

配管の全周破断を想定しても,非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の運転に影響を与えないことから,非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響はない。

・区分④（非常用ガス処理系排気配管（原子炉建屋内））

配管の全周破断を想定すると，非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理したガスは原子炉建屋内に放出されることとなり，原子炉建屋の負圧が保てなくなる。このため，フィルタを通らないガスが原子炉建屋から漏えいすることとなるが，非常用ガス処理系の運転が継続されるため，区分②と比べて，非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響は小さい。

・区分⑤（非常用ガス処理系排気配管（原子炉建屋外））

配管の全周破断を想定した場合，排気筒放出から地上放出になるが，非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理されたガスが原子炉建屋外に排気されるため，区分④と比べて，非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響は小さい。

以上から，評価上最も厳しくなる区分②を，保守的に故障想定箇所とする。

(b)　故障の発生時期

故障が発生する時期は，設置許可基準規則の解釈第 12 条の第 5 項に基づき，事故発生から 24 時間後とする。

(c)　評価条件

ｉ） 原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失において，添付書類十で想定する評価条件である動的機器の単一故障を仮定したベースケースと，ベースケースの評価条件に加えて，単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第 2.1-7 表に示す。なお，評価に当たっては，より厳しい条件においても公衆への被ばく影響が小さいことを確認する観点から，原子炉建屋ガス処理系配管の破断箇所の修復は行わないものとし，配管破断後は破断箇所からの放出が続くものとする。

第 2.1-7 表　評価条件の比較（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価	ベースケース
放射性物質の環境に放出される経路	（事故発生～24時間） 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後，非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出] （24時間以降） 非常用ガス再循環系は機能するが，処理されたガスは原子炉建屋内へ放出され，原子炉建屋内の放射性物質の一部が大気中に放出[地上放出]	非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後，非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	（実効放出継続時間※） [事故発生～24時間] ・希ガス：10時間 ・よう素：20時間 [24時間以降] ・希ガス：140時間 ・よう素：210時間 （相対線量（D／Q）） [事故発生～24時間] 5.6×10^{-20} (Gy／Bq) [24時間以降] 2.4×10^{-19} (Gy／Bq) （相対濃度（χ／Q）） [事故発生～24時間] 8.9×10^{-7} (s／m^3) [24時間以降] 7.0×10^{-6} (s／m^3)	（実効放出継続時間） ・希ガス：24時間 ・よう素：24時間 （相対線量（D／Q）） 4.5×10^{-20} (Gy／Bq) （相対濃度（χ／Q）） 8.0×10^{-7} (s／m^3)

※：実効放出継続時間は，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」により算出する。

ⅱ） 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下において，添付書類十で想定する評価条件である動的機器の単一故障を仮定したベースケースと，ベースケースの評価条件に加えて，単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第 2.1-8 表に示す。なお，評価に当たっては，より厳しい条件においても公衆への被ばく影響が小さいことを確認する観点から，原子炉建屋ガス処理系配管の破断箇所の修復は行わないものとし，配管破断後は破断箇所からの放出が続くものとする。

第 2.1-8 表　評価条件の比較（燃料集合体の落下）

項目	影響評価	ベースケース
放射性物質の環境に放出される経路	（事故発生～24時間） 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後，非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出] （24時間以降） 非常用ガス再循環系は機能するが，処理されたガスは原子炉建屋内へ放出され，原子炉建屋内の放射性物質の一部が大気中に放出[地上放出]	非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後，非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	（実効放出継続時間※） ・希ガス：10時間 ・よう素：1時間 （相対線量（D／Q）） [事故発生～24時間]　5.6×10^{-20} (Gy／Bq) [24時間以降]　4.8×10^{-19} (Gy／Bq) （相対濃度（χ／Q）） [事故発生～24時間]　2.0×10^{-6} (s／m^3) [24時間以降]　2.4×10^{-5} (s／m^3)	（実効放出継続時間） ・希ガス：15時間 ・よう素： 5時間 （相対線量（D／Q）） 5.1×10^{-20} (Gy／Bq) （相対濃度（χ／Q）） 2.0×10^{-6} (s／m^3)

※：実効放出継続時間は，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」により算出する。

(d)　評価結果

ⅰ）　原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失について，単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価において，原子炉建屋ガス処理系配管のうち区分②（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）が全周破断した場合の評価結果は，第 2.1-9 表に示すとおり約 1.1×10^{-2}mSv であり，判断基準（実効線量 5mSv 以下）を満足することを確認した。

第 2.1-9 表　評価結果の比較（原子炉冷却材喪失）

項目		影響評価	ベースケース
環境に放出される希ガス（γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）	排気筒放出	約 7.9×10^{11}Bq	約 4.0×10^{12}Bq
	地上放出	約 3.2×10^{12}Bq	－
環境に放出されるよう素（I-131 等価量－小児実効線量係数換算）	排気筒放出	約 4.4×10^{8}Bq	約 4.8×10^{9}Bq
	地上放出	約 1.4×10^{11}Bq	－
実効線量	希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量	約 8.2×10^{-4}mSv	約 1.8×10^{-4}mSv
	よう素の内部被ばくによる実効線量	約 9.6×10^{-3}mSv	約 3.6×10^{-5}mSv
	原子炉建屋内からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量	約 1.0×10^{-4}mSv	約 1.0×10^{-4}mSv
	合　計	約 1.1×10^{-2}mSv	約 3.2×10^{-4}mSv

ⅱ） 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下について，単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価において，原子炉建屋ガス処理系配管のうち区分②（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）が全周破断した場合の評価結果は，第 2.1-10 表に示すとおり約 5.9×10^{-2}mSv であり，判断基準（実効線量 5mSv 以下）を満足することを確認した。

第 2.1-10 表　評価結果の比較（燃料集合体の落下）

項目			影響評価	ベースケース
環境に放出される希ガス（γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）		排気筒放出	約 2.4×10^{14}Bq	約 3.1×10^{14}Bq
		地上放出	約 7.7×10^{13}Bq	－
環境に放出されるよう素（I-131 等価量－小児実効線量係数換算）		排気筒放出	約 6.0×10^{10}Bq	約 6.1×10^{10}Bq
		地上放出	約 2.0×10^{10}Bq	－
実効線量	希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量		約 5.0×10^{-2}mSv	約 1.6×10^{-2}mSv
	よう素の内部被ばくによる実効線量		約 8.4×10^{-3}mSv	約 1.7×10^{-3}mSv
	合　計		約 5.9×10^{-2}mSv	約 1.8×10^{-2}mSv

d．安全上支障のない期間の考え方

以上のとおり，添付書類十の評価結果である動的機器の単一故障に加えて，静的機器の単一故障が発生し，かつ(3)に示す修復を行わないと仮定しても，設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量 5 mSv を下回る程度の影響度合いであることを確認した。これよりによ

り，(3)に示す修復作業期間は安全上支障のない期間であることを確認した。

(3) 故障箇所の修復

a．検知性

事故発生後，中央制御室ではパラメータ（系統流量，原子炉建屋差圧，放射線モニタ等）を監視しており，各区分の配管に全周破断が発生した場合は，パラメータ変動の確認により異常を検知し，現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所を特定する。

第2.1-1図の各区分の全周破断想定箇所について，それぞれ以下のように検知可能である。

・区分①，①-1 ： 中央制御室での確認（FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計，エリア放射線モニタ），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。

・区分②，②-1，②-2 ： 中央制御室での確認（FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計，エリア放射線モニタ），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。

・区分③ ： 中央制御室での確認（FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計，エリア放射線モニタ），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。

・区分④，④-1 ： 中央制御室での確認（非常用ガス処理系排気筒モニタ，FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。

・区分⑤ ： 中央制御室での確認（非常用ガス処理系排気筒モニタ），

現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。

原子炉建屋内の現場確認の範囲は限定（約13 m×約44 m）されており，確認に長時間を要しない。全周破断発生直後における原子炉建屋の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件でも約150mSv／hであるため数十分程度は現場確認可能である。さらに，必要な場合には要員の交替を行うことで現場確認を継続することも可能である。なお，警報機能付個人線量計の着用による線量管理，必要に応じて全面マスク等の防護具の着用，サーベイメータによる雰囲気線量率の確認を行うことで線量低減を図ることが可能である。

b．修復性

配管の修復作業は，破断箇所を特定した後，あらかじめ用意した修復用資機材を用いて，以下の手順により修復を行う。修復作業の一例を第2.1-3図に示す。

なお，現場確認により，単一設計箇所と二重化された箇所で配管の形状（直管，エルボ管，分岐管）に違いはないことを確認しており，修復方法も様々な配管形状に対応できる工法であることから，いずれの箇所で故障が発生した場合でも修復可能である。

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

・修復用資機材は発電所構内に保管する。

・修復用資機材は使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

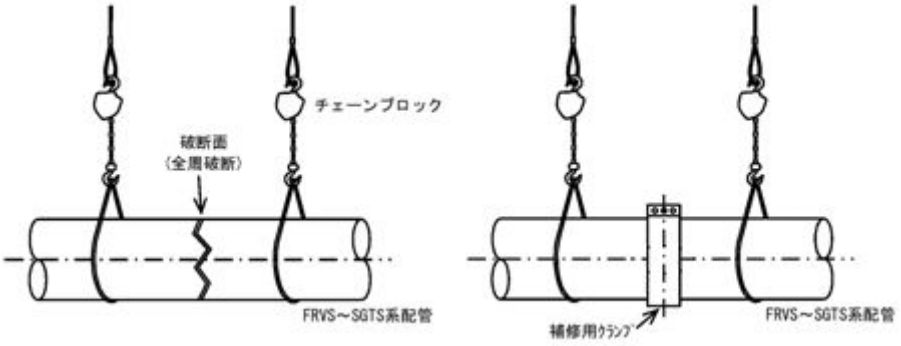
・現場の状況（修復箇所表面の温度，作業エリアの汚染の状況等）

に応じた保護具を装着する。

・作業安全確保のため，原子炉建屋ガス処理系排風機の隔離（スイッチ“停止” 及び電源“切”）を行う。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去し，チェーンブロック等により芯合せを行う。

④ 配管破断箇所に，修復用資機材（補修用パテ，クランプ等）を取り付ける。



第2.1-3図　配管修復イメージ

修復は，破断箇所を特定した後に行うため，足場設置箇所が限定できることから，足場の組立作業を含めても2日間程度で修復可能である。

なお，当該作業を実施するに当たり，必要な隔離作業は排風機の電源“切”及びスイッチの停止操作のみであり，手動による弁の閉止操作は必要ない。

また，修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制，資機材の準備，作業手順，訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整備する。

c．修復作業での被ばく評価

原子炉建屋ガス処理系の静的機器の単一故障を想定し，修復作業にお

ける被ばく評価を実施した。

原子炉建屋ガス処理系の配管修復を行う際の前提を，条件が厳しくなる燃料集合体の落下として，以下の条件で被ばく評価を行った。

- 事故発生から20日後の線量率を用いる。
- 1人当たりの作業時間を4時間とする。
- 作業場所は単一設計箇所でフィルタに最も接近するフィルタから2mの位置とする。
- 保守的にマスク等の防護装備の効果は見込まない。

評価の結果，作業員の被ばく線量は約 52mSv となり，災害発生時の復旧作業であることから緊急作業時の線量限度（100mSv）と比較すると，それを下回っていることを確認した。評価結果を第 2.1-11 表に示す。

第 2.1-11 表　配管修復作業の被ばく評価

作業内容	線量率（mSv／h）	実効線量（mSv）
配管修復（全周破断）	約13	約52

なお，修復作業の被ばく評価にあたっては，事故発生から 20 日後に作業を開始することとしている。これは，緊急作業時の線量限度（100 mSv）を満足できる範囲で，原子炉建屋ガス処理系の機能を最も早期に回復させるために設定した作業実施時期である。

実運用においては，作業員の被ばく低減を考慮した上で，修復作業の実施時期を決定する。

d．修復後について

原子炉建屋ガス処理系の静的機器の単一故障箇所について，補修用パ

テ，クランプ等で修復することとしているが，これらは早期に安全機能を回復し，故障の影響を低減させることを目的とした応急処置である。したがって，事故収束後は故障箇所に対して技術基準に適合する取替・修理を行う。

(4) 総合評価

原子炉建屋ガス処理系の配管のうち単一設計の箇所について，当該設備に要求される格納容器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が喪失する想定として，最も過酷な条件になると想定される配管の全周破断を仮定した。

これまでの評価により，設計基準事故時において，非居住区域境界外での被ばくによる実効線量の評価値及び修復作業に従事する作業員の被ばくによる実効線量の評価値はいずれも判断基準を満足することから，単一設計箇所の静的機器の故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できることを確認した。

以上から，故障箇所の検知性及び修復性，作業時の被ばく及び公衆の被ばくの観点から，設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「想定される最も過酷な条件下においても，その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば，その単一故障を仮定しなくてよい。」に適合することを確認した。

2.1.4　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の基準適合性

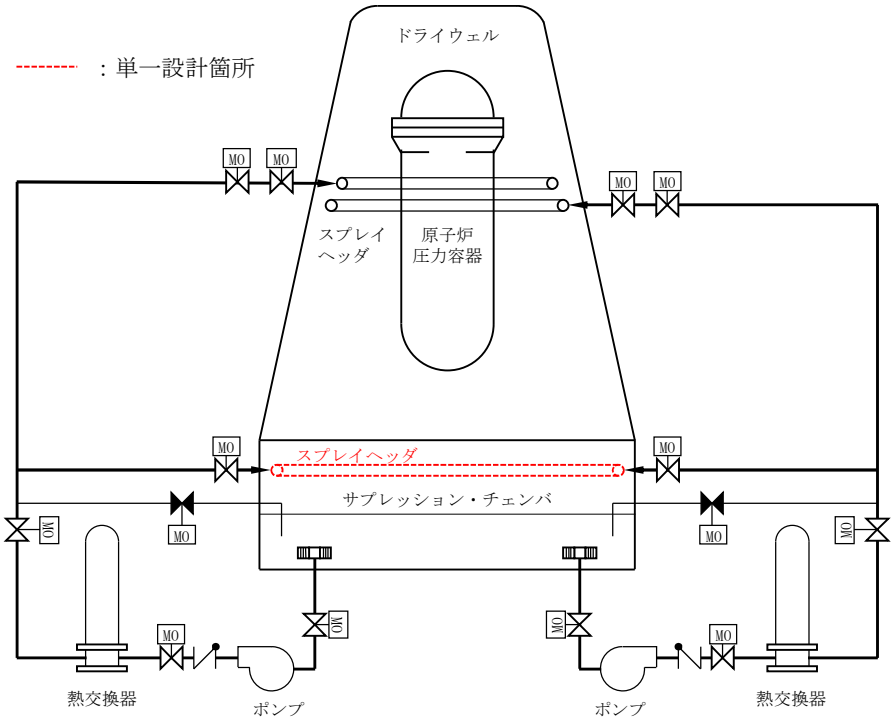
ここでは，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の単一設計箇所について，設置許可基準規則第 12 条の解釈 5 に記載されている「単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても，他の系統を用いて，その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば，当該機器に対する多重性の要求は適用しない。」に適合することを確認した。

(1)　設備概要

残留熱除去系の運転モードの一つである格納容器スプレイ冷却系は，原子炉冷却材喪失後にサプレッション・チェンバの水をドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることによって，原子炉格納容器の温度，圧力を低減させるとともに，原子炉格納容器内に浮遊している放射性物質が原子炉格納容器外に漏えいするのを抑制する機能を有する。本系統の流量のうち，約 95%がドライウェル内に，残りの約 5%がサプレッション・チェンバ内にスプレイされる。

本系統の機器は耐震Ｓクラスで設計している。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，第 2.1-4 図に示すとおり，スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）については単一設計となっているが，その他の機器は動的機器を含め多重化されている。当該スプレイヘッダの仕様を第 2.1-12 表に示す。



第 2.1-4 図　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）系統概要図

第 2.1-12 表　スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）仕様

機器	最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度(℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料※
スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）	3.45	76.7	114.3	6	SA-333 Gr.6 (炭素鋼)

※外面塗装

(2)　対象機器の影響評価

a．故障の可能性

(a)　想定される故障に対する設計上の考慮

スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）の信頼性について，想定される故障に対する設計上の考慮を第 2.1-13 表に示す。この結果，スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）は十分な信頼性を有している。

第 2.1-13 表　想定される故障に対する設計上の考慮

機器	想定される故障	設計上の考慮
スプレイヘッダ	腐食	スプレイヘッダは防食塗装を施しており，腐食の発生を抑制する設計としている。また，通常運転中は窒素ガスを封入した格納容器内に設置している。
	閉塞	水源であるサプレッション・チェンバにはストレーナが設けられており，その孔径は，系統内で最も狭隘なスプレイノズルの穴径に対して十分小さい。

さらに，前述の炭素鋼材の大気暴露試験による腐食進展結果（第 2.1-2 図）によると，10 年経過時の腐食量が 0.5 ㎜以下であることから，40 年経過したとしても減肉量は 2㎜ 以下である。また，スプレイヘッダは内部に水が停滞しない構造であり，加えて，プラント運転中のサプレッション・チェンバは窒素置換により酸素濃度を低減してお

り，腐食速度は更に低いと考えられることから，スプレイヘッダは十分な信頼性を有している。

(b)　保守管理

ファイバースコープによる内部点検やノズルを取り外しての目視点検を行い，腐食等の異常がないことを確認している。

(c)　過去の故障実績

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の単一設計箇所について工事報告書及び不適合管理票により確認した結果，当該箇所についてこれまでに故障実績はなかった。また，原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）等※において共有されている過去の故障事例を確認した結果，格納容器スプレイヘッダに関する故障実績はなかった。

このため，機能性能に影響を与える腐食が発生する可能性は低いと評価する。

※　ＢＷＲ事業者協議会（ＪＢＯＧ），一般社団法人原子力安全推進協会及び電気事業者連合会

b．故障の仮定

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）については，上述のとおり軽微な腐食程度しか想定されず，運転条件，環境条件等から最も過酷な条件を想定しても，全周破断の発生は考えにくい。

しかしながら，系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から，配管１箇所の全周破断を仮定する。

なお，以下の理由によりスプレイヘッダに閉塞事象が発生することはない。

・ 水源であるサプレッション・チェンバにはストレーナ（孔径 2.0㎜）が設けられており，その孔径は，系統内で最も狭隘なスプレイノズルの穴径（4.4㎜）に対して十分小さい。また，サプレッション・チェンバについては，塗装状態の確認や異物混入状況の確認を実施している。

・ 系統内における異物として，脱落した機器の内部部品や配管内のクラッドが想定される。機器の内部部品については弁の弁体，ポンプのインペラが考えられるが，これらは多重化された範囲内に設置されており，形状的に各機器内に留まるためスプレイヘッダを閉塞させることはない。また，当該系統はテストラインを使った定期試験により水を循環運転させていることから，スプレイノズルを閉塞させるようなクラッドの発生はない。

なお，サプレッション・チェンバスプレイラインの隔離弁からスプレイヘッダまでの配管はサプレッション・チェンバとつながっており，プラント運転中は窒素置換され酸素濃度を低減した環境となっている。

c．仮定した故障による影響評価

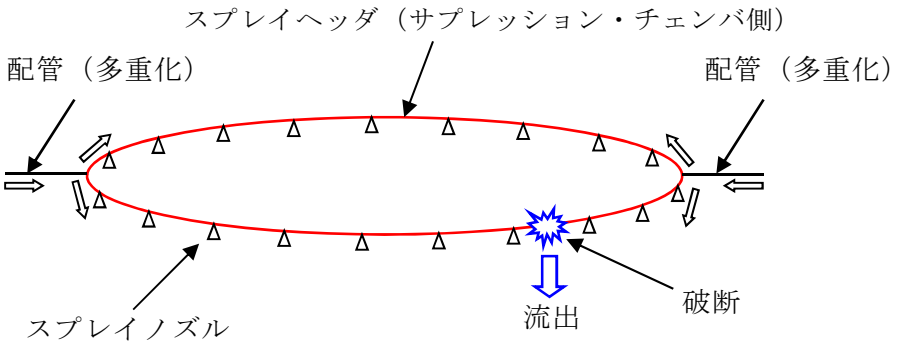
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，事故時に上昇する原子炉格納容器の圧力，温度を低減するものであることから，単一設計箇所の静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として原子炉格納容器の圧力，温度の評価を行う。

前提とする事故については，設置変更許可申請書添付書類十の安全評

価で，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の機能に期待している原子炉冷却材喪失とする。

(a)　故障箇所の想定

スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）はリング状になっており，スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）のどの部位に全周破断を想定しても同じ評価結果となる。故障想定箇所（配管１箇所）の概略を第2.1-5図に示す。



第2.1-5図　スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）
配管全周破断箇所の想定

(b)　故障の発生時期

残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却系への手動切替は，事故後15分であることから，故障が発生する時間は，設置許可基準規則の解釈第12条第5項に基づき，事故発生から15分後とする。

(c)　評価条件

スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）が全周破断した場合であっても，熱交換器で冷却したプール水が，破断口よりサプレッション・チェンバ内に注水されることとなる。原子炉冷却材喪失において，ドライウェルに放出された蒸気は，サプレッション・プール内で凝縮されるため，サプレッション・チェンバにおいては，スプレイと注水で圧力及び温度の挙動に大きな相違はなく，評価結果への影響は小さい。

しかしながら，評価上は保守的に破断口から注水される水がサプレッション・チェンバの冷却に寄与しないものとした。

原子炉冷却材喪失における，添付書類十の評価条件である動的機器の単一故障を仮定したベースケースと，ベースケースの評価条件に加えて単一設計箇所の静的機器の故障を考慮したケースの評価条件の比較を第 2.1-14 表に示す。

第 2.1-14 表　評価条件の比較（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価	ベースケース
原子炉格納容器冷却系の機能	スプレイ流量 ・ドライウェル側：95% ・サプレッション・チェンバ側 ：0%	スプレイ流量 ・ドライウェル側：95% ・サプレッション・チェンバ側 ：5%
作動系統	残留熱除去系（1／2系統） ・格納容器スプレイ冷却 ：1系統	残留熱除去系（1／2系統） ・格納容器スプレイ冷却 ：1系統

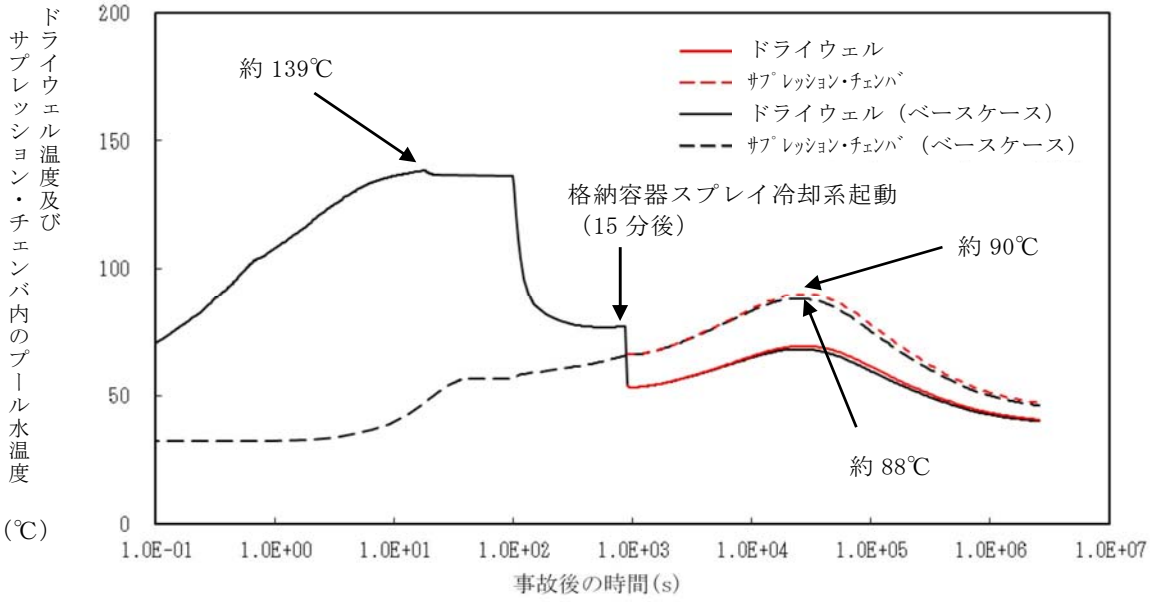
(d)　評価結果

第 2.1-15 表，第 2.1-6 図及び第 2.1-7 図に示すとおり，仮に単一設計箇所であるスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）の全周破断によるスプレイ機能の喪失を仮定した場合であっても，原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を超えないことを確認した。

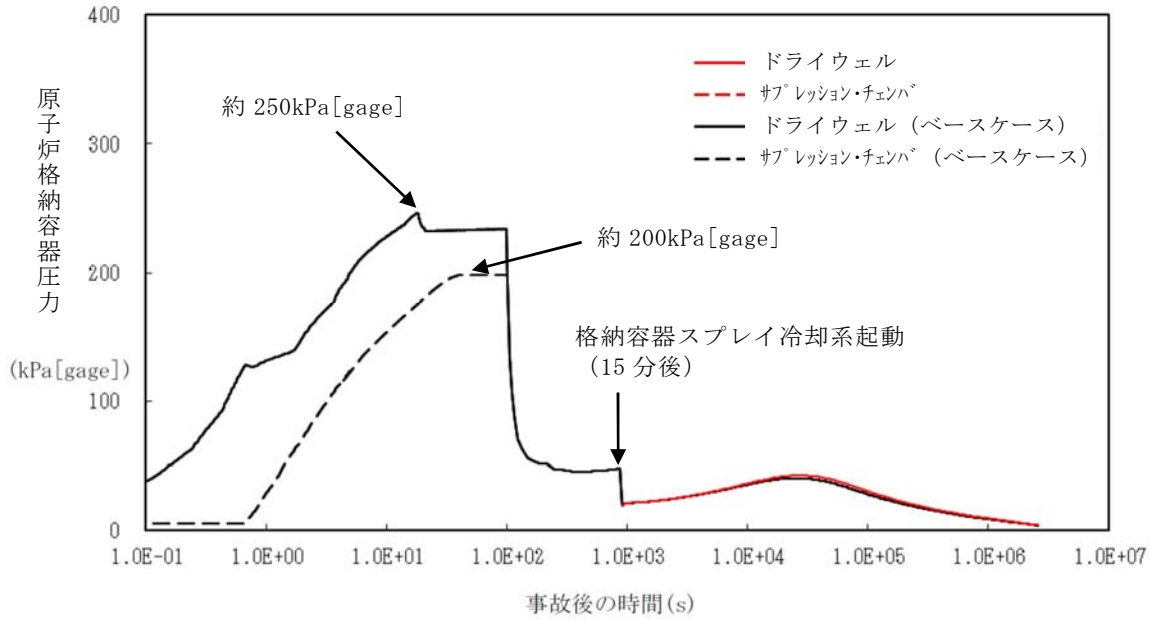
なお，設計基準事故のうち原子炉冷却材喪失では，スプレイ機能による放射性物質の低減効果に期待した非居住区域境界外での実効線量を評価している。原子炉冷却材喪失では原子炉冷却材がドライウェルに放出されること，影響評価においてもドライウェル側のスプレイ流量はベースケースと同じであることを考慮すると，仮に単一設計箇所であるスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）の全周破断によるスプレイ機能の喪失を仮定した場合であっても，周辺公衆の実効線量については，ベースケースからの変更はない。

第 2.1-15 表　評価結果の比較（原子炉冷却材喪失）

項　　目	影響評価	ベースケース	判断基準
ドライウェル最高温度 (℃)	約 139	約 139	171
ドライウェル最高圧力 (kPa[gage])	約 250	約 250	310
サプレッション・チェンバ内のプール水最高水温 (℃)	約 90	約 88	104
サプレッション・チェンバ最高圧力 (kPa[gage])	約 200	約 200	310



第 2.1-6 図　評価結果（原子炉格納容器温度）



第 2.1-7 図　評価結果（原子炉格納容器圧力）

(3)　機能の代替性

静的機器であるスプレイヘッダの故障を考慮した場合には，本来，動的機器の故障を考慮する必要がなく，残留熱除去系 2 系統の作動に期待できる。

原子炉格納容器の冷却機能における代替性を確認する観点から，単一故障としてスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）の全周破断を想定し，残留熱除去系 2 系統の作動に期待する解析を実施した。

評価条件及び評価結果を添付 6 に示す。

当該評価結果より，スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）に単一故障が発生し，機能喪失したとしても，サプレッション・チェンバ側へのスプレイの代替として残留熱除去系 2 系統にてドライウェルスプレイを行うか，又は 1 系統をドライウェルスプレイ，もう 1 系統を残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）で運転することで，原子炉格納容器の冷却機能を確保できることを確認した。また，単一故障としての想定は，既設置許可で実施している動的機器の単一故障を想定する評価の方が，静的機器の単一故障を想定する評価に比べて保守的であることを確認した。

なお，いずれの評価ケースにおいても，ドライウェルスプレイ流量はベースケースと同等以上であることから，周辺公衆の実効線量評価で考慮するスプレイ機能による放射性物質の低減効果を確保できる。

(4)　総合評価

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の単一設計箇所について，当該設備に要求される格納容器の冷却機能が喪失する単一故障として，想定される最も過酷な条件となる全周破断を仮定した。

その結果，原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を超えるこ

とはなく，単一設計箇所の機能喪失を仮定しても，残留熱除去系 2 系統にてドライウェルスプレイを行うか，又は 1 系統をドライウェルスプレイ，もう 1 系統を残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）で運転することで，原子炉格納容器の冷却機能を代替できることを確認した。また，動的機器の単一故障を想定する既設置許可の保守性を確認した。

以上から，設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても，他の系統を用いて，その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば，当該機器に対する多重性の要求は適用しない。」に適合することを確認した。

2.1.5　中央制御室換気系の基準適合性

ここでは，中央制御室換気系の単一設計箇所について，故障箇所の検知性及び修復性，作業時の被ばく及び公衆の被ばくの観点から，設置許可基準規則第 12 条の解釈 5 に記載されている「想定される最も過酷な条件下においても，その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば，その単一故障を仮定しなくてよい。」に適合することを確認した。

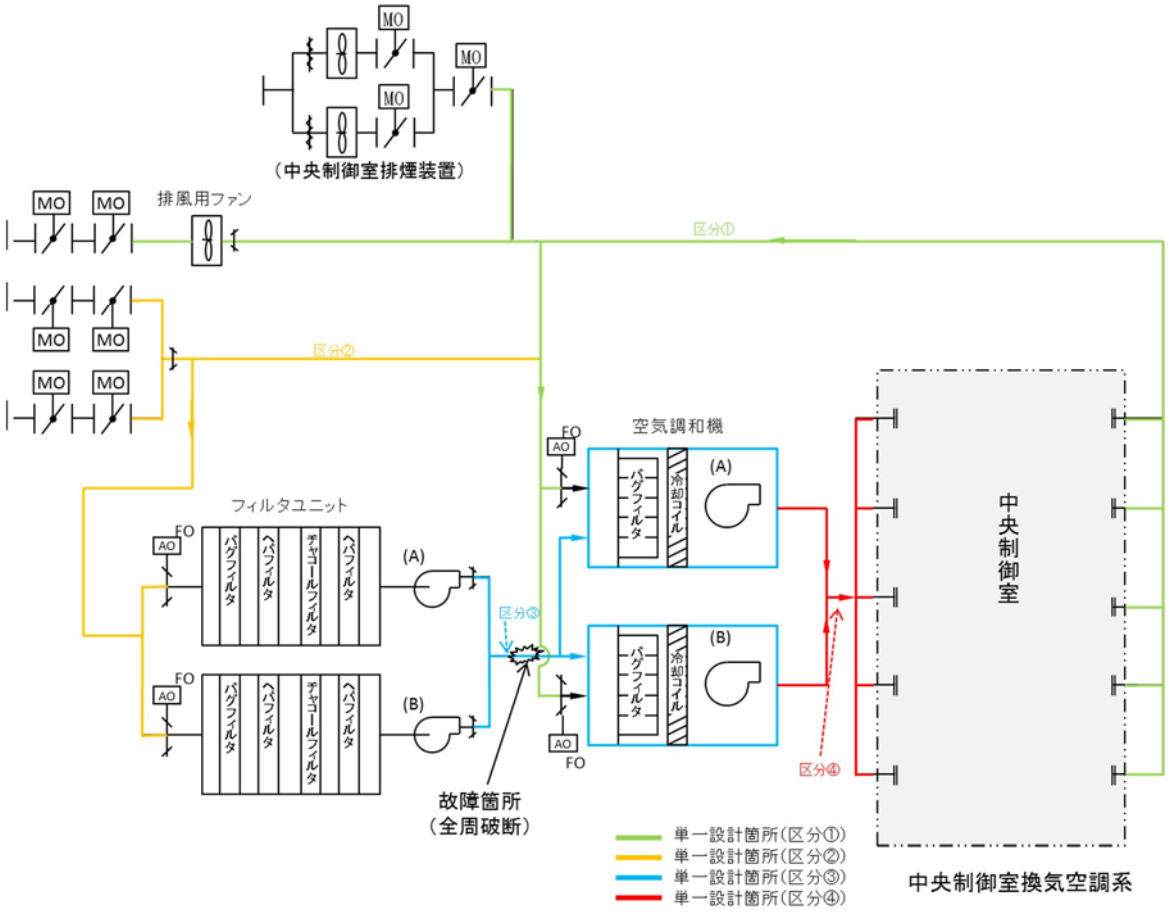
(1)　設備概要

中央制御室換気系は，事故時に外気取入口を遮断し，フィルタユニットを通る閉回路循環方式で運転することで放射性物質を除去し，運転員の被ばくを低減する。

本系統の機器は耐震Ｓクラスで設計している。

中央制御室換気系は，第2.1-8図に示すとおり，ダクトの一部が単一設計となっており，また，空気調和機は多重化されているが区分③のダクトからの隔離ダンパが無いことから単一設計として考慮する。その他の機器は動的機器を含め多重化されている。

当該ダクトの仕様を第2.1-16表に示す。



第 2.1-8 図　中央制御室換気系系統概要図

第 2.1-16 表　ダクトの仕様

機器	運転圧力 (kPa[gage])	運転温度 (℃)	厚さ (mm)	材料※
ダクト	0.98 以下	10～40	0.6～1.2 等	亜鉛鉄板

※塗装なし

(2)　対象機器の影響評価

a．故障の可能性

(a)　想定される故障に対する設計上の考慮

中央制御室換気系のダクト及び空気調和機の信頼性について，想定される故障に対する設計上の考慮を第 2.1-17 表に示す。この結果，中央制御室換気系のダクト及び空気調和機は十分な信頼性を有している。

第 2.1-17 表　想定される故障に対する設計上の考慮

機器	想定される故障	設計上の考慮
ダクト，空気調和機	腐食	建屋内に設置したダクト及び空気調和機は溶融亜鉛めっきが施されており，建屋内の環境下において腐食の発生を抑制する設計としている。
	閉塞	中央制御室換気系ダクト及び空気調和機は，吸込部が中央制御室床面より離れた位置に配置しており，大きな異物が系統に流入することはなく，ダクト口径も大きいことから閉塞が発生することはない。 （当該ダクトの最小口径は 460 ㎜×460 ㎜である）

(b)　保守管理

ダクト及び空気調和機は第 2.1-18 表に示す内容で，外観点検を定期的に行っており，有意な腐食は発生していないことを確認している。

また，第 2.1-19 表に示す内容で，保安規定に基づく定期試験により，系統の健全性を確認している。

これにより，当該設備の健全性を確保することが可能である。

第 2.1-18 表　ダクト及び空気調和機の点検内容

機器	想定される経年劣化事象	点検内容
ダクト， 空気調和機	腐食	外観点検 各部に有意な腐食・破損がないことを目視にて確認する。

第 2.1-19 表　定期試験内容

定期試験	試験内容
中央制御室非常用循環系手動起動試験	中央制御室換気系（非常用循環系）を手動で起動させ，各部に異常のないことを確認する。

(c)　過去の故障実績

中央制御室換気系のダクト及び空気調和機について，過去の故障実績を工事報告書や不適合管理票により確認した結果，東海第二発電所においては機能性能に影響を与えるような故障は確認されていない。

しかし，自社のプラントにおいては中央制御室換気空調ダクトの腐食孔や屋外ダクトの腐食による故障が発生している。また，原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）等※において共有されている過去の故障事例も確認している。

この水平展開として，東海第二発電所では中央制御室換気系のダクトの外観点検（1 回／年）により腐食等の有無を確認し，必要に応じて補修等を実施することとしている。また，外気取入口近傍のダクト

については，定期的に隔離弁を取り外し，開口部からダクト内面の腐食等の有無を目視にて点検することとしている。

以上から東海第二発電所では継続的に保守管理を改善しており，当該設備の機能性能に影響を与える故障が発生する可能性は低いと評価する。

※　ＢＷＲ事業者協議会（ＪＢＯＧ），一般社団法人原子力安全推進協会及び電気事業者連合会

ｂ．故障の仮定

中央制御室換気系ダクトの一部及び空気調和機について，影響評価を実施する上で仮定する単一設計箇所の故障を検討した。上述のとおり，当該ダクトについては健全性を確保しており，軽微な腐食程度しか考えられず,運転条件,環境条件等から最も過酷な条件を想定したとしても，全周破断の発生は考えられない。

しかしながら，系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から，ダクトの全周破断を仮定する。第2.1-20表に設備の故障の想定とその対応について整理した。

なお，ダクトの一部及び空気調和機については，軽微な腐食の発生は考えられるものの，故障時の影響や補修に必要な期間としては，ダクトの全周破断に比べ軽微であるため，ここではダクトの全周破断について評価を行う。また，中央制御室換気系ダクトは，吸込部が中央制御室床面より離れた位置に配置しており，大きな異物が系統に流入することはなく，ダクト口径も大きいことから閉塞が発生することはない。

第2.1-20表　設備の故障の想定とその対応

設備	想定箇所	故障	故障（劣化）モード	発生の可能性	検知性	修復性	被ばく影響	安全上支障ない期間に修復可	最も過酷な条件	備考
中央制御室換気系	ダクト	全周破断	腐食	△（考えにくい）	○	○	○	○	○	
		軽微な漏えい破損	腐食	○（想定される）	○	○	○	○	－	
		閉塞	なし	×（考えられない）	－	－	－	－	－	
	空気調和機※	全周破断	腐食	×（考えられない）	－	－	－	－	－	
		軽微な漏えい破損	腐食	△（考えにくい）	○	○	○	○	－	

※空気調和機の外郭は，ダクトと比較しても厚く，漏えいの発生は考えにくいが発生の可能性として抽出した。

ｃ．仮定した故障による影響評価

中央制御室換気系は，事故時に発生する雰囲気ガスに含まれる放射性物質をフィルタにて除去することにより，運転員の被ばくを低減するものである。このため，静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として，運転員の被ばく評価を行う。

運転員の被ばく評価手法は，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21･07･27 原院第 1 号）（以下「内規」という。）に従い実施することとし，前提とする事故については，内規に示される，主蒸気管破断（仮想事故）及び原子炉冷却材喪失（仮想事故）を評価対象とする。

(a)　故障箇所の想定

中央制御室換気系の単一設計箇所については，故障による影響を検討する上で，以下のように区分される。第 2.1-8 図に故障想定箇所の概要を示す。

・区分①（中央制御室からの戻りダクト）

ダクトの全周破断箇所から，空気調和機の容量（42,500 m^3／h）に相当する外気が流入するが，フィルタユニットの排風機の容量(5,100 m^3／h)に相当する空気がフィルタ処理され，系統に戻されるため，区分③と比べて，運転員の被ばく評価への影響は小さい。

・区分②（フィルタユニットの吸込みダクト）

ダクトの全周破断を想定しても,破断口から流入した外気はフィルタユニットを通過し,処理された空気が中央制御室に送風されることから，運転員の被ばく評価への影響は小さい。

・区分③（フィルタユニットー空気調和機の連絡ダクト（空気調和機含む））

ダクトの全周破断箇所から,フィルタユニットで処理した空気の全量（5,100 m^3／h）が系統外に流出し，フィルタを通過しない外気のみが中央制御室に送風されることになるため,運転員の被ばく評価への影響が大きくなる。

・区分④（中央制御室への給気ダクト）

空気調和機の容量（42,500 m^3／h）に相当する空気が中央制御室から引かれるため,それと同量の外気がダクトの全周破断箇所より中央制御室に流入することとなる。そのため，区分③

とほぼ同様な条件となる。

以上より，評価上最も厳しくなる区分③を，保守的に故障想定箇所とする。

(b)　故障の発生時期

故障が発生する時期は，設置許可基準規則の解釈第 12 条の第 5 項に基づき，事故発生から 24 時間後とする。

(c)　評価条件

内規に基づく中央制御室換気系の評価条件と，この評価条件に加えて単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第 2.1-21 表に示す。なお，評価に当たっては，より厳しい条件においても公衆への被ばく影響が小さいことを確認する観点から，保守的に中央制御室換気系ダクトの破断箇所の修復は行わないものとし，ダクト破断後は外気が中央制御室内に流入し続けるものする。

第 2.1-21 表　評価条件の比較

項目	影響評価	内規に基づく評価
中央制御室換気系の機能	事故発生15分後※～24時間 非常用循環流量：5,100m³／h 外気取込量　　：　　0m³／h インリーク　　：1回／h 24時間～30日 非常用循環流量：　　0m³／h 外気取込量　　：45,900m³／h インリーク　　：1回／h	事故発生 15 分後※～30 日： 再循環流量:5,100m³／h 外気取込量:3,400m³／h （間欠：27 時間循環運転後 3 時間外気取込） インリーク:1回／h

※：事故発生後に手動操作にて非常用循環系ファンを起動させるが，時間余裕を考慮して事故発生より15分後に起動させるものとする。

(d)　評価結果

原子炉冷却材喪失（仮想事故）を前提とした事故発生後 30 日間について，中央制御室換気系ダクトの単一設計箇所の故障を考慮した運転員の線量評価の結果は約 3.1mSv であり，判断基準（実効線量 100mSv 以下）を満足することを確認した。評価結果を第 2.1-22 表に示す。なお，主蒸気管破断（仮想事故）については約 2.8mSv となった。

第 2.1-22 表　評価結果

（単位：mSv）

項目		影響評価	内規に基づく評価
室内滞在時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 1.6×10^{0}	約 1.6×10^{0}
	大気中放射性物質による被ばく	約 3.4×10^{-2}	約 3.4×10^{-2}
	室内に取り込まれる放射性物質による被ばく	約 4.8×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}
入退域時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 1.0×10^{0}	約 1.0×10^{0}
	大気中放射性物質による被ばく	約 3.5×10^{-2}	約 3.5×10^{-2}
合計		約 3.1×10^{0}	約 2.9×10^{0}

d．安全上支障のない期間の考え方

以上のとおり，静的機器の単一故障が発生し，かつ(3)に示す修復を行わないと仮定しても，判断基準である運転員の線量限度 100mSv を下回る程度の影響度合いであることを確認した。これにより，(3)に示す修復作業期間は，安全上支障のない期間であることを確認した。

(3)　故障箇所の修復

a．検知性

中央制御室換気系ダクト（単一設計箇所及び二重化された部分）に全周破断が発生した場合は，中央制御室での確認（中央制御室エリア放射線モニタの指示値上昇，通風口からの破断音）及び現場確認（視覚，聴覚，触覚）により，全周破断箇所の特定は可能である。なお，故障の位置や大きさによっては中央制御室での検知は困難であるが，巡視点検により異常の有無を現場で検知することができる。

また，現場確認の範囲は限定（約11m×約61m）されており，確認に長時間を要しない。全周破断発生直後における当該区域の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件で評価しても約5.2×10^{-2}mSv／hであるため現場確認は十分可能である。

b．修復性

ダクトの修復作業は，破断箇所を特定した後，あらかじめ用意した修復用資機材を用いて，以下の手順で行う。修復作業の一例を第2.1-9図に示す。

なお，現場確認により，単一設計箇所と二重化された箇所でダクトの形状（直管，エルボ管，分岐管，床貫通部）に違いはないことを確認しており,修復方法も様々なダクト形状に対応できる工法であることから，いずれの箇所で故障が発生した場合でも修復可能である。

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

・修復用資機材は発電所構内に保管する。

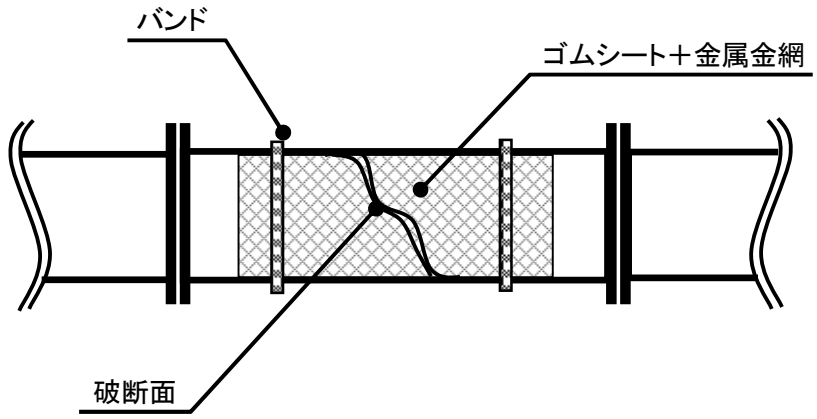
・修復用資機材は使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去する。

④ ダクト破断箇所に，修復用資機材（ゴムシート，当て板等）を取

り付ける。



第2.1-9図　ダクトの修復イメージ

修復は破断箇所を特定した後に行うため，足場設置箇所が限定できることから，足場の組立作業を含めても2日間程度で修復可能である。

なお，当該作業を実施するに当たり，必要な隔離作業はファンの電源“切”及びスイッチの停止操作のみであり，手動による弁の閉止操作は必要ない。

また，修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制，資機材の準備，作業手順，訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整備する。

c．修復作業での被ばく評価

中央制御室換気系ダクトの修復を行う際の前提を条件が厳しくなる主蒸気管破断（仮想事故）として，以下の条件で被ばく評価を行った。

- 事故発生から24時間後の線量率を用いる。
- 1人当たりの作業時間を12時間とする。
- 作業場所は単一設計箇所でフィルタに最も接近するフィルタか

ら2mの位置とする。

・ 保守的にマスク等の防護装備の効果は見込まない。

評価の結果，作業員の被ばく線量は約 6.2×10^{-1}mSv となり，災害発生時の復旧作業であることから緊急作業時の線量限度（100mSv）と比較すると，それを下回っていることを確認した。評価結果を第 2.1-23 表に示す。

第 2.1-23 表　ダクト修復作業の被ばく評価

作業内容	線量率（mSv／h）	実効線量（mSv）
ダクト修復（全周破断）	約5.2×10^{-2}	約6.2×10^{-1}

ｄ．修復後について

中央制御室換気系の静的機器の単一故障箇所についてゴムシート，当て板等で修復することとしているが，これらは早期に安全機能を回復し，故障の影響を低減させることを目的とした応急処置である。したがって，事故収束後は故障箇所に対して技術基準に適合する取替・修理を行う。

(4)　総合評価

中央制御室換気系ダクトのうち単一設計の箇所及び空気調和機について，当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する想定として，最も過酷な条件になると想定されるダクトの全周破断を仮定した。

これまでの評価により，運転員の被ばくによる実効線量の評価値，及び修復作業に従事する作業員の被ばくによる実効線量の評価値はいずれも判断基準を満足することから，単一設計箇所の静的機器の故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できることを確認した。

以上から，故障箇所の検知性及び修復性，作業時の被ばく及び公衆の被ばくの観点から，設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「想定される最も過酷な条件下においても，その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば，その単一故障を仮定しなくてよい。」に適合することを確認した。

2.2　安全施設の共用・相互接続

東海第二発電所と廃止措置中である東海発電所間で共用・相互接続している設備について，設置許可基準規則第１２条第６項及び第７項に対する基準適合性を説明する。

2.2.1　共用・相互接続設備の抽出

設置許可基準規則第１２条の解釈において，以下の記載がなされている。

１　　第１項に規定する「安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたもの」については、「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」による。ここで、当該指針における「安全機能を有する構築物、系統及び機器」は本規定の「安全施設」に読み替える。

１１　第６項に規定する「重要安全施設」については、「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」においてクラスＭＳ－１に分類される下記の機能を有する構築物等を対象とする。

・原子炉の緊急停止機能
・未臨界維持機能
・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
・原子炉停止後の除熱機能
・炉心冷却機能
・放射性物質の閉じ込め機能並びに放射線の遮蔽及び放出低減機能（ただし、可搬型再結合装置及び沸騰水型発電用原子炉施設の排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能を持つ構造物）を除く。）
・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能
・安全上特に重要な関連機能（ただし、原子炉制御室遮蔽、取水口及

び排水口を除く。）

これらの要求により，設置許可基準規則第１２条第６項及び第７項の対象となる系統は，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（重要度分類指針）に示される安全機能を有する構築物、系統及び機器（安全施設）となる。

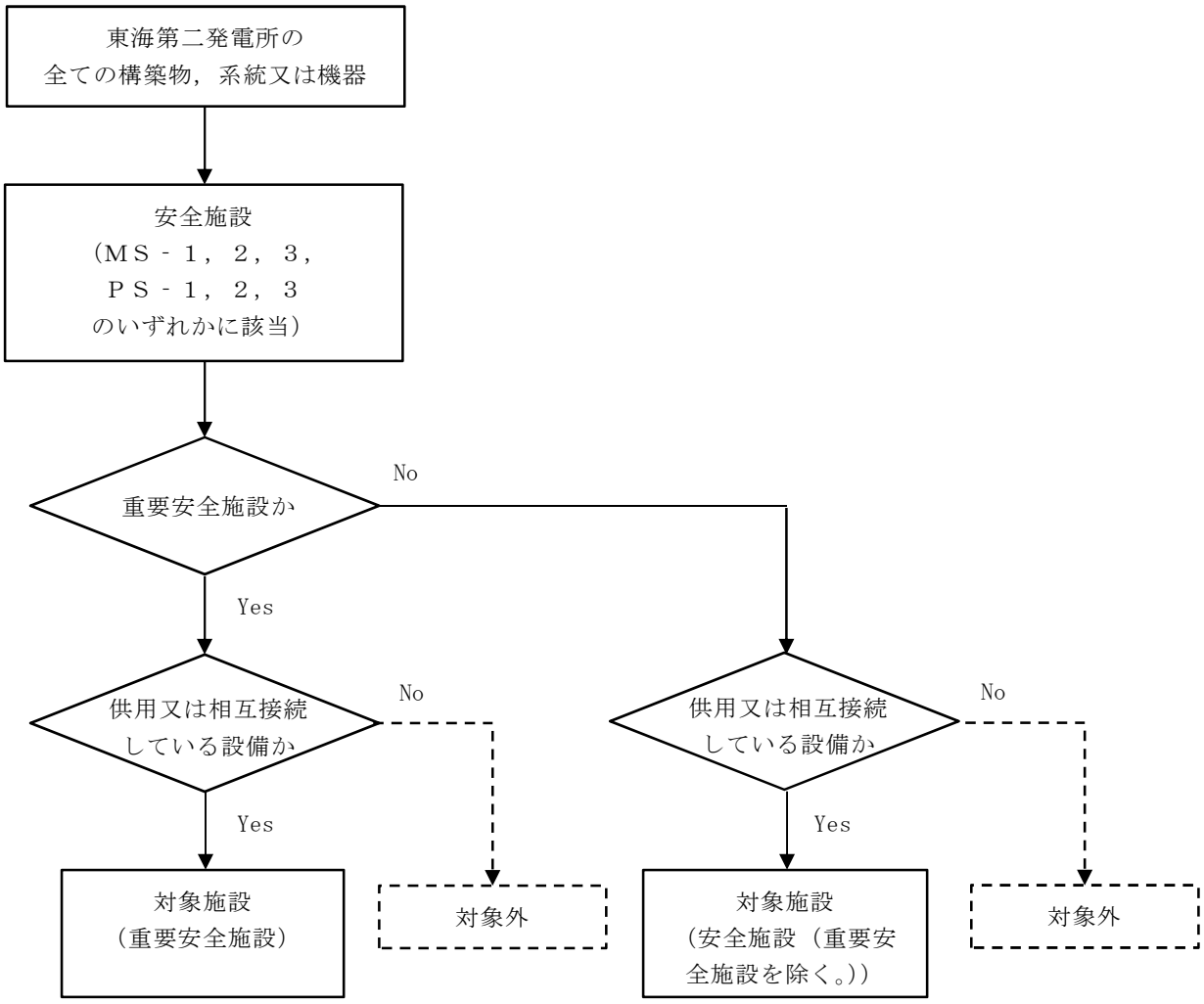
安全施設については，２基以上の発電用原子炉施設（東海第二発電所及び東海発電所）間で共用する場合は原子炉の安全性を損なうことのない設計としており，設置許可基準規則第１２条第７項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。また，設置許可基準規則第１２条第７項の相互接続設備に関する規則については，東海第二発電所及び東海発電所において相互に接続する安全施設は無いことを確認した。

安全施設のうち重要安全施設については，東海第二発電所及び東海発電所において共用又は相互に接続する施設は無いことから，設置許可基準規則第１２条第６項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。

これらの確認を行うにあたり，重要度分類指針に示される安全施設の中から東海第二発電所及び東海発電所の原子炉施設間で共用する系統を抽出した結果を添付 13 に示す。

系統の抽出にあたっては，安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（ＪＥＡＧ4612-2010，社団法人日本電気協会）及び安全機能を有する計測制御装置の設計指針（ＪＥＡＧ4611-2009，社団法人日本電気協会）を参考とし，第 2.2-1 図に示す抽出フローに従って実施した。

抽出された対象施設の一覧を第 2.2-1 表に示す。また，抽出した系統の概略図を添付 14 に示す。



設置許可基準規則　第１２条第６項
技術基準規則　　第１５条第５項
（共用化にて「安全性向上」）

設置許可基準規則　第１２条第７項
技術基準規則　　第１５条第６項
（共用化にて「安全性を損なわない」）

第 2.2-1 図　共用又は相互接続している安全施設の抽出フロー

第 2.2-1 表　共用・相互接続設備の抽出結果一覧

共用・相互接続設備	重要度分類	共用／相互接続
重要安全施設		
対象無し	－	－
安全施設（重要安全施設を除く）		
固体廃棄物処理系 ・セメント混錬固化装置 ・雑固体廃棄物焼却装置 ・雑固体減容処理設備 ・固体廃棄物貯蔵庫 ・固体廃棄物作業建屋	ＰＳ－３	共用
所内ボイラ設備 所内蒸気系	ＰＳ－３	共用
給水処理系 ・原水タンク ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・純水貯蔵タンク	ＰＳ－３	共用
緊急時対策所	ＭＳ－３	共用
通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ） ・テレビ会議システム（社内） ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ） ・加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ） ・専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））	ＭＳ－３	共用

共用・相互接続設備	重要度分類	共用／相互接続
安全施設（重要安全施設を除く）		
放射線監視設備 ・固定モニタリング設備 ・環境試料測定設備 ・気象観測設備 ・放射能観測車 ・出入管理室	ＭＳ－３	共用
消火系（構内消火設備のみ） ・構内消火用ポンプ ・ディーゼル駆動構内消火ポンプ ・原水タンク（給水処理系） ・多目的タンク（給水処理系）	ＭＳ－３	共用

これらの確認において，「安全性を損なうことのない」こと，及び「安全性が向上する」ことの判断基準は以下の通りとした。

○「安全性を損なうことのない」こと

：共用又は相互に接続することによって，要求される安全機能が阻害されることがないよう配慮していること

○「安全性が向上する」こと

：各設備に要求される安全機能を満たしつつ，共用又は相互に接続することのメリットを期待できるよう配慮していること

詳細を 2.2.2 以降で示す。

2.2.2　基準適合性

2.2.2.1　重要安全施設

第 2.2-1 表に示す通り，東海第二発電所及び東海発電所において共用又は相互に接続する施設は無いことから，設置許可基準規則第１２条第６項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。

2.2.2.2　安全施設（重要安全施設を除く）

第 2.2-1 表に示す通り，重要安全施設を除く安全施設のうち，東海第二発電所及び東海発電所において共用する施設は以下の通りである。なお，相互に接続する施設は無いことを確認している。

・固体廃棄物処理系（セメント混錬固化装置，雑固体廃棄物焼却装置，雑固体減容処理設備，固体廃棄物貯蔵庫，固体廃棄物作業建屋）
・所内ボイラ設備，所内蒸気系
・給水処理系（原水タンク，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク，純水貯蔵タンク）
・緊急時対策所
・通信連絡設備（衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ），テレビ会議システム（社内），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））
・放射線監視設備（固定モニタリング設備，気象観測設備，放射能観測車，環境試料測定設備，出入管理室）
・消火系（構内消火用ポンプ，ディーゼル駆動構内消火ポンプ，原水タンク，多目的タンク）

共用による安全性への影響を確認した結果を第 2.2-2 表に示す。

第 2.2-2 表　安全施設　共用の適切性

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
固体廃棄物処理系（セメント混錬固化装置，雑固体廃棄物焼却装置，雑固体減容処理設備，固体廃棄物貯蔵庫，固体廃棄物作業建屋）	ＰＳ－３	固体廃棄物処理系はその性状に応じて処理する設計としており，東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所から発生する固体廃棄物について処理及び貯蔵保管する。なお，固体廃棄物貯蔵庫への貯蔵保管量は，各発電用原子炉施設における合計の予想発生量を考慮して設計しているため安全性を損なうことはない。
所内ボイラ設備 所内蒸気系	ＰＳ－３	所内ボイラ設備及び所内蒸気系は，東海第二発電所及び東海発電所に必要な容量を確保している。 廃止措置中である東海発電所において，何らかの要因で設備が破損した場合にも，所内蒸気系接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。 なお，東海発電所では，洗濯設備及び建屋暖房に使用しており，所内蒸気の供給を停止しても安全性に影響を与えるものではない。 従って，安全性を損なうことはない。
給水処理系（ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク，純水貯蔵タンク） ※原水タンクについては消火系にて記載	ＰＳ－３	給水処理系は，東海第二発電所及び東海発電所に必要な容量を確保している。 廃止措置中である東海発電所において，何らかの要因で設備が破損した場合にも，給水配管接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。 なお，東海発電所では，ろ過水貯蔵タンクから供給するろ過水を，東海発電所の濾過水槽に貯留し，事務所飲料水系及び作業時の雑用水に使用していることから，ろ過水貯蔵タンクからの供給を停止しても安全性に影響を与えるものではない。 また，純水貯蔵タンクから供給する純水については，東海発電所の純水タンクに貯留し，補機冷却系に使用していることから，純水貯蔵タンクから供給を停止しても安全性に影響を与えるものではない。 従って，安全性を損なうことはない。

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
緊急時対策所	ＭＳ－３	緊急時対策所は，東海発電所と同時発災時に対応をする場合においても，必要な居住性を満足する設計としているため，安全性を損なうことはない。
通信連絡設備（衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ），テレビ会議システム（社内），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））	ＭＳ－３	通信連絡設備は，東海第二発電所及び東海発電所の通信連絡を行うために必要な容量を確保する設計とすることにより，共用により通信ができなくなるなどの機能が喪失することはなく，通信連絡に必要な仕様を満足する設計としているため，安全性を損なうことはない。
放射線監視設備（固定モニタリング設備，気象観測設備，放射能観測車，環境試料測定設備）	ＭＳ－３	放射線監視設備のうち，東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視，測定するための設備であり，共用により監視，測定ができなくなるなどの機能が喪失することはなく，監視に必要な仕様を満足する設計としているため，安全性を損なうことはない。
放射線監視設備（出入管理室）	ＭＳ－３	放射線監視設備のうち，東海第二発電所及び東海発電所における管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視を行うための設備であり，共用により管理，監視できなくなるなどの機能が喪失することはなく，管理に必要な仕様を満足する設計としているため，安全性を損なうことはない。

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
消火系 （構内消火用ポンプ，ディーゼル駆動構内消火ポンプ，原水タンク，多目的タンク）	ＭＳ－３	消火系のうち構内消火設備（屋外用）は，東海第二発電所及び東海発電所の消火活動に必要な容量（原水）を確保している。 廃止措置中である東海発電所において，何らかの要因で設備が破損した場合にも，給水配管接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。 また，その状態で東海発電所側で火災が発生した際には防火水槽及び移動式消火設備による消火活動が可能である。 従って，安全性を損なうことはない。 なお，屋内の消火系については各発電用原子炉施設における供用はない。

第 2.2-2 表の通り，共用とすることで安全性を損なうことはないことから，設置許可基準規則第１２条第７項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。

なお，東海発電所の廃止措置計画認可申請書及び保安規定において，東海第二発電所と共用している設備での雑固体減容の処理，雑固体廃棄物の焼却に関する放出管理及び被ばく評価の記載が明確になっていないことから，速やかに明確にすることとしており，それがなされるまでの間，雑固体減容処理設備，雑固体廃棄物焼却設備での東海発電所の廃棄物処理を見合わせる。

重要度の特に高い安全機能を有する系統　抽出表

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＰＳ－１	その損傷又は故障により発生する事象によって， (a)炉心の著しい損傷，又は (b)燃料の大量の破損 を引き起こすおそれのある構築物，系統及び機器	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系(計装等の小口径配管・機器は除く。)	原子炉圧力容器		(対象外)
				原子炉再循環ポンプ		
				配管，弁		
				隔離弁		【No.22】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
				制御棒駆動機構ハウジング		(対象外)
				中性子束計装管ハウジング		
		2)過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング	制御棒カップリング		
				制御棒駆動機構カップリング		
		3)炉心形状の維持機能	炉心支持構造物(炉心シュラウド，シュラウドサポート，上部格子板，炉心支持板，制御棒案内管)，燃料集合体（ただし，燃料を除く。）	炉心シュラウド		
				シュラウドサポート		
				上部格子板		
				炉心支持板		
				燃料支持金具		
				制御棒案内管		
				制御棒駆動機構ハウジング		
				燃料集合体（上部タイプレート）		
				燃料集合体（下部タイプレート）		
				燃料集合体（スペーサ）		
				燃料集合体	チャンネルボックス	
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	1)原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系(制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能))	制御棒		【No.1】原子炉の緊急停止機能
				制御棒案内管		
				制御棒駆動機構		
				原子炉停止系の制御棒による系	水圧制御ユニット（スクラムパイロット弁，スクラム弁，アキュムレータ，窒素容器，配管，弁）	

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	2)未臨界維持機能	原子炉停止系(制御棒による系，ほう酸水注入系)	制御棒		【No.2】未臨界維持機能
				制御棒カップリング		
				制御棒駆動機構カップリング		
				原子炉停止系の制御棒による系	制御棒駆動機構	
					制御棒駆動機構ハウジング	
				ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ，注入弁，タンク出口弁，ほう酸水貯蔵タンク，ポンプ吸込配管及び弁，注入配管及び弁）		
		3)原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁(安全弁としての開機能)	逃がし安全弁（安全弁開機能）		【No.3】原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
		4)原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統（残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，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))	残留熱除去系（ポンプ，熱交換器，原子炉停止時冷却系のルートとなる配管及び弁）		【No.4】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	熱交換器バイパス配管及び弁	
				原子炉隔離時冷却系（ポンプ，サプレッション・プール，タービン，サプレッション・プールから注水先までの配管，弁）		【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 【No.5】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	タービンへの蒸気供給配管，弁	
					ポンプミニマムフローライン配管，弁	
					サプレッション・プールストレーナ	
					潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管	
				高圧炉心スプレイ系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッダ）		

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統（残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，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))	高圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 【No.5】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
					サプレッション・プールストレーナ	
				逃がし安全弁（手動逃がし機能）		【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 【No.6】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）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	【No.21】圧縮空気供給機能
				自動減圧系（手動逃がし機能）		【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 【No.6】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
				自動減圧系（手動逃がし機能）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	【No.21】圧縮空気供給機能

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	5)炉心冷却機能	非常用炉心冷却系(低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，高圧炉心スプレイ系，自動減圧系)	低圧炉心スプレイ系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッダ）		【No.7】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 【No.8】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
				低圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	
					サプレッション・プールストレーナ	
				残留熱除去系（低圧注水系）（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールから注水先までの配管，弁（熱交換器バイパスライン含む），注水ヘッダ）		
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	
					サプレッション・プールストレーナ	
				高圧炉心スプレイ系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッダ）		
				高圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	
					サプレッション・プールストレーナ	

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	5)炉心冷却機能	非常用炉心冷却系(低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，高圧炉心スプレイ系，自動減圧系)	自動減圧系（逃がし安全弁）		【No.7】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 【No.9】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（逃がし安全弁）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	【No.21】圧縮空気供給機能
		6)放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器，原子炉格納容器隔離弁，原子炉格納容器スプレイ冷却系，原子炉建屋，非常用ガス処理系，非常用再循環ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系	原子炉格納容器（格納容器本体，貫通部，所員用エアロック，機器搬入ハッチ）		（対象外）
				原子炉格納容器	ダイヤフラムフロア	
					ベント管	
					スプレイ管	
					ベント管付き真空破壊弁	
					原子炉建屋外側ブローアウトパネル	
					逃がし安全弁排気管のクエンチャ	
				原子炉建屋原子炉棟（原子炉建屋外側ブローアウトパネル付き）		
				原子炉建屋	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁	（対象外）
				格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管		【No.23】原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能
				格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管	主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから主蒸気隔離弁までの配管，弁）	【No.21】圧縮空気供給機能

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	6)放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器，原子炉格納容器隔離弁，原子炉格納容器スプレイ冷却系，原子炉建屋，非常用ガス処理系，非常用再循環ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系	主蒸気流量制限器		(対象外)
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（ポンプ，熱交換器，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先（ドライウェル及びサプレッション・プール気相部）までの配管，弁，スプレイヘッダ（ドライウェル及びサプレッション・プール))		【No.11】格納容器の冷却機能
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローラインの配管，弁	
					サプレッション・プールストレーナ	
				原子炉建屋ガス処理系（乾燥装置，排風機，フィルタ装置，原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管，弁）		【No.10】格納容器又は放射性物質が格納容器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
				原子炉建屋ガス処理系	乾燥装置（乾燥機能部分）	
					排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能）	
				可燃性ガス濃度制御系（再結合装置，格納容器から再結合装置までの配管，弁，再結合装置から格納容器までの配管，弁）		【No.12】格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能
				可燃性ガス濃度制御系	残留熱除去系（再結合装置への冷却水供給を司る部分）	
				遮蔽設備（原子炉遮蔽壁，一次遮蔽壁，二次遮蔽壁）		
	2)安全上必須なその他の構築物，系統及び機器	1)工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系	原子炉緊急停止の安全保護回路		【No.24】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
				・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路		【No.25】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

重要度分類指針			東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＭＳ－１	2)安全上必須なその他の構築物，系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系，制御室及びその遮蔽・非常用換気空調系，非常用補機冷却水系，直流電源系（いずれも，ＭＳ－１関連のもの）	非常用所内電源系（ディーゼル機関，発電機，発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路）	【No.13】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 【No.15】非常用の交流電源機能
				非常用所内電源系：燃料系	
				非常用所内電源系：始動用空気系（機関～空気だめ）	
				非常用所内電源系：吸気系	
				非常用所内電源系：冷却水系	
				中央制御室	（対象外）
				中央制御室遮蔽	（対象外）
				中央制御室換気空調系（放射線防護機能及び有毒ガス防護機能）（非常用再循環送風機，非常用再循環フィルタ装置，空調ユニット，送風機，排風機，ダクト及びダンパ）	【No.20】原子炉制御室非常用換気空調機能
				残留熱除去系海水系（ポンプ，熱交換器，配管，弁，ストレーナ（ＭＳ－１関連））	※1 【No.18】補機冷却機能 【No.19】冷却用海水供給機能
				ディーゼル発電機海水系（ポンプ，配管，弁，ストレーナ）	
				直流電源系（蓄電池，蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路（ＭＳ－１関連））	【No.14】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 【No.16】非常用の直流電源機能
				計装制御電源系（ＭＳ－１関連）	【No.17】非常用の計測制御用電源機能
			その他	放水路ゲート	（対象外）※2

※１　直接海水冷却のため，海水系が補機冷却の機能を有する。
※２　「重要度が特に高い安全機能」（設置許可基準規則の解釈第12条）には該当しないが，重要度を考慮し多重性をもたせた設計とする。

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＰＳ－２	1)その損傷又は故障により発生する事象によって，炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが，敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物，系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能（ただし，原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。）	主蒸気系，原子炉冷却材浄化系（いずれも，格納容器隔離弁の外側のみ）	原子炉冷却材浄化系（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分）		（対象外）
				主蒸気系		
				原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで）		
		2)原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって，放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設（放射能インベントリの大きいもの），使用済燃料プール(使用済燃料貯蔵ラックを含む。)	放射性気体廃棄物処理系（活性炭式希ガスホールドアップ装置）		
				使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む）		
				新燃料貯蔵庫（臨界を防止する機能）（新燃料貯蔵ラック）		
				使用済燃料乾式貯蔵容器		
		3)燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料交換機		
				原子炉建屋クレーン		
				使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン		
				燃料取扱設備	原子炉ウェル	
	2)通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって，その故障により，炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物，系統及び機器	1)安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	逃がし安全弁(吹き止まり機能に関連する部分)	逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）		

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
ＭＳ－２	1)ＰＳ－２の構築物，系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物，系統及び機器	1)燃料プール水の補給機能	非常用補給水系	残留熱除去系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールから燃料プールまでの配管，弁）		（対象外）
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローラインの配管，弁	
					サプレッション・プールストレーナ	
		2)放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁，排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能以外）	放射性気体廃棄物処理系（オフガス系）隔離弁		
				排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能以外）		
				燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁		
			燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	原子炉建屋原子炉棟		
				原子炉建屋	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁	
				原子炉建屋ガス処理系		
				原子炉建屋ガス処理系	乾燥装置（乾燥装置部分）	
					排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能）	
	2)異常状態への対応上特に重要な構築物，系統及び機器	1)事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	・中性子束（起動領域計装） ・原子炉スクラム用電磁接触器の状態 ・制御棒位置		【No.26】事故時の原子炉の停止状態の把握機能
				・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・原子炉圧力		【No.27】事故時の炉心冷却状態の把握機能
				・原子炉格納容器圧力 ・サプレッション・プール水温度 ・原子炉格納容器エリア放射線量率（高レンジ）		【No.28】事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能

重要度分類指針				東海第二発電所	
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第 12 条)
ＭＳ－２	2)異常状態への対応上特に重要な構築物，系統及び機器	1)事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	［低温停止への移行］ ・原子炉圧力 ・原子炉水位（広帯域） ［ドライウェルスプレイ］ ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・原子炉格納容器圧力 ［サプレッション・プール冷却］ ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・サプレッション・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	【No.29】事故時のプラント操作のための情報の把握機能
		2)異常状態の緩和機能	ＢＷＲには対象機能なし	（対象外）	（対象外）
		3)制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置(安全停止に関連するもの)	制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）の操作回路	
ＰＳ－３	1)異常状態の起因事象となるものであって，ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物，系統及び機器	1)原子炉冷却材保持機能（ＰＳ－１，ＰＳ－２以外のもの）	計装配管，試料採取管	計装配管，弁	
				試料採取管，弁	
				ドレン配管，弁	
				ベント配管，弁	
		2)原子炉冷却材の循環機能	原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ，配管，弁，ライザー管（炉内），ジェットポンプ	
		3)放射性物質の貯蔵機能	サプレッションプール水排水系，復水貯蔵タンク，放射性廃棄物処理施設(放射性インベントリの小さいもの)	復水貯蔵タンク	
				液体廃棄物処理系（低電導度廃液収集槽，高電導度廃液収集槽）	
				固体廃棄物処理系（ＣＵＷ粉末樹脂沈降分離槽，使用済樹脂槽，濃縮廃液タンク，固体廃棄物貯蔵庫（ドラム缶））	

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第 12 条)
ＰＳ－３	1)異常状態の起因事象となるものであって，ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物，系統及び機器	3)放射性物質の貯蔵機能	サプレッション・プール水排水系，復水貯蔵タンク，放射性廃棄物処理施設（放射性インベントリの小さいもの）	新燃料貯蔵庫	新燃料貯蔵ラック	（対象外）
				給水加熱器保管庫		
				セメント混練固化装置及び雑固体減容処理設備（液体及び固体の放射性廃棄物処理系）		
		4)電源供給機能（非常用を除く。）	タービン，発電機及びその励磁装置，復水系（復水器を含む。），給水系，循環水系，送電線，変圧器，開閉所	発電機及びその励磁装置（発電機，励磁機）		
				発電機及び励磁装置	固定子冷却装置	
					発電機水素ガス冷却装置	
					軸密封油装置	
					励磁電源系	
				蒸気タービン（主タービン，主要弁，配管）		
				蒸気タービン	主蒸気系（主蒸気／駆動源）	
					タービン制御系	
					タービン潤滑油系	
				復水系（復水器を含む）（復水器，復水ポンプ，配管／弁）		
				復水系（復水器含む）	復水器空気抽出系（蒸気式空気抽出系，配管／弁）	
				給水系（電動駆動給水ポンプ，タービン駆動給水ポンプ，給水加熱器，配管／弁）		
				給水系	駆動用蒸気	
				循環水系（循環水ポンプ，配管／弁）		
				循環水系	取水設備（屋外トレンチを含む）	
				常用所内電源系（発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路（ＭＳ－１関連以外））		
				直流電源系（蓄電池，蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路（ＭＳ－１関連以外））		
				計測制御電源系（電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路（ＭＳ－１関連以外））		

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第 12 条)
ＰＳ－３	1)異常状態の起因事象となるものであって，ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物，系統及び機器	4)電源供給機能（非常用を除く。）	タービン，発電機及びその励磁装置，復水系（復水器を含む。），給水系，循環水系，送電線，変圧器，開閉所	送電線		（対象外）
				変圧器（所内変圧器，起動変圧器，予備変圧器，電路）		
				変圧器	油劣化防止装置	
					冷却装置	
				開閉所（母線，遮断機，断路器，電路）		
		5)プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。）	原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む。），原子炉核計装，原子炉プラントプロセス計装	・原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む） ・原子炉核計装 ・原子炉プラントプロセス計装		
		6)プラント運転補助機能	所内ボイラ，計装用圧縮空気系	補助ボイラ設備（補助ボイラ，給水タンク，給水ポンプ，配管／弁）		
				補助ボイラ設備	電気設備（変圧器）	
				所内蒸気系及び戻り系（ポンプ，配管／弁）		
				計装用圧縮空気設備（空気圧縮機，中間冷却器，配管，弁）		
				計装用圧縮空気設備	後部冷却器	
					気水分離器	
					空気貯槽	
				原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却ポンプ，熱交換器，配管／弁）		
				タービン補機冷却水系（タービン補機冷却ポンプ，熱交換器，配管／弁）		
				タービン補機冷却水系	サージタンク	
				タービン補機冷却海水系（補機冷却海水ポンプ，配管／弁，ストレーナ）		
				復水補給水系（復水移送ポンプ，配管／弁）		
				復水補給水系	復水貯蔵タンク	

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第 12 条)
ＰＳ－３	2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物，系統及び機器	1)核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管		（対象外）
				上／下部端栓		
				タイロッド		
		2)原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系，復水浄化系	原子炉冷却材浄化系（再生熱交換器，非再生熱交換器，ＣＵＷポンプ，ろ過脱塩装置，配管，弁）		
				復水浄化系（復水脱塩装置，配管，弁）		
ＭＳ－３	1)運転時の異常な過渡変化があっても，ＭＳ－１，ＭＳ－２とあいまって，事象を緩和する構築物，系統及び機器	1)原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁(逃がし弁機能)，タービンバイパス弁	逃がし安全弁（逃がし弁機能）		（対象外）
				逃がし安全弁（逃がし弁機能）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	
				タービンバイパス弁		
				タービンバイパス弁	原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管	
					駆動用油圧源（アキュムレータ，アキュムレータからタービンバイパス弁までの配管，弁）	
		2)出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系（再循環ポンプトリップ機能，制御棒引抜監視装置）	・原子炉再循環制御系 ・制御棒引き抜き阻止回路 ・選択制御棒挿入回路		
		3)原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系	制御棒駆動水圧系（ポンプ，復水貯蔵タンク，復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管，弁）		
				制御棒駆動水圧系	ポンプサクションフィルタ	
					ポンプミニマムフローライン配管，弁	

重要度分類指針				東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第 12 条)
ＭＳ－３	1)運転時の異常な過渡変化があっても，ＭＳ－１，ＭＳ－２とあいまって，事象を緩和する構築物，系統及び機器	3)原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系（ポンプ，タービン，サプレッション・プール，サプレッション・プールから注水先までの配管，弁）		（対象外）
				原子炉隔離時冷却系	タービンへの蒸気供給配管，弁	
					ポンプミニマムフローライン配管，弁	
					潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管	
	2)異常状態への対応上必要な構築物，系統及び機器	1)緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所，試料採取系，通信連絡設備，放射能監視設備，事故時監視計器の一部，消火系，安全避難通路，非常用照明	緊急時対策所		（対象外）
				緊急時対策所	情報収集設備	
					通信連絡設備	
					資料及び器材	
					遮蔽設備	
				試料採取系（異常時に必要な下記の機能を有するもの。原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析，原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析）		
				通信連絡設備（1 つの専用回路を含む複数の回路を有する通信連絡設備）		
				放射線監視設備		主排気筒放射線モニタ計装のみ 【No.29】事故時のプラント操作のための情報の把握機能
				事故時監視計器の一部		（対象外）
				消火系（水消火設備，泡消火設備，二酸化炭素消火設備，等）		
				消火系	消火ポンプ	
					ろ過水タンク，原水タンク，多目的タンク	
					火災検出装置（受信機含む）	

<table>
<tr><td colspan="4">重要度分類指針</td><td colspan="3">東海第二発電所</td></tr>
<tr><td>分類</td><td>定義</td><td>機能</td><td colspan="2">構築物，系統又は機器</td><td>重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第 12 条)</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>防火扉，防火ダンパ，耐火壁，隔壁（消火設備の機能を維持担保するために必要なもの）</td><td></td></tr>
<tr><td rowspan="3">ＭＳ－３</td><td rowspan="3">2）異常状態への対応上必要な構築物，系統及び機器</td><td rowspan="3">1）緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能</td><td rowspan="3">原子力発電所緊急時対策所，試料採取系，通信連絡設備，放射能監視設備，事故時監視計器の一部，消火系，安全避難通路，非常用照明</td><td colspan="2">安全避難通路</td><td rowspan="3">（対象外）</td></tr>
<tr><td>安全避難通路</td><td>安全避難用扉</td></tr>
<tr><td colspan="2">非常用照明</td></tr>
</table>

【補足】間接関連系について

重要度の特に高い安全機能を有する系統抽出表においては，当該系の機能遂行に直接必要のない構築物，系統及び機器であるため，間接関連系の記載を省略している。

間接関連系の確認にあたっては，当該系及び直接関連系と同様に，安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010，社団法人日本電気協会）及び安全機能を有する計測制御装置の設計指針（JEAG4611-2009，社団法人日本電気協会）を参考として抽出しているが，ここではその妥当性を示す。

(1) 間接関連系と整理した構築物，系統及び機器が重要度の特に高い安全機能を有する当該系の独立性を喪失させることがないかの確認［同一機能内での区分分離の確認］

間接関連系とは，当該系が安全機能を果たす上では必須ではないもの，もしくは機能喪失時に当該系へ悪影響を与えるまでに時間余裕があり代替手段の構築等で対応が可能なもの，と整理している。具体的には，以下のような関連系が該当する。

① 当該系の安全機能要求以降に当該系の状態監視機能を有する関連系
（例：監視系，記録計）

② 当該系に課せられた設計条件を担保する上で必要であるが，その関連系の機能喪失の発生から当該系の機能喪失発生までには相当の時間余裕を有し，その間に補修又は代替手段が可能な関連系

（例：燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プールの冷却機能を司る範囲）

③　当該系の安全機能を果たした後の排気，排水等を処理する関連系

（例：原子炉補機冷却海水系の排水ライン）

④　当該系の性能向上や環境改善などに直接係わり，その機能喪失によっても当該系の安全機能が確保し得るものであって，さらなる性能確保のための関連系

（例：原子炉隔離時冷却系タービン／ポンプ室空調機）

⑤　当該系の安全機能要求以前の信頼性維持に直接係わる関連系

（例：テストライン）

⑥　当該系の安全機能要求以前の待機状態維持に直接係わる関連系

（例：直流電源系充電器）

これら間接関連系のうち，重要度の特に高い安全機能を有する系統の間接関連系と整理した具体的な構築物，系統及び機器は以下のとおりである。

重要度の特に高い安全機能を有する系統	間接関連系 （数字は前頁の①～⑥）
・ほう酸水注入系	・ポンプテストライン配管・弁・タンク⑤， ・電気ヒータ⑥
・残留熱除去系 （低圧注水系，原子炉格納容器スプレイ冷却系を含む）	・封水ライン配管・弁⑥， ・ポンプテストライン配管・弁⑤， ・停止時冷却系注入ライン試験可能逆止弁試験装置⑤， ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置⑤
・原子炉隔離時冷却系	・封水ライン配管・弁⑥， ・ポンプテストライン配管・弁⑤， ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置⑤， ・タービン軸封装置④， ・タービン／ポンプ室空調機④
・高圧炉心スプレイ系	・ポンプテストライン配管・弁⑤， ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置⑤， ・封水ライン配管・弁⑥
・低圧炉心スプレイ系	・ポンプテストライン配管・弁⑤， ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置⑤， ・封水ライン配管・弁⑥
・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）， ・自動減圧系（逃がし安全弁）	・高圧窒素ガス供給系⑥
・原子炉格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管	・不活性ガス系⑥
・原子炉建屋ガス処理系	・フィルタ装置スペースヒータ⑥
・非常用所内電源系	・始動用空気系（空気圧縮機～空気だめ）⑥， ・排気配管③
・原子炉補機冷却海水系	・取水路スクリーン④
・直接電源系	・充電器⑥，蓄電池室換気系⑥

これらの構築物，系統及び機器の故障によって当該系の独立性を喪失させることはない。

(2)　間接関連系と整理した構築物，系統及び機器が当該系とは異なる安全施設の機能を阻害するような悪影響を与えることがないかの確認における整理［異なる機能間での区分分離の確認］

各安全施設が間接関連系を含む他系統から悪影響を受けるか否かの確認においては，安全重要度が低いクラスの系統や安全施設以外からの影響も見る必要があり，影響を与える側から整理するよりも影響を受ける側から整理する方が妥当である。

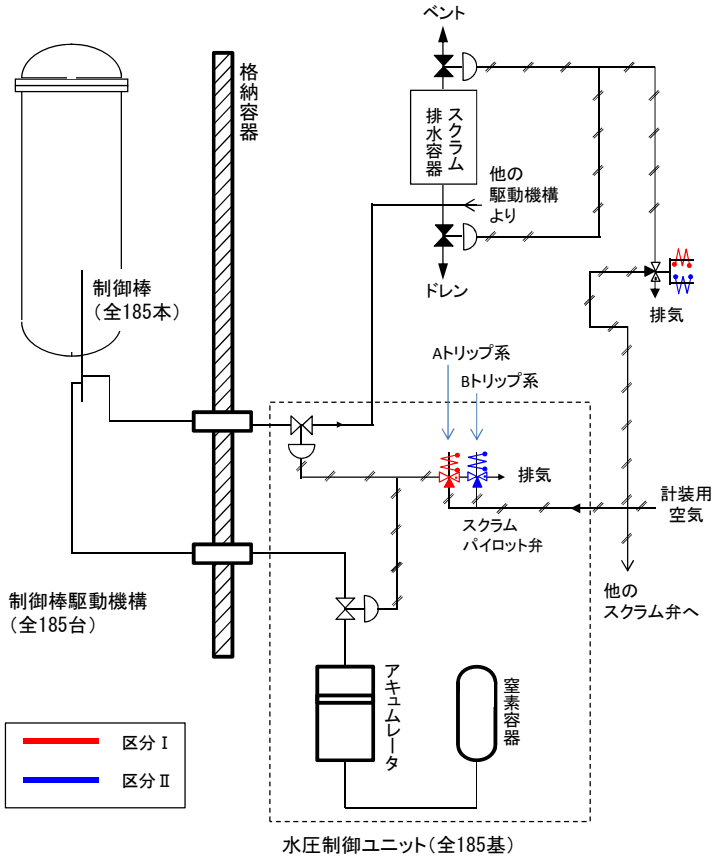
したがって，影響を受ける側から見た場合に，耐震上の波及的影響を与えるものがないか，溢水源となるものがないか，火災源となるものがないか等，網羅的に抽出して確認している。

このため，影響を与える側を間接関連系と整理するか否かは本確認行為においては必要ない。

上記(1)及び(2)から，間接関連系としての整理は妥当である。

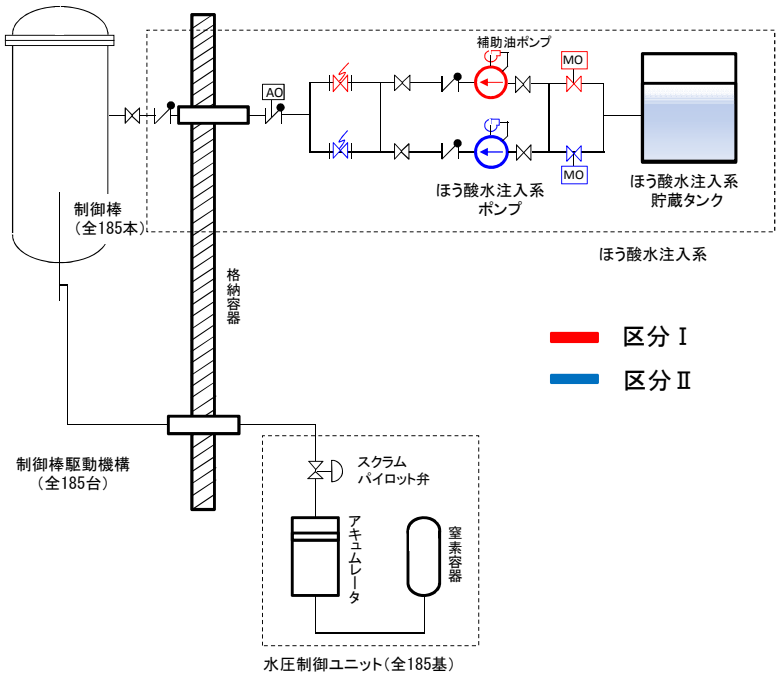
重要度の特に高い安全機能を有する系統・機器　整理表

No.	1	
安全機能	原子炉の緊急停止機能	
系統・機器	制御棒及び制御棒駆動系［185 本］	
多重性又は多様性	有	制御棒駆動系のスクラム機能である水圧制御ユニットは，1 本の制御棒に対して 1 基ずつ設けられており，多重性を有している。
独立性	有	(1)制御棒及び制御棒駆動系は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)制御棒及び制御棒駆動系は，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)電源喪失が発生した場合でも，制御棒が緊急挿入されるフェイルセーフ設計となっており，スクラム機能に影響はない。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	―	使用期間はスクラム挿入時間（全ストロークの 90%で 3.5 秒以内）であり，短期間。
系統概略図	第 1-1 図　制御棒・制御棒駆動系	



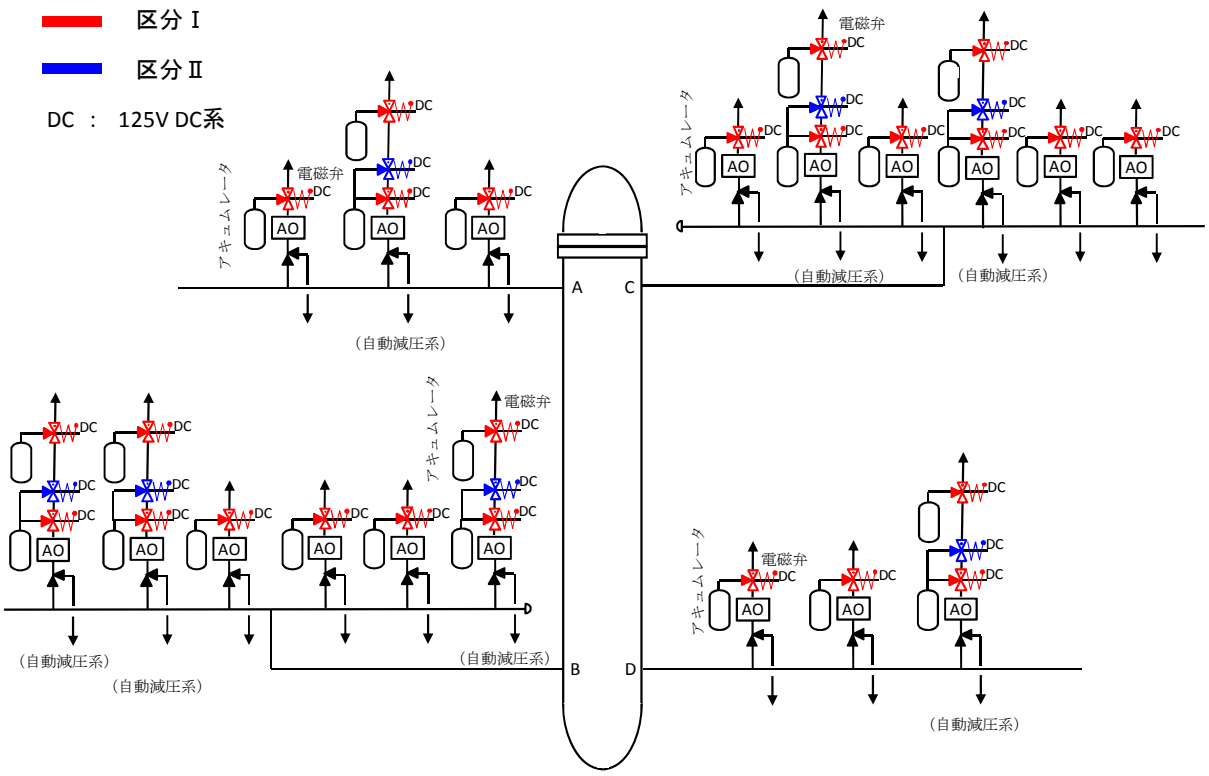
第 1-1 図　制御棒・制御棒駆動系　系統概略図

No.	2	
安全機能	未臨界維持機能	
系統・機器	制御棒及び制御棒駆動系［185 本］	
	ほう酸水注入系	
多重性又は多様性	有	制御棒及び制御棒駆動系は制御棒を炉心に挿入することにより原子炉を未臨界状態に維持する機能を有する系統である。 ほう酸水注入系は，炉心にほう酸水を注入することにより原子炉を未臨界状態に維持する機能を有する系統である。 上記のとおり，2 種類の異なる機構により未臨界を維持することが可能な設計となっており，多様性を有している。
独立性	有	(1)制御棒及び制御棒駆動系は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)制御棒及び制御棒駆動系は，耐震Ｓクラス設備として設計しており，ほう酸水注入系も，構造強度についてはＳクラスに準じて取り扱っている。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)ほう酸水注入系の電源については，それぞれ異なる区分から供給しており，1 系統のサポート系の故障が他の系統の機能に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	制御棒及び制御棒駆動系の使用期間は，制御棒挿入後その位置を維持する期間となるため 24 時間以上であり，長期間。 ほう酸水注入系の使用期間は，タンク内のほう酸水を全て注入するまでの約 2 時間であり，短期間。
系統概略図	第 2-1 図　制御棒及び制御棒駆動系／ほう酸水注入系	



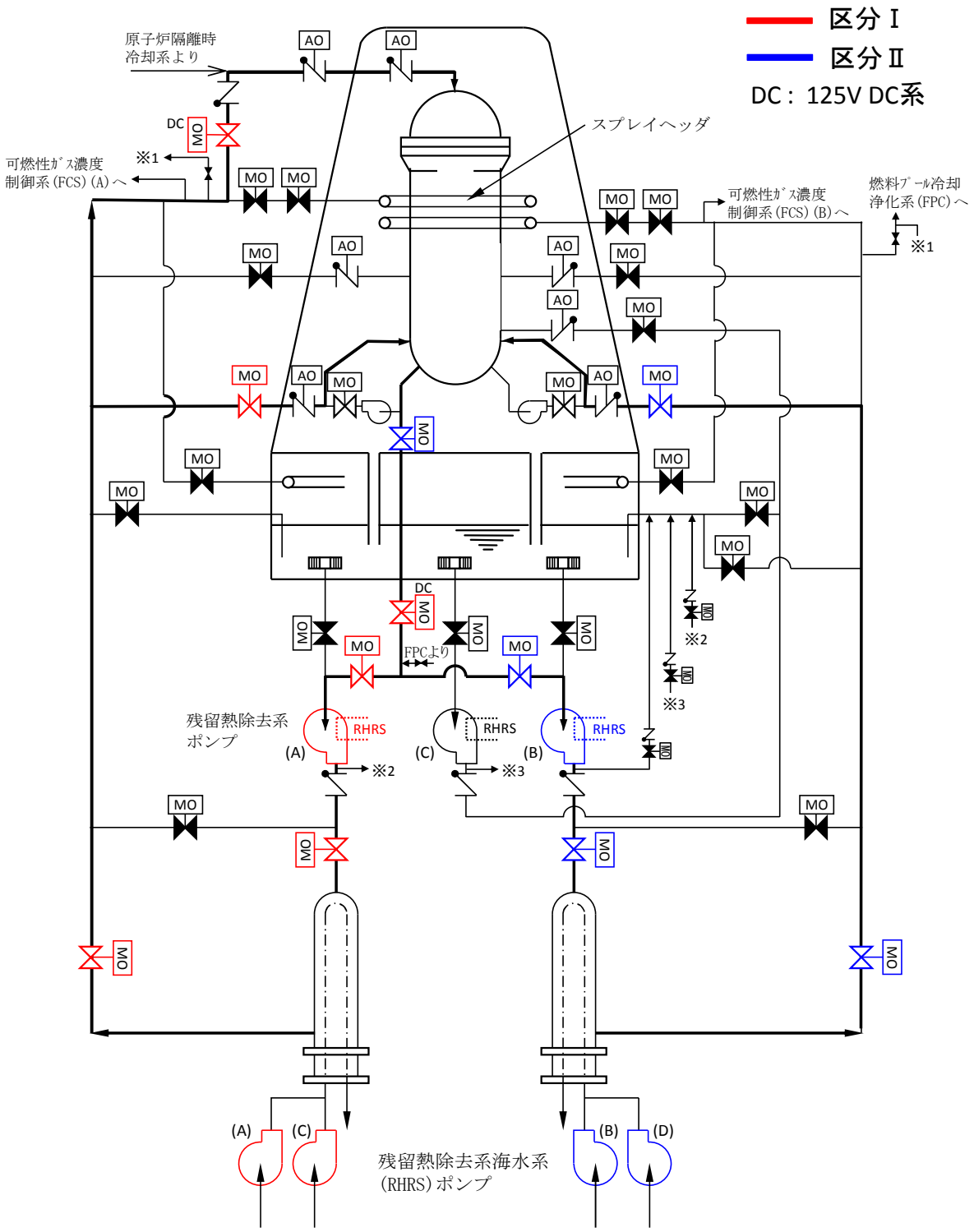
第 2-1 図　制御棒及び制御棒駆動系／ほう酸水注入系　系統概略図

No.	3	
安全機能	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
系統・機器	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	
多重性又は多様性	有	逃がし安全弁は 18 個設置しており，安全弁機能は全てに備わっていることから，多重性を有している。
独立性	有	(1)逃がし安全弁（安全弁機能）は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)逃がし安全弁（安全弁機能）は，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし，火災については，逃がし安全弁（安全弁機能）が窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから，火災の影響により機能喪失しない設計としている。 (3)逃がし安全弁（安全弁機能）は，個別に設置された駆動バネにより安全弁としての機能を，各弁ごと，独立に確保しており，サポート系を必要としない設計としている。また，4 本の主蒸気配管に分散配置されている。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	―	使用期間は，事故時等に逃がし安全弁の手動逃がし機能等により原子炉の減圧を行うまでであり，24 時間未満の短期間。
系統概略図	第 3-1 図　逃がし安全弁／自動減圧系	



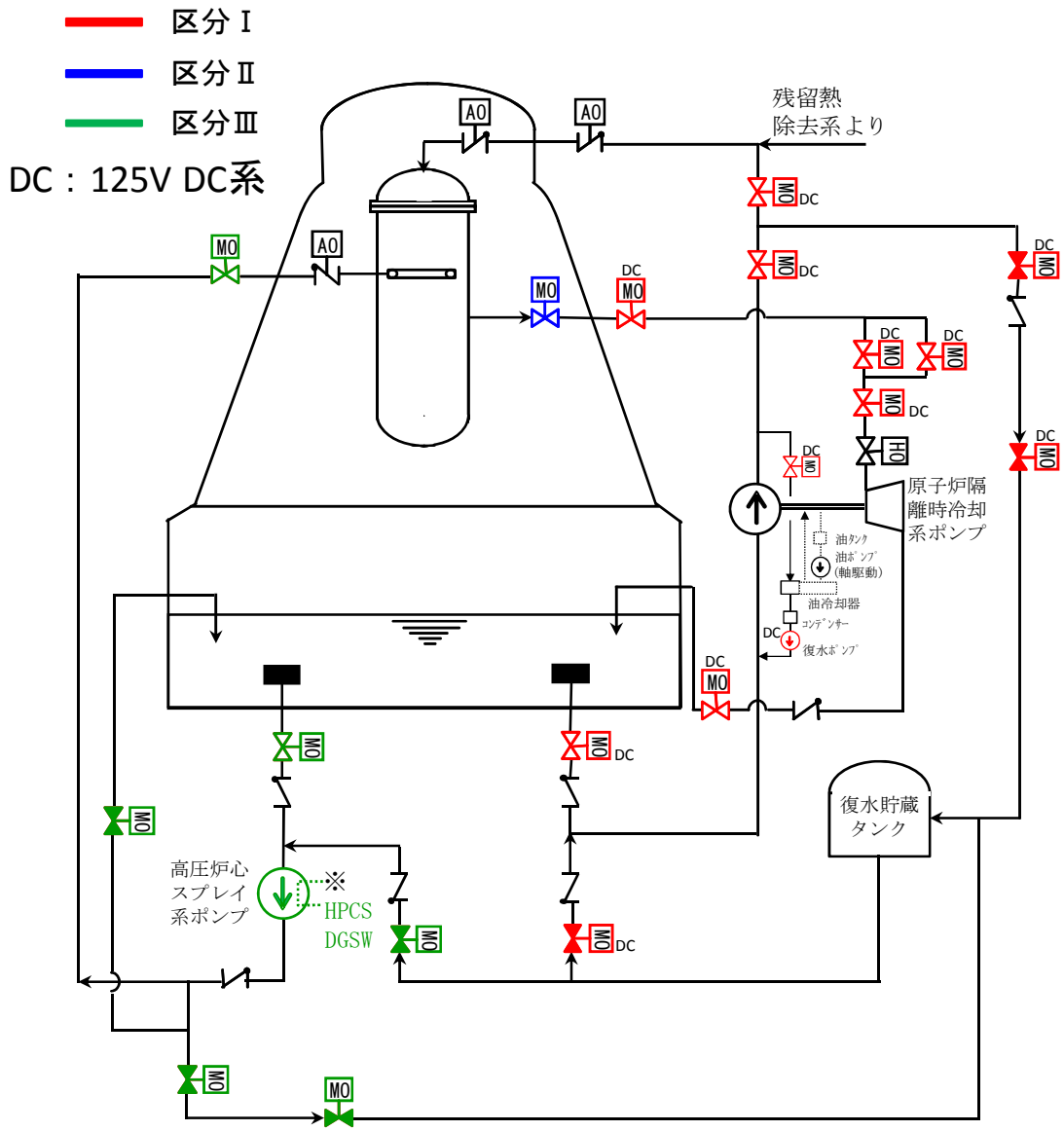
第 3-1 図　逃がし安全弁／自動減圧系　系統概略図

No.	4	
安全機能	原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	
系統・機器	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 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） 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）	
多重性又は多様性	有	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については，再循環系からの取出し配管が単一設計となっているものの，以下に示す系統の組合せにより，複数の除熱手段を有しているため，多様性を有している。 ①残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ②原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系を用いた原子炉への注水後，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）によりサプレッション・プールに移行した崩壊熱及び残留熱を残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）により除去する。 ここで，②の手段は，①と同様に残留熱除去系の熱交換器により除熱するものであり，十分な除熱能力を有している。
独立性	有	(1)残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系），及び逃がし安全弁（手動逃がし機能）は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)各系統は，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 逃がし安全弁（手動逃がし機能）は，溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし，火災については，窒素充填された格納容器内に設置されていることから，火災の影響により機能喪失しない設計としている。 (3)原子炉の減圧を行う逃がし安全弁（手動逃がし機能）の電源は区分Ⅰから供給されており，自動減圧系（手動逃がし機能）は区分 Ⅰ，区分Ⅱのそれぞれの直流電源で動作させることができる。 原子炉への注水を行う系統の電源，冷却水については，残留熱除去系のＡ系が区分 Ⅰ，Ｂ系が区分Ⅱ，高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲ，原子炉隔離時冷却系が直流電源（区分Ⅰ）から供給している。 また，除熱を行う残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の電源及び冷却水は，Ａ系が区分Ⅰ，Ｂ系が区分Ⅱから供給している。 このように，1 系統のサポート系の故障が他の系統の機能に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は，24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 4-1 図　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 第 4-2 図　原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系 第 4-3 図　逃がし安全弁／自動減圧系 第 4-4 図　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）	



空調機	残留熱除去系（A），（B）各ポンプ室の空調機には，それぞれの区分（A系：区分Ⅰ，B系：区分Ⅱ）に応じた電源，冷却水が供給されている。

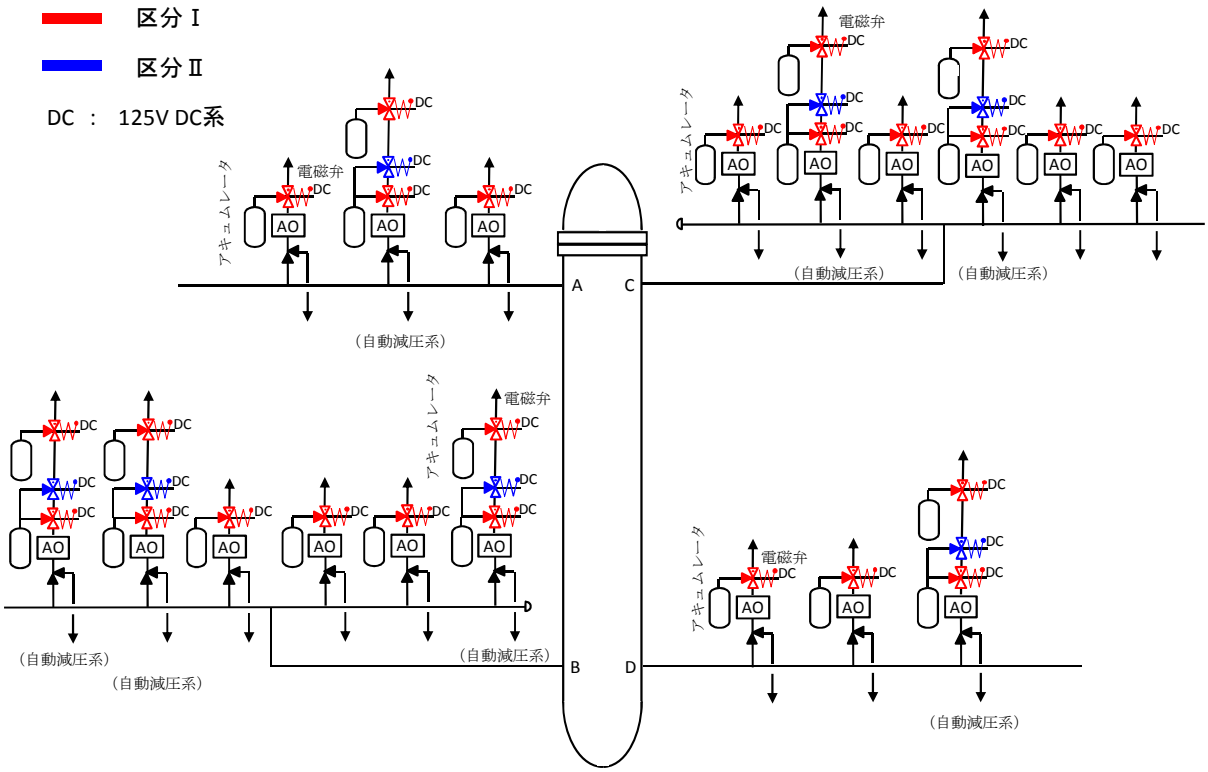
第 4-1 図　残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)　系統概略図



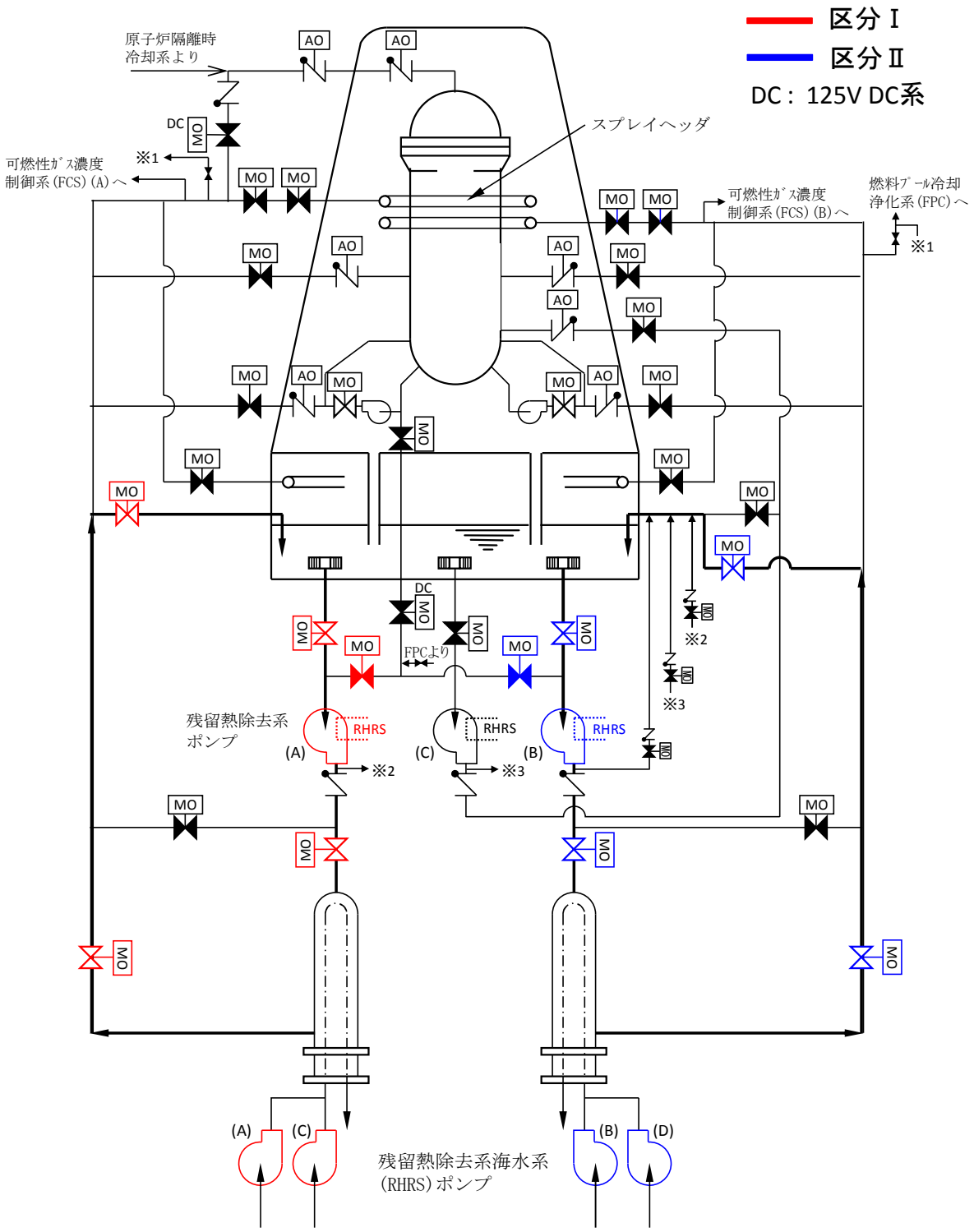
※　：　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には区分Ⅲ，原子炉隔離時冷却系ポンプ室の空調機には区分Ⅰの電源，冷却水が供給されている。

第 4-2 図　原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系　系統概略図



第 4-3 図　逃がし安全弁／自動減圧系　系統概略図



空調機	残留熱除去系（A），（B）各ポンプ室の空調機には，それぞれの区分（A系：区分Ⅰ，B系：区分Ⅱ）に応じた電源，冷却水が供給されている。

第 4-4 図　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）　系統概略図

原子炉への注水及びサプレッション・プール冷却による崩壊熱除去の成立性について

1. 目的

原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能において，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の代替として以下の手段による崩壊熱の除去が成立することを確認する。

・代替手段：原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系を用いた原子炉への注水後，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）によりサプレッション・プールに移行した崩壊熱を残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）により除去する。

具体的な確認方法として，原子炉停止時冷却系を使用する時期における炉心の崩壊熱に対して，代替手段による原子炉への注水流量及びサプレッション・プールの除熱量が十分であることを確認する。

2. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用時期について

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の最高使用圧力は原子炉圧力 0.93MPa[gage]であり，このときの飽和温度は約 181.2℃となる。

定格運転時の原子炉圧力 6.93MPa[gage]に相当する飽和温度は約 285.8℃であることから，原子炉停止後に最大温度変化率（55℃／h）で冷却を行った場合，最短で原子炉停止から約 1.9 時間後に原子炉停止時冷却系を使用する可能性がある。

3. 原子炉への注水流量の妥当性について

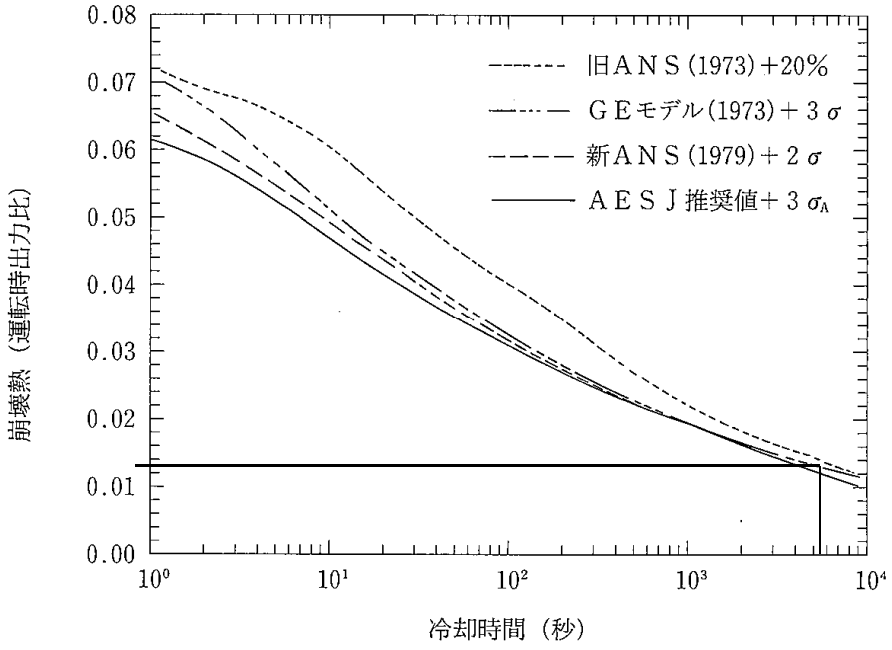
原子炉停止後の崩壊熱の推移を第1図に示す。

原子炉停止後約1.9時間（約6,847秒）が経過すると，崩壊熱は定格熱出力の1.4%未満となる。

定格熱出力は3,293MWであるため，その1.4%である46.1MWの崩壊熱による冷却材の蒸発を補えるだけの注水ができれば，燃料の冠水状態を維持することができる。

保守的に，原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa[gage]）条件下で冷却材の蒸発潜熱のみに期待する場合，原子炉水位を維持するために必要となる注水流量は約119m^3／hとなる。

原子炉隔離時冷却系の注水流量は約136m^3／h以上，高圧炉心スプレイ系の注水流量は約1,440m^3／hであるため，どちらかの系統による注水を実施することにより炉心の冠水を維持することができる。



第1図　原子炉停止後の崩壊熱の推移

（軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価に用いる崩壊熱データについて（平成4年6月11日原子力安全委員会了承）抜粋，一部加筆）

4.　サプレッション・プールの除熱量の妥当性について

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱量については，定格熱出力の 1.4％に相当する 46.1MW の崩壊熱が全量サプレッション・プールに移行した場合であっても，サプレッション・プール水温がその制限である 104℃を超えなければ，十分な除熱能力を有していると言える。

残留熱除去系の熱交換器による除熱量はサプレッション・プール水温に依存しており，水温が高くなると除熱量は大きくなることから，ある水温において除熱量が崩壊熱を上回ることが確認されれば，それ以上の水温上昇は起こらない。

ここで，サプレッション・プール水温が 100℃のときの除熱量は約 45.6×10^{6} kcal／h（＝約 53MW）であり，炉心で発生する崩壊熱 46.1MW を上回るため，水温は 100℃以上に上昇することはない。

したがって，サプレッション・プール冷却系の運転を行うことにより，サプレッション・プール水温は制限値である 104℃を超えることはない。

5. 結論

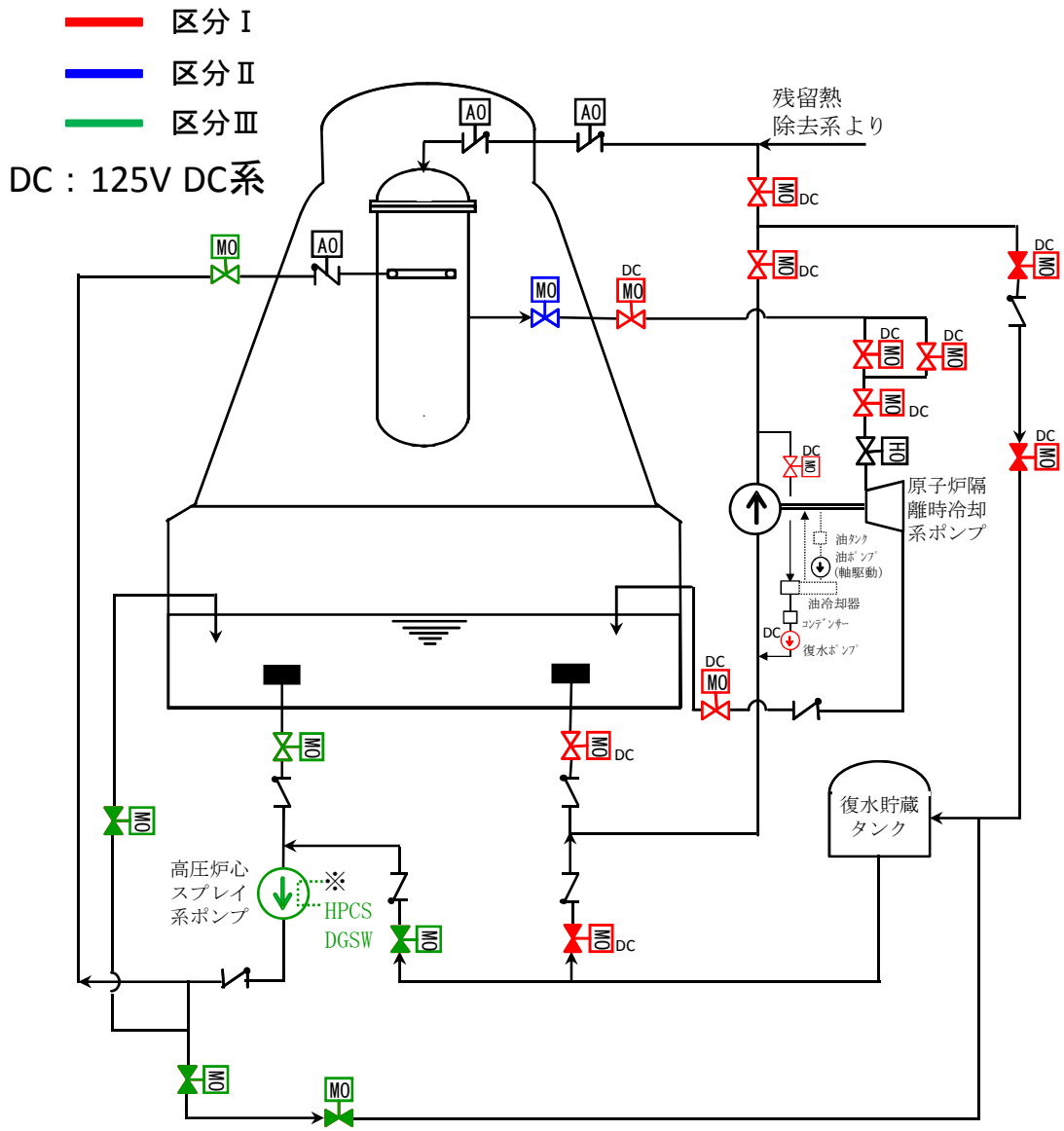
上記の結果より，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の代替手段による原子炉への注水量及びサプレッション・プールの除熱量は，十分な容量を有している。

また，原子炉の崩壊熱は時間とともに減少し，崩壊熱の除去に要する注水量及び除熱量も減少するため，原子炉停止時冷却系の代替手段によって燃料の冠水状態を維持し，サプレッション・プール水温も制限値未満の状態を維持することが可能である。

したがって，原子炉への注水及びサプレッション・プールの冷却

による崩壊熱の除去は原子炉停止時冷却系の代替手段として成立すると考えられる。

No.	5	
安全機能	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	
系統・機器	原子炉隔離時冷却系	
	高圧炉心スプレイ系	
多重性又は多様性	有	原子炉隔離時冷却系はタービン駆動のポンプにより原子炉への注水を行う系統であり，高圧炉心スプレイ系は電動のポンプにより原子炉への注水を行う系統である。 上記のとおり，動作原理の異なる複数のポンプにより原子炉への注水を行うことが可能であり，多様性を有している。
独立性	有	(1)原子炉隔離時冷却系と高圧炉心スプレイ系は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉隔離時冷却系と高圧炉心スプレイ系は，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)電源，冷却水については，原子炉隔離時冷却系が区分Ⅰ，高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲから供給しており，1 系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は，24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 5-1 図　原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系	

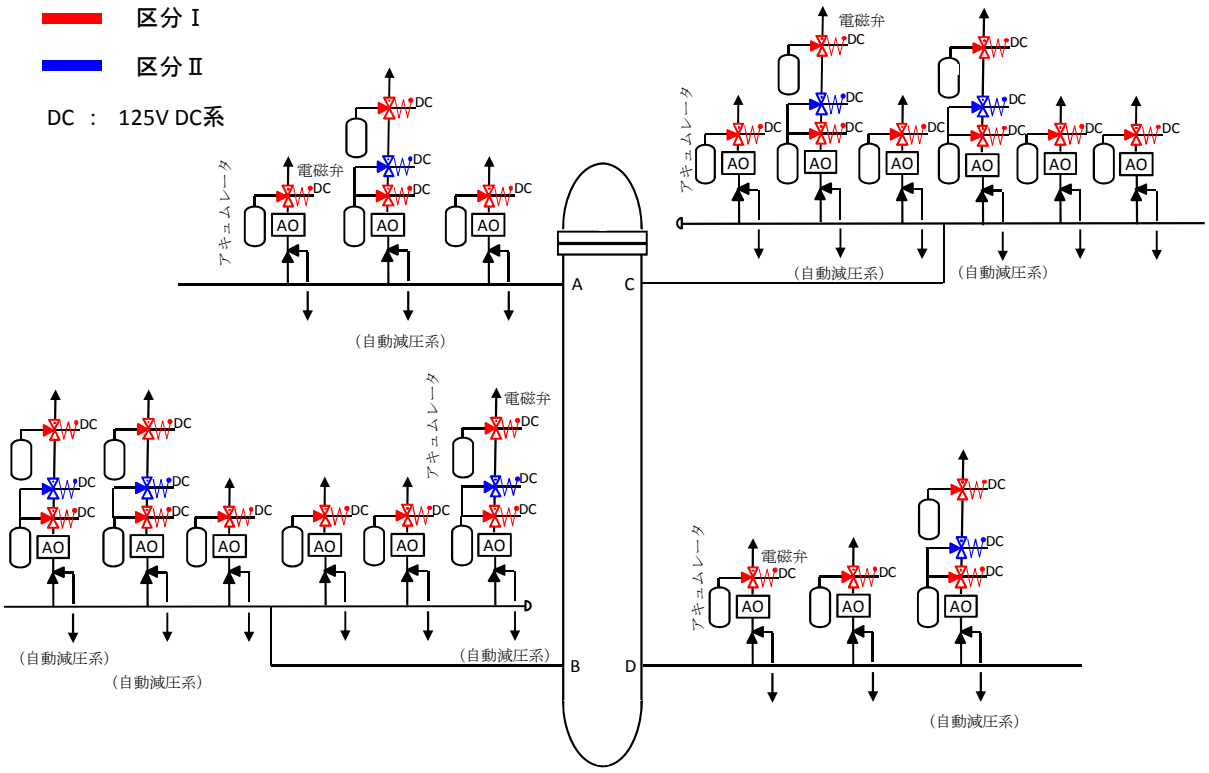


※　：　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（第 19-2 図参照）

空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には区分Ⅲ，原子炉隔離時冷却系ポンプ室の空調機には区分Ⅰの電源，冷却水が供給されている。

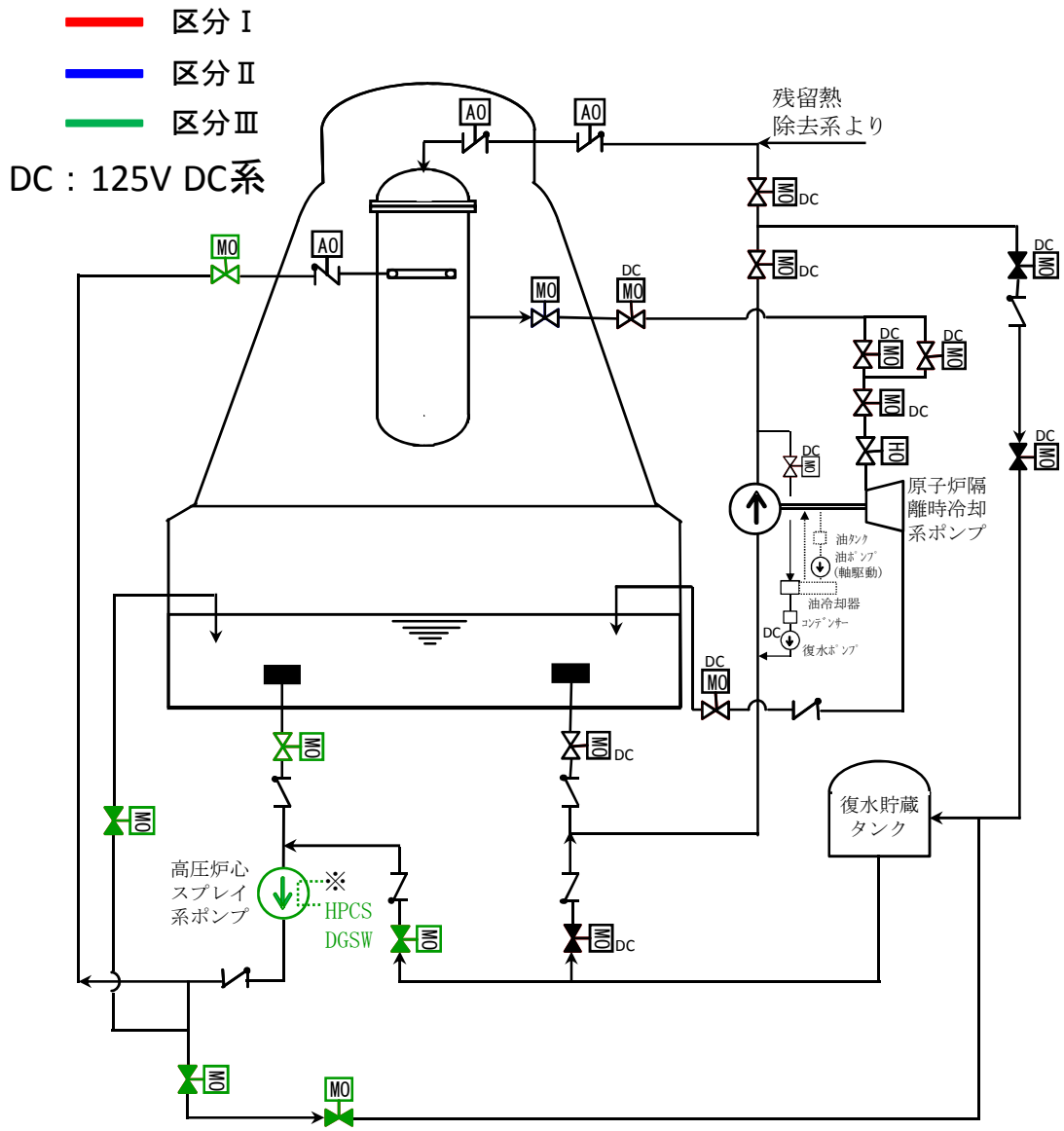
第 5-1 図　原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系　系統概略図

No.	6	
安全機能	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	
系統・機器	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）	
多重性又は多様性	有	逃がし安全弁（手動逃がし機能）は 18 個設置されており，このうち 7 個は自動減圧系（手動逃がし機能）を兼ねている。 これらの弁には全て個別にアキュムレータが設けられ，個別に動作させることが可能な設計としており，多重性を有している。
独立性	有	(1)逃がし安全弁及び自動減圧系は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)逃がし安全弁は，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし，火災については，窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから，火災の影響により機能喪失しない設計としている。 (3)逃がし安全弁は 4 本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。 また，サポート系については，自動減圧系（手動逃がし機能）は区分Ⅰ，区分Ⅱのそれぞれの直流電源で動作させることができ，1 区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は原子炉の減圧状態を維持し続けるため 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 6-1 図　逃がし安全弁／自動減圧系	



第 6-1 図　逃がし安全弁／自動減圧系　系統概略図

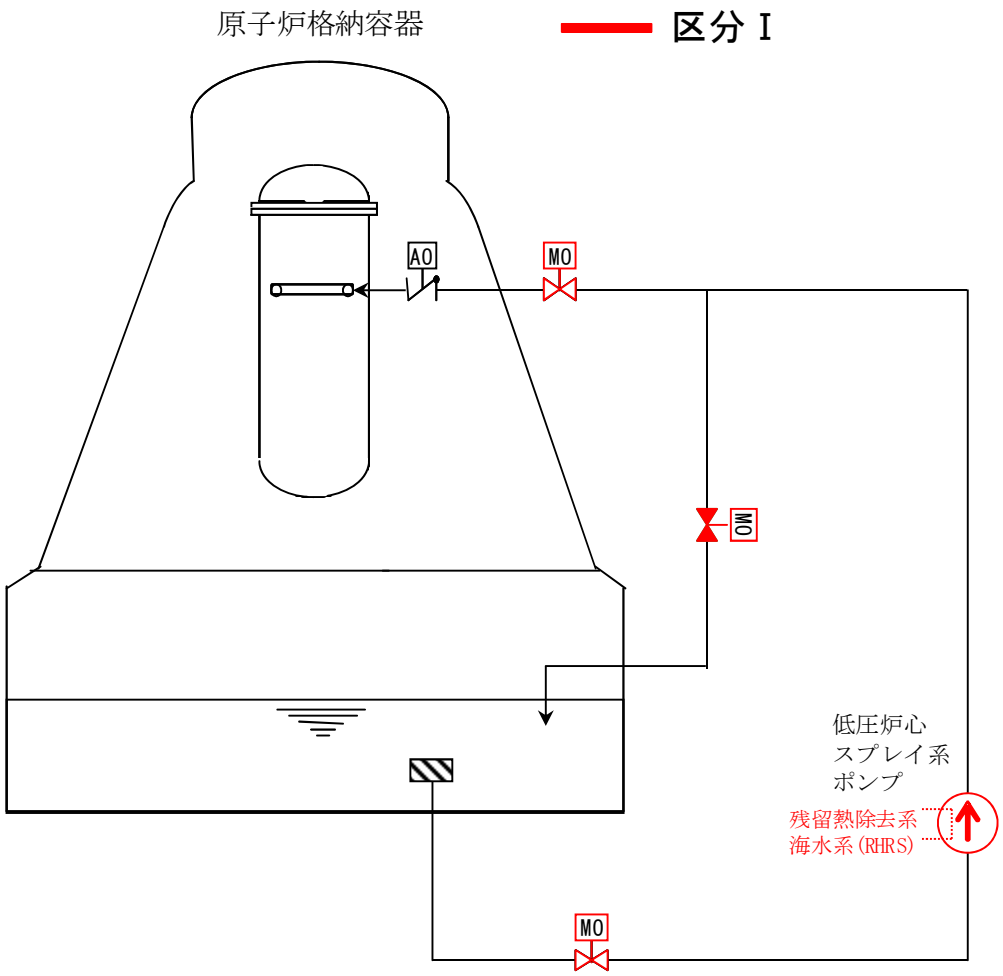
No.	7	
安全機能	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	
系統・機器	高圧炉心スプレイ系	
	自動減圧系（逃がし安全弁）により原子炉を減圧し，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉への注水を行う。	
多重性又は多様性	有	事故後の高圧時における炉心冷却は，高圧炉心スプレイ系又は「自動減圧系による原子炉減圧及び低圧非常用炉心冷却系」によって達成できる設計としている。 設計基準事故「原子炉冷却材喪失」において高圧炉心スプレイ系の故障を仮定した評価を行い,判断基準を満足して事故を収束できることを確認している。 したがって，高圧炉心スプレイ系と「自動減圧系による原子炉減圧及び低圧非常用炉心冷却系」による機能は同等であり，多様性を有している。
独立性	有	(1)各系統は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)対象系統は，全て耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 自動減圧系（逃がし安全弁）は，溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし，火災については，窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから，火災の影響により機能喪失しない設計としている。 (3)電源，冷却水については，残留熱除去系（低圧注水系）Ａ系と低圧炉心スプレイ系が区分Ⅰ，残留熱除去系（低圧注水系）Ｂ系とＣ系が区分Ⅱ，高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲの異なる区分から供給されており，1 系統のサポート系の故障が他の全ての系統に影響を及ぼさないよう設計している。 (4)自動減圧系（逃がし安全弁）は 4 本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。 サポート系については，自動減圧系（逃がし安全弁）は区分 Ⅰ，区分Ⅱのそれぞれの電源で動作させることができ，1 区分の故障によっても機能に影響をおよぼさないよう設計している。 上記(1)～(4)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	―	使用期間は原子炉の減圧を行うまでであり，24 時間未満の短期間。
系統概略図	第 7-1 図　高圧炉心スプレイ系 第 7-2 図　低圧炉心スプレイ系 第 7-3 図　残留熱除去系（低圧注水系） 第 7-4 図　逃がし安全弁／自動減圧系	



※　：　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

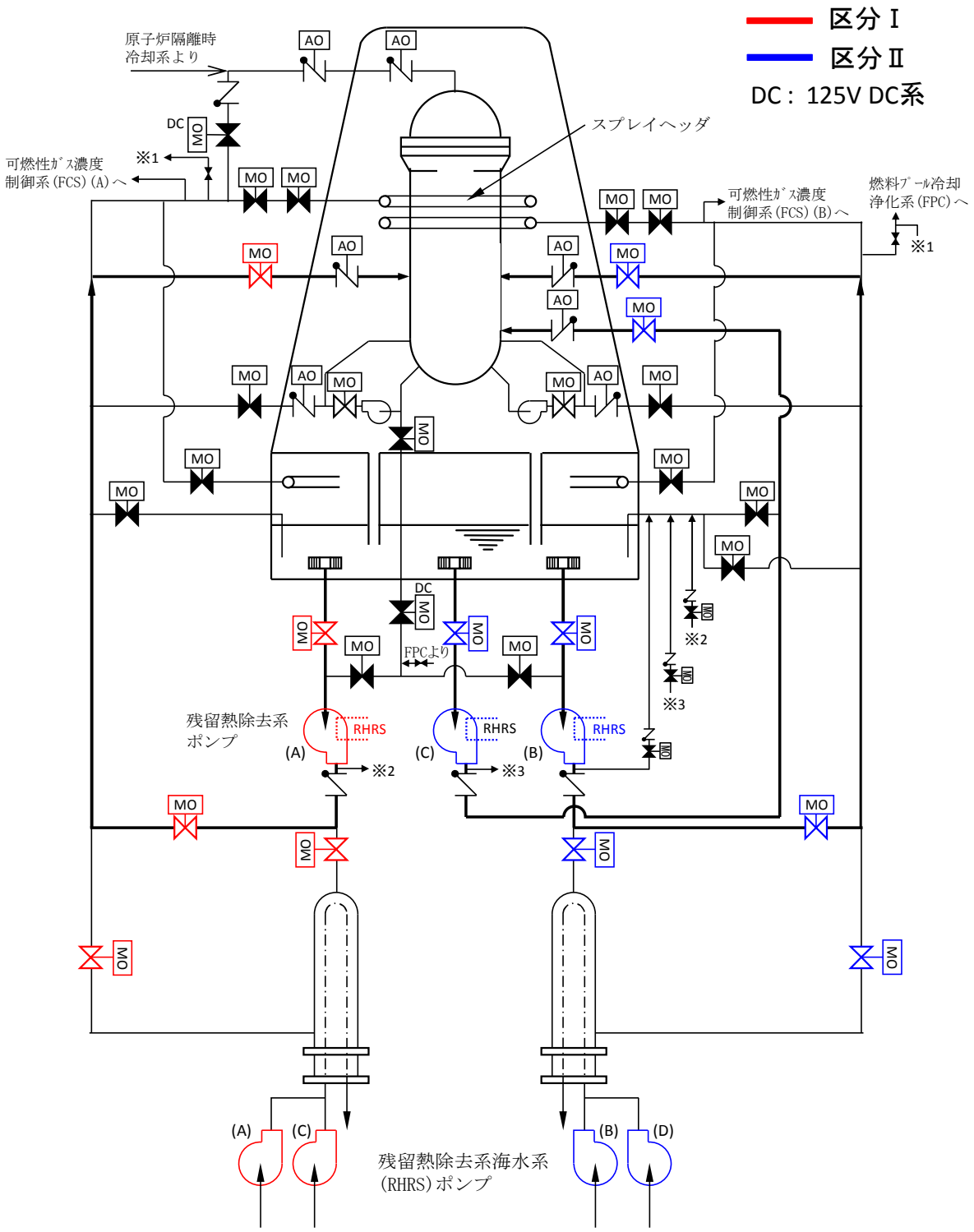
空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には，区分Ⅲの電源，冷却水が供給されている。

第 7-1 図　高圧炉心スプレイ系　系統概略図



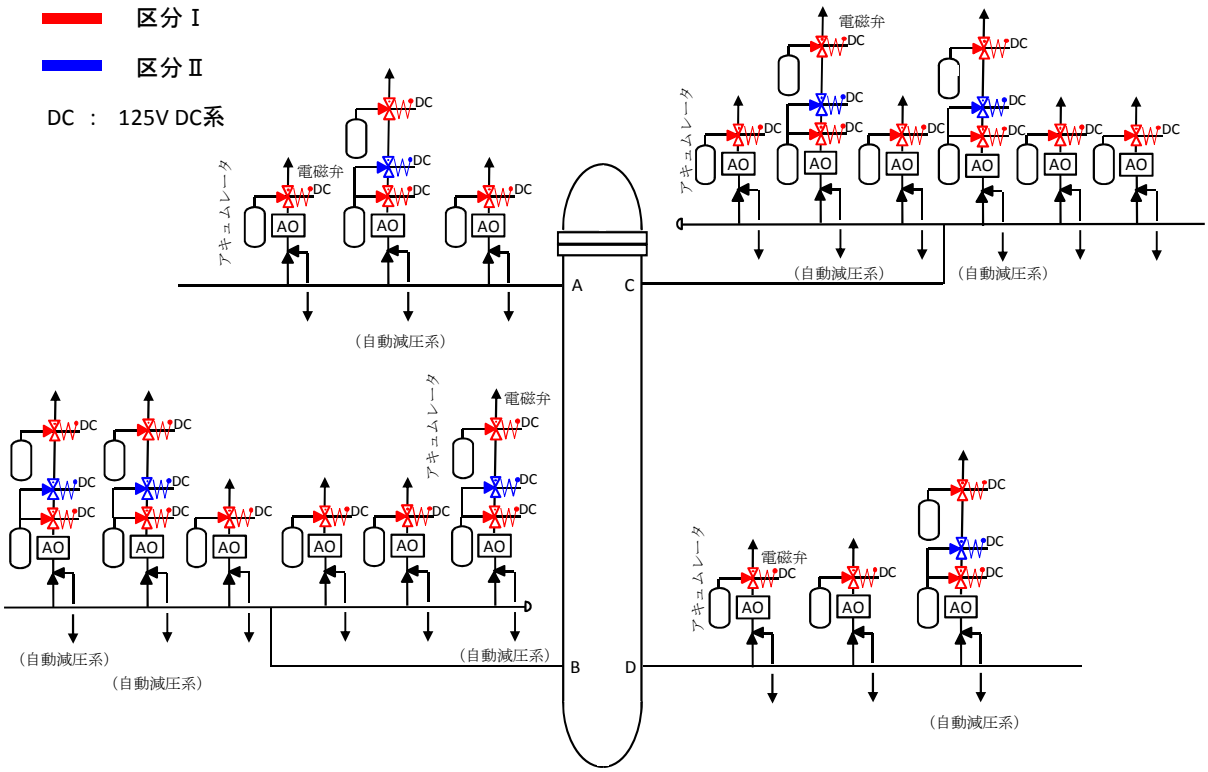
空調機	低圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には，区分Ⅰの電源，冷却水が供給されている。

第 7-2 図　低圧炉心スプレイ系　系統概略図



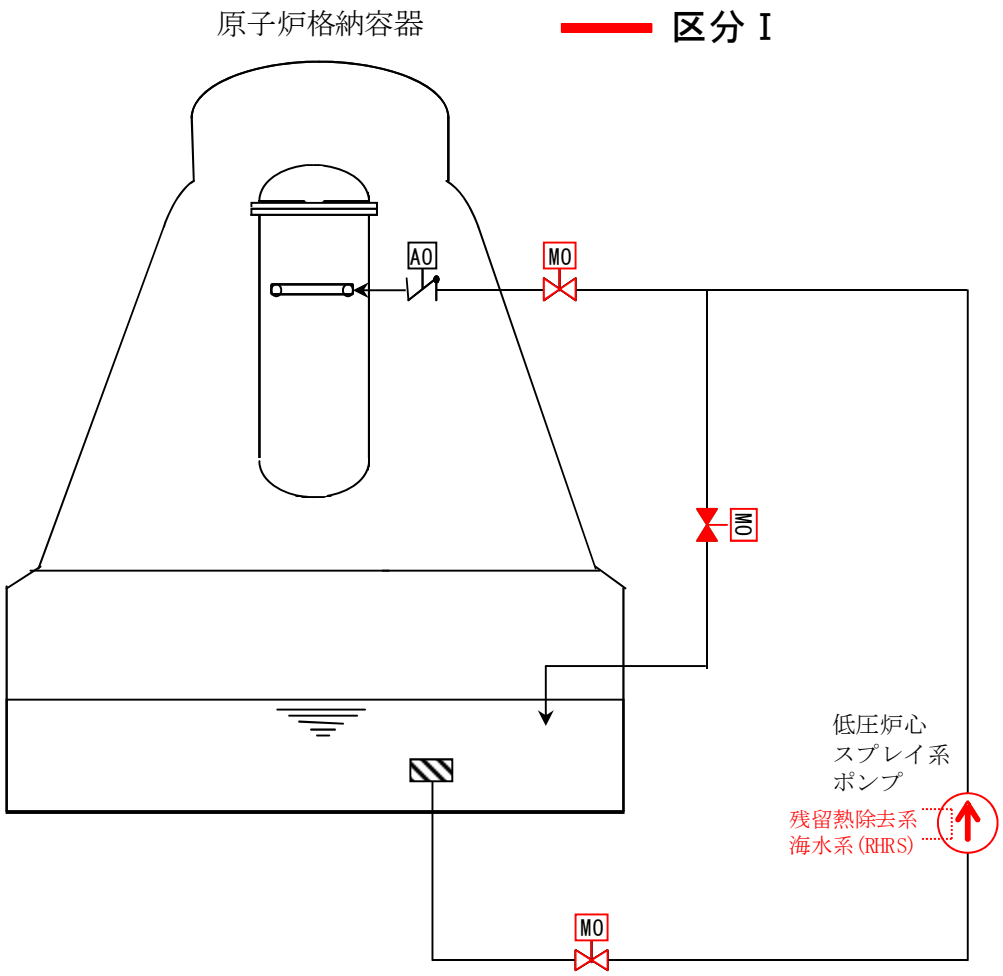
空調機	残留熱除去系（A），（B）（C）各ポンプ室の空調機には，それぞれの区分（A系：区分Ⅰ，B系，C系：区分Ⅱ）に応じた電源，冷却水が供給されている。

第 7-3 図　残留熱除去系（低圧注水系）　系統概略図



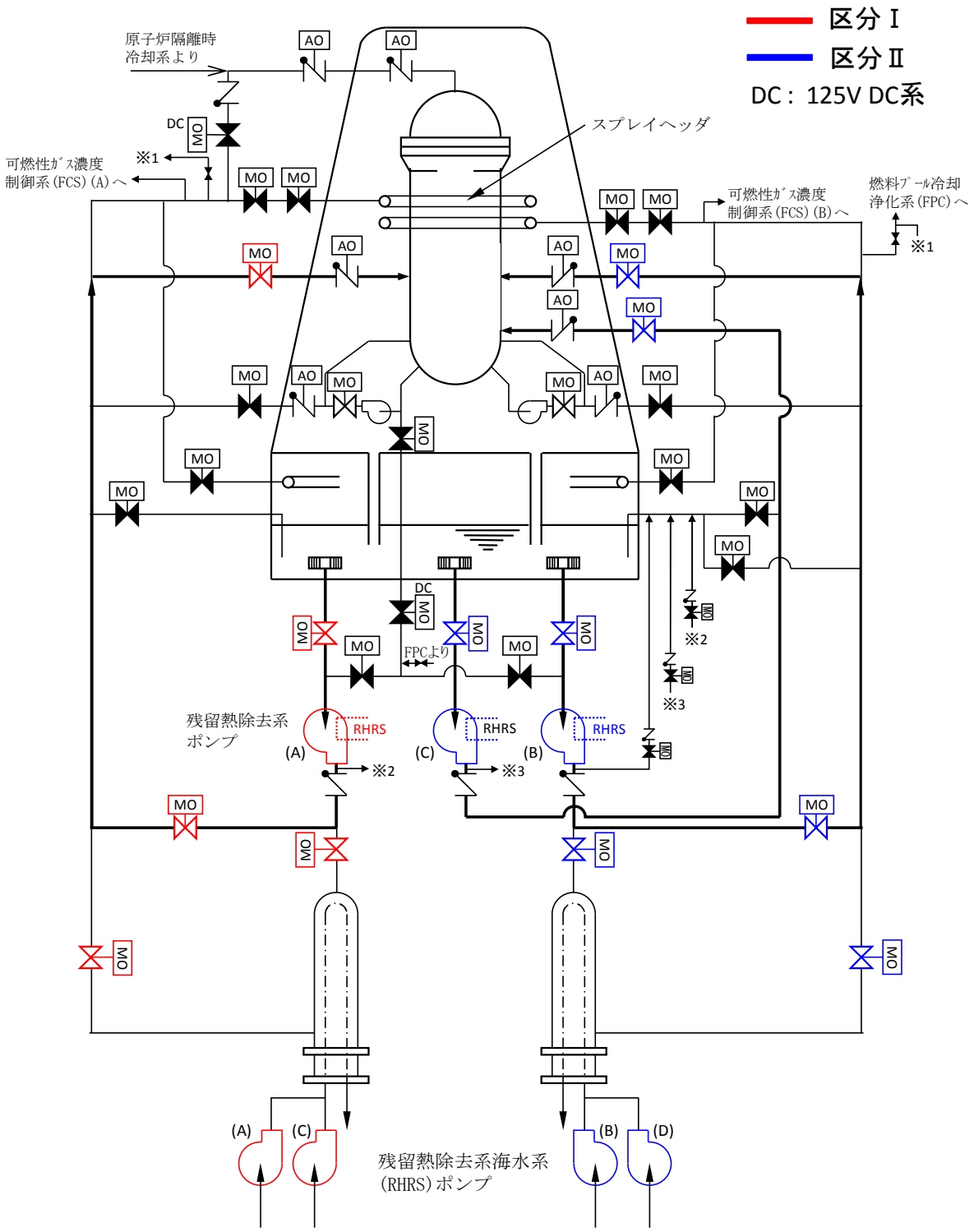
第 7-4 図　逃がし安全弁／自動減圧系　系統概略図

No.	8	
安全機能	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	
系統・機器	低圧炉心スプレイ系	
	残留熱除去系（低圧注水系）	
	高圧炉心スプレイ系	
多重性又は多様性	有	低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系），高圧炉心スプレイ系によって多様性を有している。 また，残留熱除去系（低圧注水系）は3系統設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び高圧炉心スプレイ系は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び高圧炉心スプレイ系は，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)電源，冷却水については，残留熱除去系（低圧注水系）Ａ系と低圧炉心スプレイ系が区分Ⅰ，残留熱除去系（低圧注水系）Ｂ系とＣ系が区分Ⅱ，高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲの異なる区分から供給されており，1 系統のサポート系の故障が他の全ての系統に影響を及ぼさないよう設計している。 (4)残留熱除去系（低圧注水系）のA系とB系はタイラインにより接続しているが，タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置している。当該ラインは主配管と同じ耐震Ｓクラスで設計されており，重要度分類もＭＳ－１で設計しており主配管と同等の信頼性を有している。 上記(1)～(4)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第8-1図　低圧炉心スプレイ系 第8-2図　残留熱除去系（低圧注水系） 第8-3図　高圧炉心スプレイ系	



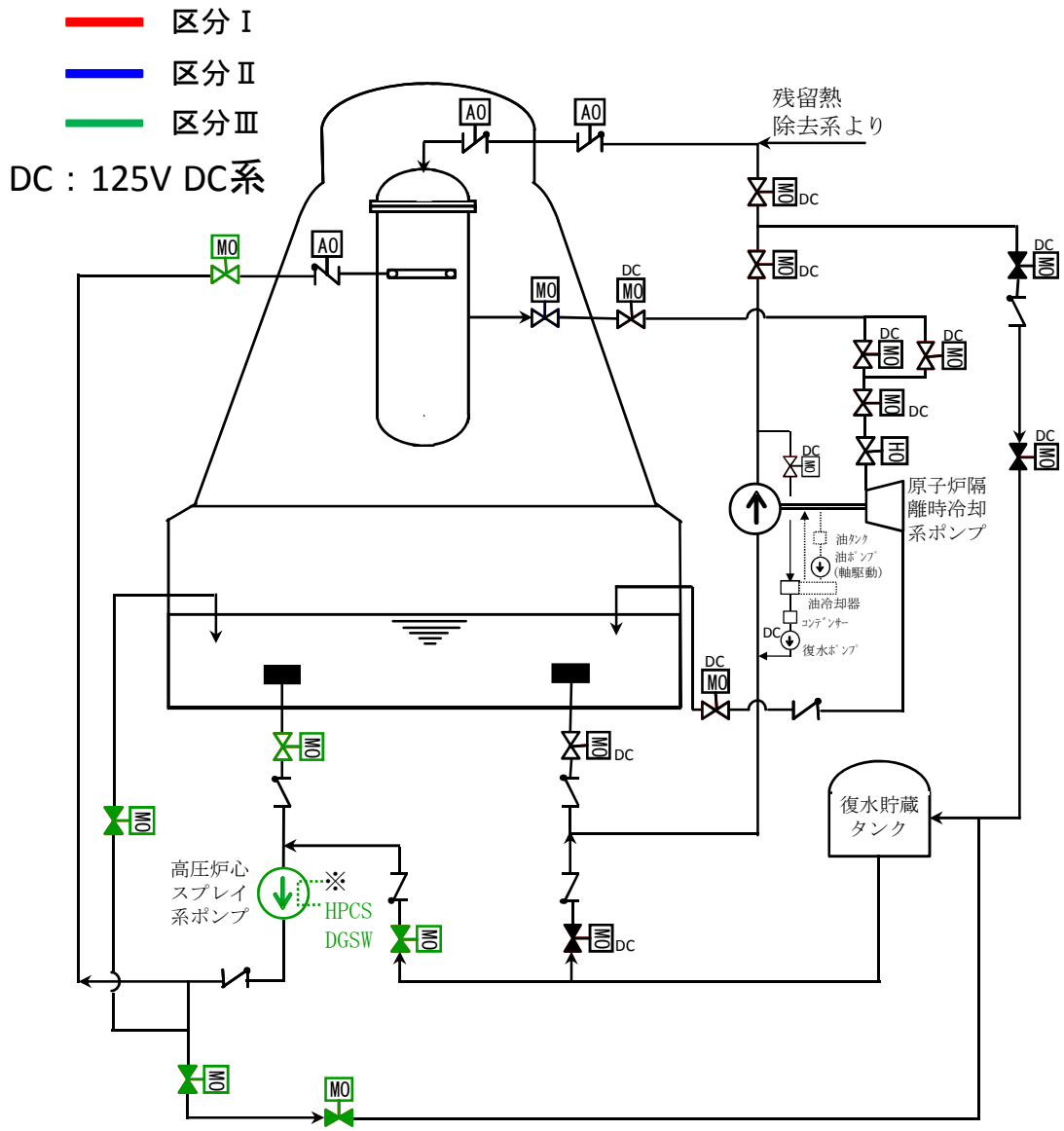
空調機	低圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には，区分Ⅰの電源，冷却水が供給されている。

第 8-1 図　低圧炉心スプレイ系　系統概略図



空調機	残留熱除去系（A），（B）（C）各ポンプ室の空調機には，それぞれの区分（A系：区分Ⅰ，B系，C系：区分Ⅱ）に応じた電源，冷却水が供給されている。

第 8-2 図　残留熱除去系（低圧注水系）　系統概略図

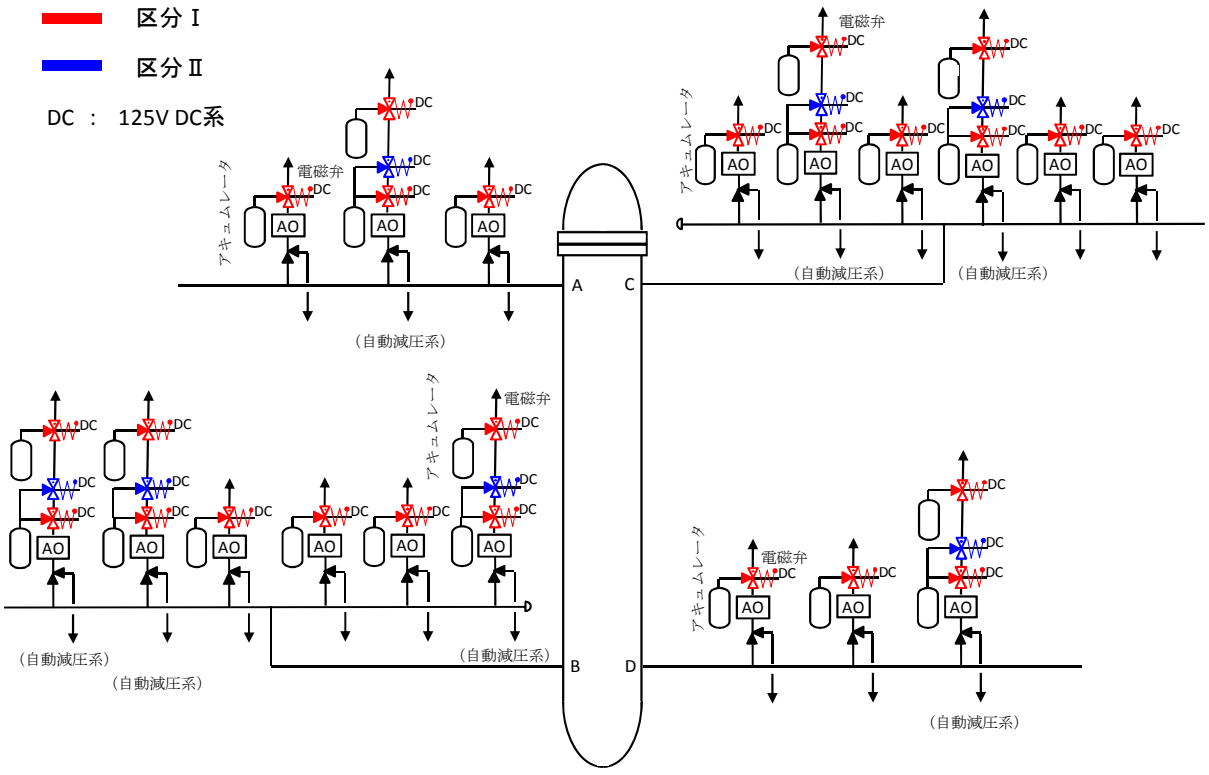


※　：　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には，区分Ⅲの電源，冷却水が供給されている。

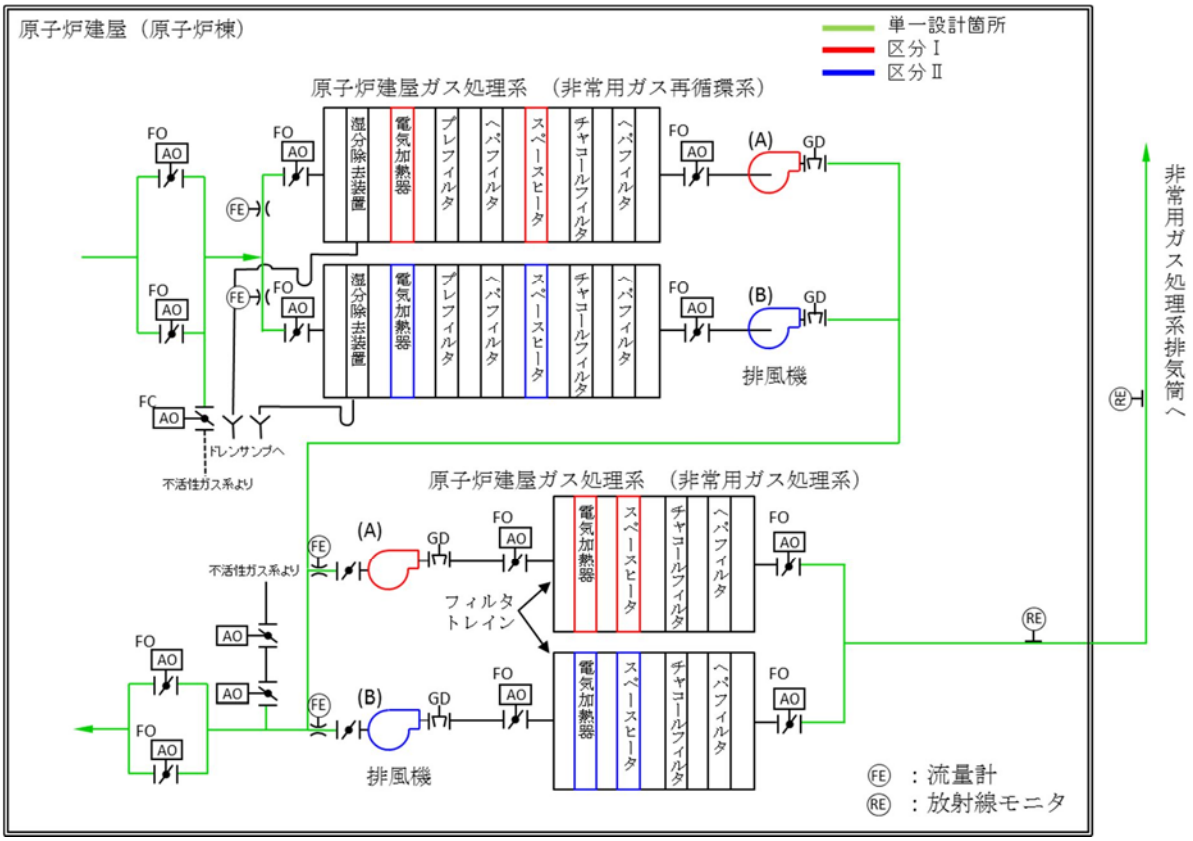
第 8-3 図　高圧炉心スプレイ系　系統概略図

No.	9	
安全機能	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	
系統・機器	自動減圧系（逃がし安全弁）	
多重性又は多様性	有	自動減圧系（逃がし安全弁）は 7 個設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1) 自動減圧系（逃がし安全弁）は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2) 自動減圧系（逃がし安全弁）は，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし，火災については，自動減圧系（逃がし安全弁）が窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから，火災の影響により機能喪失しないよう設計している。 (3) 逃がし安全弁（逃がし安全弁）は 4 本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。 サポート系については，自動減圧系は区分 Ⅰ，区分Ⅱのそれぞれの直流電源で動作させることができ，1 区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	―	使用期間は，自動減圧系により原子炉の減圧が完了するまでであり，24 時間未満の短期間。
系統概略図	第 9-1 図　逃がし安全弁／自動減圧系	



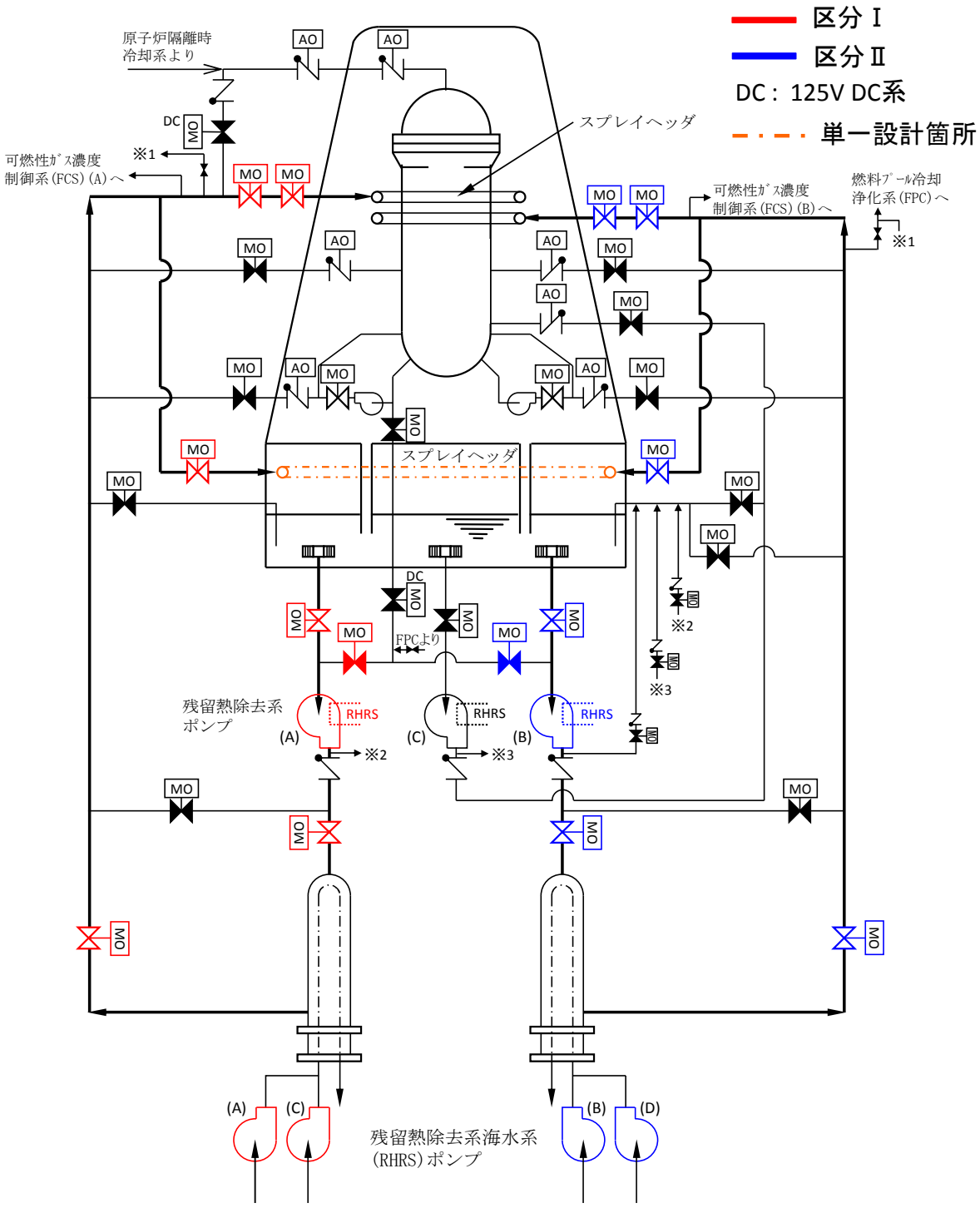
第 9-1 図　逃がし安全弁／自動減圧系　系統概略図

No.	10	
安全機能	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	
系統・機器	原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系，非常用ガス処理系）	
多重性又は多様性	無	原子炉建屋ガス処理系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。 ただし，配管の一部が単一設計となっている。
独立性	有	(1)原子炉建屋ガス処理系は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉建屋ガス処理系は，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水については影響軽減対策を実施し，火災についても火災の発生防止対策を実施することで，機能喪失しないよう設計する。 (3)原子炉建屋ガス処理系の動的機器，フィルタユニットは 2 系統あり，電源はそれぞれ異なる区分から供給しており，1 系統のサポート機能の故障により両系統が機能喪失しないよう設計されている。 また，非常用ガス再循環系のフィルタユニットのドレンラインはそれぞれ異なる床ドレンファンネルに排水しており，2 系統が同時に機能喪失することはない。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 10-1 図　原子炉建屋ガス処理系	



第 10-1 図　原子炉建屋ガス処理系　系統概略図

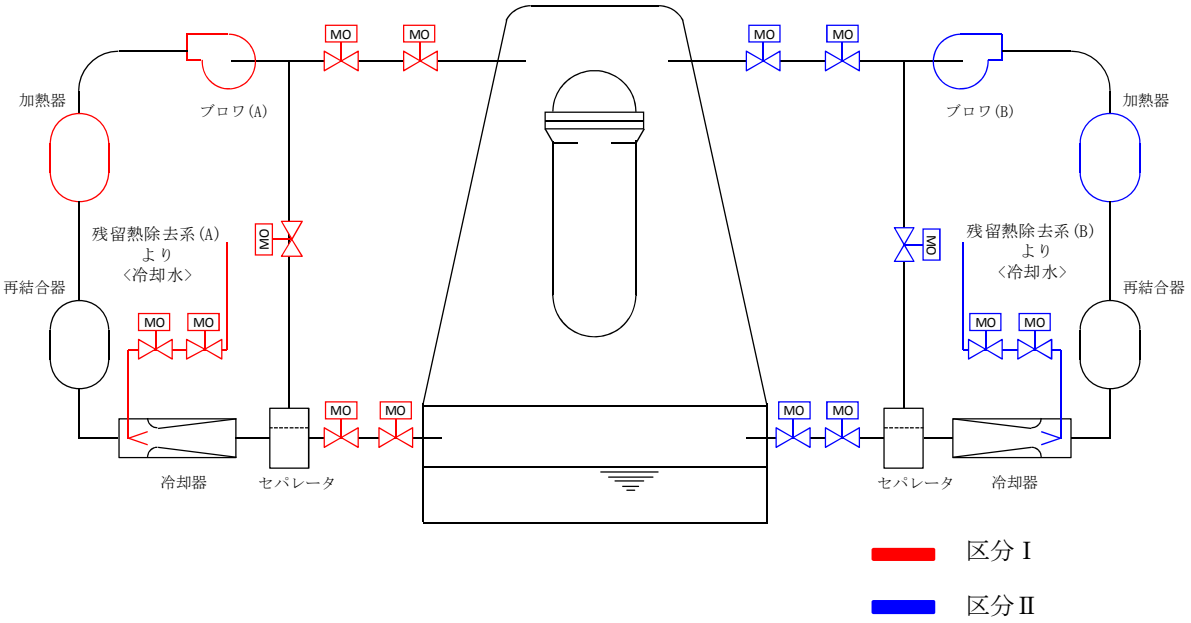
No.	11	
安全機能	格納容器の冷却機能	
系統・機器	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	
多重性又は多様性	無	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の動的機器は多重性を有している。 ただし，スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）は単一設計となっている。
独立性	有	(1)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は2系統あり，系統分離が図られているが，スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）については単一設計であって，2系統と接続している。 (3)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (4)電源，冷却水については，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のＡ系が区分Ⅰ，Ｂ系が区分Ⅱの異なる区分から供給されており，1 系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 (5)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のA系とB系はタイラインにより接続しているが，タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置している。当該ラインは主配管と同じ耐震Ｓクラスで設計されており，重要度分類もＭＳ－１で設計しており主配管と同等の信頼性を有している。 上記(1)～(5)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第11-1図　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	



空調機	残留熱除去系（A），（B）各ポンプ室の空調機には，それぞれの区分（A系：区分Ⅰ，B系：区分Ⅱ）に応じた電源，冷却水が供給されている。

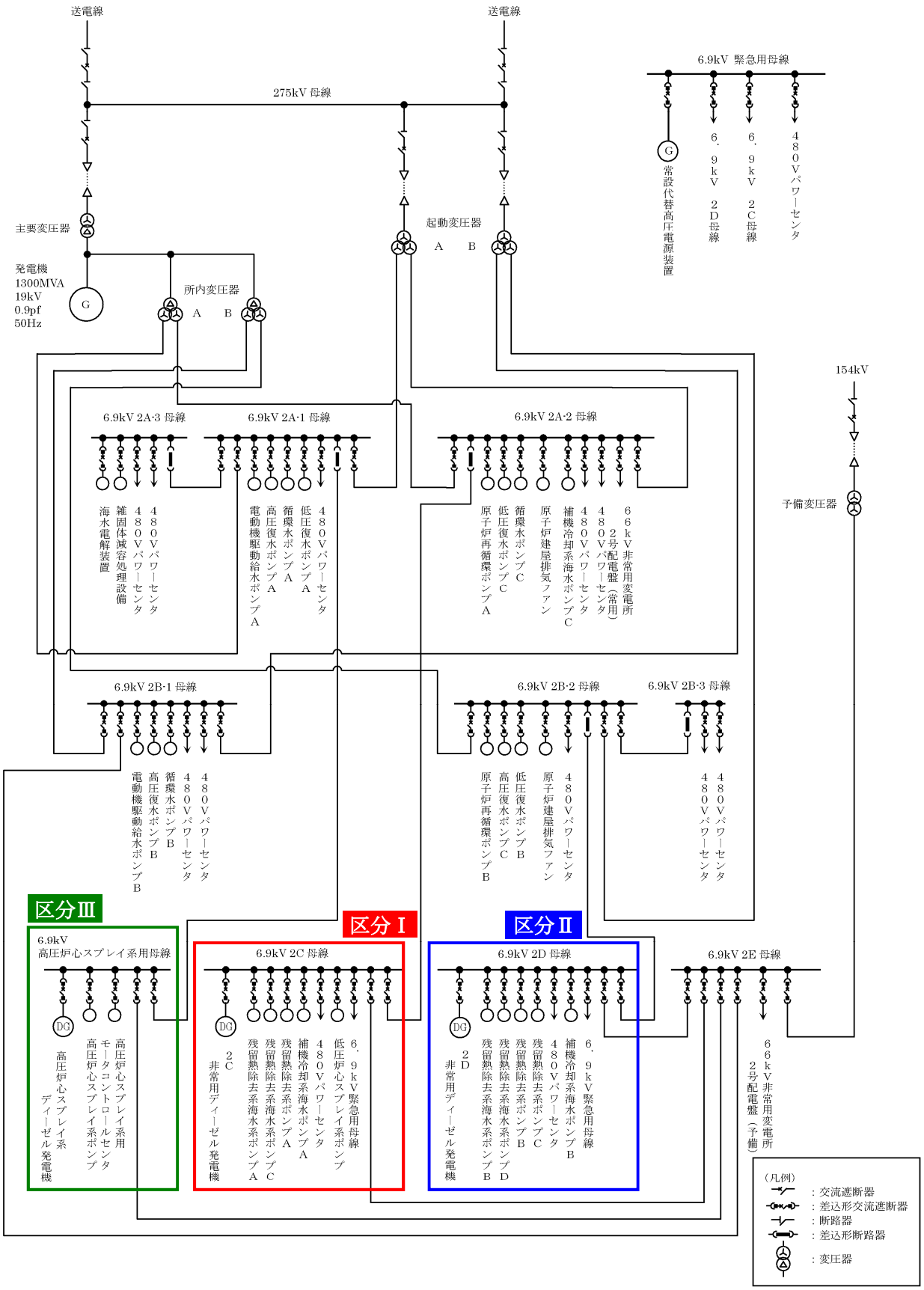
第 11-1 図　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）　系統概略図

No.	12	
安全機能	格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能	
系統・機器	可燃性ガス濃度制御系	
多重性又は多様性	有	可燃性ガス濃度制御系は 2 系統設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1) 可燃性ガス濃度制御系は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2) 可燃性ガス濃度制御系は 2 系統あり，系統分離が図られている。 (3) 可燃性ガス濃度制御系は，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (4) 電源，冷却水については，可燃性ガス濃度制御系のＡ系が区分Ⅰ，Ｂ系が区分Ⅱの異なる区分から供給しており，1 系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(4)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 12-1 図　可燃性ガス濃度制御系	



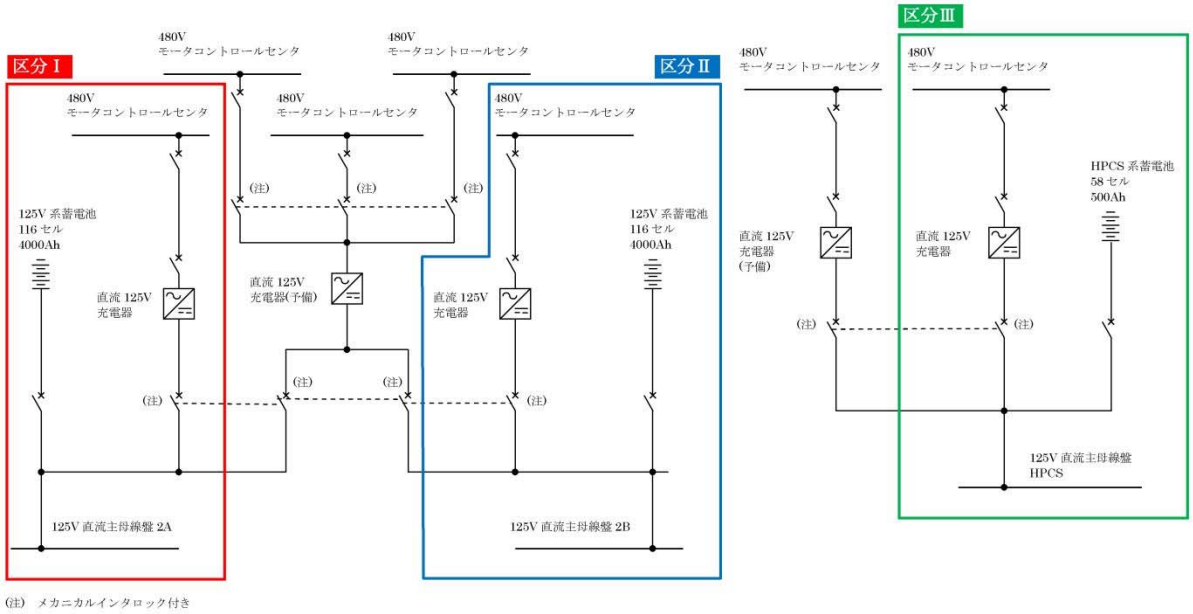
第 12-1 図　可燃性ガス濃度制御系　系統概略図

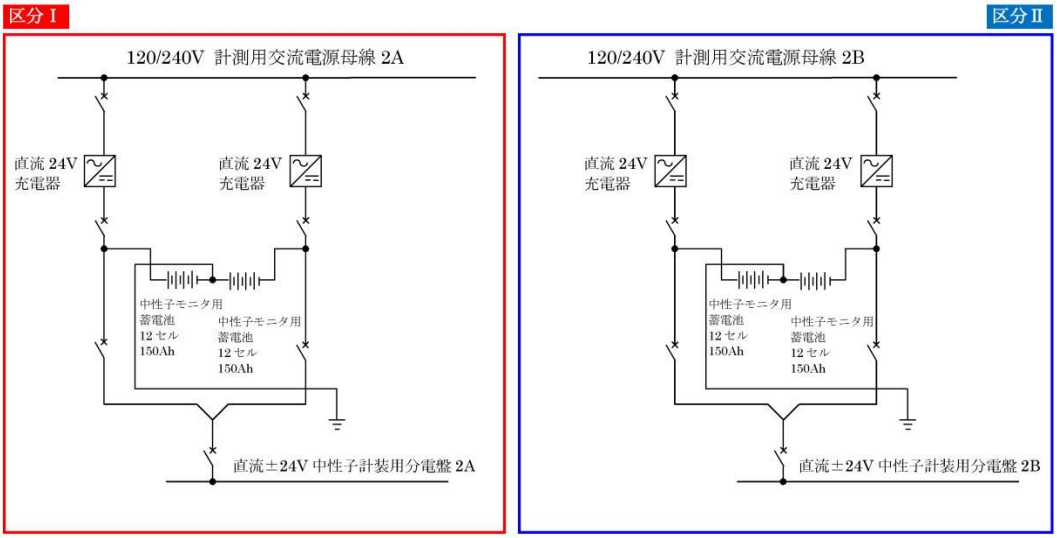
No.	13	
安全機能	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	
系統・機器	非常用電源系（交流）	
多重性又は多様性	有	非常用電源系（交流）は3区分設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)非常用所内電源設備は，いずれも二次格納施設外の環境条件において，空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計されている。 (2)非常用所内電源設備は，いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわない設計とする。 (3)非常用所内電源設備は，異なる区分間を接続する電路には複数のしゃ断器を設置しており，電気事故が発生した場合でも確実に電気的な分離ができるよう設計されている。また，電路においても物理的に分離が図られている。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第13-1図　非常用所内電源設備	



第 13-1 図　非常用所内電源設備　系統概略図

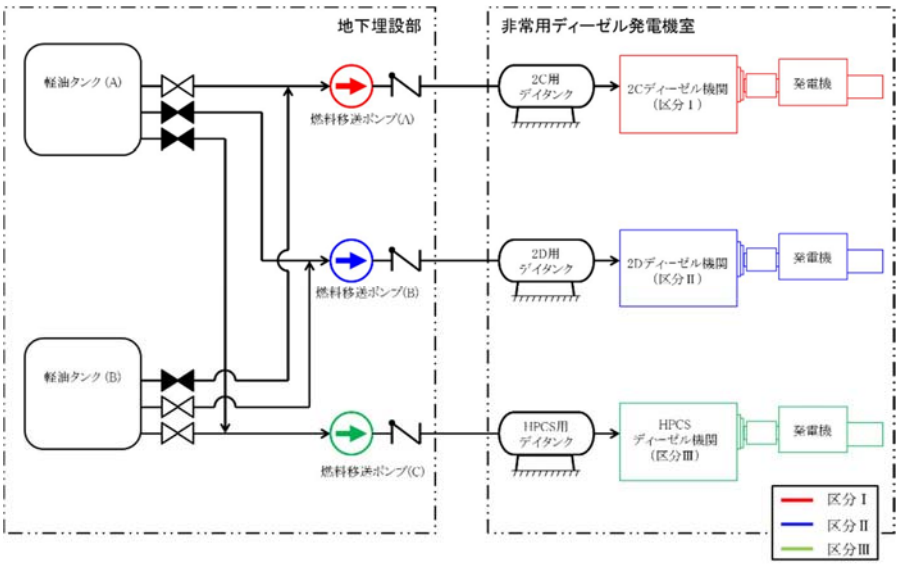
No.	14	
安全機能	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	
系統・機器	非常用所内電源系（直流電源系統）	
多重性又は多様性	有	非常用所内電源系（直流電源系統）の非常用所内電源，中性子モニタ用はそれぞれ 3 区分，2 区分設置しており，それぞれ多重性を有している。
独立性	有	(1)非常用所内電源系（直流電源系統）は，いずれも二次格納施設外の環境条件において，空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計されている。 (2)非常用所内電源系（直流電源系統）は，いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)非常用所内電源系（直流電源系統）は，それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また，電路においても物理的に分離が図られている。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 14-1 図　非常用所内電源設備（直流電源系）	



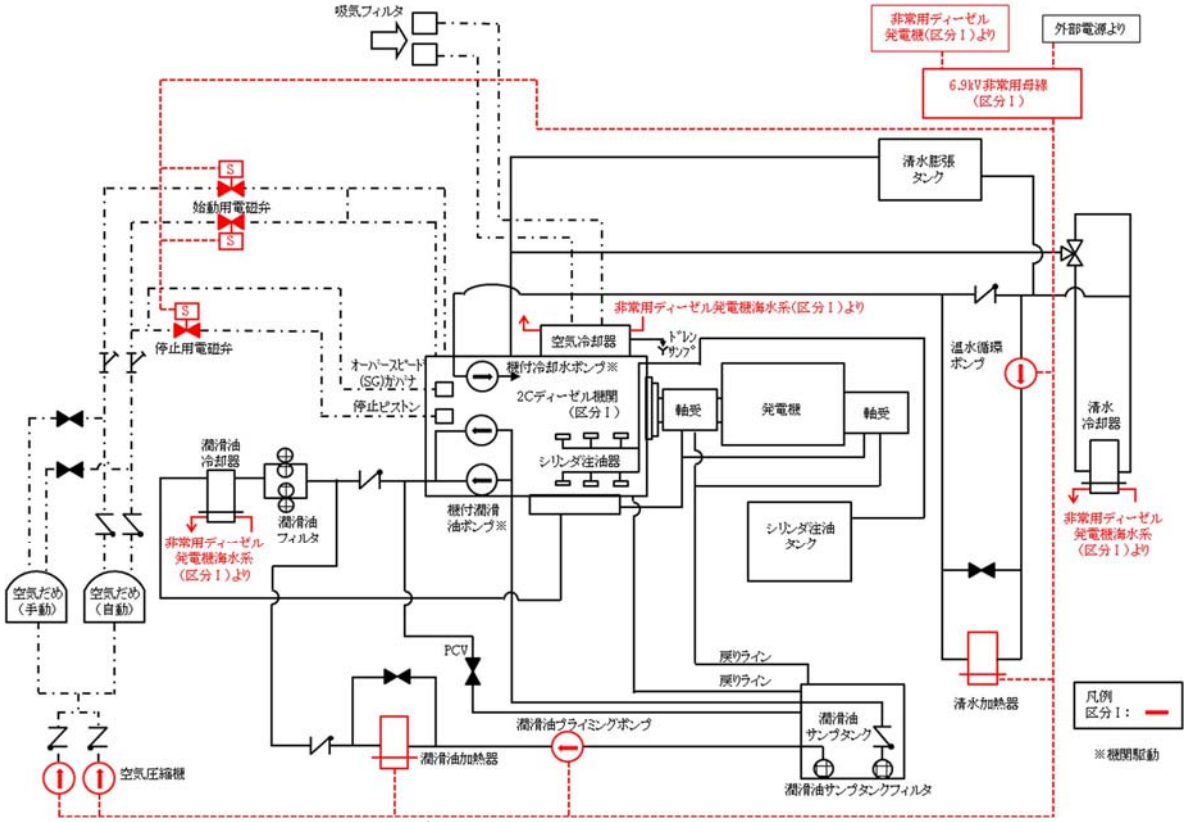


第 14-1 図　非常用所内電源設備（直流電源系）　系統概略図

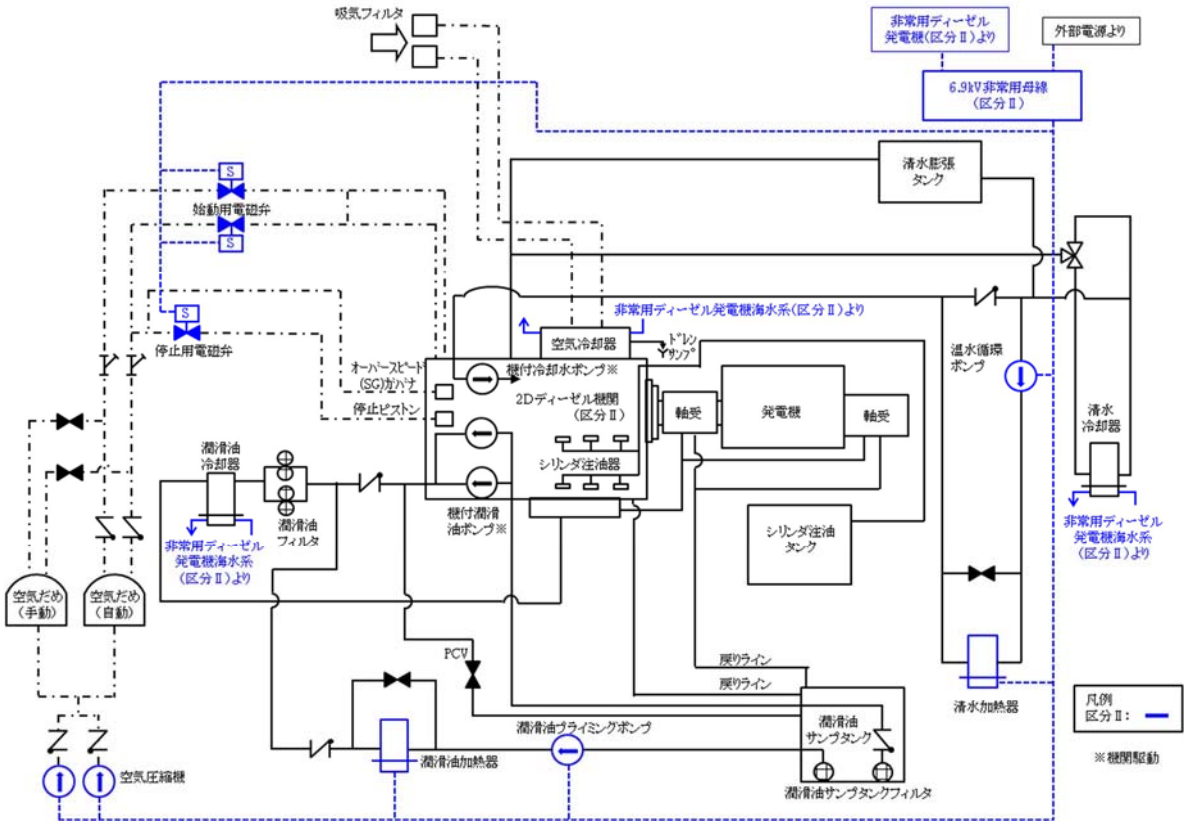
No.	15	
安全機能	非常用の交流電源機能	
系統・機器	ディーゼル発電機設備	
多重性又は多様性	有	ディーゼル発電機設備は非常用ディーゼル発電機 2 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台の，計 3 台設置している。 また，各々のディーゼル発電機には専用のサポート系（潤滑油系，冷却水系及び燃料移送系）を設置しており，多重性を有している。 現有設備では，軽油貯蔵タンクが 1 基であり，単一設計となっている。しかし，今回の申請にて軽油貯蔵タンクは 2 基に変更し，多重性を有する設計とする。
独立性	有	(1)ディーゼル発電機設備は，原子炉建屋附属棟内に設置しており，二次格納施設外の環境条件において，空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計している。 (2)ディーゼル発電機設備は，いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。 また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)電源，補機冷却系はそれぞれ区分が異なる系統（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）から供給されている。 (4)軽油貯蔵タンクは，耐震Ｓクラス設備として設計するとともに，独立性を有する設計とする。 上記(1)～(4)により，共通要因又は従属要因によって全ての系統又は機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 15-1 図　ディーゼル発電機設備燃料輸送系 第 15-2-1 図　ディーゼル発電機設備（２Ｃ） 第 15-2-2 図　ディーゼル発電機設備（２Ｄ） 第 15-2-3 図　ディーゼル発電機設備（ＨＰＣＳ） 第 15-3 図　ディーゼル室換気系	



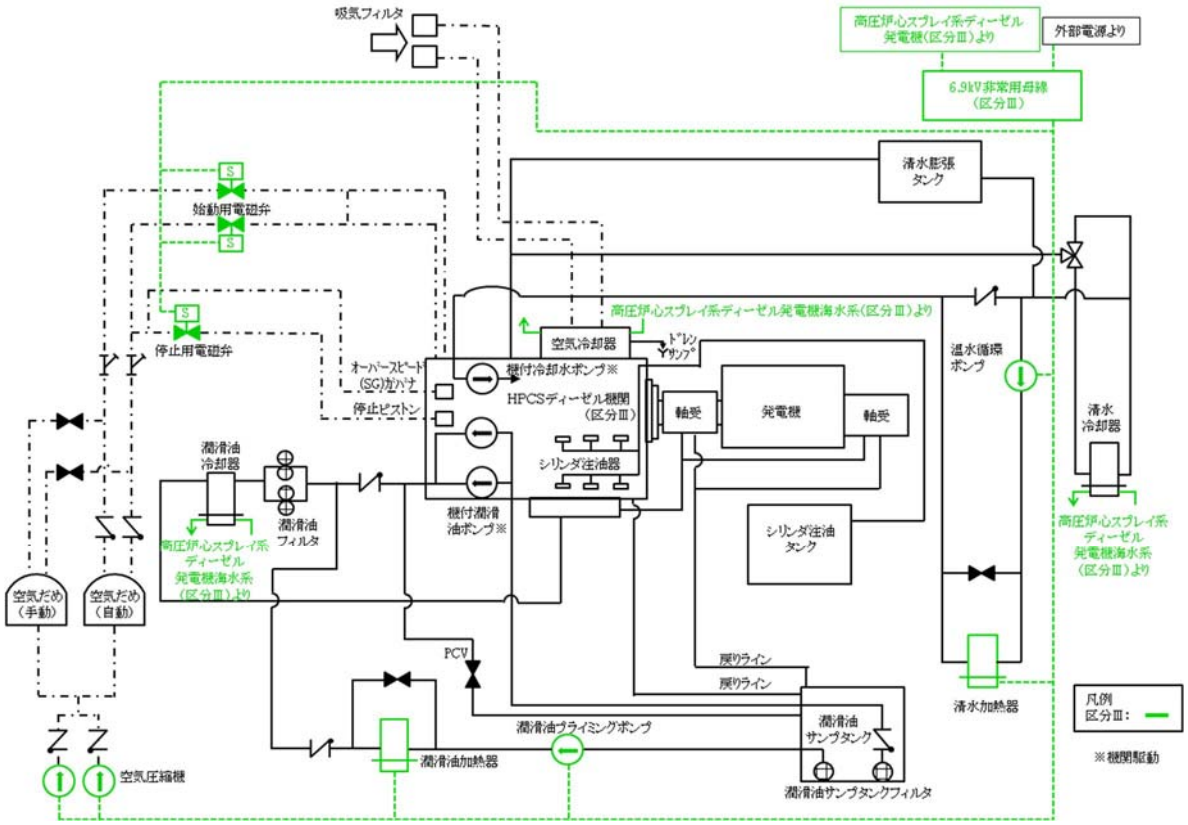
第 15-1 図　ディーゼル発電機設備燃料輸送系　系統概略図



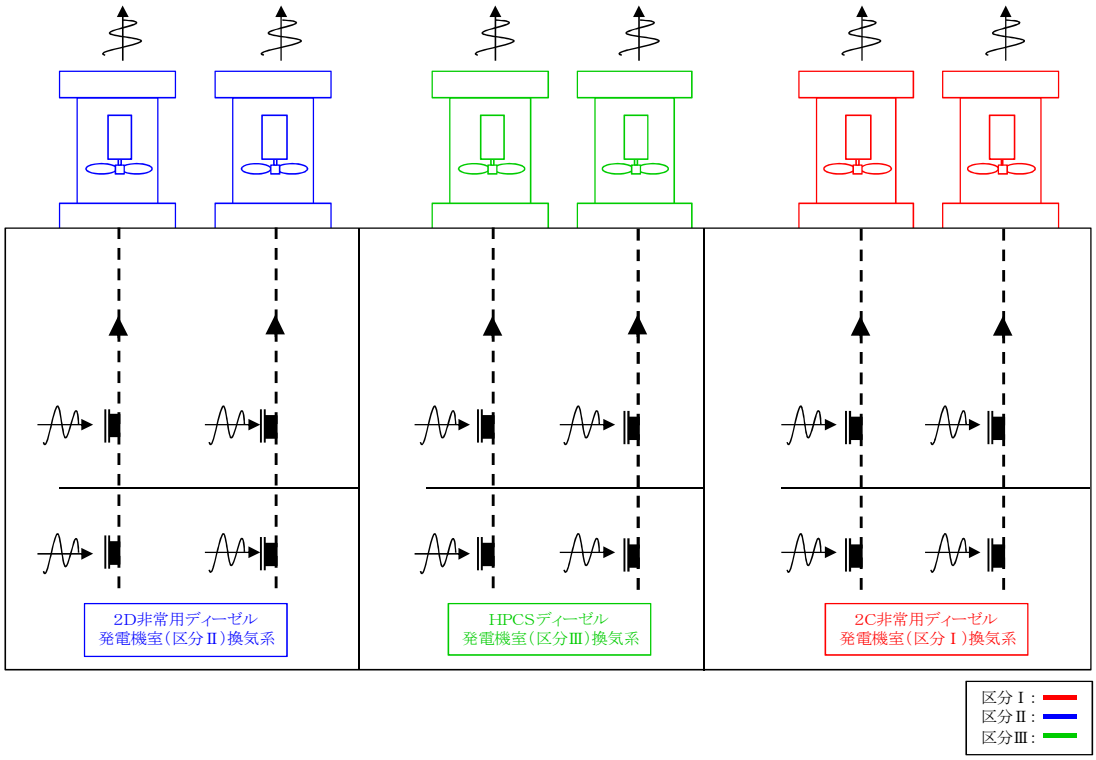
第 15-2-1 図　ディーゼル発電機設備（２Ｃ）　系統概略図



第 15-2-2 図　ディーゼル発電機設備（２Ｄ）　系統概略図

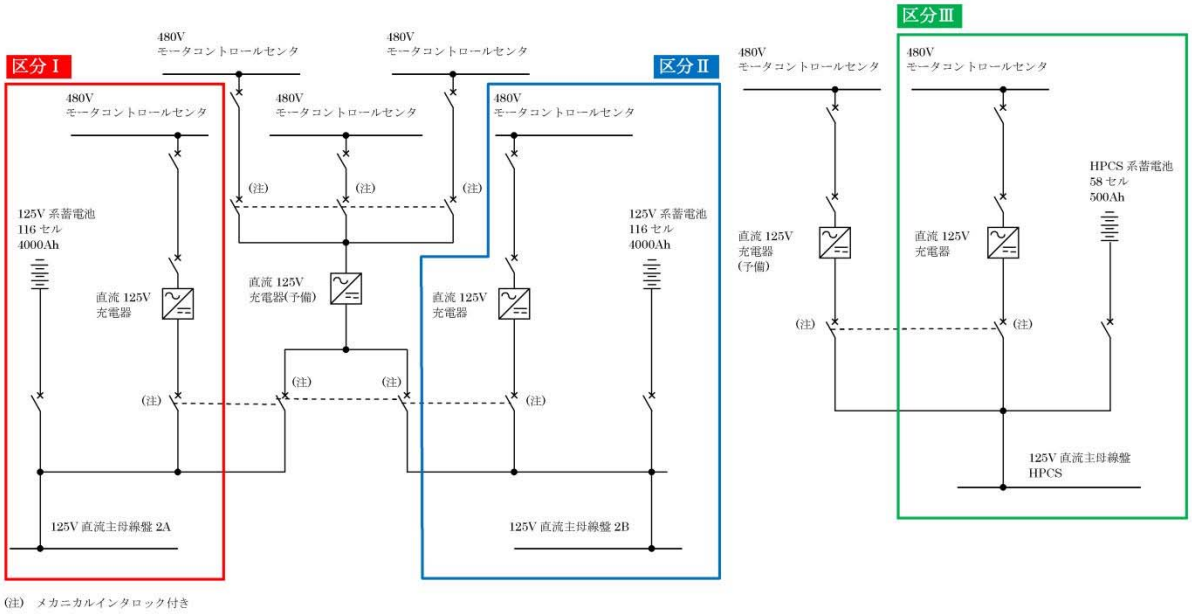


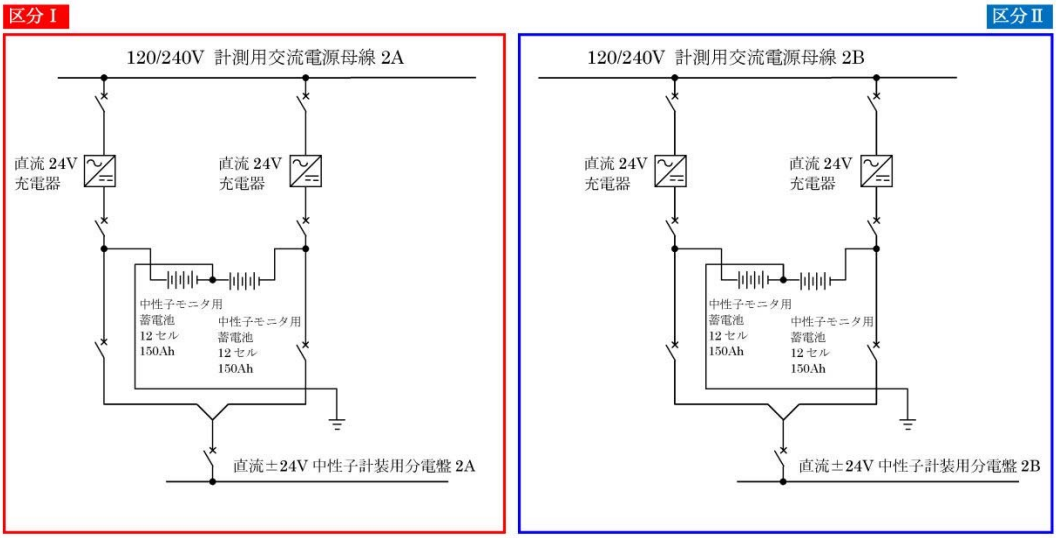
第 15-2-3 図　ディーゼル発電機設備（ＨＰＣＳ）　系統概略図



第 15-3 図　ディーゼル室換気系　系統概略図

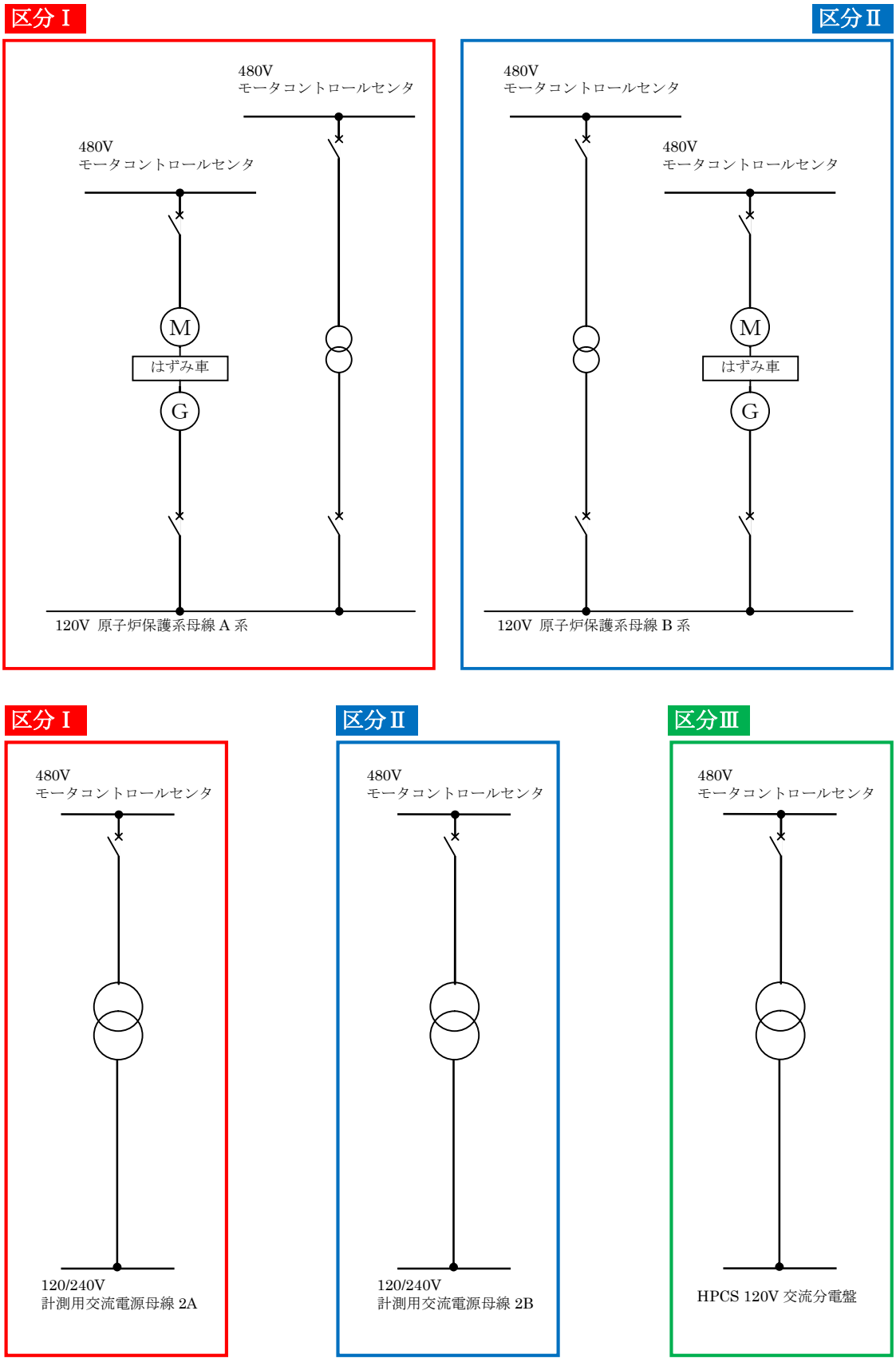
No.	16	
安全機能	非常用の直流電源機能	
系統・機器	直流電源設備	
多重性又は多様性	有	直流電源設備の非常用所内電源，中性子モニタ用はそれぞれ 3 区分，2 区分設置しており，それぞれ多重性を有している。
独立性	有	(1)直流電源設備は，いずれも二次格納施設外の環境条件において，空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計されている。 (2)直流電源設備は，いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)直流電源設備は，それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また，電路においても物理的に分離が図られている。 上記(1)～(3) により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 16-1 図　非常用所内電源設備（直流電源系）	





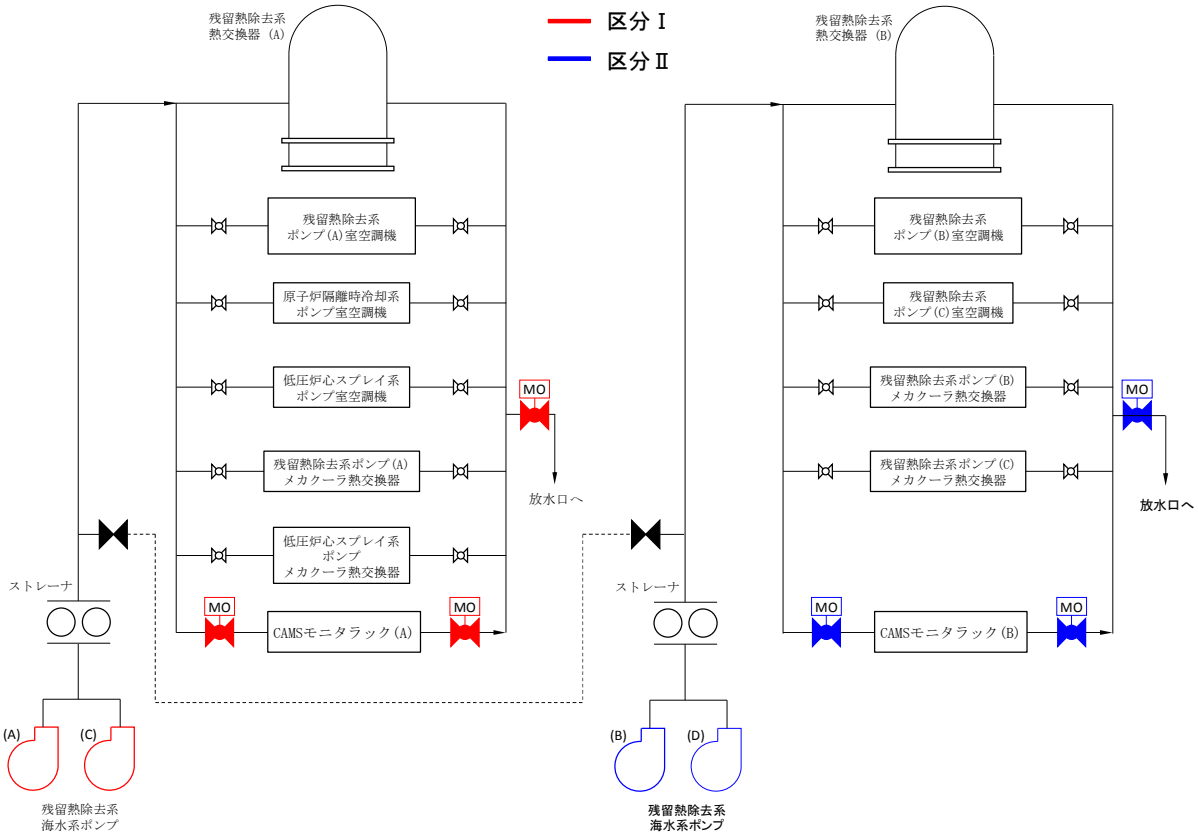
第 16-1 図　非常用所内電源設備（直流電源系）　系統概略図

No.	17	
安全機能	非常用の計測制御用電源機能	
系統・機器	計測制御用電源設備	
多重性又は多様性	有	計測制御用電源設備は 3 区分設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)計装用電源設備は，いずれも二次格納施設外の環境条件において，空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計されている。 (2)計装用電源設備を構成している母線及び分電盤等は，いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。 また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)計装用電源設備は，それぞれ異なるエリアに分散して配置している。 また，電路においても物理的，電気的に分離が図られている。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 17-1 図　計装用電源設備	



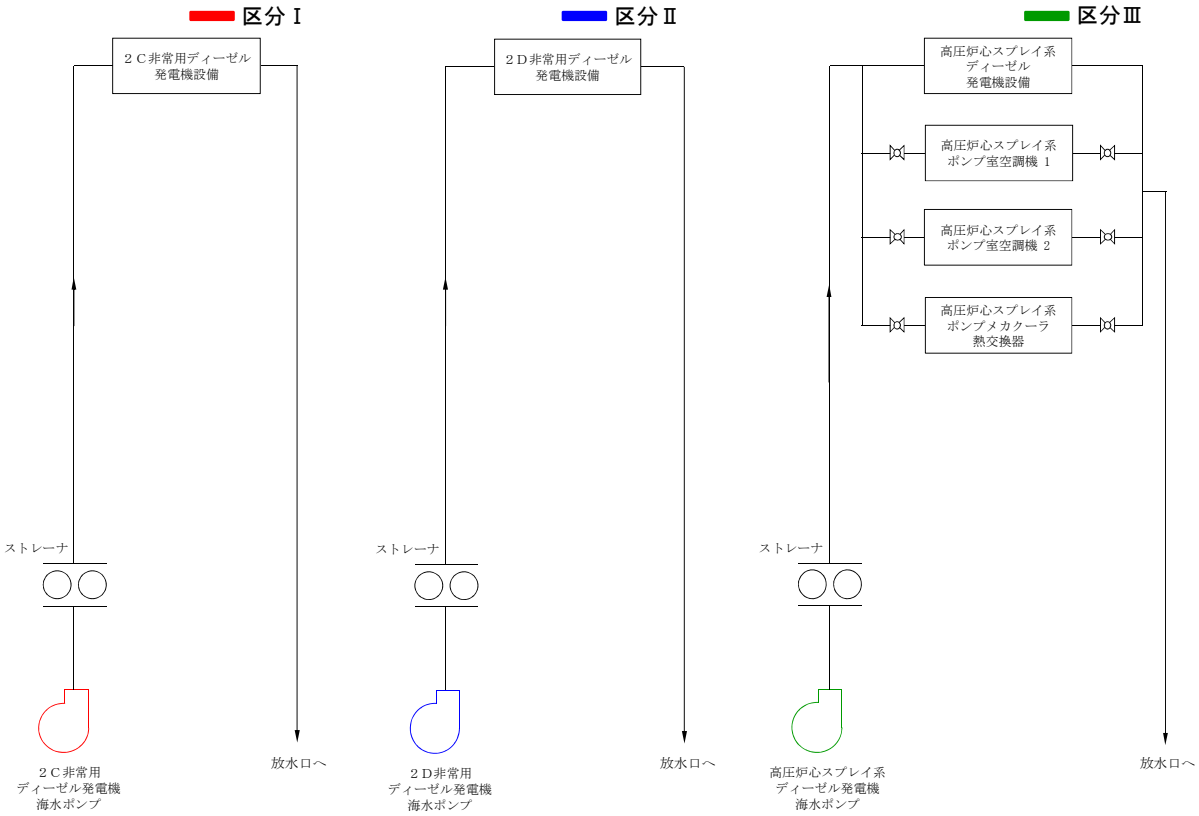
第 17-1 図　計装用電源設備　系統概略図

No.	18，19	
安全機能	補機冷却機能 冷却用海水供給機能	
系統・機器	残留熱除去系海水系及びディーゼル発電機海水系	
多重性又は多様性	有	残留熱除去系海水系は 2 系統設置しており，多重性を有している。 ディーゼル発電機海水系は，非常用ディーゼル発電機海水系が 2 系統，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が 1 系統の 3 系統設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)残留熱除去系海水系，非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は，二次格納施設外の環境条件に想定される自然環境においても，健全に動作するよう設計されている。 ※　自然現象としては，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮を想定する。 (2)残留熱除去系海水系，非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)電源については，残留熱除去系海水系は区分Ⅰ，区分Ⅱ，非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲの異なる区分から供給しており，1 系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 (4)残留熱除去系海水系の A 系と B 系はタイラインにより接続しているが，タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないように適切に弁を設置している。当該ラインは主配管と同じ耐震Ｓクラスで設計されており，重要度分類についても主配管から隔離弁までの範囲はＭＳ－１相当で設計しており主配管と同等の信頼性を有している。 なお，隔離弁は手動弁であり，施錠により弁ハンドルを固定し誤操作防止措置を講じている。 上記(1)～(4)により，共通要因又は従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 19-1 図　残留熱除去系海水系 第 19-2 図　ディーゼル発電機海水系	



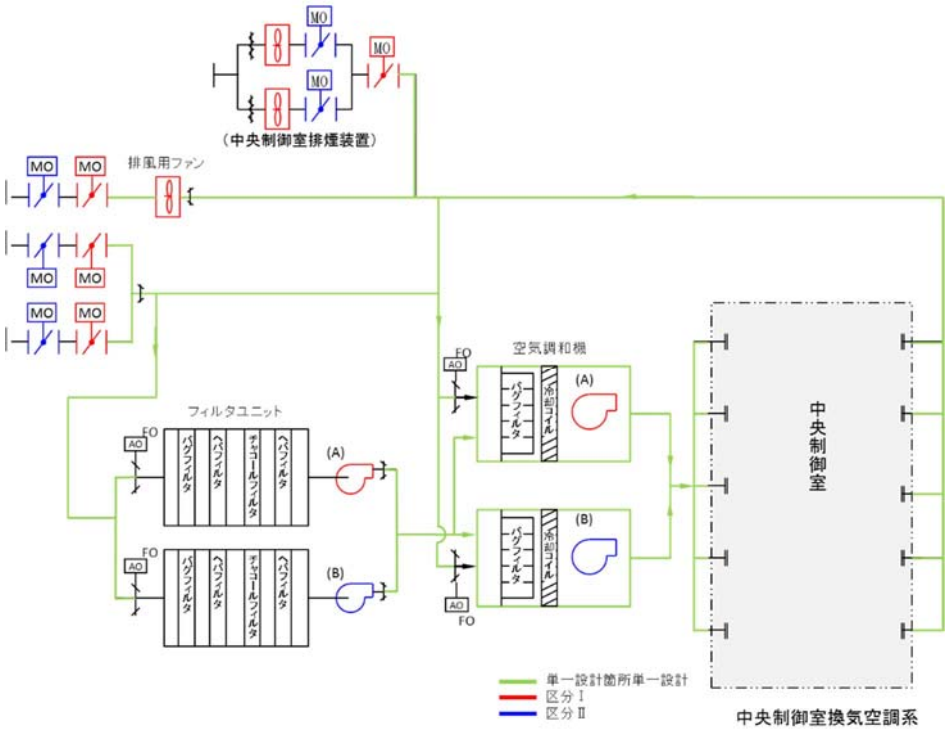
残留熱除去系海水系（A）　　残留熱除去系海水系（B）

第 19-1 図　残留熱除去系海水系　系統概略図



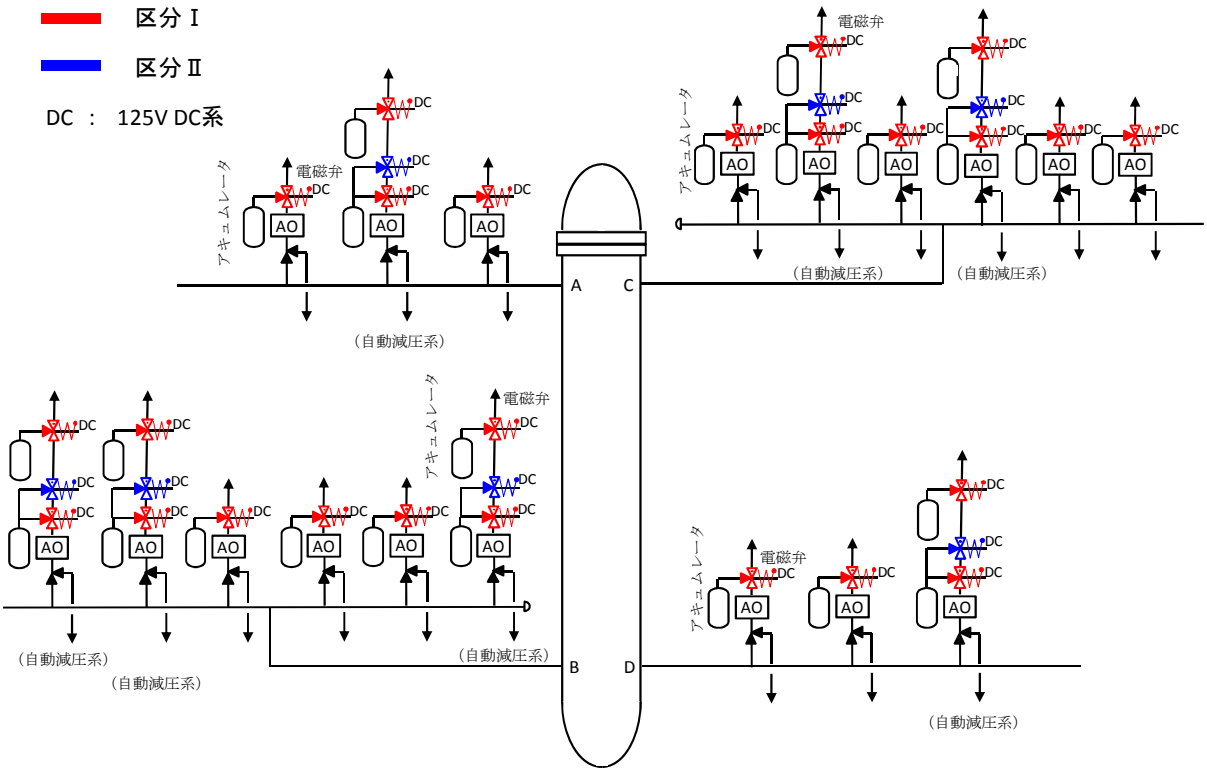
第 19-2 図　ディーゼル発電機海水系　系統概略図

No.	20	
安全機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	
系統・機器	中央制御室換気系	
多重性又は多様性	無	中央制御室換気系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。ただし，ダクトの一部及び空気調和機が単一設計となっている。
独立性	有	(1)中央制御室換気系は，二次格納施設外の環境条件において，空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計している。 (2)中央制御室換気系は，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水については影響軽減対策を実施し，火災についても火災の発生防止対策を実施することで，機能喪失しないよう設計する。 (3)中央制御室換気系の動的機器，フィルタユニットは多重化されており，それぞれ 100%容量を有している。電源はそれぞれ異なる区分（区分Ⅰ，区分Ⅱ）から供給しており，1 系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 隔離弁は多重化しており，2 つの隔離弁が同時に機能を喪失しないよう，第 1 隔離弁と第 2 隔離弁の駆動電源の区分を分離している。 フィルタユニット及び空気調和機の入口弁（空気作動弁）はフェイルオープンとなっており，サポート系の故障により系統機能に影響を及ぼさない設計としている。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 20-1 図　中央制御室換気系	

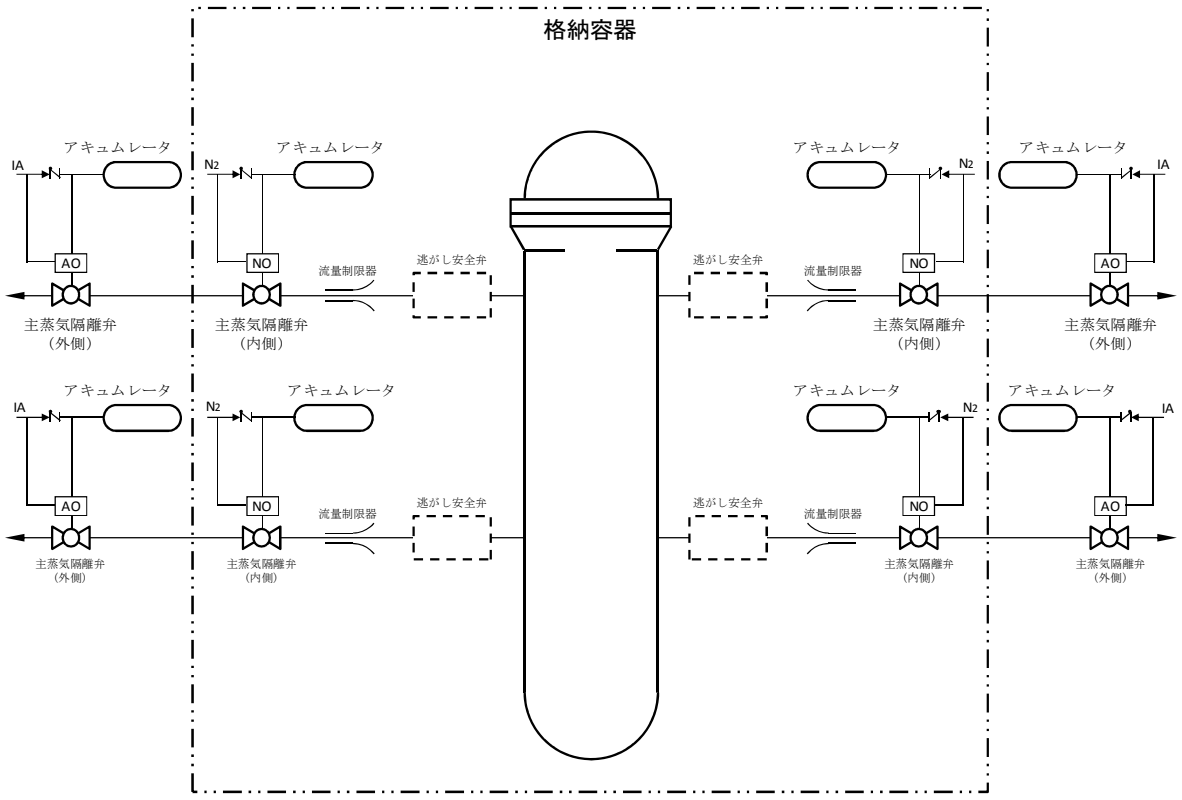


第 20-1 図　中央制御室換気系　系統概略図

No.	21	
安全機能	圧縮空気供給機能	
系統・機器	逃がし安全弁［18 個］及び自動減圧機能［7 個］のアキュムレータ並びに主蒸気隔離弁［8 個］のアキュムレータ	
多重性又は多様性	有	逃がし安全弁のアキュムレータは 18 個の弁それぞれに設置されており，このうち 7 個の弁には自動減圧系のアキュムレータも別途設置されている。 また，主蒸気隔離弁のアキュムレータについても 8 個の弁それぞれに設置されている。 上記のとおり，弁そのものが多重性を有しており，それぞれ個別にアキュムレータを有していることから,アキュムレータについても多重性を有している。
独立性	有	(1)逃がし安全弁，自動減圧機能，主蒸気隔離弁のアキュムレータは，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)逃がし安全弁，主蒸気隔離弁のアキュムレータは，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，それぞれの配管における隔離弁の位置的分散を図ることにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)逃がし安全弁，主蒸気隔離弁のアキュムレータは，それぞれの弁に設置し，4 本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。 サポート系についても，逃がし安全弁(自動減圧系)，主蒸気隔離弁の電源については 2 区分から供給しており，1 区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	逃がし安全弁及び自動減圧機能のアキュムレータの使用期間は 24 時間以上の長期間。 主蒸気隔離弁のアキュムレータの使用期間は主蒸気隔離弁が閉止するまでであり，24 時間未満の短期間。
系統概略図	第 21-1 図　逃がし安全弁／自動減圧系 第 21-2 図　主蒸気隔離弁	

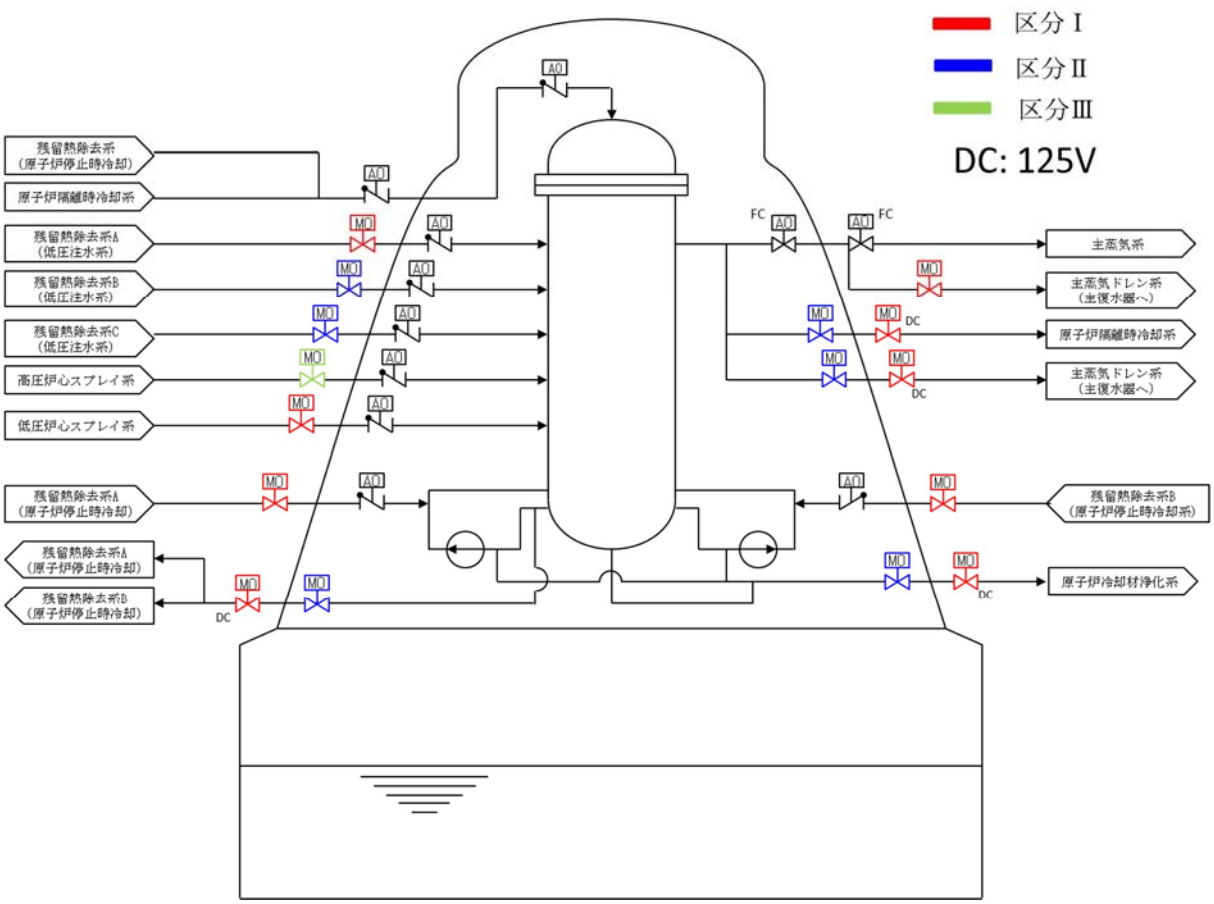


第 21-1 図　逃がし安全弁／自動減圧系　系統概略図



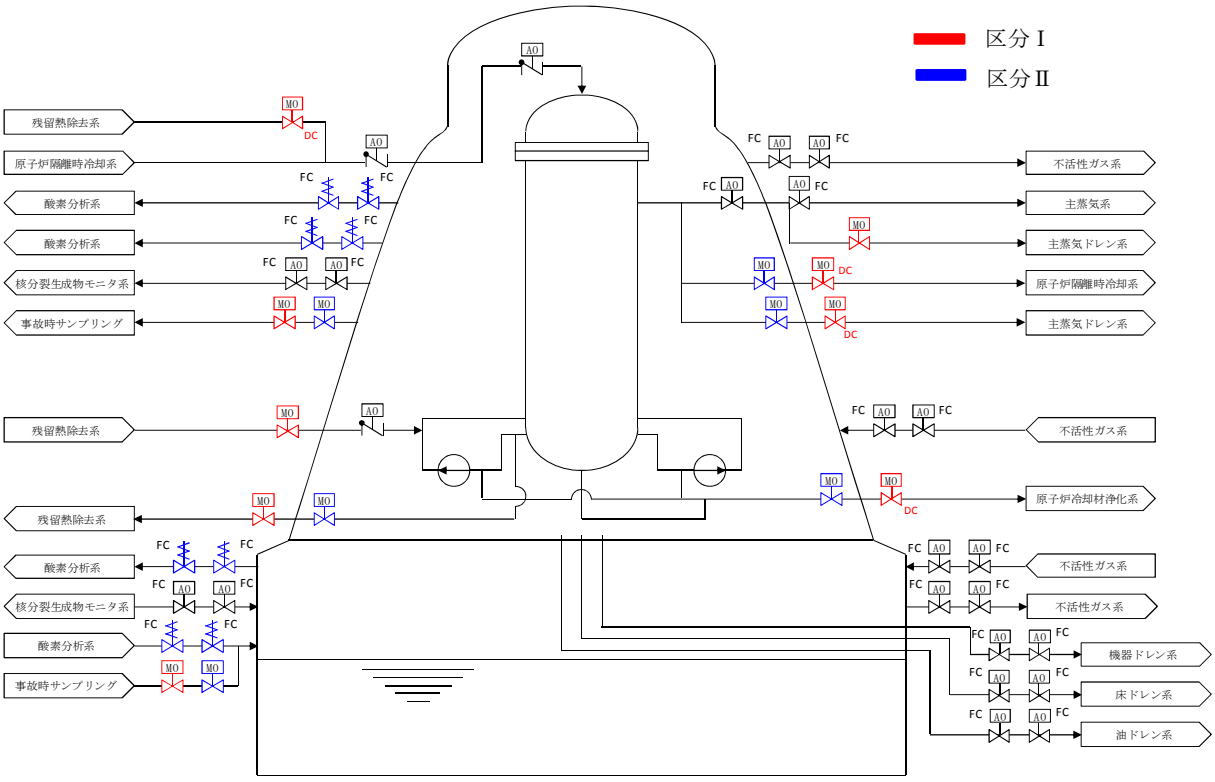
第 21-2 図　主蒸気隔離弁　系統概略図

No.	22	
安全機能	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	
系統・機器	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	
多重性又は多様性	有	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は，設置許可基準規則　第十七条に適合する設計としており，多重性又は多様性を有している。
独立性	有	(1)原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は，いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，それぞれの配管における隔離弁の位置的分散を図ることにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁は，2 つの隔離弁が同時に機能を喪失しない設計としている。 ・第 1 隔離弁と第 2 隔離弁がともに電動弁の場合には駆動電源の区分を分離している。 ・第 1 隔離弁と第 2 隔離弁がともに空気作動弁の場合にはフェイルクローズとなる設計としている。 ・第 1 隔離弁と第 2 隔離弁のうち一方が逆止弁の場合には，逆止弁にて隔離機能を確保できる設計としている。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	隔離状態を維持するための使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 22-1 図　原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	



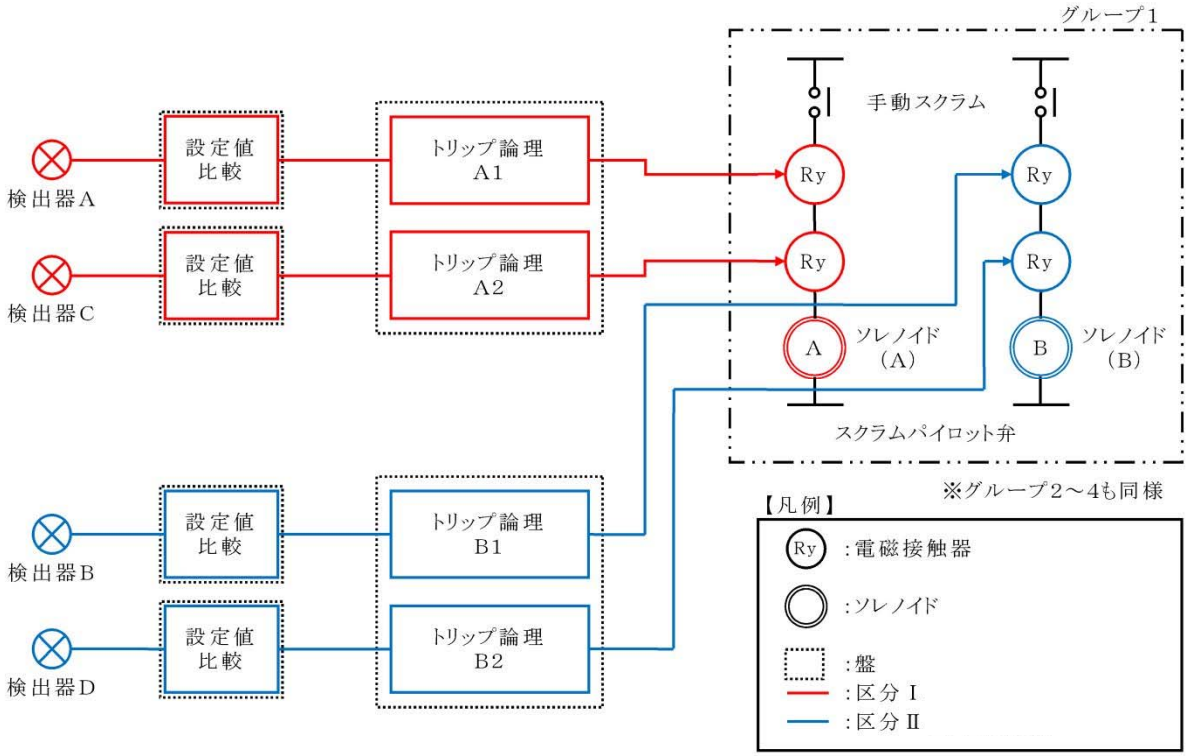
第 22-1 図　原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁　系統概略図

No.	23	
安全機能	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	
系統・機器	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	
多重性又は多様性	有	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は，設置許可基準規則　第三十二条に適合する設計としており，多重性又は多様性を有している。
独立性	有	(1)原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は，いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，それぞれの配管における隔離弁の位置的分散を図ることにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)原子炉格納容器バウンダリ隔離弁が 2 弁あるものについては，2 つの隔離弁が同時に機能を喪失しない設計としている。 ・第 1 隔離弁，第 2 隔離弁がともに電動弁である場合は，駆動電源の区分を分離している。 ・空気作動弁や電磁弁については，フェイルクローズとなる設計としている。 ・逆止弁については，逆止弁にて隔離機能を確保できる設計としている。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	隔離状態を維持するための使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 23-1 図　原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	



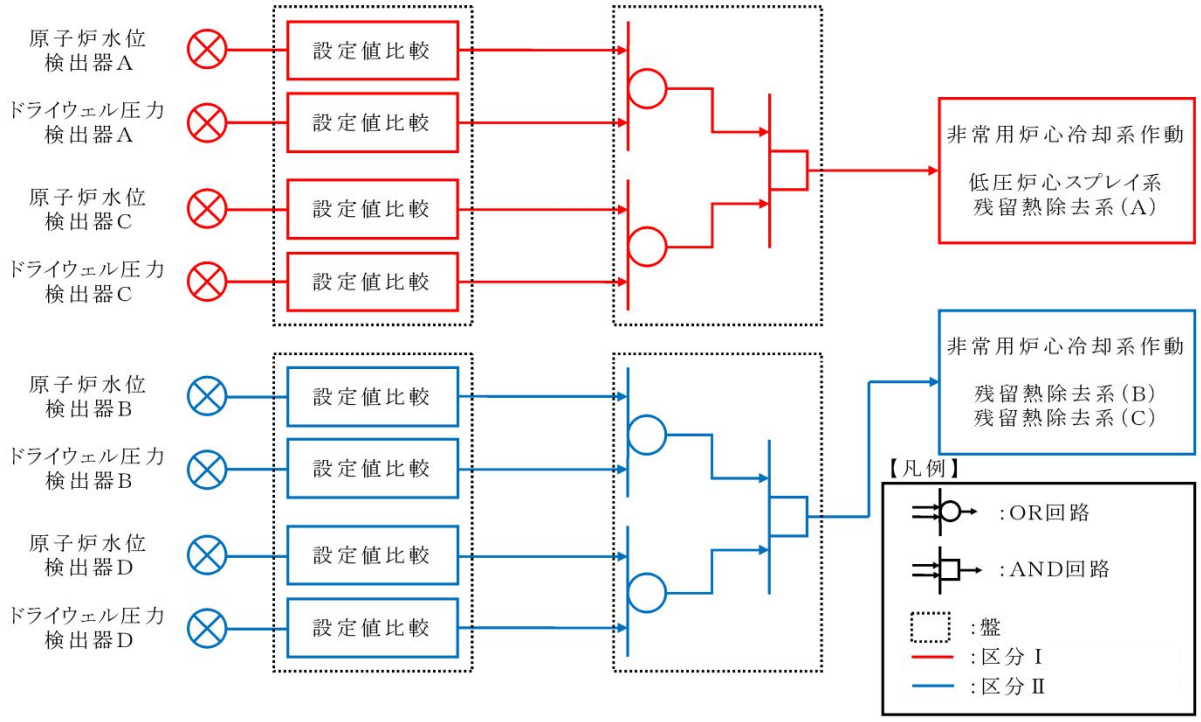
第 23-1 図　原子炉格納容器バウンダリ隔離弁　系統概略図

No.	24	
安全機能	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	
系統・機器	安全保護系（スクラム機能）	
多重性又は多様性	有	安全保護系（スクラム機能）は2つの独立した原子炉緊急停止系より構成されている。 原子炉緊急停止系の各系は1つの測定変数に対して2つ以上の独立したトリップ接点を持っており，いずれかの接点の動作で当該系がトリップし，2 系統が共にトリップした場合に原子炉がスクラムする設計となっており，多重性を有している。
独立性	有	(1)原子炉緊急停止系は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉緊急停止系は，いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)原子炉緊急停止系は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1 つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。
長期間にわたる要求	―	使用期間はスクラムのタイミングのみで短期間。
系統概略図	第 24-1 図　原子炉緊急停止系の安全保護回路	

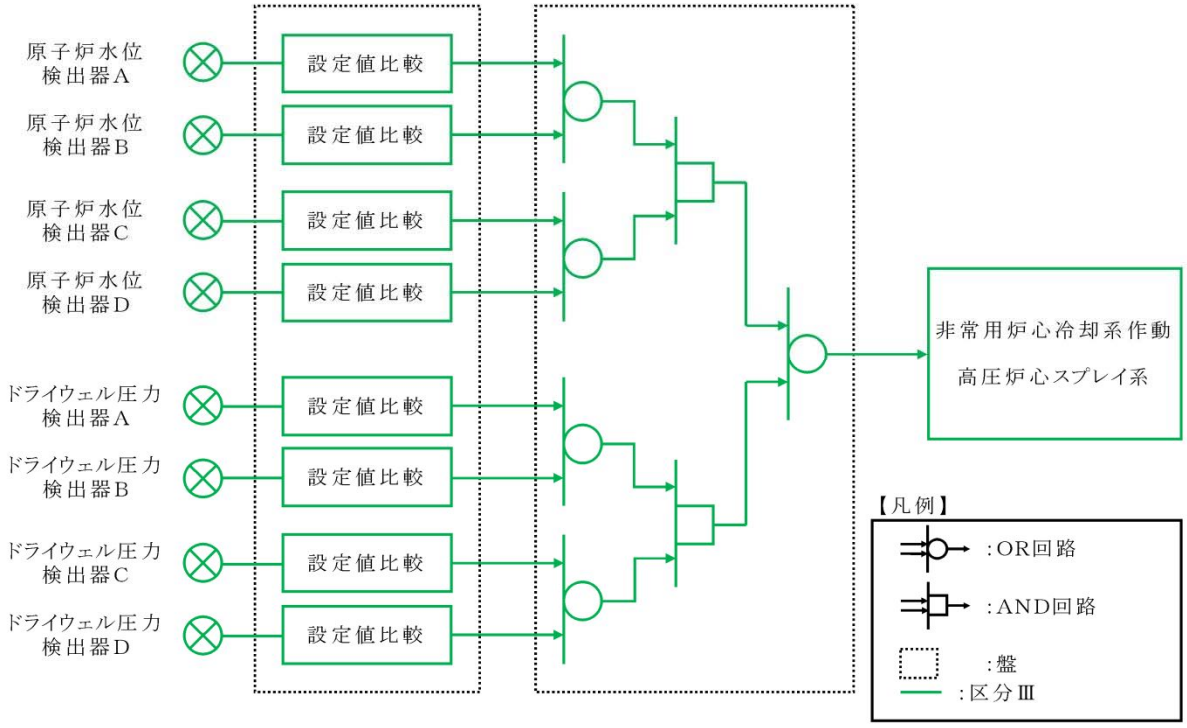


第 24-1 図　原子炉緊急停止系の安全保護回路　系統概略図

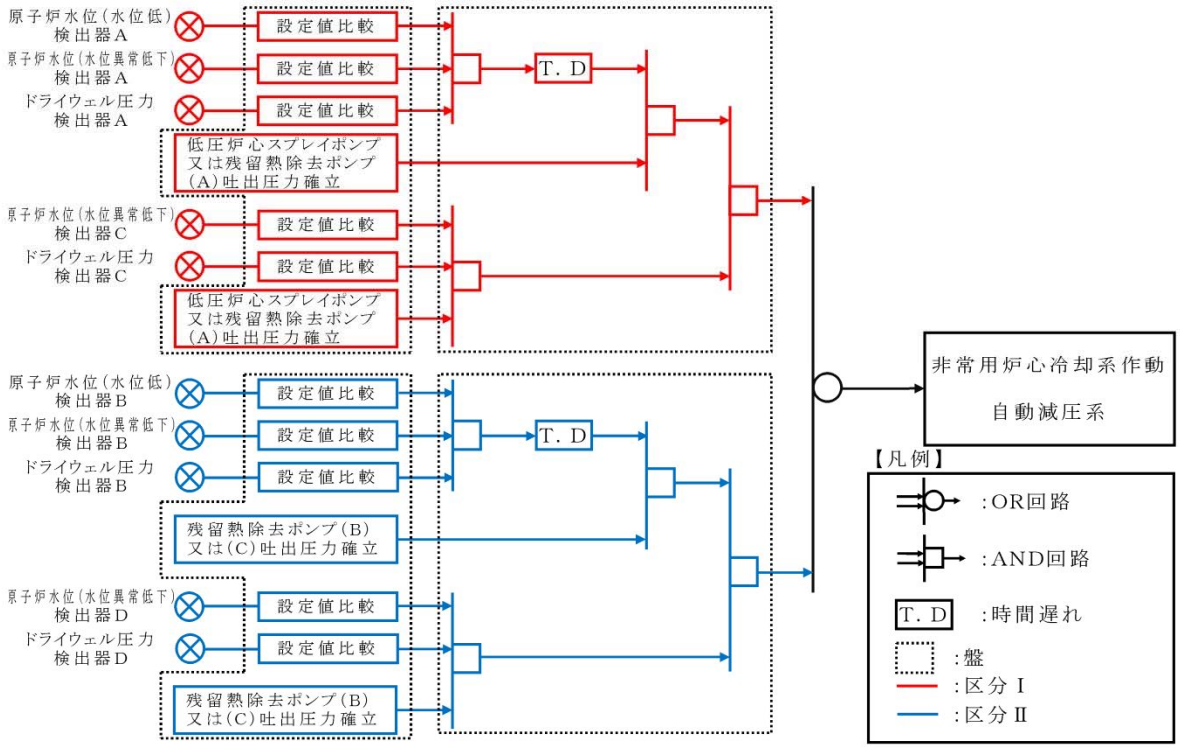
No.	25	
安全機能	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	
系統・機器	安全保護系（非常用炉心冷却系作動，主蒸気隔離，原子炉格納容器隔離，原子炉建屋ガス処理系作動）	
多重性又は多様性	有	非常用炉心冷却系作動（低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系，高圧炉心スプレイ系）の安全保護回路はそれぞれの区分に応じた複数の検出器から得られた信号を用い，論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており，多重性又は多様性を有している。 非常用炉心冷却系作動（自動減圧系）の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。 主蒸気隔離の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。 原子炉格納容器隔離の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。 原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路は 2 区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。
独立性	有	(1)各回路は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時において健全に動作するよう設計している。 (2)各回路は耐震Ｓクラス設備として設計している。また，その区分に応じ，それぞれ異なるエリアに設置しており，溢水，火災が発生した場合においても，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)各回路は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置，あるいは盤内において離隔して設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1 つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 25-1-1 図　非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（低圧炉心スプレイ系・残留熱除去系） 第 25-1-2 図　非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（高圧炉心スプレイ系） 第 25-1-3 図　非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（自動減圧系） 第 25-2 図　主蒸気隔離の安全保護回路 第 25-3 図　原子炉格納容器隔離の安全保護回路 第 25-4-1 図　原子炉建屋ガス処理系(A)作動の安全保護回路 第 25-4-2 図　原子炉建屋ガス処理系(B)作動の安全保護回路	



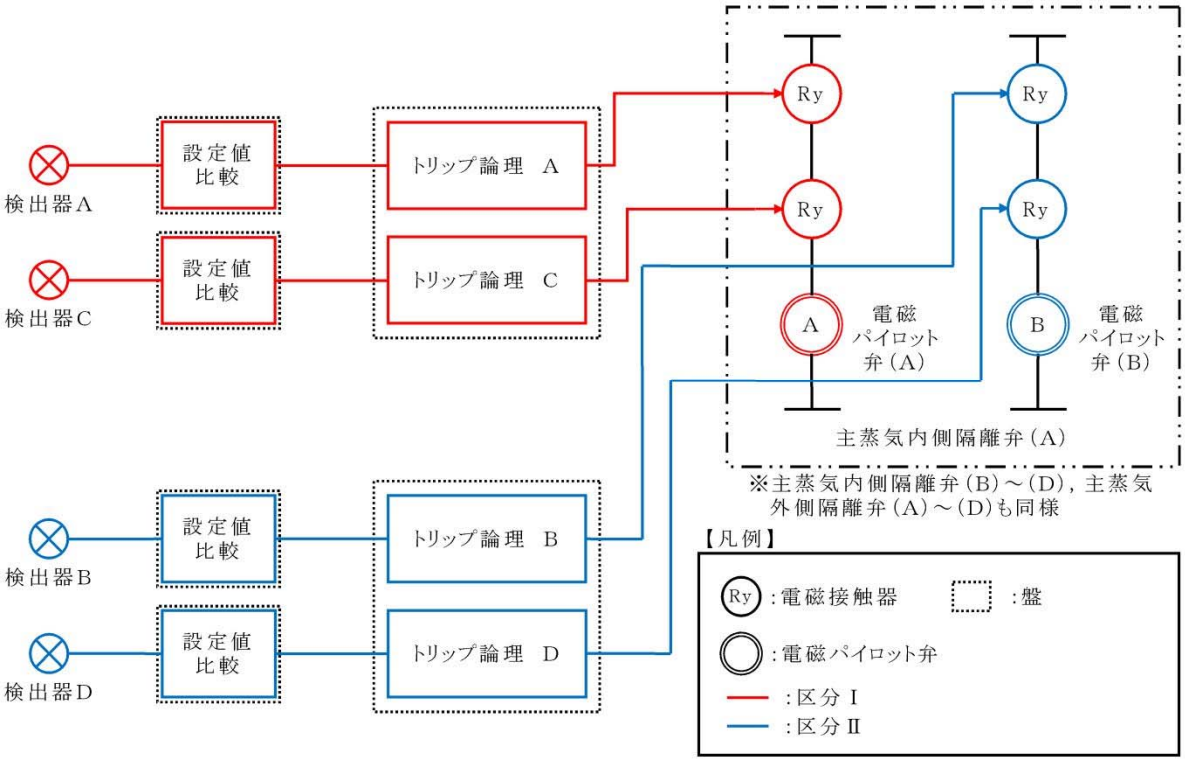
第 25-1-1 図　非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（低圧炉心スプレイ系・残留熱除去系）系統概略図



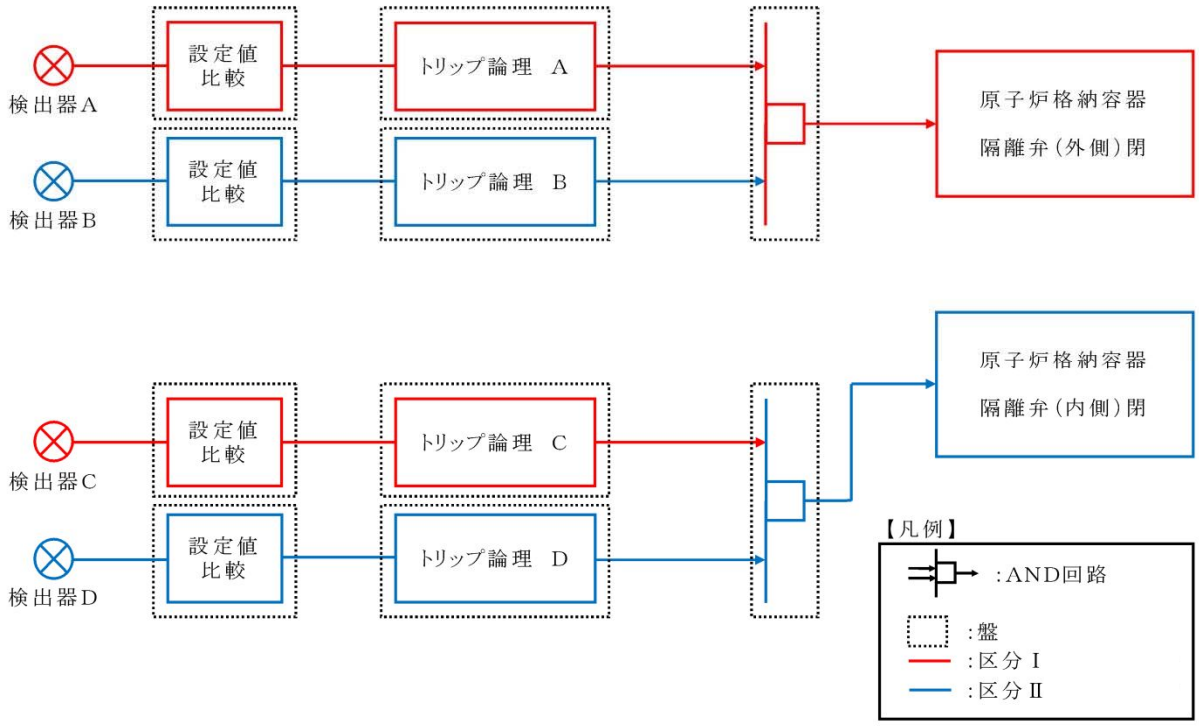
第 25-1-2 図　非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（高圧炉心スプレイ系）　系統概略図



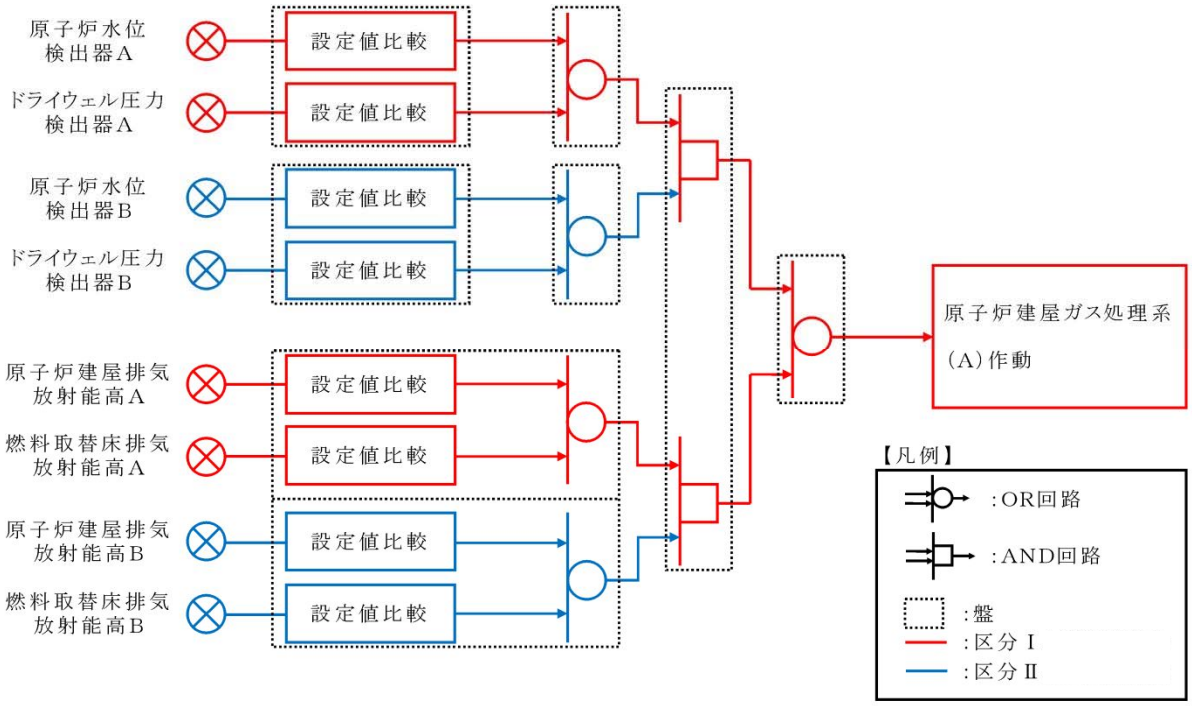
第 25-1-3 図　非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（自動減圧系）　系統概略図



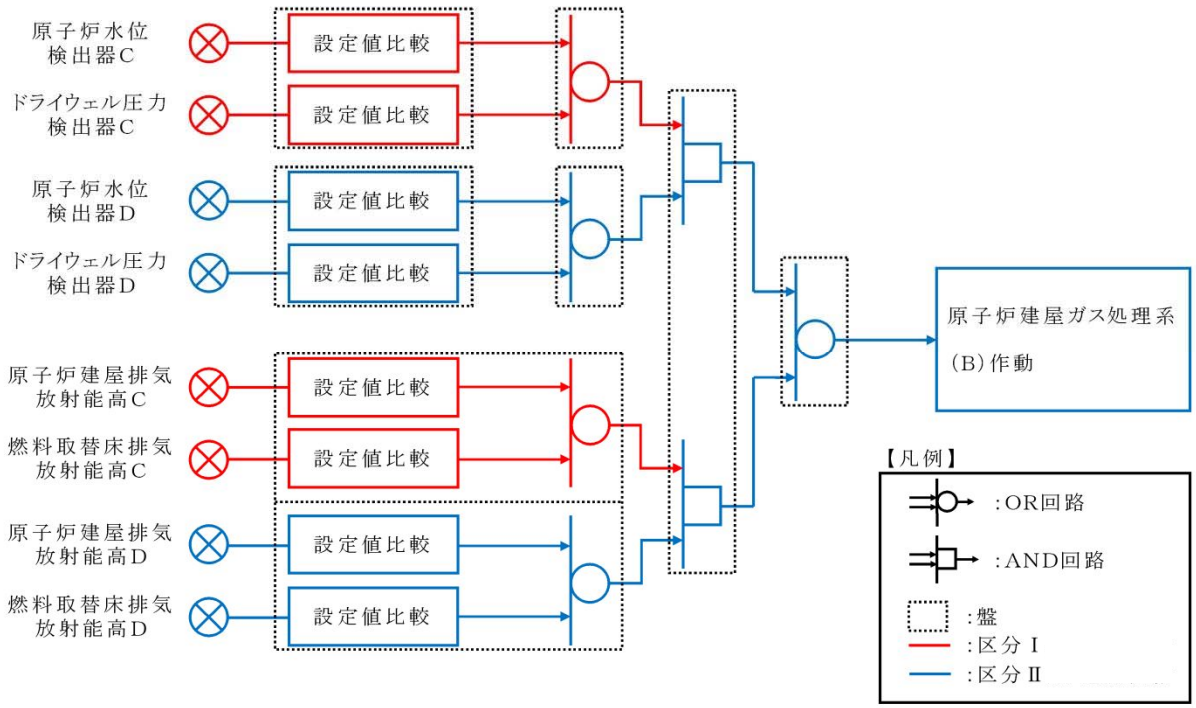
第 25-2 図　主蒸気隔離の安全保護回路　系統概略図



第 25-3 図　原子炉格納容器隔離の安全保護回路　系統概略図

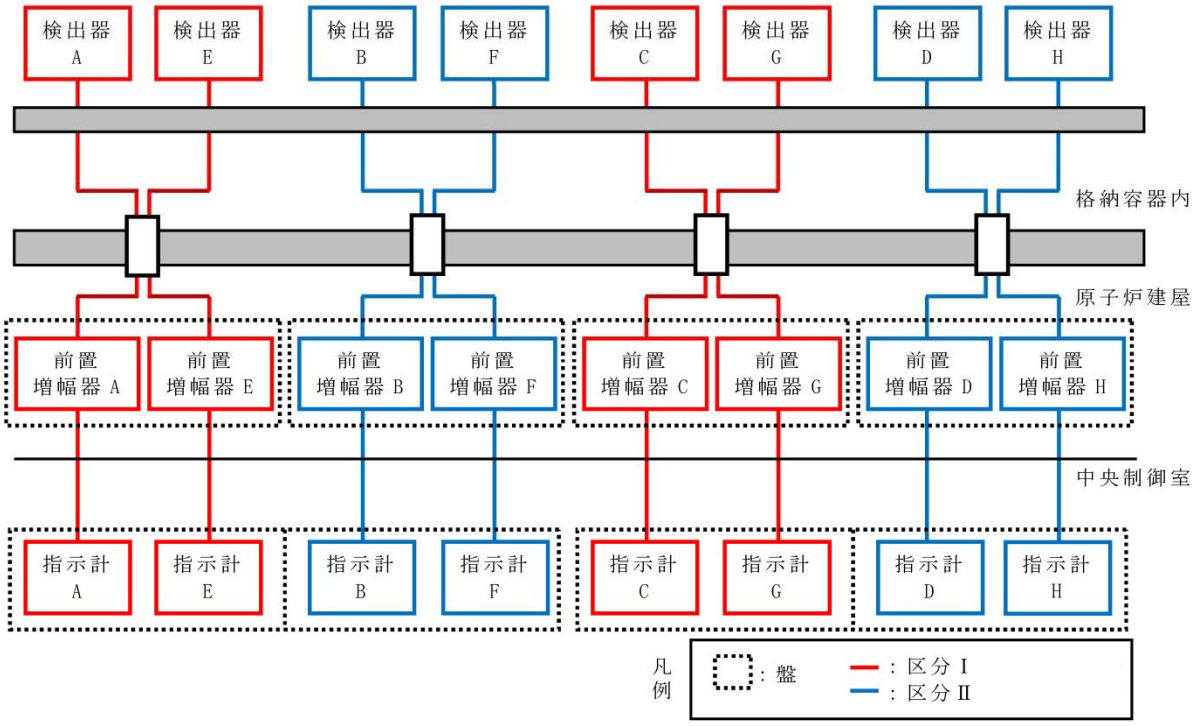


第 25-4-1 図　原子炉建屋ガス処理系（A）作動の安全保護回路　系統概略図

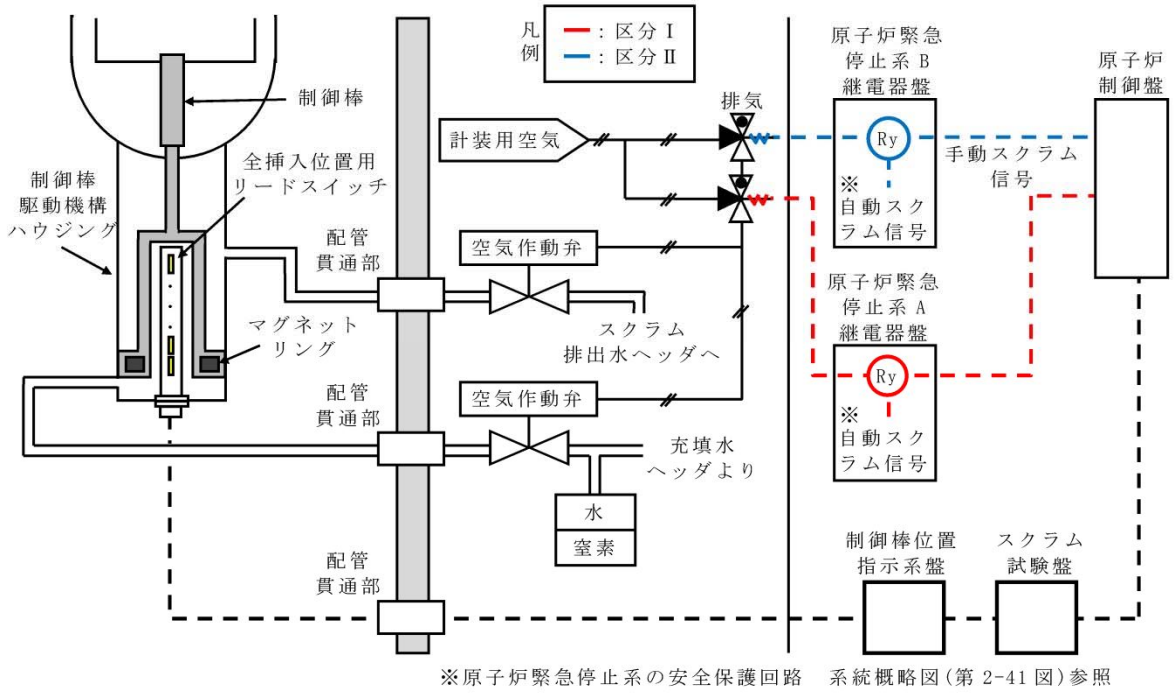


第 25-4-2 図　原子炉建屋ガス処理系（B）作動の安全保護回路　系統概略図

No.	26	
安全機能	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	
系統・機器	起動領域計装	
	原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	
多重性又は多様性	有	起動領域計装は，中性子源領域と中間領域の 2 つの領域で 8 チャンネルによる中性子モニタリングを行っており，多重性を有している。 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備と制御棒位置監視設備による確認によって多様性を有している。
独立性	有	〈起動領域計装〉 (1)起動領域計装は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)起動領域計装は，いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計する。 (3)起動領域計装は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置，あるいは盤内において離隔して設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1 つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。 〈原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備〉 原子炉の停止状態を原子炉スクラム用電磁接触器の状態と制御棒位置で判断することにより，原子炉の停止状態を把握する。 (1)原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備は，二次格納施設外の環境条件において，空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計している。 制御棒位置監視設備は，通常運転時の環境条件下において動作するよう設計している。 (2)原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備は，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水については，中央制御室は溢水源が無いこと，火災については常駐する運転員による早期感知・消火が可能であることから，機能に影響を及ぼすものではない。 制御棒位置監視設備は，耐震Ｃクラス設備として設計している。 (3)原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1 つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。 制御棒位置監視設備と原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備とは，物理的分離を行っている。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 26-1 図　起動領域計装 第 26-2 図　原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	

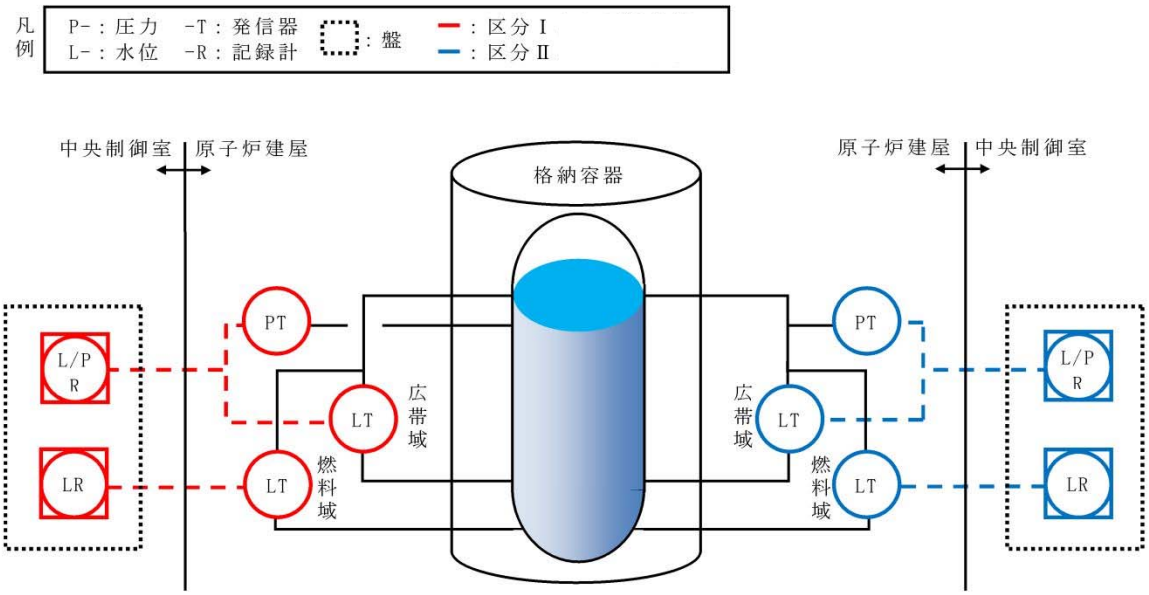


第 26-1 図　起動領域計装　系統概略図



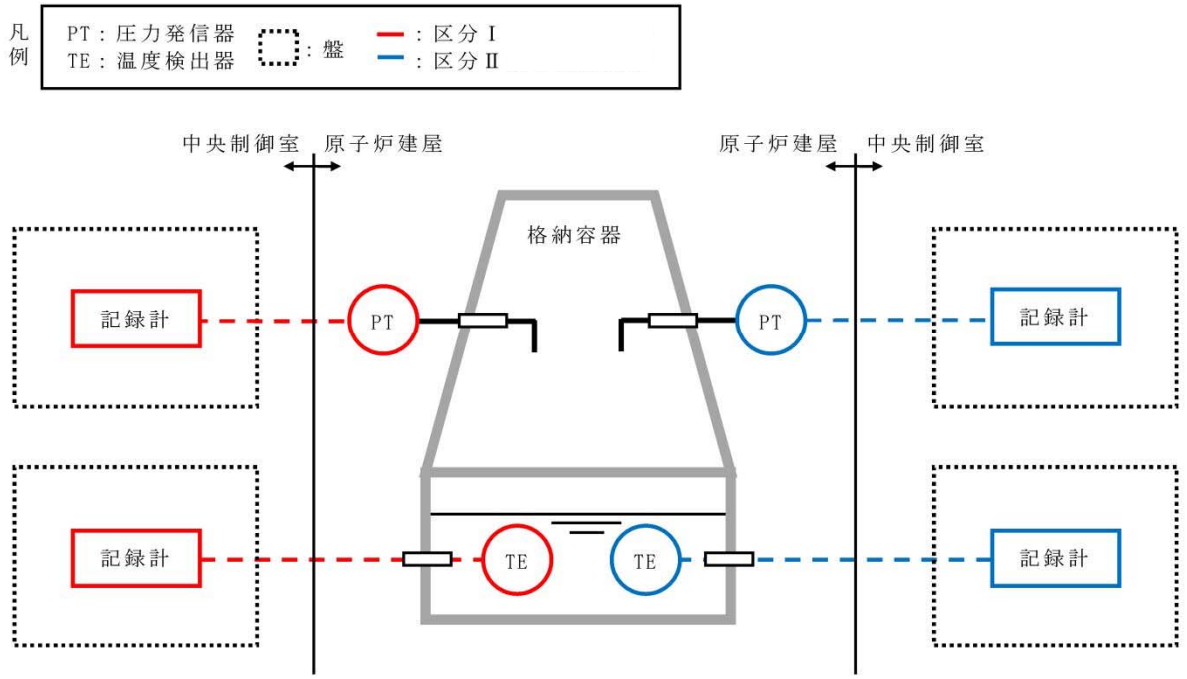
第 26-2 図　原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備　系統概略図

No.	27	
安全機能	事故時の炉心冷却状態の把握機能	
系統・機器	原子炉水位計装（広帯域，燃料域）	
	原子炉圧力計装	
多重性又は多様性	有	原子炉水位計装（広帯域，燃料域）及び原子炉圧力計装はそれぞれ 2 区分設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)各計装は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)各計装は，いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。 また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計する。 (3)各計装は，その区分に応じ，中央制御室の盤内において離隔して設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1 つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 27-1 図　原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装	

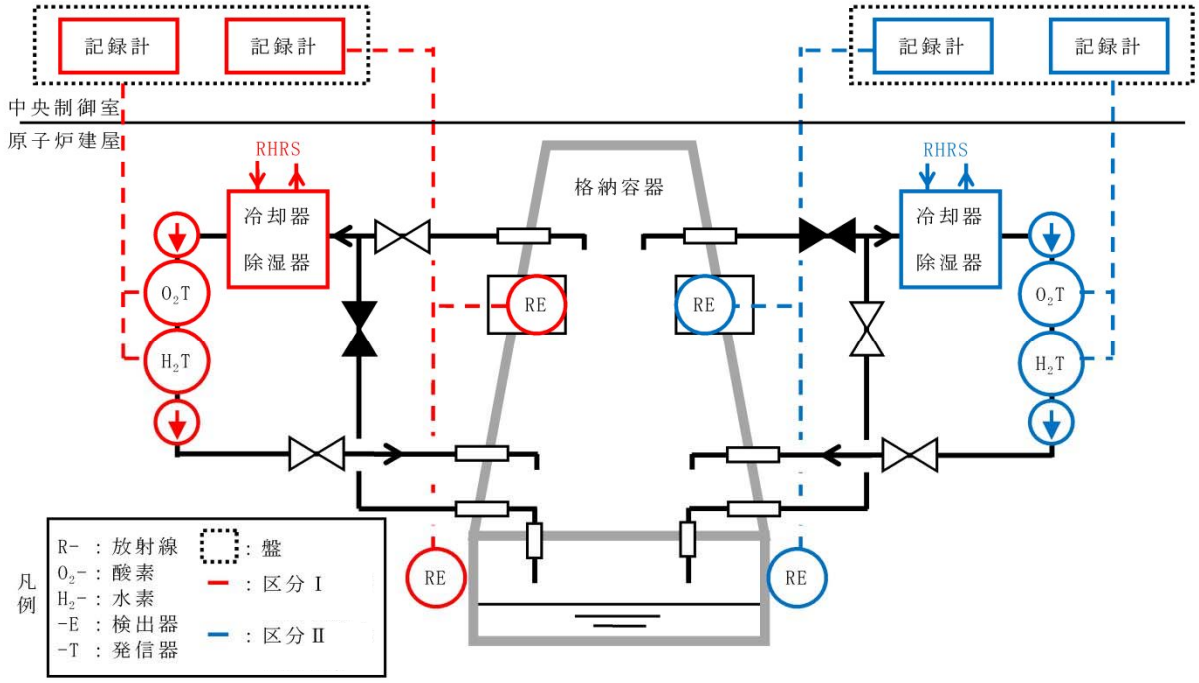


第 27-1 図　原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装　系統概略図

No.	28	
安全機能	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	
系統・機器	原子炉格納容器圧力計装	
	サプレッション・プール水温度計装	
	原子炉格納容器エリア放射線量率計装	
多重性又は多様性	有	各計装はそれぞれ 2 区分設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)各計装は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)サプレッション・プール水温度計装及び原子炉格納容器エリア放射線量率計装は，いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。原子炉格納容器圧力計装は，耐震Ｓクラス設備として設計する。 また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計する。 (3)サプレッション・プール水温度計装及び原子炉格納容器エリア放射線量率計装は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1 つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。 (4)原子炉格納容器圧力計装は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置，あるいは盤内において離隔して設置し，それぞれ分離して配置する設計とする。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し，1 つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。 上記(1)～(4)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 28-1 図　原子炉格納容器圧力計装，サプレッション・プール水温度計装 第 28-2 図　原子炉格納容器エリア放射線量率計装	



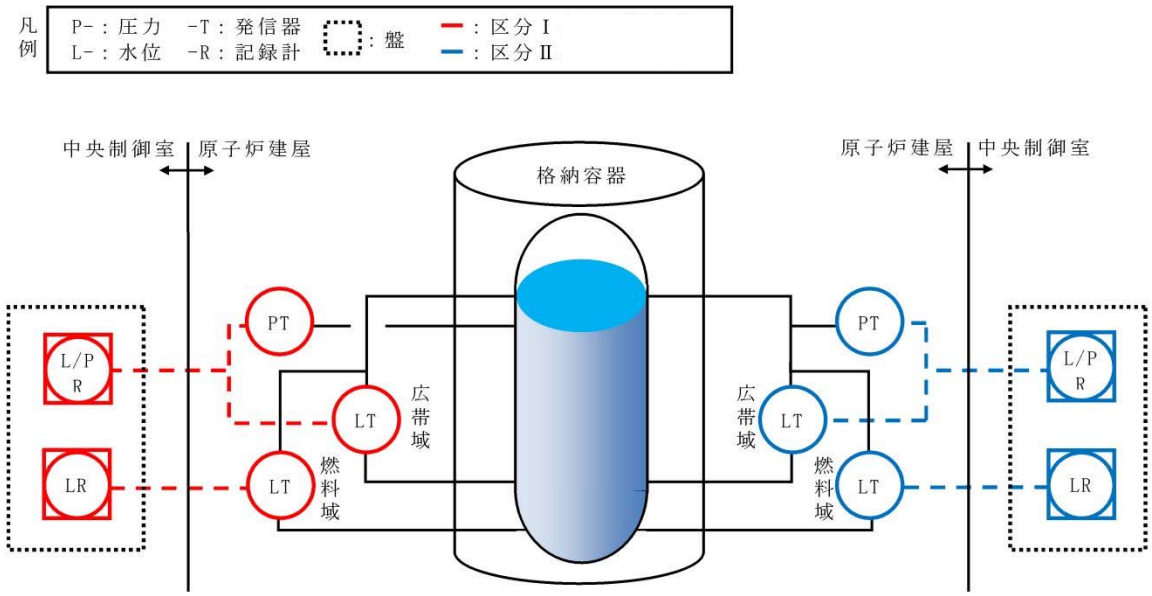
第 28-1 図　原子炉格納容器圧力計装，サプレッション・プール水温度計装　系統概略図



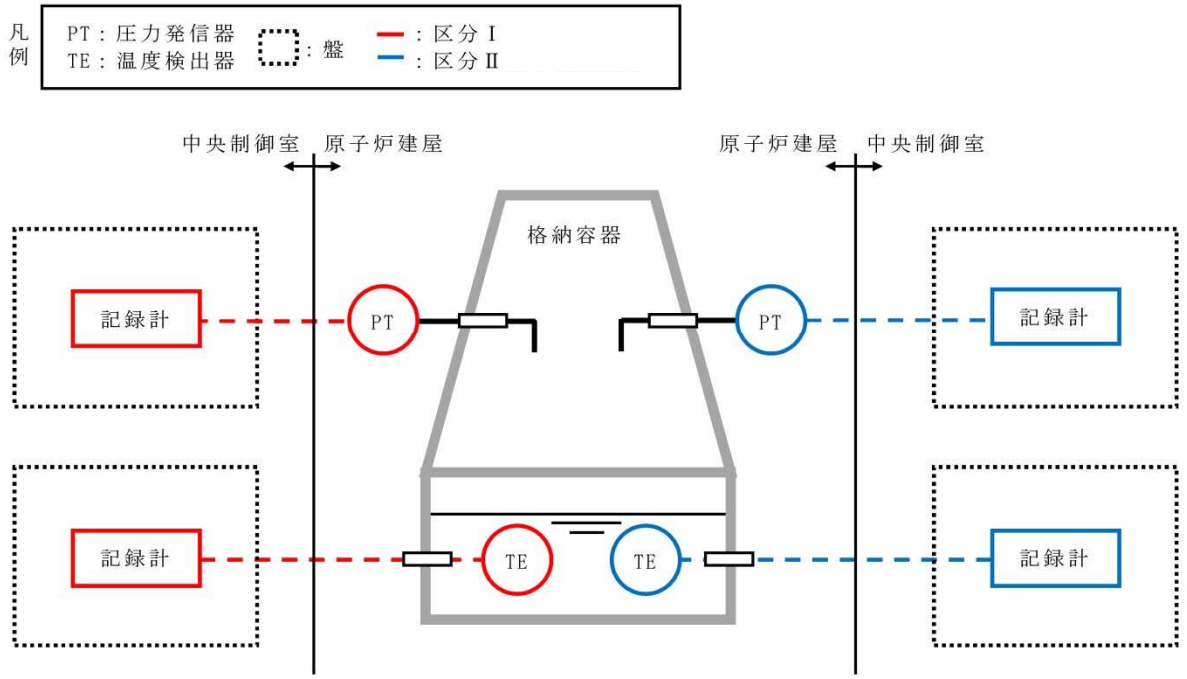
第 28-2 図　原子炉格納容器エリア放射線量率計装　系統概略図

No.	29	
安全機能	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	
系統・機器	【冷温停止への移行】 ・原子炉圧力計装 ・原子炉水位計装（広帯域） 【ドライウェルスプレイ】 ・原子炉水位計装（広帯域，燃料域） ・原子炉格納容器圧力計装 【サプレッション・プール冷却】 ・原子炉水位計装（広帯域，燃料域） ・サプレッション・プール水温度計装 【可燃性ガス濃度制御系起動】 ・原子炉格納容器水素濃度計装 ・原子炉格納容器酸素濃度計装 【放射性気体廃棄物処理系の隔離】 ・主排気筒放射線モニタ計装	
多重性又は多様性	有	【冷温停止への移行】 原子炉圧力計装及び原子炉水位計装（広帯域）はそれぞれ 2 区分設置しており，多重性を有している。 【ドライウェルスプレイ】 原子炉水位計装（広帯域，燃料域）及び原子炉格納容器圧力計装はそれぞれ 2 区分設置しており，多重性を有している。 【サプレッション・プール冷却】 原子炉水位計装（広帯域，燃料域）及びサプレッション・プール水温度計装はそれぞれ 2 区分設置しており，多重性を有している。 【可燃性ガス濃度制御系起動】 原子炉格納容器水素濃度計装及び原子炉格納容器酸素濃度計装はそれぞれ 2 区分設置しており，多重性を有している。 【放射性気体廃棄物処理系の隔離】 主排気筒放射線モニタ計装は 2 区分設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)各計装は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。主排気筒放射線モニタは排気筒モニタ建屋に設置しており，放射性気体廃棄物処理施設破損時の排気筒モニタ建屋における環境下で健全に動作するよう設計している。 (2)各計装は，耐震Ｓクラス設備として設計している。原子炉格納容器圧力計装は，耐震Ｓクラス設備として設計する。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計する。 主排気筒放射線モニタ計装は，区分に応じて個別の盤・ラックに配置し，系統分離する。 (3)各計装は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1 つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。 (4)原子炉格納容器圧力計装は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置，あるいは盤内において離隔して設置し，それぞれ分離して配置する設計とする。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し，1 つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。

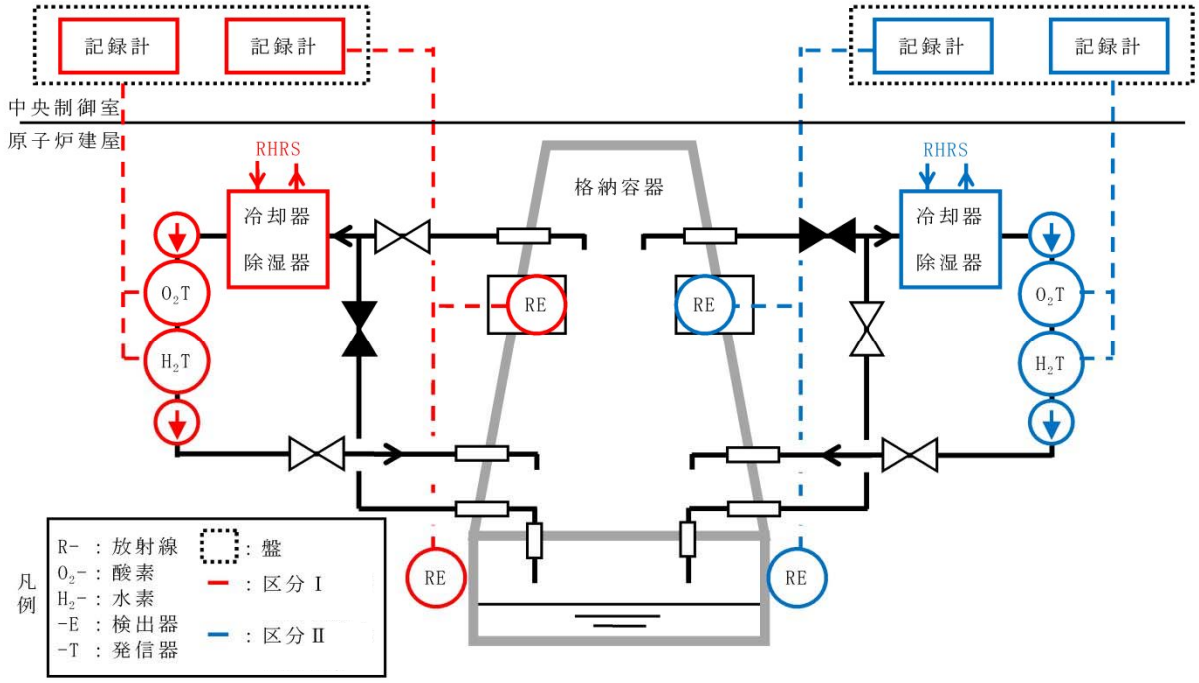
		(5)主排気筒放射線モニタ計装の電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し，1 つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。 上記(1)～(5)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 29-1 図　原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装 第 29-2 図　原子炉格納容器圧力計装，サプレッション・プール水温度計装 第 29-3 図　原子炉格納容器水素濃度計装及び酸素濃度計装 第 29-4 図　主排気筒放射線モニタ計装	



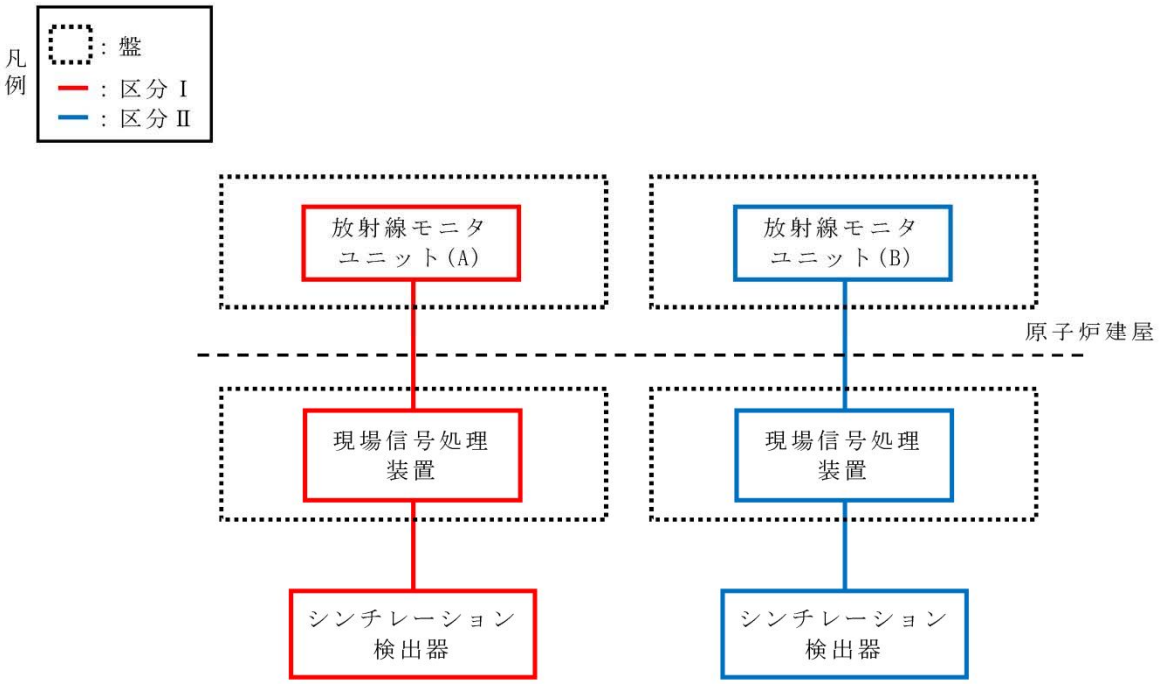
第 29-1 図　原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装　系統概略図



第 29-2 図　原子炉格納容器圧力計装，サプレッション・プール水温度計装　系統概略図



第 29-3 図　原子炉格納容器水素濃度計装及び酸素濃度計装　系統概略図



第 29-4 図　主排気筒放射線モニタ計装　系統概略図

補足①

安全施設に係る区分分離の基本原則について

1. はじめに

本資料では，東海第二発電所の安全施設に係る区分分離全体の基本原則について以下のとおり整理した。

2. 区分分離の種類

2.1 安全施設の区分分離

安全機能を有する構築物，系統及び機器（安全施設）のうち，重要度が特に高い安全機能を有するもの，及びそれ以外のものについての区分分離の考え方を以下に示す。

(1) 安全機能を有する構築物，系統及び機器（安全施設）のうち，重要度が特に高い安全機能を有するもの

安全機能を有する構築物，系統及び機器（安全施設）のうち，重要度が特に高い安全機能を有するものについては，以下の（A）（B）のとおり設計している。

（A）多重性又は多様性を確保するために設置した同一の機能を有する安全施設との間において，「単一故障（従属要因による多重故障含む）」が発生した場合であっても機能できるよう「独立性」を確保

【設置許可基準規則第十二条第２項】

（B）他の安全施設との間，または非安全施設との間において，「その一方の運転又は故障等」により安全機能が阻害されないように「機能的隔離及び物理的分離」を実施

【設置許可基準規則第十二条第１項及び重要度分類指針】

(2)　安全施設のうち，①以外のもの

安全施設のうち，①以外のものについては，以下の（B）のとおり設計することとしている。

（B）他の安全施設との間，または非安全施設との間において，「その一方の運転又は故障等により」安全機能が阻害されないように「機能的隔離及び物理的分離」を実施

【同①（B）】

安全施設の区分分離の具体例を図 1 に，同一機能内の区分分離及び異なる機能間での区分分離の考え方を図 2 示す。

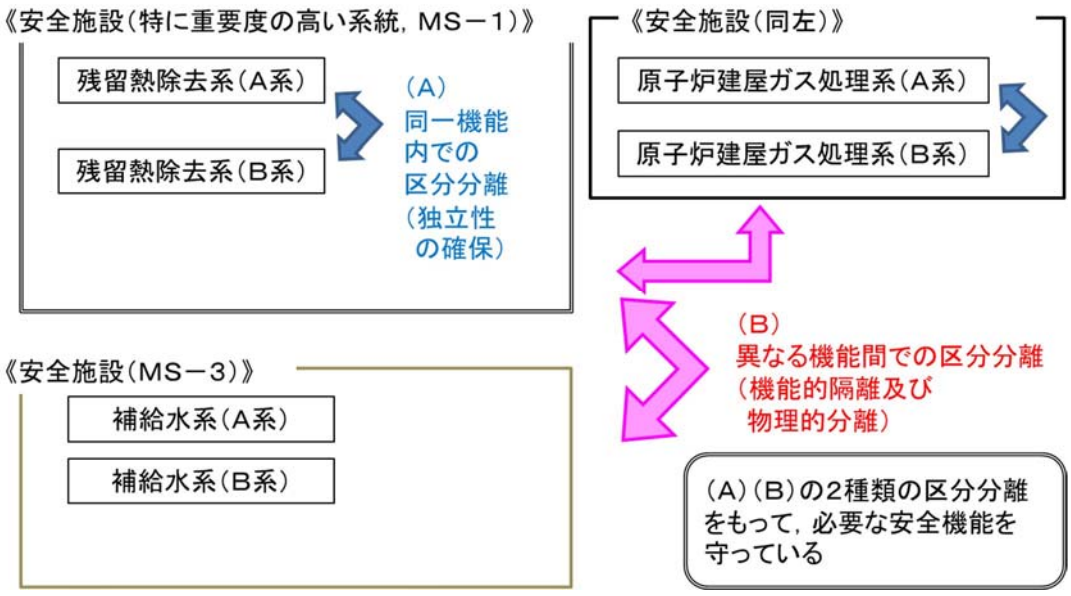


図 1　安全施設の区分分離の具体例

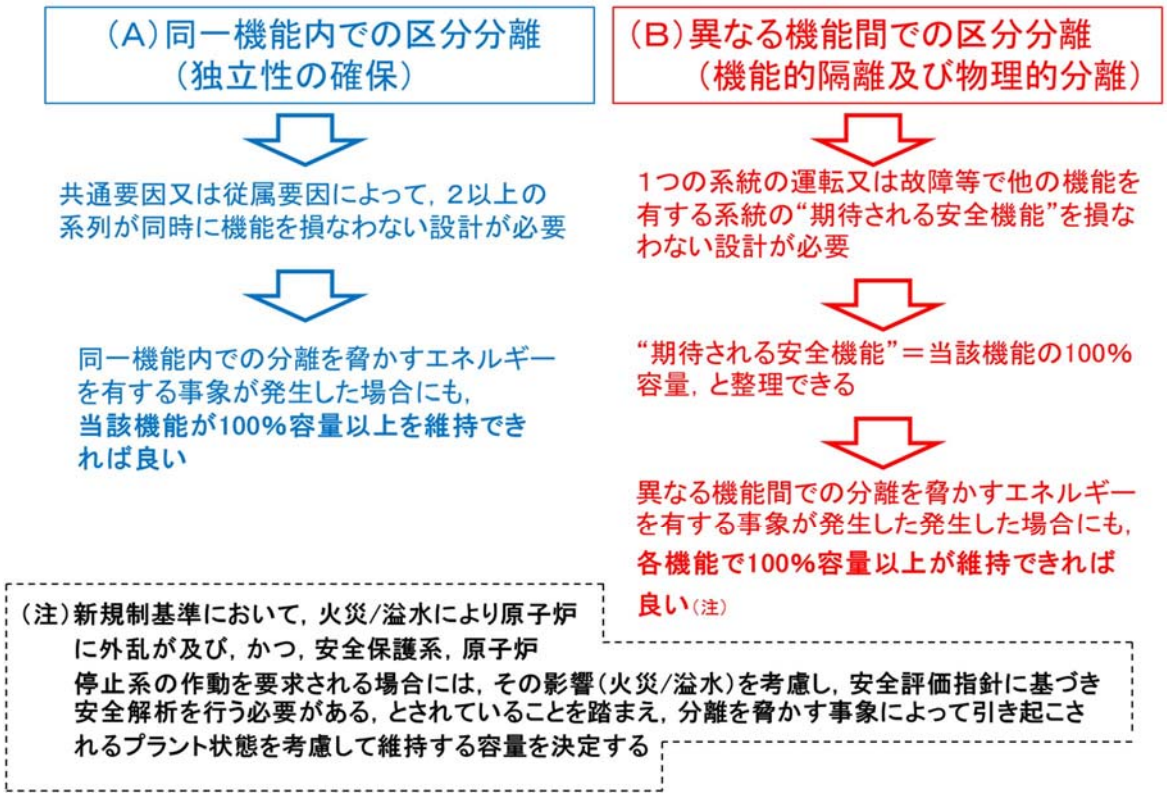


図 2　同一機能内の区分分離及び異なる機能間での区分分離

東海第二発電所では，新規制基準を踏まえ，（A）（B）に加えて，設置許可基準規則第八条（火災による損傷の防止）に基づく区分分離や，設置許可基準規則第九条（溢水による損傷の防止）に基づく区分分離も実施することとしている。

ここで，（A）については，当該系（重要度の特に高い安全機能を有する系統）のみならず，直接関連系も対象となる。間接関連系については（A）を満足する必要はないが，共通要因又は従属要因とならないことが必要となる。

なお，（B）異なる機能間での区分分離（機能的隔離及び物理的分離）については安全施設全てを対象としているが，「同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され，もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように」することが目的であることを踏まえると，安全施

設のうちクラス３（ＰＳ－３，ＭＳ－３）の系統については，影響を受ける側の系統として見た場合，当該安全機能が阻害された場合においても代替性や復旧性を考慮すると原子炉施設の安全が損なわれることはない，と評価できる。

2.2　火災に対する分離について

火災に対する分離については，設置許可基準規則十二条に基づく分離と同第八条に基づく分離があり，以下の様な違いがある。

(1)　（Ａ）同一機能内での区分分離（独立性の確保）

火災によっても他区分の設備が損傷しないよう，火災の影響を受ける可能性のある機器について，ＩＥＥＥ384-1992（ＩＥＥＥ Standard Criteria Independence of Class 1E Equipment and Circuits）に基づく離隔距離の確保，又は耐火障壁の設置により，同一機能内での区分分離を実施

(2)　（Ｂ）異なる機能間での区分分離（機能的隔離及び物理的分離）

火災によっても他機能の安全設備の機能を確保するよう，火災の影響を受ける可能性のある機器について，ＩＥＥＥ384-1992（ＩＥＥＥ Standard Criteria Independence of Class 1E Equipment and Circuits）に基づく離隔距離の確保，又は耐火障壁の設置により，異なる機能間での区分分離を実施

(3)　区域又は区画内の安全機能が全喪失することを仮定した区分分離

(3 時間耐火障壁による物理的分離)

上記（Ａ）（Ｂ）の区分分離に加え，原子炉の高温停止及び冷温停止に係る安全機能を有する機器については，保守的に，火災により当該機器を設置する区域又は区画内の安全機能が全喪失することを仮定しても，少なくとも１区分以上の原子炉の高温停止及び冷温停止機能が確保されるよう

に，３時間耐火能力を有する耐火障壁の設置により，原則として，安全系区分Ⅰ・Ⅱ間での区分分離を行う。

2.3　同一機能内・異なる機能間での分離を脅かすエネルギーについて

同一機能内・異なる機能間での分離を脅かすエネルギーを，プラント内部で発生するエネルギー及びプラント外部で発生するエネルギーに分類すると，以下のとおり整理できる。

(1)　プラント内部で発生するエネルギー

・環境条件

・火災

・溢水

・内的エネルギー（配管内のエネルギー，回転機器の回転エネルギー）

(2)　プラント外部で発生するエネルギー

・地震

・津波

・その他自然現象，人為事象（偶発的）

3.　区分分離の設計方針

プラント内部で発生するエネルギー，プラント外部で発生するエネルギーを想定した分離設計の考えについて，分離方法毎に整理した結果を表１に示す。

表１　区分分離の設計方針について

分離方法	想定事象	機器		分離手段		設計方針
				距離	障壁	
物理的分離	内部エネルギー	配管の損傷において影響がある機器		○	－	（格納容器内） ・パイプホイップ評価を行い，配管の破断により安全機能が損なわれないような配置設計（必要に応じてパイプホイップレストレイントを設置）とする。
				○	○	（格納容器外） ・系統区分を考慮した配置とし，安全上重要な系統及び機器については，原則，各区分ごとに障壁による分離配置を行い，破断配管と分離する設計とする。
		回転機器の損傷において影響がある機器		○	○	（タービンミサイル） ・「タービンミサイル評価について」（昭和 52 年 7 月 20 日原子力委員会原子炉安全専門審査会）に基づきタービンミサイル評価を行い，使用済燃料プール落下確率が 10^{-7}/年以下であるように配置上の考慮を行う。 ・タービンミサイルが貫通しない障壁を設ける設計とする。
				○	○	（その他ポンプ，モータ等のインターナルミサイル） ・ポンプ，モータ，タービン（RCIC 系，給水系）などの異常によりミサイルが発生する確率が 10^{-7}/年以下であること。 ・上記が不可能な場合には，安全上重要な系統，機器へのミサイル落下確率（破壊に至らしめる確率）が 10^{-7}/年以下であること。 ・上記が不可能な場合には，隔離壁を追加する設計とする。
	火災	火災において影響がある機器	ｹｰﾌﾞﾙ	○	○	・IEEE Std 384-1992(IEEE Standard Criteria for Independence of Class 1E Equipment and Circuits)に基づく隔離距離により分離する設計とする。 ・耐火障壁等により分離する設計とする。
			補機	○	○	
			盤・ラック	○	○	
その他 （想定事象に対する頑健性の確保）	環境条件					各機器は想定される環境条件に耐えうる設計とする。
	溢水※					溢水の発生要因（想定破損，消火等，地震起因）ならびに溢水影響モード（没水，被水，蒸気曝露）それぞれに対し，『溢水の発生防止』，『溢水の拡大防止』，『溢水の影響防止』の３方策を適切に組み合わせることにより，複数の安全区分が同時に機能喪失しないよう設計する。
	地震					耐震重要施設は基準地震動に対してその機能を損なわない設計とする。
	津波※					設計基準津波が各機器に到達しないよう防護する設計とする。
	その他自然現象，人為事象（偶発的）※					屋内機器は影響を受けないこと，屋外機器は個別に防護する設計とする。

分離方法	分離手段	設計方針
機能的隔離	隔離装置	タイラインを有する系統間を弁の構成によって隔離する，計装系において光変換カード等を系統間に介在させる，電気系において遮断器等を用いた隔離部分を設ける設計とする。

※想定事象に対する頑健性の確保のため，物理的分離を実施する場合がある。

4. まとめ

(1) 区分分離には以下の 2 つの種類があり，これらによって必要な安全機能を守っている。

（A）同一機能内での区分分離（独立性の確保）

（B）異なる機能間での区分分離（機能的隔離及び物理的分離）

(2) 区分分離を脅かすエネルギーとしては，プラント内部／外部で発生するエネルギーがそれぞれ考えられるため，各々について整理した。

(3) 東海第二発電所は，当該系／関連系（直接関連系，間接関連系）について，本区分分離の基本原則に基づき，プラント設計を行っている。

補足②

地震，溢水，火災以外の共通要因について

1. 考慮するハザード

重要度の特に高い安全機能を有する系統における独立性の確認として，地震，溢水（内部溢水），火災（内部火災）による共通要因故障の有無を添付 2 にて整理している。ここでは，地震，溢水，火災以外の共通要因故障の起因となりうるハザードについて整理する。

設計基準対象施設について考慮するハザードは，設置許可基準規則の以下の条文に該当するものである。

第四条 地震による損傷の防止

第五条 津波による損傷の防止

第六条 外部からの衝撃による損傷の防止

第八条 火災による損傷の防止

第九条 溢水による損傷の防止等

これらの条文のうち，地震，溢水，火災以外の共通要因故障の起因となりうるハザードは，

第五条 津波による損傷の防止

第六条 外部からの衝撃による損傷の防止

である。

2. 津波による損傷の防止（設置許可基準規則第五条）

津波による損傷の防止については，設置許可基準規則第五条に対する適合性の説明の中で整理するが，重要度の特に高い安全機能を有する系統に対し

ては，同別記３の通り，以下の対策をとることで基準津波に対して安全機能を損なわない設計としている。

・津波による遡上波が到達しない高い場所への配置

・津波が流入することを防止するための設備の設置等の津波防護対策

・基準津波による水位の低下に対する海水ポンプの機能保持対策

3. 外部からの衝撃による損傷の防止（設置許可基準規則第六条）

外部からの衝撃による損傷の防止については，設置許可基準規則第六条に対する適合性の説明の中で整理するが，重要度の特に高い安全機能を有する系統に対しては，以下の通り，安全機能を損なわない設計としている。

・発電所敷地で想定される洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合において，自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計

・「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」（平成２年８月３０日原子力安全委員会決定）の「Ⅴ．２．（２）自然現象に対する設計上の考慮」に示される重要安全施設は，科学的技術的知見を踏まえ，当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力について，それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して適切に組み合わせた設計

・発電所敷地又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害の原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であ

って人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計

・自然現象，人為事象の組み合わせについても，地震，津波，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災等の影響を考慮し，事象が単独で発生した場合の影響と比較して，複数の事象が重畳することで影響が増長される組み合わせを特定し，その組合せの影響に対しても安全機能を損なわない設計

各ハザードに対する具体的な設計上の考慮は表１の通りである。

表１　設置許可基準規則第六条のハザードに対する設計上の考慮

ハザード	設計上の考慮
洪水	・敷地の地形及び表流水の状況から，洪水による被害が生じることはない。
風（台風）	・安全施設は，設計基準風速による風荷重に対し，安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは風（台風）による損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。
竜巻	・設計竜巻による風圧力による荷重，気圧差による荷重及び飛来物が安全施設に衝突する際の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びに安全施設に常時作用する荷重，運転時荷重及びその他竜巻以外の自然現象による荷重等を適切に組み合わせた荷重に対し，安全施設及び安全施設を内包する区画の構造健全性の確保若しくは飛来物による損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。
凍結	・安全施設は，凍結に対し，安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは低温による凍結を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。
降水	・安全施設は，設計基準降水量による浸水及び荷重に対し，安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは降水による損傷を考慮して，代替設備により必要な機

ハザード	設計上の考慮
	能を確保すること，安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。
積雪	・安全施設は，設計基準積雪深による荷重及び閉塞に対し，安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは積雪による損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。
落雷	・安全施設は，設計基準電流値による雷サージに対し，安全機能を損なわない設計とすること若しくは雷サージによる損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。
火山の影響	・安全施設は，降下火砕物による直接的影響に対して機能維持すること若しくは降下火砕物による損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間での修復等の対応又はそれらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。 ・降下火砕物による間接的影響である 7 日間の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し，発電所の安全性を維持するために必要となる電源の供給が継続できることにより安全機能を損なわない設計とする。
生物学的事象	・安全施設は，生物学的事象に対して健全性を確保すること若しくは生物学的事象による損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。
森林火災	・安全施設は，森林火災に対し防火帯及び離隔距離の確保若しくは森林火災による損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。
高潮	・安全施設は，高潮の影響を受けない敷地高さ（T.P.＋3.3m）以上に設置することで，その安全機能を損なわない設計とする。
飛来物 （航空機落下）	・原子炉施設等への航空機の落下確率は防護設計の要否を判断する基準である 10^{-7} 回／炉・年を超えないため，飛来物（航空機落下）による防護については考慮不要である。
ダムの崩壊	・発電所敷地の北側に久慈川が位置しており，その支線の上流約 30km にダムが存在するが，久慈川は敷地の北方を太平洋に向かい東進していること，久慈川河口に対して標高 3m～21m の上り勾配となっていることから，発電所敷地がダムの崩壊により影響をうけることはない。

ハザード	設計上の考慮
爆発	・安全施設は，爆発源に対し，離隔距離の確保若しくは爆発による損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。
近隣工場等の火災	・安全施設は，近隣工場等の火災に対し，離隔距離の確保若しくは近隣工場等の火災による損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。
有毒ガス	・安全施設は，想定される有毒ガスの発生に対し，中央制御室換気系等により，中央制御室の居住性を損なわない設計とする。
船舶の衝突	・安全施設は，航路を通行する船舶の衝突に対し，航路からの離隔距離を確保することにより，安全施設の船舶の衝突に対する健全性の確保若しくは船舶の衝突による損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。
電磁的障害	・安全施設は，電磁的障害に対し，健全性の確保若しくは電磁的障害による損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。
重畳	・事象が単独で発生した場合の影響と比較して，複数の事象が重畳することで影響が増長される組み合わせを特定し，その中から荷重の大きさ等の観点で代表性のある，地震，津波，火山の影響，風（台風）及び積雪の組合せの影響に対し，安全機能を損なわない設計とする。

4. 結論

地震，溢水，火災以外の共通要因故障の起因となりうるハザードについて整理した結果，設置許可基準規則第五条及び第六条に対する適合性を有しており，各々に対して安全機能を損なわない設計としていることを確認した。

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果（1／5）

No.	安全機能 （設置許可基準規則第12条）	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出				フロー②に係わる抽出			独立性
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無		フロー①対象機器	静的機器単一設計箇所	使用期間	対象系統	
1	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系［185本］	有	多重性有	制御棒及び制御棒駆動系は185本設置しており，多重性を有している。	－	－	短期	－	有
2	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系［185本］	有	多様性有	2種類の異なる機構により未臨界を維持することが可能な設計となっており，多様性を有している。	－	－	長期	－	有
		ほう酸水注入系	－			－	－	短期	－	有
3	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	有	多重性有	逃がし安全弁は18個設置しており，安全弁機能は全てに備わっていることから，多重性を有している。	－	－	短期	－	有
4	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（原子炉停止時冷却系）	－	多様性有	複数の除熱手段を有していることから，多様性を有している。	－	－	長期	－	有
		原子炉隔離時冷却系	－			－	－		－	有
		高圧炉心スプレイ系	－			－	－		－	有
		逃がし安全弁（手動逃がし機能）	有			－	－		－	有
		自動減圧系（手動逃がし機能）	有			－	－		－	有
		残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）	有			－	－		－	有
5	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	－	多様性有	動作原理の異なる複数のポンプにより原子炉への注水を行うことが可能であり，多様性を有している。	－	－	長期	－	有
		高圧炉心スプレイ系	－			－	－		－	有
6	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）	有	多重性有	逃がし安全弁（手動逃がし機能）は18個設置されており，このうち7個は自動減圧系（手動逃がし機能）を兼ねている。 これらの弁には全て個別にアキュムレータが設けられ，個別に動作させることが可能な設計としており，多重性を有している。	－	－	長期	－	有
		自動減圧系（手動逃がし機能）	有			－	－		－	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果（2／5）

No.	安全機能 （設置許可基準規則第12条）	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出				フロー②に係わる抽出			独立性
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無		フロー①対象機器	静的機器単一設計箇所	使用期間	対象系統	
7	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	高圧炉心スプレイ系	－	多様性有	事故後の高圧時における炉心冷却は，高圧炉心スプレイ系又は「自動減圧系による原子炉減圧及び低圧非常用炉心冷却系」によって達成できる設計としており，多様性を有している。	－	－	短期	－	有
		自動減圧系（逃がし安全弁）	有			－	－		－	有
		低圧炉心スプレイ系	－			－	－		－	有
		残留熱除去系（低圧注水系）	有			－	－		－	有
8	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	低圧炉心スプレイ系	－	多様性有	低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系），高圧炉心スプレイ系によって多様性を有している。	－	－	長期	－	有
		残留熱除去系（低圧注水系）	有			－	－		－	有
		高圧炉心スプレイ系	－			－	－		－	有
9	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（逃がし安全弁）	有	多重性有	自動減圧系（逃がし安全弁）は7個設置しており，多重性を有している。	－	－	短期	－	有
10	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	原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系，非常用ガス処理系）	－	－	原子炉建屋ガス処理系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。 ただし，配管の一部が単一設計となっている。	○	配管の一部	長期	○	有
11	格納容器の冷却機能	残留熱除去系（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系）の動的機器は多重性を有している。 ただし，スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）は単一設計となっている。	○	ｽﾌﾟﾚｲﾍｯﾀﾞ（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ側）	長期	○	有
12	格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	有	多重性有	可燃性ガス濃度制御系は2系統設置しており，多重性を有している。	－	－	長期	－	有
13	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（交流）	有	多重性有	非常用電源系（交流）は3区分設置しており，多重性を有している。	－	－	長期	－	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果（3／5）

No.	安全機能 （設置許可基準規則第12条）	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出				フロー②に係わる抽出			独立性
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無		フロー①対象機器	静的機器単一設計箇所	使用期間	対象系統	
14	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	非常用所内電源系（直流電源系統）	有	多重性有	非常用所内電源系（直流電源系統）の非常用所内電源，中性子モニタ用はそれぞれ3区分，2区分設置しており，それぞれ多重性を有している。	－	－	長期	－	有
15	非常用の交流電源機能	ディーゼル発電機設備	有	多重性有	ディーゼル発電機設備は3区分あり，多重性を有している。	－	－	長期	－	有
16	非常用の直流電源機能	直流電源設備	有	多重性有	直流電源設備の非常用所内電源，中性子モニタ用はそれぞれ3区分，2区分設置しており，それぞれ多重性を有している。	－	－	長期	－	有
17	非常用の計測制御用電源機能	計測制御用電源設備	有	多重性有	計測制御用電源設備は3区分設置しており，多重性を有している。	－	－	長期	－	有
18	補機冷却機能	残留熱除去系海水系及びディーゼル発電機海水系	有	多重性有	残留熱除去系海水系は2区分，ディーゼル発電機海水系は3区分設置しており，多重性を有している。	－	－	長期	－	有
19	冷却用海水供給機能									
20	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系	－	－	中央制御室換気系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。 ただし，ダクトの一部及び空気調和機が単一設計となっている。	○	ダクトの一部	長期	○	有
21	圧縮空気供給機能	逃がし安全弁［18個］のアキュムレータ	有	多重性有	弁そのものが多重性を有しており，それぞれ個別にアキュムレータを有していることから，アキュムレータについても多重性を有している。	－	－	長期	－	有
		自動減圧機能［7個］のアキュムレータ	有	多重性有		－	－	長期	－	有
		主蒸気隔離弁［8個］のアキュムレータ	有	多重性有		－	－	短期	－	有
22	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	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	有	多重性有	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は，設置許可基準規則　第十七条に適合する設計としており，多重性又は多様性を有している。	－	－	長期	－	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果（4／5）

No.	安全機能 （設置許可基準規則第12条）	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出				フロー②に係わる抽出			独立性
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無		フロー①対象機器	静的機器単一設計箇所	使用期間	対象系統	
23	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	有	多重性有	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は，設置許可基準規則　第三十二条に適合する設計としており，多重性又は多様性を有している。	－	－	長期	－	有
24	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	安全保護系（スクラム機能）	有	多重性有	安全保護系（スクラム機能）は2つの独立した原子炉緊急停止系より構成されている。 原子炉緊急停止系の各系は1つの測定変数に対して2つ以上の独立したトリップ接点を持っており，いずれかの接点の動作で当該系がトリップし，2系統が共にトリップした場合に原子炉がスクラムする設計となっており，多重性を有している。	－	－	短期	－	有
25	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	安全保護系（非常用炉心冷却系作動，主蒸気隔離，原子炉格納容器隔離，原子炉建屋ガス処理系作動）	有	多重性又は多様性有	安全保護系は，各区分において複数の検出器から得られた信号を用い，安全論理回路を通じて作動信号を発生させており，多重性又は多様性を有している。	－	－	長期	－	有
26	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	起動領域計装	有	多重性有	起動領域計装は，中性子源領域と中間領域の2つの領域で8チャンネルによる中性子モニタリングを行っており，多重性を有している。	－	－	長期	－	有
		原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	－	多様性有	原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備と制御棒位置監視設備による確認によって多様性を有している。	－	－		－	有
27	事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位計装（広帯域，燃料域）	有	多重性有	原子炉水位計装（広帯域，燃料域）は2区分設置しており，多重性を有している。	－	－	長期	－	有
		原子炉圧力計装	有	多重性有	原子炉圧力計装は2区分設置しており，多重性を有している。	－	－		－	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果（5／5）

No.	安全機能 （設置許可基準規則第12条）	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出				フロー②に係わる抽出			独立性
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無		フロー①対象機器	静的機器単一設計箇所	使用期間	対象系統	
28	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力計装	有	多重性有	原子炉格納容器圧力計装は2区分設置しており，多重性を有している。	－	－	長期	－	有
		サプレッション・プール水温度計装	有	多重性有	サプレッション・プール水温度計装は2区分設置しており，多重性を有している。	－	－		－	有
		原子炉格納容器エリア放射線量率計装	有	多重性有	原子炉格納容器エリア放射線量率計装は2区分設置しており，多重性を有している。	－	－		－	有
29	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉圧力計装	有	多重性有	原子炉圧力計装は2区分設置しており，多重性を有している。	－	－	長期	－	有
		原子炉水位計装（広帯域，燃料域）	有	多重性有	原子炉水位計装（広帯域，燃料域）は2区分設置しており，多重性を有している。	－	－		－	有
		原子炉格納容器圧力計装	有	多重性有	原子炉格納容器圧力計装は2区分設置しており，多重性を有している。	－	－		－	有
		サプレッション・プール水温度計装	有	多重性有	サプレッション・プール水温度計装は2区分設置しており，多重性を有している。	－	－		－	有
		原子炉格納容器水素濃度計装	有	多重性有	原子炉格納容器水素濃度計装は2区分設置しており，多重性を有している。	－	－		－	有
		原子炉格納容器酸素濃度計装	有	多重性有	原子炉格納容器酸素濃度計装は2区分設置しており，多重性を有している。	－	－		－	有
		主排気筒放射線モニタ計装	有	多重性有	主排気筒放射線モニタ計装は2区分設置しており，多重性を有している。	－	－		－	有

設計基準事故解析で期待する異常影響緩和系について

設計基準事故解析においては，異常影響緩和系によって，原則として運転員の介在なしで事象が収束することを確認している。安全保護回路等が動作することで必要な機能は満足され，プラント状態把握は事象収束のためには必要とならない。ただし，運転員の介在をもって事象を収束させる設計基準事故もあり，このためにプラント状態把握を行う場合もある。

これら設計基準事故解析で期待する異常影響緩和系について，全て添付 1，添付 2 に含まれていることを確認する。

1. 確認方法

東海第二発電所の設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の系統・機器を抽出し，その重要度分類を確認する。

2. 確認結果

第 1 表に示すとおり，これらの設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の系統･機器は全て添付 1,添付 2 に含まれていることを確認した。

なお，設計基準事故解析において期待するＭＳ－３の系統・機器は，主排気筒放射線モニタのみである。

第 1 表　設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の
重要度分類確認結果（1／4）

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化			
・原子炉冷却材喪失	・制御棒及び制御棒駆動系	原子炉の緊急停止機能	ＭＳ－１
		未臨界維持機能	
	・逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水系） ・高圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系	炉心冷却機能	
	・原子炉緊急停止の安全保護回路（原子炉水位低） ・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	
	・非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	

第１表　設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の
重要度分類確認結果（2／4）

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化			
・原子炉冷却材流量の喪失 ・原子炉冷却材ポンプの軸固着	・制御棒及び制御棒駆動系	原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能	ＭＳ－１
	・逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
	・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ・原子炉隔離時冷却系 ・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）	原子炉停止後の除熱機能	
	・原子炉緊急停止の安全保護回路（主蒸気止め弁閉）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	
	・非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化			
・制御棒落下	・制御棒及び制御棒駆動系	原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能	ＭＳ－１
	・逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
	・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ・原子炉隔離時冷却系 ・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）	原子炉停止後の除熱機能	
	・原子炉緊急停止の安全保護回路（出力領域中性子束高）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	
	・非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	
環境への放射性物質の異常な放出			
・放射性気体廃棄物処理施設の破損	・放射性気体廃棄物処理系隔離弁 ・排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外）	放射性物質放出の防止機能	ＭＳ－２
	・主排気筒放射線モニタ	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	ＭＳ－３

第１表　設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の
重要度分類確認結果（3／4）

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
環境への放射性物質の異常な放出			
・主蒸気管破断	・制御棒及び制御棒駆動系	原子炉の緊急停止機能	ＭＳ－１
		未臨界維持機能	
	・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ・原子炉隔離時冷却系 ・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）	原子炉停止後の除熱機能	
	・主蒸気流量制限器 ・主蒸気隔離弁	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	
	・原子炉緊急停止の安全保護回路（主蒸気隔離弁閉） ・主蒸気隔離の安全保護回路（主蒸気管流量大）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	
	・非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	
・燃料集合体の落下	・遮蔽設備（二次遮蔽壁）	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	ＭＳ－１
	・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路（原子炉建屋放射能高）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	
	・非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	
	・原子炉建屋原子炉棟 ・原子炉建屋ガス処理系 ・非常用ガス処理系排気筒	放射性物質放出の防止機能	ＭＳ－２
・原子炉冷却材喪失	・格納容器 ・格納容器隔離弁（主蒸気隔離弁含む） ・原子炉建屋原子炉棟 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） ・原子炉建屋ガス処理系 ・非常用ガス処理系排気筒 ・遮蔽設備（一次遮蔽壁，二次遮蔽壁）	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	ＭＳ－１
・制御棒落下	・主蒸気隔離弁	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	ＭＳ－１
	・主蒸気隔離の安全保護回路（主蒸気管放射能高）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生信号	

第 1 表　設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の
重要度分類確認結果（4／4）

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化			
・原子炉冷却材喪失	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水系） ・高圧炉心スプレイ系	炉心冷却機能	ＭＳ－１
	・ベント管付き真空破壊弁 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	
	・非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	
	・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・原子炉格納容器圧力	事故時のプラント状態の把握機能	ＭＳ－２
・可燃性ガスの発生	・可燃性ガス濃度制御系	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	ＭＳ－１
	・原子炉格納容器水素濃度 ・原子炉格納容器酸素濃度	事故時のプラント状態の把握機能	ＭＳ－２
・動荷重の発生	－	－	－

静的機器の単一故障に係る被ばく評価条件について

1. 原子炉建屋ガス処理系

(1) 非居住区域境界外の被ばく評価について

原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系）の機能を期待する想定事故は，設置許可申請書添付書類十の安全評価において，原子炉冷却材喪失及び燃料集合体の落下があり，それぞれについて影響評価を実施した。

ａ．解析条件

原子炉冷却材喪失及び燃料集合体の落下時の主な解析条件を第 1 表及び第 2 表に示す。

また，原子炉冷却材喪失時の核分裂生成物の放出経路の概略を第 1 図，燃料集合体の落下時の核分裂生成物の放出経路の概略を第 2 図に示す。なお，原子炉冷却材喪失時の希ガス及びよう素が大気中に放出するまでの過程を第 3 図及び第 4 図に，燃料集合体の落下時のよう素及び希ガスが大気中に放出するまでの過程を第 5 図及び第 6 図に示す。

第 1 表　主な解析条件（原子炉冷却材喪失）（1／2）

項目	評価条件		選定理由
冷却材中のよう素濃度	I-131 を約 4.6×10^{3}Bq／g とし，それに応じ他のハロゲン等の組成を拡散組成として考慮		I-131 については保安規定上許容される最大値
燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量	I-131 を 2.22×10^{14}Bq とし，それに応じ他の核分裂生成物の組成を平衡組成として考慮，希ガスについてはよう素の 2 倍とする		I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値
燃料棒から追加放出されるよう素の割合	無機よう素　96% 有機よう素　4%		安全評価審査指針どおり
格納容器に放出される核分裂生成物のうち，格納容器内部に沈着する割合	希ガス　0% 無機よう素　50% 有機よう素　0%		安全評価審査指針どおり
サプレッション・チェンバ内のプール水への分配係数	希ガス　0 無機よう素　100 有機よう素　0		実験に基づく値
格納容器漏えい率	0.5%／d 一定		保守的に設計漏えい率で一定と仮定
格納容器内及び原子炉建屋内での減衰	考慮する		放出までの崩壊を考慮
事故の評価期間	無限期間		安全評価審査指針に基づき保守的に設定
非常用ガス再循環系	事故発生～24 時間	よう素除去効率 90% 換気率　4.8 回／d	・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値
	24 時間以降	同上	
非常用ガス処理系	事故発生～24 時間	よう素除去効率 97% 換気率　1 回／d	・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値 ・原子炉建屋漏えい率 事象発生から 24 時間以降は非常用ガス処理系の機能喪失を仮定するため，原子炉建屋から大気中へ漏えいすることとなるが，この漏えい量を換気率と同等として 1 回／d と仮定する。
	24 時間以降	考慮しない （機能喪失すると想定）	

第 1 表　主な解析条件（原子炉冷却材喪失）(2／2)

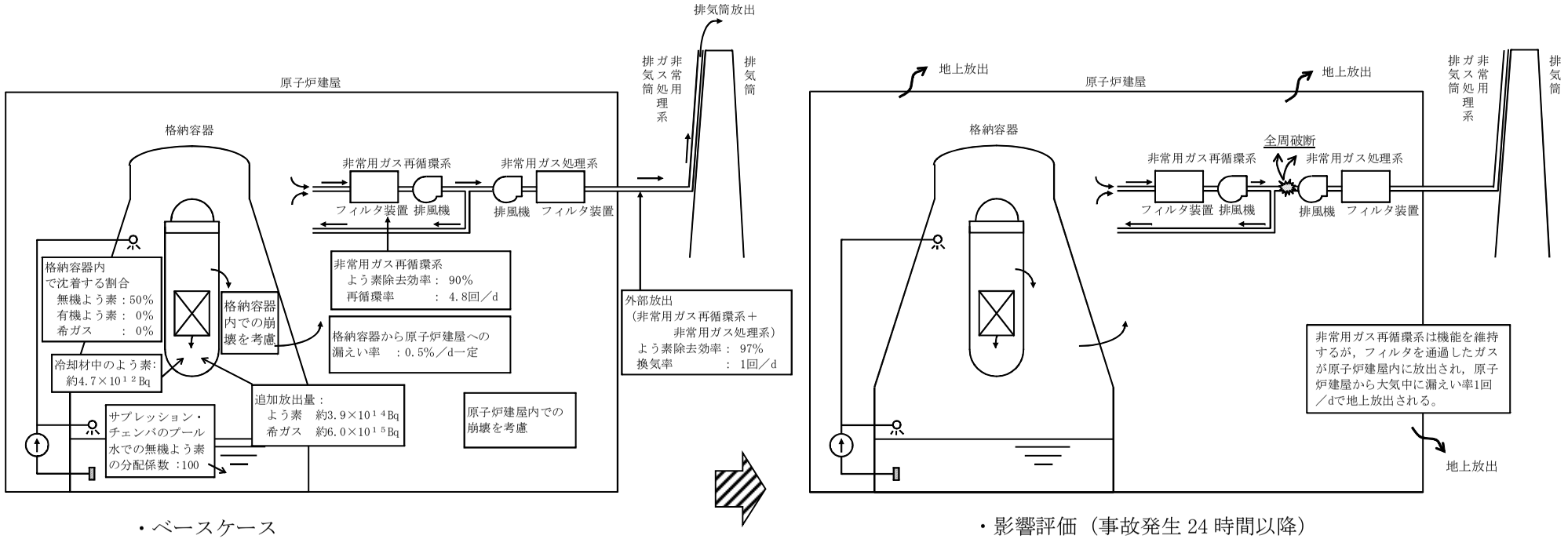
項目	評価条件		選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル		気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%		気象指針どおり
建屋の影響	考慮する		気象指針に従って算出（原子炉建屋の影響を考慮）
実効放出継続時間	事故発生～24 時間	希ガス　10 時間 よう素　20 時間	気象指針に従って算出
	24 時間以降	希ガス　140 時間 よう素　210 時間	
核分裂生成物の拡散係数	事故発生～24 時間	D／Q 5.6×10^{-20} (Gy／Bq) χ／Q 8.9×10^{-7} (s／m^3)	気象指針に従って算出
	24 時間以降	D／Q 2.4×10^{-19} (Gy／Bq) χ／Q 7.0×10^{-6} (s／m^3)	
放出位置	事故発生～24 時間	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）	事故事象に応じた放出口からの放出を想定
	24 時間以降	原子炉建屋（地上放出）	
気象資料	東海第二発電所において，2005 年 4 月～2006 年 3 月までに観測された，排気筒付近を代表する標高 148m 地点（地上高 140m）及び地上付近を代表する標高 18m（地上高 10m）の風向及び風速データ		気象指針どおり

第 2 表　主な解析条件（燃料集合体の落下）（1／2）

<table>
<tr><th>項目</th><th colspan="2">評価条件</th><th>選定理由</th></tr>
<tr><td>原子炉停止前の原子炉熱出力</td><td colspan="2">3,440MW</td><td>定格出力に余裕をみた値
（定格出力の約 105%）</td></tr>
<tr><td>原子炉運転時間</td><td colspan="2">2,000 日</td><td>核分裂生成物の蓄積量が平衡に達する運転時間に余裕をみた上で，炉内平均滞在日数を考慮した値</td></tr>
<tr><td>原子炉停止後，事故発生までの時間</td><td colspan="2">1 日</td><td>定検工程に余裕をみた値
（通常は原子炉停止数日後に燃料取替作業を行うが，保守的に 1 日を仮定）</td></tr>
<tr><td>破損燃料棒本数</td><td colspan="2">2.3 体相当（燃料集合体換算）</td><td>事故解析結果に余裕をみた値</td></tr>
<tr><td>破損燃料棒から放出される核分裂生成物の割合</td><td colspan="2">希ガス　10%
よう素　 5%</td><td>燃料棒ギャップ中の核分裂生成物の計算値に余裕をみた値</td></tr>
<tr><td>破損燃料棒から放出されるよう素の割合</td><td colspan="2">無機よう素　99%
有機よう素　 1%</td><td>実験結果に基づく値</td></tr>
<tr><td>無機よう素の水中での除染係数</td><td colspan="2">500</td><td>安全評価審査指針どおり</td></tr>
<tr><td rowspan="2">非常用ガス再循環系</td><td>事故発生～
24 時間</td><td>よう素除去効率 90%
換気率　 4.8 回／d</td><td rowspan="2">・よう素除去効率
設計上定められた最小値
・換気率
設計値</td></tr>
<tr><td>24 時間以降</td><td>同上</td></tr>
<tr><td rowspan="2">非常用ガス処理系</td><td>事故発生～
24 時間</td><td>よう素除去効率 97%
換気率　 1 回／d</td><td rowspan="2">・よう素除去効率
設計上定められた最小値
・換気率
設計値
・原子炉建屋漏えい率
事象発生から 24 時間以降は非常用ガス処理系の機能喪失を仮定するため，原子炉建屋から大気中へ漏えいすることとなるが，この漏えい量を換気率と同等として 1 回／d と仮定する。</td></tr>
<tr><td>24 時間以降</td><td>考慮しない
（機能喪失する想定）</td></tr>
</table>

第 2 表　主な解析条件（燃料集合体の落下）（2／2）

項目	評価条件		選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル		気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%		気象指針どおり
建屋の影響	考慮する		気象指針に従って算出（原子炉建屋の影響を考慮）
実効放出継続時間	事故発生～24 時間	希ガス　10 時間 よう素　 1 時間	気象指針に従って算出
	24 時間以降	希ガス　10 時間 よう素　 1 時間	
核分裂生成物の拡散係数	事故発生～24 時間	D／Q 5.6×10^{-20}（Gy／Bq） χ／Q 2.0×10^{-6}（s／m^3）	気象指針に従って算出
	24 時間以降	D／Q 4.8×10^{-19}（Gy／Bq） χ／Q 2.4×10^{-5}（s／m^3）	
放出位置	事故発生～24 時間	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）	事故事象に応じた放出口からの放出を想定
	24 時間以降	原子炉建屋（地上放出）	
気象資料	東海第二発電所において，2005 年 4 月～2006 年 3 月までに観測された，排気筒付近を代表する標高 148m 地点（地上高 140m）及び地上付近を代表する標高 18m（地上高 10m）の風向及び風速データ		気象指針どおり

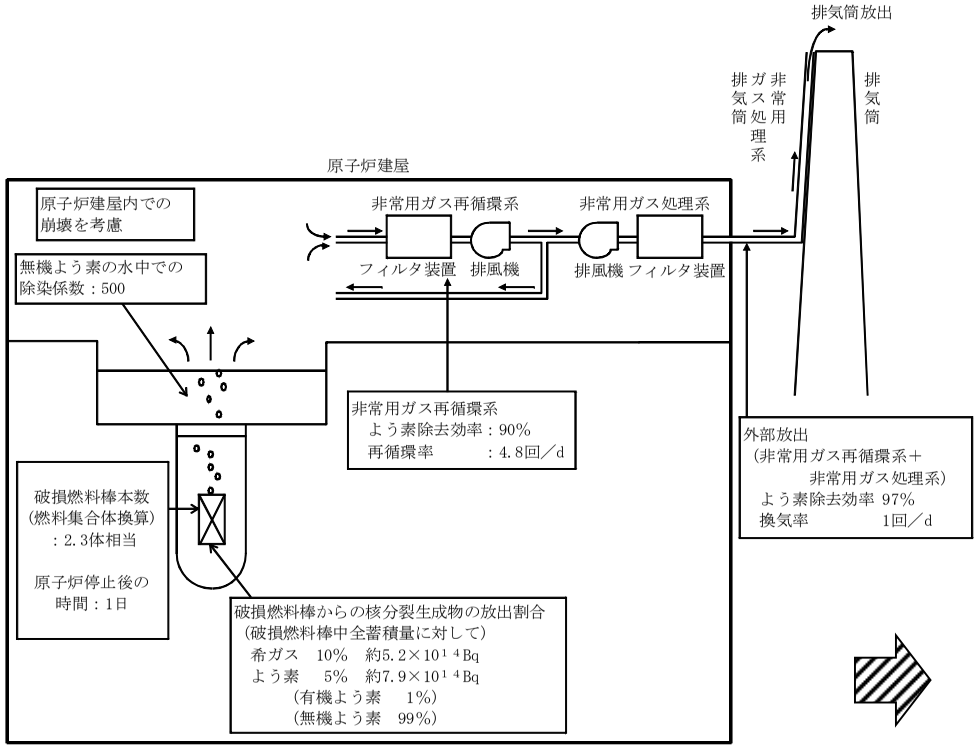


・ベースケース

・影響評価（事故発生～24 時間）

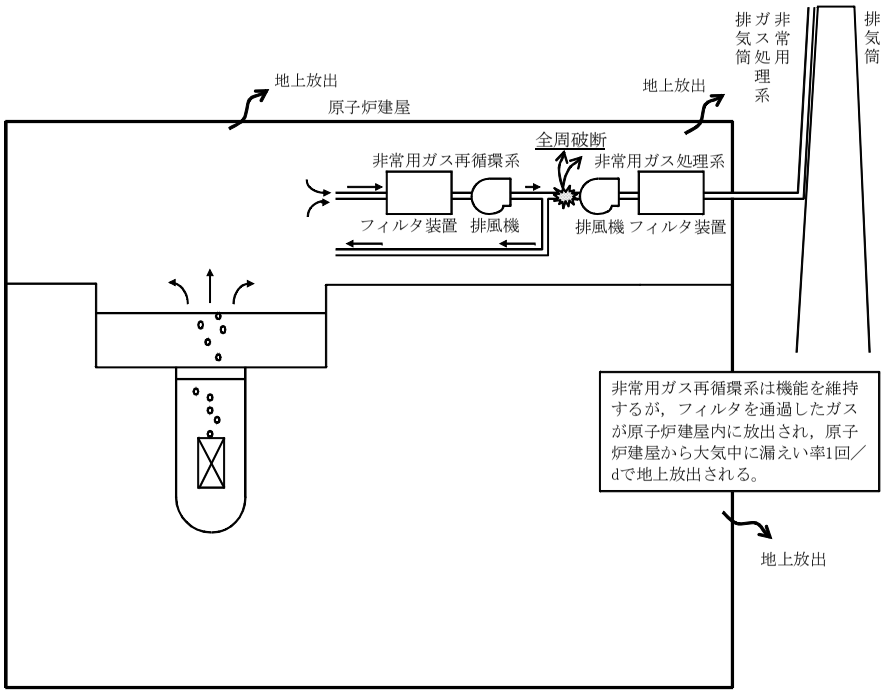
・影響評価（事故発生 24 時間以降）

第 1 図　原子炉冷却材喪失時の核分裂生成物の放出経路の概略



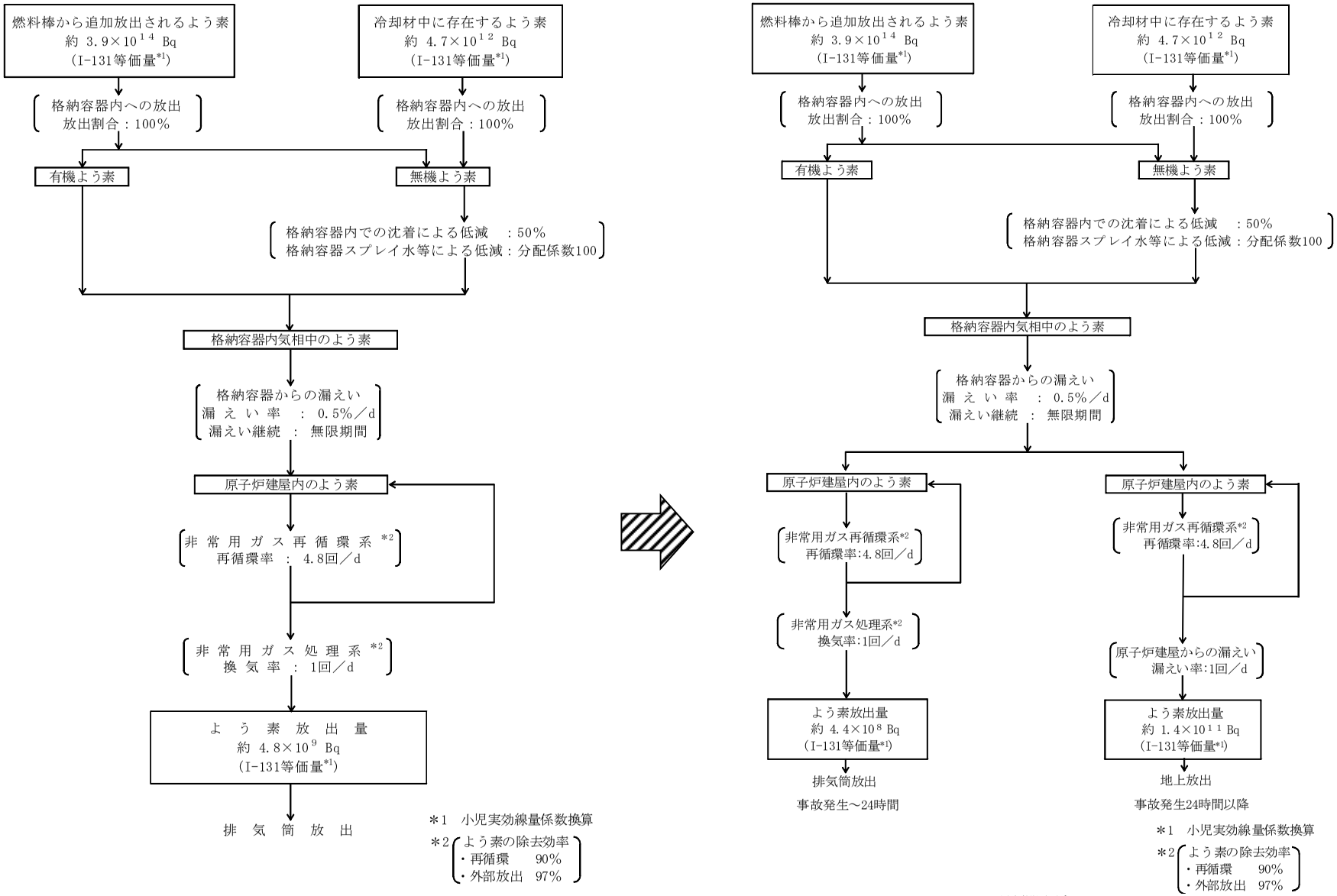
・ベースケース

・影響評価（事故発生～24 時間）

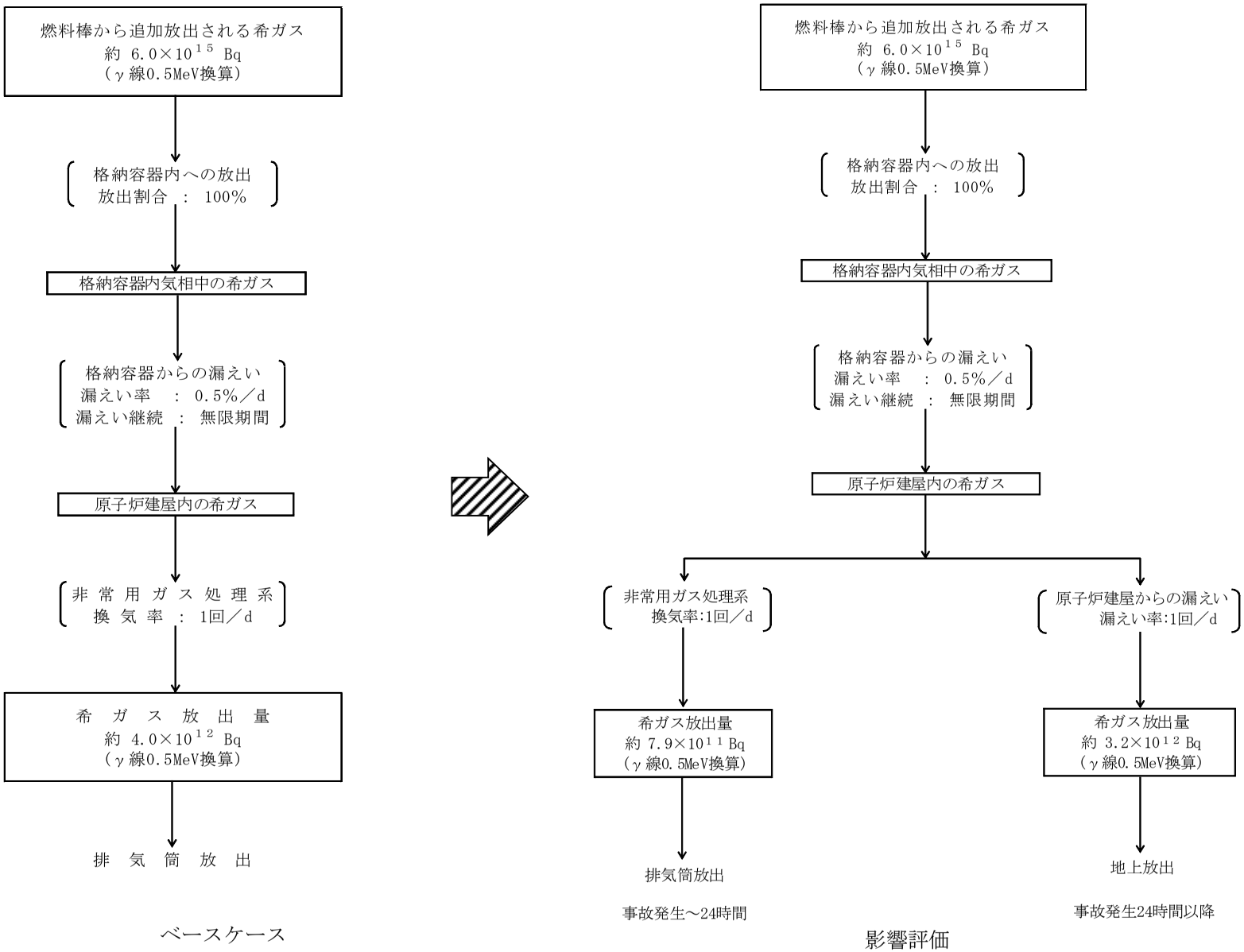


・影響評価（事故発生 24 時間以降）

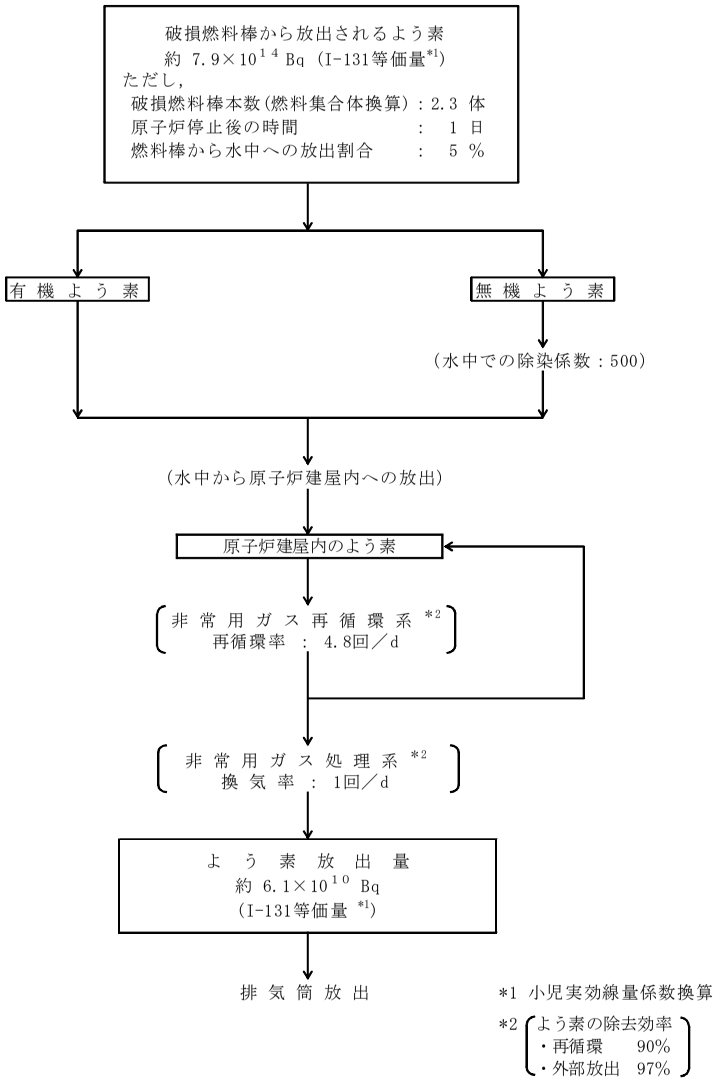
第 2 図　燃料集合体の落下時の核分裂生成物の放出経路の概略



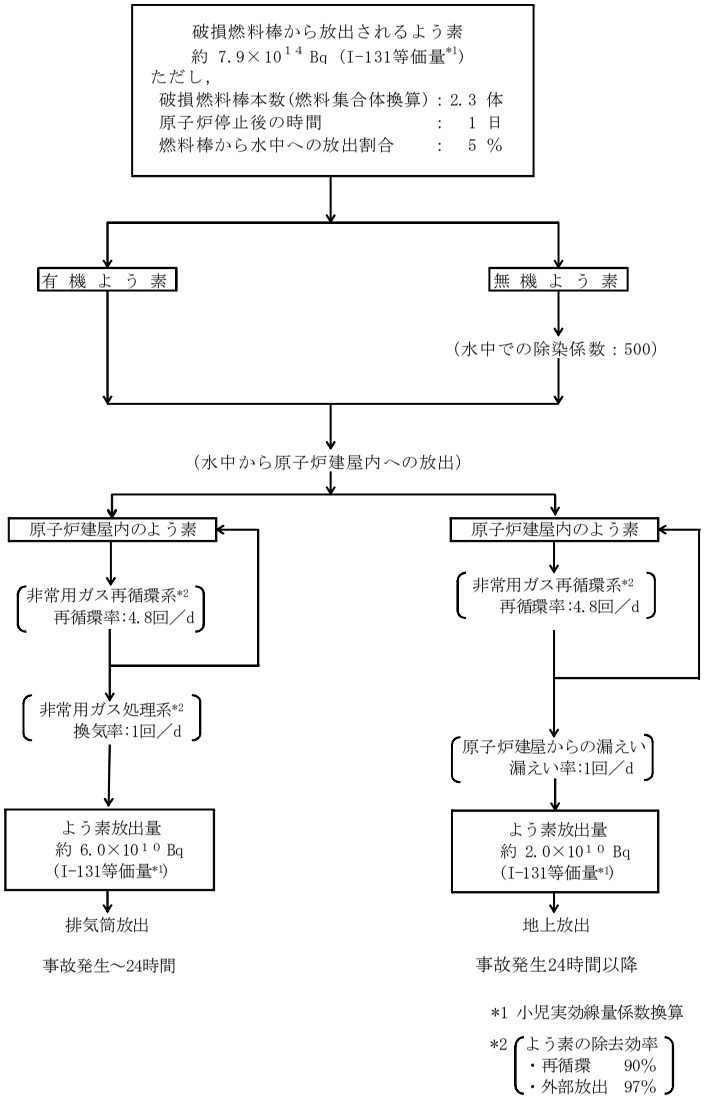
第3図　原子炉冷却材喪失時の放射性よう素の大気放出過程



第4図　原子炉冷却材喪失時の放射性希ガスの大気放出過程

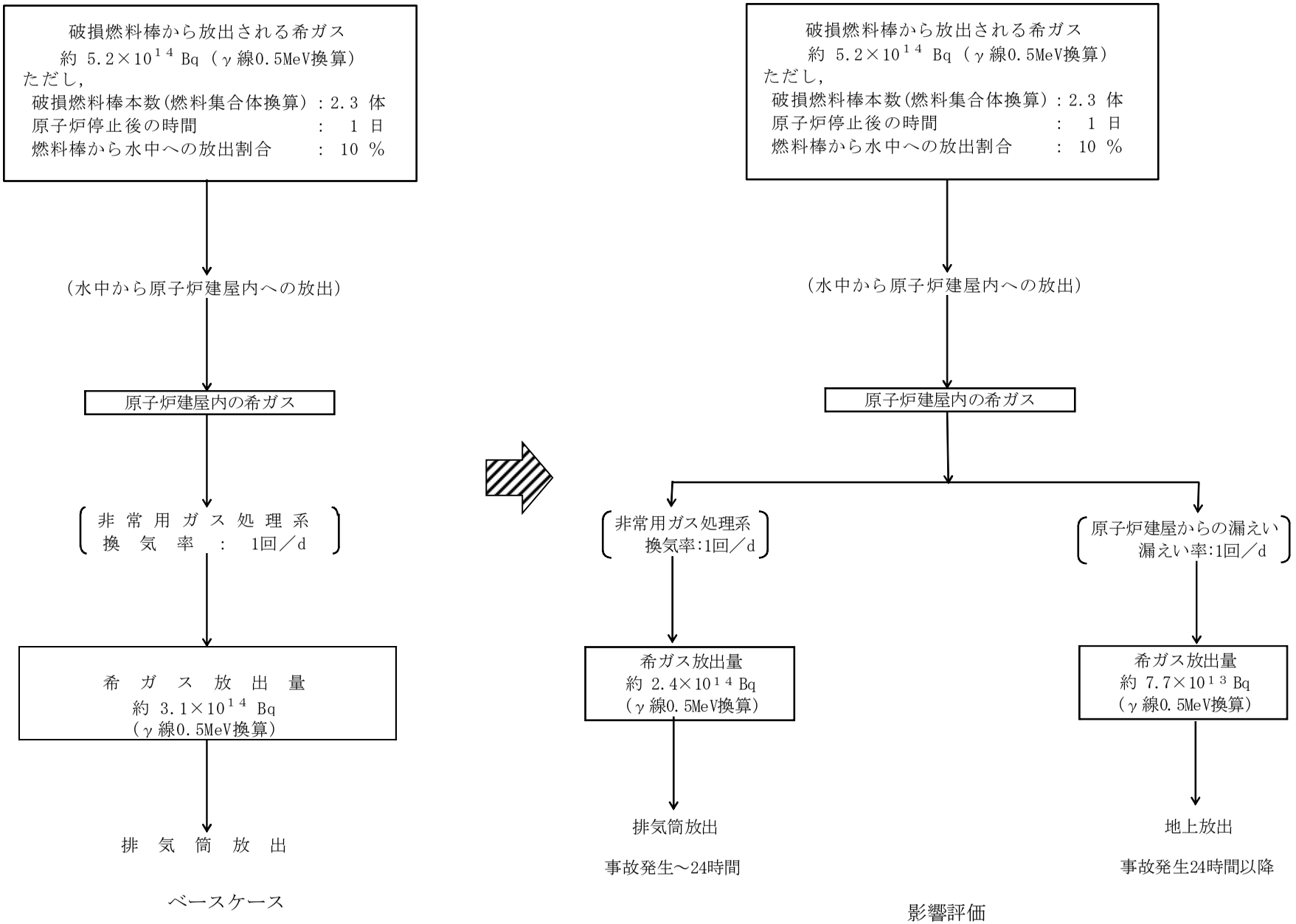


ベースケース



影響評価

第5図　燃料集合体の落下時の放射性よう素の大気放出過程



第6図　燃料集合体の落下時の放射性希ガスの大気放出過程

(2)　配管修復作業に係る作業員の被ばく評価について

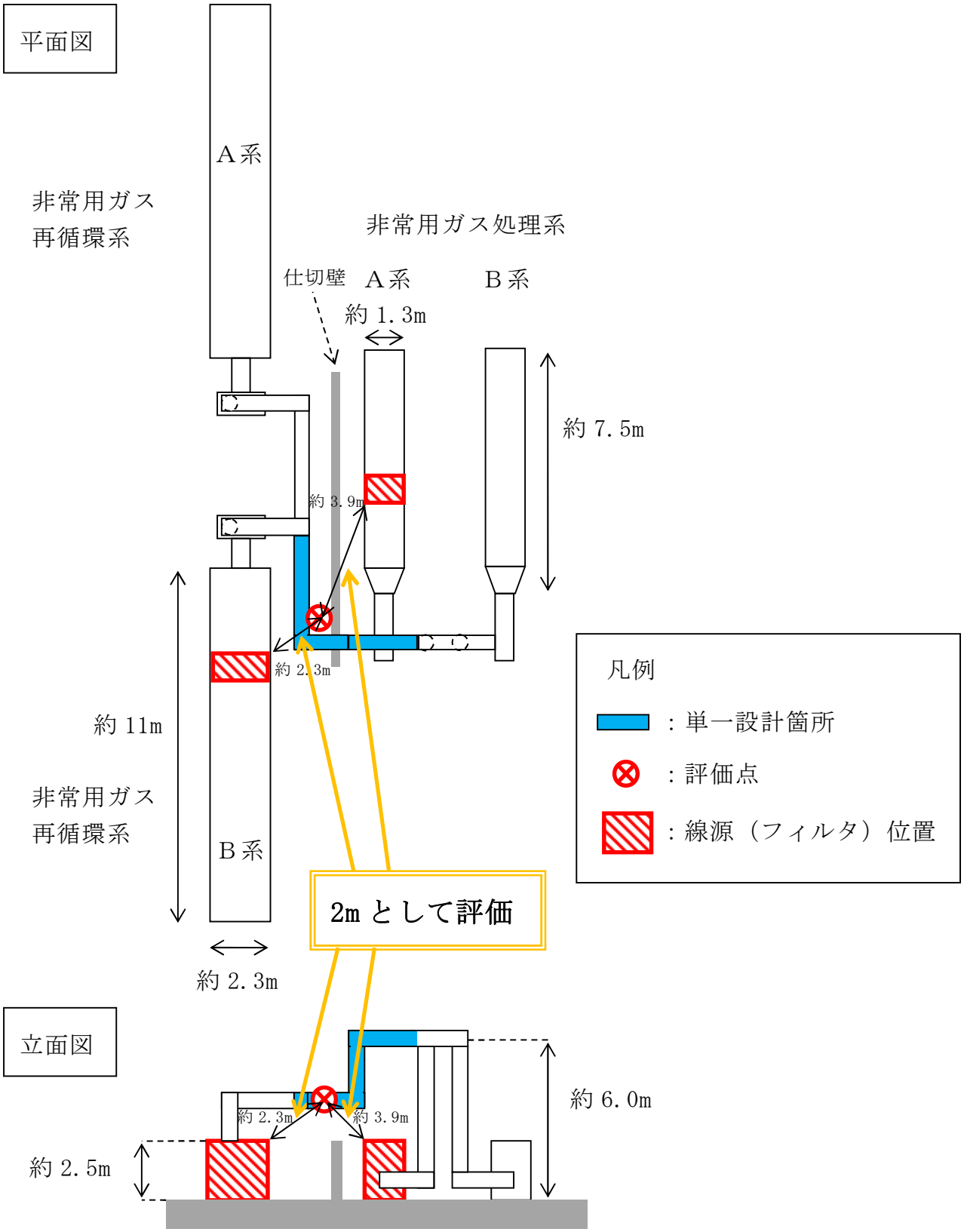
原子炉建屋ガス処理系の配管を修復する際の影響について，被ばく評価上影響が大きい燃料集合体の落下を対象とし，修復期間を考慮して作業員の被ばくについて影響評価を実施した。

ａ．解析条件

配管修復作業時の条件（燃料集合体の落下）を第 3 表に示す。

第 3 表　配管修復作業時の条件（燃料集合体の落下）

<table>
<tr><th>項目</th><th colspan="2">評価条件</th><th>選定理由</th></tr>
<tr><td>単一故障想定箇所</td><td colspan="2">非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系
連絡配管</td><td>環境への放射性物質の放出量が大きくなる箇所を想定</td></tr>
<tr><td rowspan="5">原子炉建屋ガス処理系の運転状態</td><td>～24 時間</td><td>通常運転状態</td><td rowspan="5">単一故障及び修復作業を考慮する</td></tr>
<tr><td>24 時間～
480 時間
（19 日間）</td><td>配管に単一故障発生
非常用ガス処理系停止
非常用ガス再循環系運転</td></tr>
<tr><td>480 時間～
528 時間
（2 日間）</td><td>作業準備（足場設置等）
非常用ガス処理系及び
非常用ガス再循環系停止</td></tr>
<tr><td>528 時間～
532 時間
（4 時間）</td><td>配管修復作業
非常用ガス処理系及び
非常用ガス再循環系停止</td></tr>
<tr><td>532 時間～</td><td>通常運転状態</td></tr>
<tr><td>修復期間</td><td colspan="2">52 時間
（作業開始は単一故障発生から 19 日後）</td><td>修復作業が困難で最も修復期間が長くなる箇所の修復を想定（フィルタに蓄積した放射性物質の減衰を待って作業開始）</td></tr>
<tr><td>一人当たりの作業時間</td><td colspan="2">4 時間</td><td>交替を考慮する</td></tr>
<tr><td>修復作業エリア容積</td><td colspan="2">2,200m^3</td><td>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系のフィルタユニットのある区画を仮定</td></tr>
<tr><td>線源からの距離</td><td colspan="2">2m</td><td>線源である非常用ガス再循環系フィルタ等に最も近接する作業場所（第 7 図参照）</td></tr>
<tr><td>マスクによる防護係数</td><td colspan="2">考慮しない</td><td>保守的に設定</td></tr>
</table>



第 7 図　配管修復作業時の評価点（燃料集合体の落下）

b．評価結果

燃料集合体の落下における原子炉建屋ガス処理系の配管修復作業に係るエリアの線量率を第4表に示す。また，事故発生から20日後に4時間作業を行う場合の作業員の実効線量は約5.2×10^{1}mSvとなる。評価結果を第5表に示す。なお，原子炉冷却材喪失における作業員の実効線量は約1.6×10^{1}mSvとなる。

第4表　配管修復作業に係る線量率

(mSv／h)

事故後の時間［日(時間)］	原子炉建屋内に放出された放射性物質による被ばく		原子炉建屋ガス処理系からの直接ガンマ線による外部被ばく		合　計
	ガンマ線による外部被ばく	吸入による内部被ばく	非常用ガス処理系フィルタ	非常用ガス再循環系フィルタ	
1（24）	約4.9E+00	約2.5E+01	約2.6E+01	約9.7E+01	約1.5E+02
2（48）	約1.4E+00	約2.6E-01	約1.8E+01	約6.7E+01	約8.7E+01
3（72）	約4.4E-01	約2.8E-03	約1.4E+01	約5.3E+01	約6.7E+01
4（96）	約1.4E-01	約3.1E-05	約1.2E+01	約4.4E+01	約5.6E+01
5（120）	約4.5E-02	約3.4E-07	約1.0E+01	約3.9E+01	約4.9E+01
10（240）	約1.6E-04	約5.5E-17	約6.5E+00	約2.4E+01	約3.1E+01
15（360）	約5.5E-07	約9.0E-27	約4.2E+00	約1.6E+01	約2.0E+01
20（480）	約1.9E-09	約1.5E-36	約2.7E+00	約1.0E+01	約1.3E+01
25（600）	約6.9E-12	約2.4E-46	約1.8E+00	約6.6E+00	約8.4E+00
30（720）	約2.5E-14	約4.0E-56	約1.2E+00	約4.3E+00	約5.5E+00

第5表　作業員の実効線量評価結果

項　　目		影響評価(mSv)
原子炉建屋内に放出された放射性物質による被ばく	ガンマ線による外部被ばく	約7.8×10^{-9}
	吸入による内部被ばく	約5.9×10^{-36}
原子炉建屋ガス処理系からの直接ガンマ線による外部被ばく	非常用ガス処理系フィルタ	約1.1×10^{1}
	非常用ガス再循環系フィルタ	約4.1×10^{1}
合　　計		約5.2×10^{1}

c．参考評価

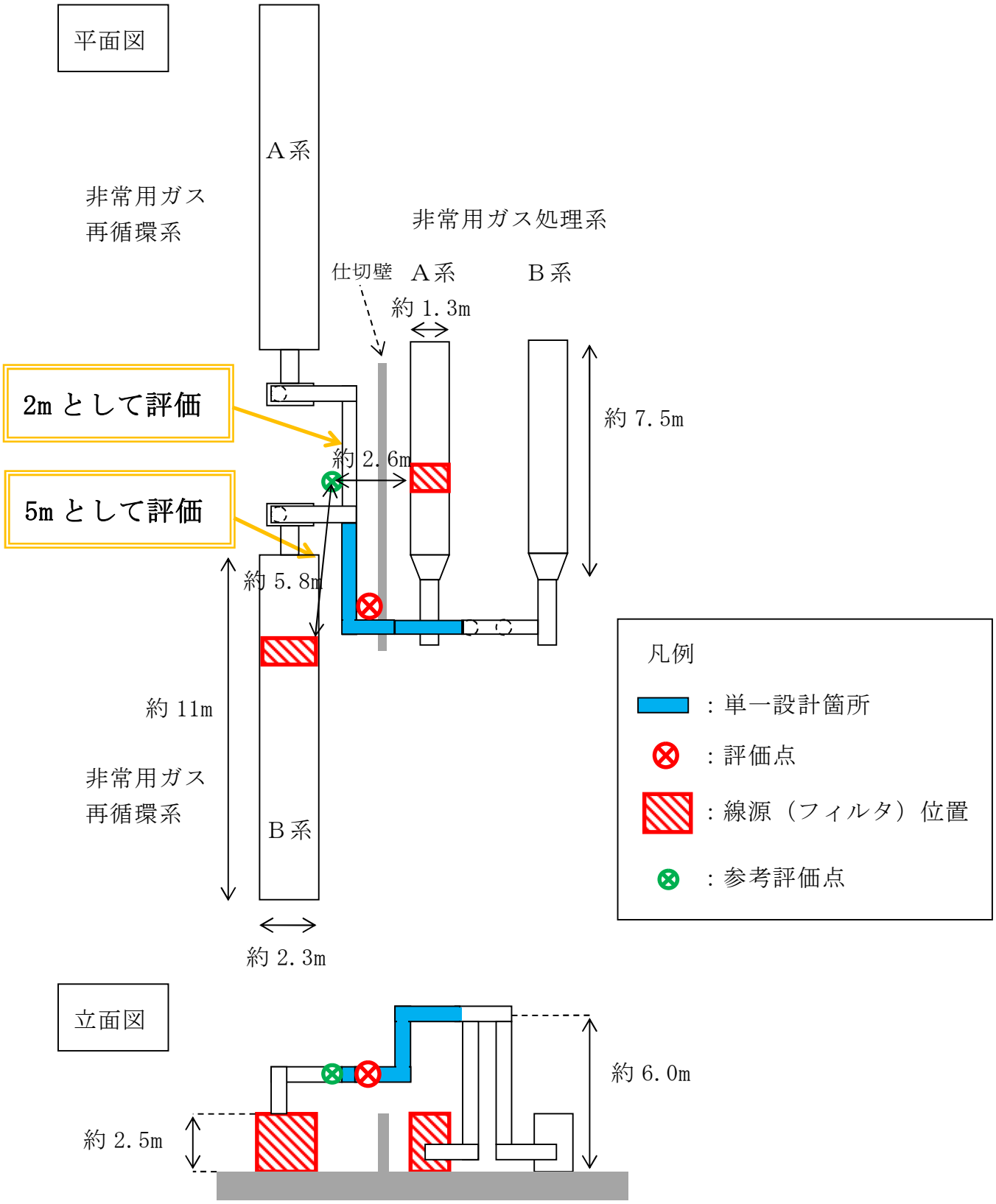
(a) 修復作業時の評価点の選定について

現状の原子炉建屋ガス処理系の配管修復作業時の評価点は，非常用ガス再循環系Ｂ系フィルタに最も接近する位置（2m）とし，その評価点では非常用ガス処理系Ａ系フィルタについては約3.9mの距離が見込めるが保守的に2mとして評価を行っている。なお，フィルタで除去されることになる放射性物質は全て非常用ガス処理系Ａ系フィルタ及び非常用ガス再循環系Ｂ系フィルタに保持されるとしている。

（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系ともに多重化されており，それぞれＡ系又はＢ系が使用される可能性があるが，保守的に考えて評価点がフィルタに近くなる非常用ガス処理系Ａ系及び非常用ガス再循環系Ｂ系を使用することで評価している。これに対し，その他のパターン※では配管の位置は明らかに現評価点よりも離れた位置となっており，現状の評価点の方が保守的な設定となっている。
※非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の使用パターンとして，ＡＢ以外には，ＢＡ，ＡＡ，ＢＢ及び使用途中で系統を切り替えるパターンが考えられる。）

参考として，二重化された配管であるが，単一設計部分に接続され隔離がされていない配管で，非常用ガス処理系のフィルタに最も接近する箇所として第8図に示す参考評価点を設定し線量評価を行った。参考評価点における線量率を第6表に，線量を第7表に示す。

事故発生から 20 日後に 4 時間作業を行う場合の作業員の実効線量は参考評価点で約 1.9×10^{1}mSv となる。一方，現評価点における実効線量は約 5.2×10^{1}mSv であるため，現評価点が保守的な評価となることが確認できた。



第 8 図　配管修復作業時の参考評価点（燃料集合体の落下）

第6表　参考評価点における配管修復作業に係る線量率

(mSv／h)

事故後の時間［日(時間)］	原子炉建屋内に放出された放射性物質による被ばく		原子炉建屋ガス処理系からの直接ガンマ線による外部被ばく		合　計
	ガンマ線による外部被ばく	吸入による内部被ばく	非常用ガス処理系フィルタ	非常用ガス再循環系フィルタ	
1（24）	約 4.9E+00	約 2.5E+01	約 2.6E+01	約 1.9E+01	約 7.5E+01
2（48）	約 1.4E+00	約 2.6E-01	約 1.8E+01	約 1.3E+01	約 3.3E+01
3（72）	約 4.4E-01	約 2.8E-03	約 1.4E+01	約 1.0E+01	約 2.5E+01
4（96）	約 1.4E-01	約 3.1E-05	約 1.2E+01	約 8.7E+00	約 2.1E+01
5（120）	約 4.5E-02	約 3.4E-07	約 1.0E+01	約 7.6E+00	約 1.8E+01
10（240）	約 1.6E-04	約 5.5E-17	約 6.5E+00	約 4.7E+00	約 1.1E+01
15（360）	約 5.5E-07	約 9.0E-27	約 4.2E+00	約 3.1E+00	約 7.3E+00
20（480）	約 1.9E-09	約 1.5E-36	約 2.7E+00	約 2.0E+00	約 4.7E+00
25（600）	約 6.9E-12	約 2.4E-46	約 1.8E+00	約 1.3E+00	約 3.1E+00
30（720）	約 2.5E-14	約 4.0E-56	約 1.2E+00	約 8.5E-01	約 2.0E+00

第7表　参考評価点における作業員の実効線量評価結果

項　　目		影響評価(mSv)
原子炉建屋内に放出された放射性物質による被ばく	ガンマ線による外部被ばく	約 7.8×10^{-9}
	吸入による内部被ばく	約 5.9×10^{-36}
原子炉建屋ガス処理系からの直接ガンマ線による外部被ばく	非常用ガス処理系フィルタ	約 1.1×10^{1}
	非常用ガス再循環系フィルタ	約 8.0×10^{0}
合　　計		約 1.9×10^{1}

(b)原子炉建屋ガス処理系配管の修復を考慮した非居住区域境界外の公衆の被ばく評価

静的機器の単一故障を想定した非居住区域境界外の公衆の被ばく評価は，事故発生から 24 時間後に原子炉建屋ガス処理系配管（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）が全周破断すると想定し，配管破断後の修復を考慮せずに，破断箇所からの放出（地上放出）が無限期間続くものとして評価を行っている。

しかしながら，現実的には破断箇所の修復が可能であることから，修復を考慮した場合の非居住区域境界外の公衆の被ばく評価を以下のとおり実施した。

配管破断発生から配管の修復までの間は，破断箇所から放出（地上放出）されるものとし，配管修復後は原子炉建屋ガス処理系を通した放出（排気筒放出）が無限期間続くものとして，第 8 表に示す条件で評価を行った。

結果は第 9 表に示すとおりであり，非居住区域境界外の実効線量は，原子炉冷却材喪失では約 9.8×10^{-3}mSv，燃料集合体の落下では約 5.9×10^{-2}mSv で判断基準（実効線量 5mSv 以下）を満足することを確認した。

第8表　原子炉建屋ガス処理系の配管の修復を考慮した評価条件

作業時間	原子炉建屋ガス処理系の状況	放出経路	環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件			
			原子炉冷却材喪失		燃料集合体の落下	
			実効放出継続時間	D／Q及びχ／Q	実効放出継続時間	D／Q及びχ／Q
事故発生～24時間［1日間］	通常運転状態	排気筒放出	希ガス：10時間 よう素：20時間	5.6×10^{-20} (Gy／Bq) 8.9×10^{-7} (s／m^3)	希ガス：10時間 よう素：1時間	5.6×10^{-20} (Gy／Bq) 2.0×10^{-6} (s／m^3)
24時間～480時間［19日間］	配管に単一故障発生 非常用ガス処理系停止 非常用ガス再循環系運転	地上放出	希ガス：130時間 よう素：190時間	2.5×10^{-19} (Gy／Bq) 7.1×10^{-6} (s／m^3)	希ガス：10時間 よう素：1時間	4.8×10^{-19} (Gy／Bq) 2.4×10^{-5} (s／m^3)
480時間～528時間［2日間］	作業準備（足場設置等） 非常用ガス処理系及び 非常用ガス再循環系停止	地上放出				
528時間～532時間［4時間］	配管修復作業 非常用ガス処理系及び 非常用ガス再循環系停止	地上放出				
532時間以降	通常運転状態	排気筒放出	希ガス：210時間 よう素：70時間	2.2×10^{-20} (Gy／Bq) 4.3×10^{-7} (s／m^3)	—※	—※

※ 532時間以降は事象が収束していることから放出がない。

第9表　配管の修復を考慮した放出量及び線量評価結果

項　　目			原子炉冷却材喪失	燃料集合体の落下
環境に放出される希ガス（γ線実効エネルギ0.5MeV換算値）	事象発生～24時間	排気筒放出	約 7.9×10^{11}Bq	約 2.4×10^{14}Bq
	24時間～532時間	地上放出	約 3.0×10^{12}Bq	約 7.7×10^{13}Bq
	532時間以降	排気筒放出	約 2.2×10^{11}Bq	－
環境に放出されるよう素（I-131等価量－小児実効線量係数換算）	事象発生～24時間	排気筒放出	約 4.4×10^{8} Bq	約 6.0×10^{10}Bq
	24時間～532時間	地上放出	約 1.3×10^{11}Bq	約 2.0×10^{10}Bq
	532時間以降	排気筒放出	約 6.6×10^{8} Bq	－
実効線量	希ガスのγ線の外部被ばくによる実効線量		約 8.0×10^{-4}mSv	約 5.0×10^{-2}mSv
	よう素の内部被ばくによる実効線量		約 8.9×10^{-3}mSv	約 8.4×10^{-3}mSv
	建屋からの直接線及びスカイシャイン線の外部被ばくによる実効線量		約 1.0×10^{-4}mSv	－
	合　計		約 9.8×10^{-3}mSv	約 5.9×10^{-2}mSv

(3)　実効放出継続時間変更について

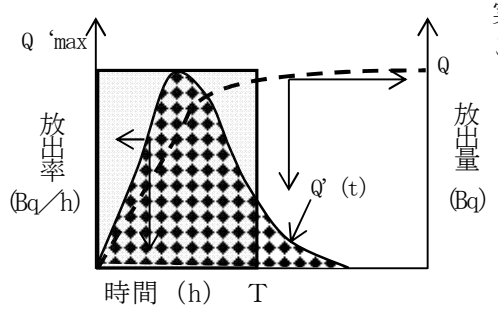
希ガス及びよう素の実効放出継続時間について，従来の設置許可申請書では，実効放出継続時間が 24 時間を超える場合（原子炉冷却材喪失）は，保守的に 24 時間を用いており,今回評価のベースケースも同様の値を用いているが，影響評価では，気象指針※に例示された手法により算出した値を使用した。（第 10 表，第 11 表）

※（気象指針解説抜粋）

> (3)　実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。

（実効放出継続時間の補足説明図）

実効放出継続時間（T）は，事故期間中の放射性物質の全放出量（Q）を 1 時間当たりの最大放出率（Q'max）で除した値を用いる。



実効放出継続時間 T=Q／Q'max
ここで，

$$\int_0^{\infty} Q'(t)dt = Q'max \times T = Q$$

第 10 表　実効放出継続時間（原子炉冷却材喪失）

	影響評価	ベースケース
希ガス	【事故発生～24 時間】 10 時間 【24 時間以降】 140 時間	24 時間
よう素	【事故発生～24 時間】 20 時間 【24 時間以降】 210 時間	24 時間

第 11 表　実効放出継続時間（燃料集合体の落下）

	影響評価	ベースケース
希ガス	【事故発生～24 時間】 10 時間 【24 時間以降】 10 時間	15 時間
よう素	【事故発生～24 時間】 1 時間 【24 時間以降】 1 時間	5 時間

(4)　相対線量（Ｄ／Ｑ）及び相対濃度（χ／Ｑ）について

(3)の実効放出継続時間を基に，非居住区域境界外における相対線量（Ｄ／Ｑ）及び相対濃度（χ／Ｑ）を算出した結果を第 12 表，第 13 表に示す。

なお,事故発生から 24 時間までは非常用ガス処理系排気筒から高所放出，24 時間以降は原子炉建屋から地上放出として評価している。

第 12 表　相対線量及び相対濃度（原子炉冷却材喪失）

	影響評価	ベースケース
相対線量（Ｄ／Ｑ）	【事故発生～24 時間】 5.6×10^{-20}（Gy／Bq）※1 【24 時間以降】 2.4×10^{-19}（Gy／Bq）※2	4.5×10^{-20}（Gy／Bq）
相対濃度（χ／Ｑ）	【事故発生～24 時間】 8.9×10^{-7}（s／m^3）※1 【24 時間以降】 7.0×10^{-6}（s／m^3）※2	8.0×10^{-7}（s／m^3）

※1：非常用ガス処理系排気筒から放出　※2：原子炉建屋から地上放出

第 13 表　相対線量及び相対濃度（燃料集合体の落下）

	影響評価	ベースケース
相対線量（Ｄ／Ｑ）	【事故発生～24 時間】 5.6×10^{-20}（Gy／Bq）※1 【24 時間以降】 4.8×10^{-19}（Gy／Bq）※2	5.1×10^{-20}（Gy／Bq）
相対濃度（χ／Ｑ）	【事故発生～24 時間】 2.0×10^{-6}（s／m^3）※1 【24 時間以降】 2.4×10^{-5}（s／m^3）※2	2.0×10^{-6}（s／m^3）

※1：非常用ガス処理系排気筒から放出　※2：原子炉建屋から地上放出

2.　中央制御室換気系

(1)　中央制御室の居住性に係る被ばく評価について

中央制御室の居住性に係る運転員の被ばく評価は,「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(以下「内規」という。)に従い，原子炉冷却材喪失（仮想事故）及び主蒸気管破断（仮想事故）について影響評価を実施した。

ａ．解析条件

原子炉冷却材喪失（仮想事故）の主な解析条件を第 14 表，主蒸気管破断（仮想事故）の主な解析条件を第 15 表に示す。また，影響評価で想定した中央制御室換気系の条件を第 16 表に示す。

第 14 表　主な解析条件（原子炉冷却材喪失（仮想事故））（1／2）

項目	評価条件	選定理由
原子炉停止前の 原子炉出力	3,440MW	定格出力に余裕を見た値 （定格出力の 105%）
原子炉運転時間	2,000 日	核分裂生成物の蓄積量が平衡に達する運転時間に余裕をみた上で，燃料の平均炉内滞在日数に余裕をみた値
燃料棒から放出される核分裂生成物の割合	炉内蓄積量に対し 希ガス　100% よう素　 50%	安全評価審査指針どおり
燃料棒から放出されるよう素の割合	無機よう素　90% 有機よう素　10%	安全評価審査指針どおり
格納容器に放出される核分裂生成物のうち，格納容器内部に沈着する割合	希ガス　　0% 無機よう素　50% 有機よう素　 0%	安全評価審査指針どおり
サプレッション・チェンバ内のプール水への分配係数	希ガス　　0 無機よう素　100 有機よう素　 0	安全評価審査指針どおり
格納容器漏えい率	0.5%／d 一定	設計上定められた最大値で一定を仮定
格納容器及び原子炉建屋内での減衰	考慮する	放出までの崩壊を考慮
非常用ガス再循環系	よう素除去効率 80% 再循環率　4.8 回／d	よう素除去効率は設計上定められた最小値に余裕をみた値，再循環率は設計値
非常用ガス処理系	よう素除去効率 90% 換気率　1 回／d	よう素除去効率は設計上定められた最小値に余裕をみた値，換気率は設計値

第 14 表　主な解析条件（原子炉冷却材喪失（仮想事故））（2／2）

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針どおり
建屋の影響	考慮しない	排気筒放出であるため，建屋影響は小さい
実効放出継続時間	希ガス　24 時間 よう素　24 時間	保守的に設定
拡散条件(室内濃度)	Ｄ／Ｑ 4.9×10^{-20}（Gy／Bq） χ／Ｑ 1.2×10^{-6}　（s／m^3）	気象指針に従って算出
放出位置	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）	内規どおり
気象資料	東海第二発電所において，2005 年 4 月 1 日から 2006 年 3 月 31 日までに観測された気象データ	内規どおり(排気筒高さを代表する気象データを使用)
事故の評価期間	30 日	内規どおり
運転員の交替	5 直 2 交替	平常時の勤務形態を基に設定

第 15 表　主な解析条件（主蒸気管破断（仮想事故））（1／2）

項目	評価条件	選定理由
冷却材中のハロゲン等濃度	I-131 を約 4.6×10^{3}Bq／g とし，それに応じ他のハロゲン等の組成を拡散組成として考慮	I-131 については保安規定上許容される最大値
燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量	I-131 を 4.44×10^{14}Bq とし，それに応じ他の核分裂生成物の組成を平衡組成として考慮，希ガスについてはよう素の 2 倍とする	I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕を見た値
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される追加放出核分裂生成物の量	1%	安全評価審査指針どおり
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出	主蒸気隔離弁閉止直後に全て冷却材中に放出	安全評価審査指針どおり
燃料棒から追加放出されるよう素の割合	無機よう素 90% 有機よう素 10%	安全評価審査指針どおり
有機よう素が分解したよう素，無機よう素及びよう素以外のハロゲンのキャリーオーバ割合	2%	安全評価審査指針どおり
タービン建屋内で床，壁等に沈着する割合	0%	保守的に設定
原子炉圧力容器からサプレッション・チェンバへの換気率	原子炉圧力容器気相体積の 100 倍／d	崩壊熱相当の蒸気がサプレッション･チェンバ内のプール水中に移行する割合を等価的に表した値
主蒸気隔離弁漏えい率	120%／d 一定	安全評価審査指針どおり

第 15 表　主な解析条件（主蒸気管破断（仮想事故））(2／2)

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針どおり
建屋の影響	考慮する	内規どおり (原子炉建屋の拡散への影響，巻き込み効果を考慮)
実効放出継続時間	希ガス　1 時間 よう素　20 時間	保守的に設定
拡散条件(室内濃度)	D／Q 2.9×10^{-18} (Gy／Bq) χ／Q 希ガス 8.3×10^{-4} (s／m^3) よう素 4.9×10^{-4} (s／m^3)	気象指針に従って算出
放出位置	タービン建屋 (地上放出)	内規どおり
気象資料	東海第二発電所において，2005 年 4 月 1 日から 2006 年 3 月 31 日までに観測された気象データ	内規どおり(地上付近を代表する気象データ)
事故の評価期間	30 日	内規どおり
運転員の交替	5 直 2 交替	平常時の勤務形態を基に設定

第 16 表　中央制御室換気系の条件

項目	評価条件	選定理由
中央制御室容積	2,800m^3	設計値
再循環フィルタ流量	0～15 分　　0m^3／h 15 分～24 時間　5,100m^3／h 24 時間以降　　0m^3／h	同上
外気取り込み量	0～15 分　　3,400m^3／h 15 分～24 時間　　0m^3／h 24 時間以降　45,900m^3／h	単一故障発生後（24 時間以降）は系統流量が中央制御室内に流入すると想定する。
チャコールフィルタの除去効率	0～15 分　　0% 15 分～24 時間　90% 24 時間以降　　0%	同上
外気リークイン量	2,800m^3／h （1 回／h）	空気流入率試験結果（0.45 回／h）に余裕を見た値
非常時運転モードへの切替時間	15 分	運転操作時間に余裕を見た値

(2)　ダクト修復作業に係る作業員の被ばく評価について

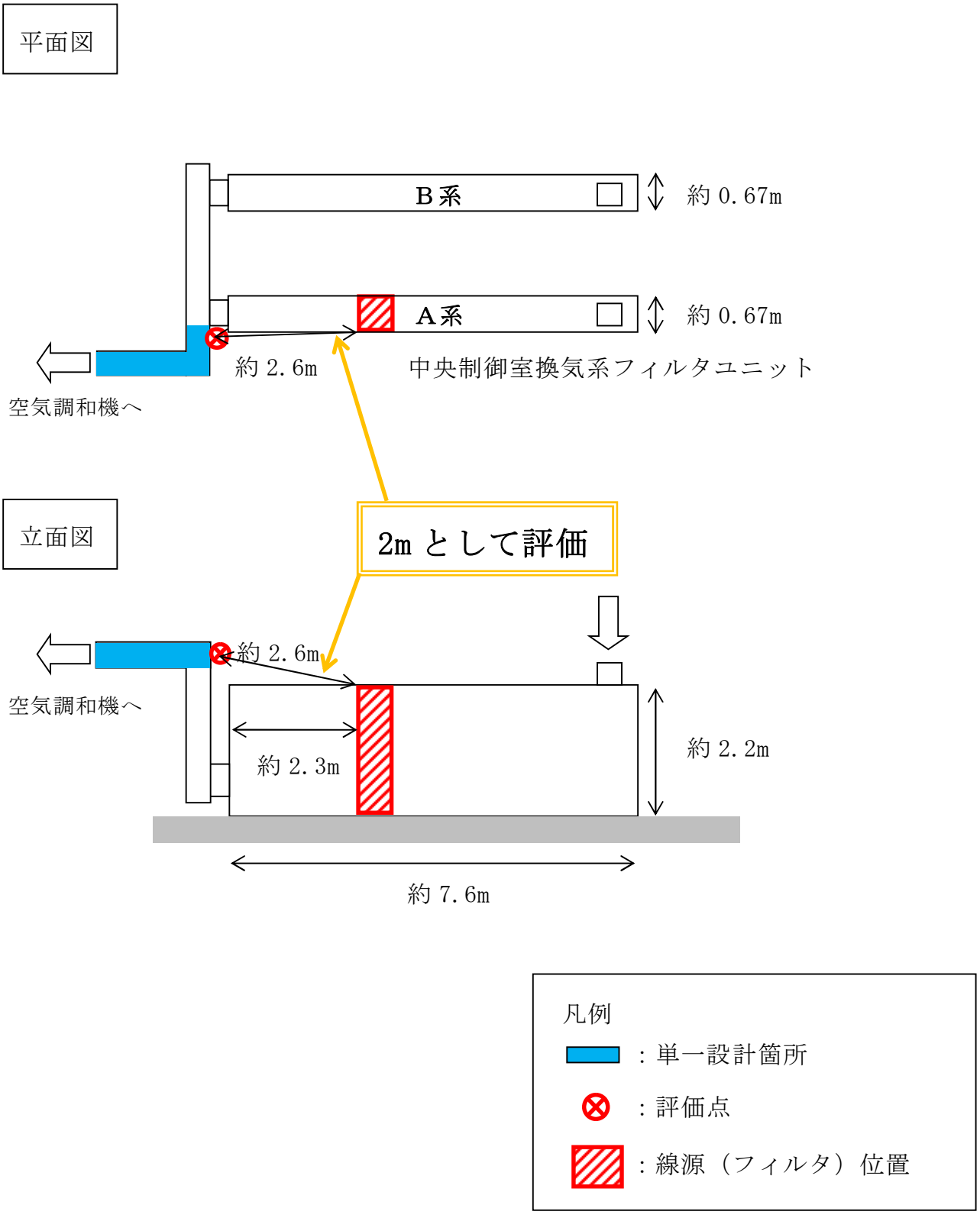
中央制御室換気系のダクトを修復する際の影響について，主蒸気管破断（仮想事故）を対象とし，修復期間を考慮して作業員の被ばく評価を実施した。

a．解析条件

ダクト修復作業時の条件（主蒸気管破断（仮想事故））を第 17 表に示す。

第 17 表　ダクト修復作業時の条件（主蒸気管破断（仮想事故））

<table>
<tr><th>項目</th><th colspan="2">評価条件</th><th>選定理由</th></tr>
<tr><td>単一故障想定箇所</td><td colspan="2">中央制御室換気系ダクト</td><td>被ばく評価上最も厳しい箇所を想定</td></tr>
<tr><td rowspan="5">中央制御室換気系の運転状態</td><td>0 分　～15 分</td><td>通常運転状態</td><td rowspan="5">単一故障及び修復作業を考慮</td></tr>
<tr><td>15 分　～24 時間</td><td>再循環運転状態</td></tr>
<tr><td>24 時間～72 時間
（2 日間）</td><td>ダクトに単一故障発生
作業準備（足場設置等）
再循環運転状態</td></tr>
<tr><td>72 時間～76 時間
（4 時間）</td><td>ダクト修復作業
換気系停止状態</td></tr>
<tr><td>76 時間～</td><td>再循環運転状態</td></tr>
<tr><td>修復期間</td><td colspan="2">単一故障発生直後から 52 時間</td><td>修復作業が困難で最も修復期間が長くなる箇所の修復を想定</td></tr>
<tr><td>一人当たりの作業時間</td><td colspan="2">12 時間</td><td>交替を考慮する</td></tr>
<tr><td>修復作業エリア容積</td><td colspan="2">（作業エリアの放射性物質濃度は
外気と同じと仮定）</td><td>換気設備がバウンダリの外側にあることから保守的に設定</td></tr>
<tr><td>線源からの距離</td><td colspan="2">2m</td><td>線源である中央制御室換気系フィルタに最も近接する作業場所（第 9 図参照）</td></tr>
<tr><td>マスクによる防護係数</td><td colspan="2">考慮しない</td><td>保守的に設定</td></tr>
</table>



第 9 図　配管修復作業時の評価点（主蒸気管破断（仮想事故））

b．評価結果

主蒸気管破断（仮想事故）における中央制御室換気系のダクト修復作業に係るエリアの線量率を第 18 表に示す。また，修復作業期間中に被ばく線量が最も厳しくなる，単一故障発生直後から 12 時間作業する作業員の実効線量は，約 6.2×10^{-1}mSv となる。評価結果を第 19 表に示す。なお，原子炉冷却材喪失（仮想事故）における作業員の実効線量は約 2.0×10^{-1}mSv となる。

第 18 表　ダクト修復作業に係るエリアの線量率

（mSv／h）

事故後の時間［日(時間)］	原子炉建屋内に放出された放射性物質による被ばく		換気空調系フィルタからの直接ガンマ線による外部被ばく	合　計
	ガンマ線による外部被ばく	吸入による内部被ばく		
1（24）	約 1.2E-04	約 4.9E-02	約 2.8E-03	約 5.2E-02
2（48）	約 6.1E-05	約 3.8E-02	約 4.4E-03	約 4.2E-02
3（72）	約 4.0E-05	約 3.1E-02	約 4.8E-03	約 3.6E-02
4（96）	約 2.9E-05	約 2.6E-02	約 5.1E-03	約 3.1E-02
5（120）	約 2.2E-05	約 2.2E-02	約 5.4E-03	約 2.7E-02
6（144）	約 1.8E-05	約 1.9E-02	約 5.6E-03	約 2.4E-02
7（168）	約 1.4E-05	約 1.6E-02	約 5.8E-03	約 2.2E-02
8（192）	約 1.2E-05	約 1.4E-02	約 5.9E-03	約 2.0E-02
9（216）	約 9.8E-06	約 1.2E-02	約 5.9E-03	約 1.8E-02
10（240）	約 8.2E-06	約 1.0E-02	約 5.8E-03	約 1.6E-02

第 19 表　作業員の実効線量評価結果

項　　目		実効線量（mSv）
外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（外気と同じと仮定）	ガンマ線による外部被ばく	約 1.5×10^{-3}
	吸入による内部被ばく	約 5.9×10^{-1}
フィルタからのガンマ線による外部被ばく		約 3.4×10^{-2}
合　　計		約 6.2×10^{-1}

c．参考評価

(1) 中央制御室換気系ダクトの修復を考慮した中央制御室の居住性に係る運転員の被ばく評価

静的機器の単一故障を想定した中央制御室の居住性に係る運転員の被ばく評価は，事故発生から 24 時間後に中央制御室換気系ダクトが全周破断すると想定し，ダクト破断後の修復を考慮せずに，破断箇所からフィルタを通らない外気が中央制御室に流入するものとして，事故発生後 30 日間の運転員の被ばく評価を行っている。

しかしながら，現実的には破断箇所の修復が可能であることから，修復を考慮した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価を以下のとおり実施した。

ダクト破断発生からダクトの修復までの間は，破断箇所からフィルタを通らない外気が中央制御室に流入するものとし，配管修復後は中央制御室換気系について再循環運転（閉回路循環運転※）を行うとして，第 20 表に示す条件で評価を行った。

結果は第 21 表に示すとおりであり，中央制御室の運転員の実効線量は，原子炉冷却材喪失は約 2.9mSv，主蒸気管破断は約 2.1mSv でともに判断基準（実効線量 100mSv 以下）を満足することを確認した。

※ 閉回路循環運転 27 時間，外気取入運転 3 時間を交互に行う間欠運転を想定。

第 20 表　中央制御室換気系ダクトの修復を考慮した評価条件

作業時間	中央制御室換気系の状況	室内取込流量
事故発生～ 15分	通常運転状態	外気取込量　：　3,400m^3／h 再循環流量　：　0m^3／h インリーク量：　2,800m^3／h
15分～ 24時間	再循環運転状態 （閉回路循環運転）	外気取込量　：　0m^3／h 再循環流量　：　5,100m^3／h インリーク量：　2,800m^3／h
24時間～ 72時間 ［2日間］	ダクトに単一故障発生 作業準備（足場設置等） 換気系停止状態	外気取込量　：　0m^3／h 再循環流量　：　0m^3／h インリーク量：48,700m^3／h
72時間～ 76時間 ［4時間］	ダクト修復作業 換気系停止状態	外気取込量　：　0m^3／h 再循環流量　：　0m^3／h インリーク量：48,700m^3／h
76時間 以降	再循環運転状態 （閉回路循環運転 27 時間， 外気取入運転 3 時間の間欠運転）	外気取込量　：　0m^3／h (3,400m^3／h) 再循環流量　：　5,100m^3／h (1,700m^3／h) インリーク量：　2,800m^3／h (2,800m^3／h) ※( )内は外気取入運転時の値

第 21 表　ダクトの修復を考慮した中央制御室の運転員の線量評価結果

（単位：mSv）

項　　目		原子炉冷却材喪失	主蒸気管破断
室内滞在時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 1.6×10^{0}	約 4.3×10^{-3}
	大気中放射性物質による被ばく	約 3.4×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}
	室内に取り込まれる放射性物質による被ばく	約 2.6×10^{-1}	約 1.8×10^{0}
入退域時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 1.0×10^{0}	約 1.6×10^{-1}
	大気中放射性物質による被ばく	約 3.5×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}
合　　計		約 2.9×10^{0}	約 2.1×10^{0}

(3)　空気流入率試験結果について

「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規)」（平成 21・07・27 原院第 1 号）の別添資料「原子力発電所の中央制御室空気流入率測定試験手法」に基づき，東海第二発電所の中央制御室について平成 27 年 2 月に試験を実施した。試験結果は第 22 表に示すとおりであり，空気流入率は最大で 0.47 回／h である。

第 22 表　中央制御室空気流入率試験結果

項目	内容	
試験期間	平成 27 年 2 月 24 日～平成 27 年 2 月 26 日	
試験結果	系統	空気流入率(95%信頼限界値)
	A	0.47 回／h(±0.012)
	B	0.44 回／h(±0.012)

3. 線量評価に用いた気象データについて

(1) はじめに

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たっては，東海第二発電所敷地内で 2005 年度に観測された風向，風速等を用いて線量評価を行っている。本補足資料では，2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性について説明する。

(2) 設置変更許可申請において 2005 年度の気象データを用いた理由

線量評価には「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という。）に基づき統計処理された気象データを用いる。また，気象データのほかに放射性物質の放出量，排気筒高さ等のプラントデータ，評価点までの距離，排気筒有効高さ（風洞実験結果）等のデータが必要となる。

設置変更許可申請における線量評価については，原子炉熱出力向上の検討の一環で準備していた，敷地の気象の代表性が確認された 2005 年度の気象データを用いた風洞実験結果※を用いている。

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当り，添付書類十に新たに追加された炉心損傷防止対策の有効性評価で，格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における実効線量の評価が必要となった。その際，添付書類六に記載している 1981 年度の気象データの代表性について，申請準備時点の最新気象データを用いて確認したところ，代表性が確認できなかった。このため，平常時線量評価用の風洞実験結果が整備されている 2005 年度の気象データについて，申請時点での最新気象データにて代表性を確認した上で，安全解析に用いる気象条件として適用することにした。

これに伴い，添付書類九（通常運転時の線量評価），添付書類十（設計基準事故時の線量評価）の安全解析にも適用し，評価を見直すこととした。

※：風洞実験は平常時，事故時の放出源高さで平地実験，模型実験を行い排気筒の有効高さを求めている。平常時の放出源高さの設定に当たっては，吹上げ高さを考慮しており，吹上げ高さの計算に 2005 年度の気象データ（風向別風速逆数の平均）を用いている。

これは，2011 年 3 月以前，東海第二発電所において，次のように 2005 年度の気象データを用いて原子炉熱出力の向上について検討していたことによる。

原子炉熱出力向上に伴い添付書類九の通常運転時の線量評価条件が変更になること(主蒸気流量の 5%増による冷却材中のよう素濃度減少により，換気系からの気体状よう素放出量の減少等)，また，南南東方向（常陸那珂火力発電所方向)，北東方向（海岸方向）の線量評価地点の追加も必要であったことから，新規制定された「(社）日本原子力学会標準　発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2003」に基づき，使用済燃料乾式貯蔵建屋，固体廃棄物作業建屋等の当初の風洞実験（1982 年）以降に増設された建屋も反映し，2005 年度の気象データを用いて風洞実験を実施した。

(3)　2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

線量評価に用いる気象データについては，気象指針に従い統計処理された 1 年間の気象データを使用している。気象指針（参考参照）では，その年の気象がとくに異常であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましいとしている。

以上のことから，2005 年度の気象データを用いることの妥当性を最新の

気象データと比較し，以下について確認する。

・想定事故時の線量計算に用いる相対濃度

・異常年検定

(4)　想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

ａ．想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について，線量評価に用いる気象（2005 年度）と最新の気象（2015 年度）との比較を行った。その結果，2005 年度気象での相対濃度※は 2.01×10^{-6}s／m^3，2015 年度気象では 2.04×10^{-6}s／m^3である。2005 年度に対し 2015 年度の相対濃度は約 1%の増加（気象指針に記載の相対濃度の年変動の範囲 30%以内）であり，2005 年度の気象データに特異性はない。

※：排気筒放出における各方位の 1 時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し，その累積頻度が 97%に当たる相対濃度を算出し，各方位の最大値を比較

ｂ．異常年検定

1）検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第 23-1 表のとおりである。

なお，参考として，最寄の気象官署（水戸地方気象台，小名浜特別地域気象観測所）の観測記録についても使用した。

第 23-1 表　検定に用いた観測記録

検定年	統計年※1	観測地点※2
2005 年度： 2005 年 4 月 ～ 2006 年 3 月	① 2001 年 4 月～2013 年 3 月 （申請時最新 10 年の気象データ）	・敷地内観測地点 （地上高 10m, 81m, 140m）
	② 2004 年 4 月～2016 年 3 月 （最新 10 年の気象データ）	・敷地内観測地点 （地上高 10m, 81m, 140m） ＜参考＞ ・水戸地方気象台 ・小名浜特別地域気象観測所

※1：2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2：敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが，気象の特異性を確認するため評価

2）検定方法

不良標本の棄却検定に関するＦ分布検定の手順により異常年検定を行った。

3）　検定結果（①～⑯　棄却検定表参照）

検定結果は第 23-2 表のとおりであり，最新の気象データ（2004 年 4 月～2016 年 3 月）を用いた場合でも，有意水準（危険率）5%での棄却数は少なく，有意な増加はない。また，最寄の気象官署の気象データにおいても，有意水準（危険率）5%での棄却数は少なく，2005 年度の気象データは異常年とは判断されない。

第 23-2 表　検定結果

検定年	統計年※1	棄却数				
		敷地内観測地点			参　考	
		地上高 10m	地上高 81m※2	地上高 140m	水戸地方気象台	小名浜特別地域気象観測所
2005 年度	①	1 個	0 個	3 個	－	－
	②	3 個	1 個	4 個	1 個	3 個

※1：①：2001 年 4 月～2013 年 3 月（申請時最新 10 年の気象データ）

②：2004 年 4 月～2016 年 3 月（最新 10 年の気象データ）

2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2：敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが，気象の特異性を確認するため評価

(5)　異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

異常年検定については，風向別出現頻度 17 項目，風速階級別出現頻度 10 項目についてそれぞれ検定を行っている。

線量評価に用いる気象（2005 年度）を最新の気象データ（2004 年 4 月～2016 年 3 月）にて検定した結果，最大の棄却数は地上高 140m の観測地点で 27 項目中 4 個であった。棄却された項目について着目すると，棄却された項目は全て風向別出現頻度であり，その方位はＥＮＥ，Ｅ，ＥＳＥ，ＳＳＷである。

ここで，最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため，棄却された各風向の相対濃度について，2005 年度と 2015 年度を第

23-3 表のとおり比較した。

ＥＮＥ，Ｅ，ＥＳＥについては 2005 年度に対し 2015 年度は 0.5～0.9 倍程度の相対濃度となり，2005 年度での評価は保守的な評価となっており，線量評価結果への影響を与えない。なお，ＳＳＷについては 2005 年度に対し 2015 年度は約 1.1 倍の相対濃度とほぼ同等であり，また，ＳＳＷは頻度が比較的低く相対濃度の最大方位とはならないため線量評価への影響はない。

第 23-3 表　棄却された各風向の相対濃度の比較結果

風向	相対濃度※（s／m^3）（2005 年度）：Ａ	相対濃度※（s／m^3）（2015 年度）：Ｂ	比（Ｂ／Ａ）
ＥＮＥ	1.456×10^{-6}	1.258×10^{-6}	0.864
Ｅ	1.982×10^{-6}	1.010×10^{-6}	0.510
ＥＳＥ	1.810×10^{-6}	1.062×10^{-6}	0.587
ＳＳＷ	1.265×10^{-6}	1.421×10^{-6}	1.123

※：燃料集合体落下事故を想定した排気筒放出における，各方位の 1 時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し，その累積頻度が 97%に当たる相対濃度を算出

(6)　結　論

2005 年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データとの比較により評価した結果は以下のとおり。

ａ．想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について，線量評価に用いる気象（2005 年度）と最新の気象（2015 年度）での計算結果について比較を行った結果，気象指針に記載されている相対濃度の年変動（30%以

内）の範囲に収まり，2005 年度の気象データに特異性はない。

ｂ．2005 年度の気象データについて申請時の最新気象データ（2001 年 4 月～2013 年 3 月）及び最新気象データ（2004 年 4 月～2016 年 3 月）で異常年検定を行った結果，棄却数は少なく，有意な増加はない。また，気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても，2005 年度の気象データは棄却数は少なく，異常年とは判断されない。

ｃ．異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については，最新気象データと比べて保守的，あるいは，ほぼ同等となっており，線量評価結果への影響を与えない。

以上より，2005 年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。

① 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 / 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.96	5.85	3.78	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.39	3.52	6.02	2.77	○
NNE	8.89	8.15	6.91	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.20	11.76	6.67	21.42	2.11	○
NE	19.71	24.49	23.29	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.60	18.49	18.41	27.13	9.84	○
ENE	8.31	8.38	10.04	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.10	7.00	9.80	11.55	2.46	○
E	4.39	3.76	4.56	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.70	3.74	5.55	5.88	1.59	○
ESE	2.79	2.86	2.93	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.20	2.57	3.66	3.37	1.76	×
SE	2.90	2.61	2.95	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	3.00	2.73	3.09	3.31	2.14	○
SSE	3.35	3.34	3.74	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.50	4.06	3.32	5.80	2.33	○
S	5.00	4.13	5.02	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	7.00	5.65	4.99	7.72	3.59	○
SSW	3.79	3.56	4.35	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.70	4.61	3.13	6.15	3.06	○
SW	4.32	4.90	4.93	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.40	4.75	3.67	6.44	3.06	○
WSW	4.38	4.09	3.53	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.70	4.18	4.25	5.31	3.05	○
W	5.44	4.16	4.23	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.49	5.13	5.88	3.09	○
WNW	5.95	5.05	6.19	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.30	6.09	7.65	7.12	5.06	×
NW	7.95	7.42	7.60	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.10	8.42	9.54	10.41	6.42	○
NNW	7.63	6.60	5.19	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.60	6.20	6.53	8.35	4.05	○
CALM	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.2	0.90	1.10	1.73	0.06	○

注1）1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

② 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.20	0.90	1.10	1.73	0.06	○
0.5～1.4	6.70	5.19	5.56	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.40	6.12	6.99	8.26	3.98	○
1.5～2.4	10.58	8.92	9.61	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	11.00	10.20	11.28	12.53	7.87	○
2.5～3.4	12.17	11.15	12.55	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.40	12.24	14.10	13.99	10.48	×
3.5～4.4	12.57	12.25	12.80	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.10	12.74	13.85	13.97	11.51	○
4.5～5.4	11.54	10.97	11.30	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.00	12.07	12.03	14.11	10.03	○
5.5～6.4	10.66	9.62	10.10	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.00	10.40	9.92	12.02	8.79	○
6.5～7.4	7.67	8.18	8.82	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.60	8.34	7.40	9.30	7.38	○
7.5～8.4	6.17	7.68	7.35	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.30	6.64	5.51	8.40	4.89	○
8.5～9.4	5.14	6.84	6.01	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.00	5.48	4.82	7.03	3.92	○
9.5以上	15.56	18.54	15.15	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	13.00	14.88	13.00	19.70	10.05	○

注1）1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

③　棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 / 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年2005	棄却限界(5%) 上限	棄却限界(5%) 下限	判定 ○採択 ×棄却
N	4.09	4.59	3.42	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.5	4.67	3.79	6.79	2.56	○
NNE	8.41	7.81	7.03	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.46	6.60	21.28	1.64	○
NE	17.97	21.91	21.50	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	16.75	17.88	25.36	8.14	○
ENE	7.76	8.22	9.86	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	6.48	8.95	11.52	1.44	○
E	3.34	3.80	4.30	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	3.35	4.32	5.55	1.16	○
ESE	2.40	2.79	2.47	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.34	2.77	3.26	1.42	○
SE	2.74	2.86	2.96	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.81	2.75	3.47	2.16	○
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.42	4.16	6.63	2.22	○
S	4.77	3.66	4.43	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.19	4.88	7.35	3.03	○
SSW	2.86	2.56	3.20	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	3.55	2.43	5.07	2.02	○
SW	3.26	3.62	3.42	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.37	2.64	4.63	2.11	○
WSW	3.32	3.33	3.11	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.22	3.08	3.87	2.58	○
W	4.53	4.08	4.57	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.30	4.58	5.30	3.30	○
WNW	8.29	7.52	8.02	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	8.21	9.14	9.34	7.08	○
NW	15.13	13.32	12.41	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.34	15.31	17.17	9.50	○
NNW	6.67	5.88	4.76	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.73	6.03	7.32	4.15	○
CALM	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○

注1）1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

④　棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年2005	棄却限界(5%) 上限	棄却限界(5%) 下限	判定 ○採択 ×棄却
0.0～0.4	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○
0.5～1.4	4.92	4.95	5.23	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	6.08	5.79	9.13	3.03	○
1.5～2.4	10.06	10.15	10.09	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	11.15	10.58	14.05	8.25	○
2.5～3.4	13.91	14.28	14.41	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	14.42	15.24	16.19	12.65	○
3.5～4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	○
4.5～5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	○
5.5～6.4	11.36	10.40	11.85	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.74	11.14	12.35	9.13	○
6.5～7.4	8.16	8.38	8.75	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.95	8.04	9.29	6.62	○
7.5～8.4	6.41	6.50	6.98	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	6.02	5.64	7.35	4.70	○
8.5～9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.43	4.02	5.81	3.06	○
9.5以上	10.04	11.52	9.92	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	9.67	8.74	12.98	6.36	○

注1）1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑤　棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 / 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.29	3.24	2.85	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.40	2.70	2.15	3.54	1.85	○
NNE	12.39	12.29	12.11	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.50	10.45	9.93	14.64	6.26	○
NE	12.70	15.12	17.57	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.60	14.35	15.15	19.68	9.02	○
ENE	3.27	3.57	3.90	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.40	4.74	4.49	7.52	1.97	○
E	2.51	2.86	2.84	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.80	2.49	2.60	3.55	1.43	○
ESE	3.04	3.68	3.30	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.30	3.36	3.49	4.46	2.26	○
SE	5.14	5.79	5.80	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.60	5.00	5.73	6.40	3.59	○
SSE	4.00	3.66	3.99	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.00	4.95	4.59	7.16	2.73	○
S	2.41	2.22	2.63	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.41	2.31	5.25	1.57	○
SSW	3.52	3.26	3.07	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.40	3.23	2.36	4.06	2.40	×
SW	1.37	0.79	1.35	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.30	1.17	1.22	1.68	0.66	○
WSW	2.94	2.70	2.48	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.90	2.23	2.40	3.54	0.92	○
W	12.93	11.05	10.01	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.30	8.31	10.13	15.30	1.31	○
WNW	19.82	18.95	18.46	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.90	21.43	21.68	26.45	16.42	○
NW	6.86	6.86	6.03	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.90	7.78	7.42	11.65	3.91	○
NNW	2.97	2.92	2.33	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.50	2.93	2.65	3.87	1.99	○
CALM	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.6	1.9	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑥　棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○
0.5～1.4	12.24	12.79	13.24	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.70	14.59	15.14	18.20	10.98	○
1.5～2.4	30.43	30.39	28.56	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.40	31.62	32.77	35.24	28.00	○
2.5～3.4	22.23	21.48	21.80	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.90	22.42	20.88	24.29	20.55	○
3.5～4.4	10.85	10.91	11.31	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.70	10.74	10.16	11.83	9.66	○
4.5～5.4	7.69	8.16	9.27	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.10	7.20	7.09	9.49	4.91	○
5.5～6.4	5.21	6.40	6.23	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.50	4.72	4.79	6.97	2.46	○
6.5～7.4	4.20	4.07	3.92	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.60	3.07	3.01	4.96	1.18	○
7.5～8.4	2.84	2.51	2.18	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.60	1.93	2.29	3.28	0.57	○
8.5～9.4	1.77	1.12	1.07	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.70	1.06	1.09	1.90	0.22	○
9.5以上	1.70	1.13	1.13	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.80	1.18	1.10	1.99	0.36	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑦　棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 / 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.48	4.38	5.20	4.44	3.52	5.60	3.28	○
NNE	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.10	11.42	14.59	20.56	14.02	6.67	23.32	4.72	○
NE	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.66	15.68	13.11	13.60	15.98	18.41	21.91	10.05	○
ENE	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.16	5.74	5.59	4.95	5.96	9.80	9.21	2.72	×
E	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.65	3.02	3.06	3.04	3.37	5.55	5.40	1.34	×
ESE	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.17	2.00	2.36	2.20	2.36	3.66	3.10	1.62	×
SE	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	2.98	2.99	2.79	2.26	2.69	3.09	3.36	2.01	○
SSE	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.52	4.76	5.29	5.12	4.54	3.32	6.23	2.85	○
S	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	6.96	6.48	5.87	5.76	6.04	4.99	7.36	4.73	○
SSW	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.68	6.07	4.89	5.45	5.08	3.13	6.37	3.78	×
SW	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.38	4.94	4.64	5.05	4.79	3.67	6.46	3.13	○
WSW	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.63	4.81	5.16	4.10	4.38	4.25	5.62	3.14	○
W	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.64	5.07	4.24	4.50	5.13	5.74	3.26	○
WNW	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.29	6.75	7.56	5.62	6.36	7.65	7.65	5.07	○
NW	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.14	8.95	9.69	6.99	8.68	9.54	10.90	6.47	○
NNW	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.57	6.52	5.08	4.81	5.90	6.53	7.92	3.88	○
CALM	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑧　棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○
0.5～1.4	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.32	5.92	6.20	6.78	6.26	6.99	8.18	4.33	○
1.5～2.4	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	10.94	10.58	9.76	10.98	10.42	11.28	12.50	8.33	○
2.5～3.4	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.38	12.89	12.13	13.45	12.49	14.10	14.24	10.75	○
3.5～4.4	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.12	14.22	13.05	13.51	13.05	13.85	14.64	11.47	○
4.5～5.4	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.01	12.52	12.25	11.78	12.35	12.03	13.95	10.75	○
5.5～6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9.51	10.48	9.92	12.23	8.73	○
6.5～7.4	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.62	8.57	9.22	7.47	8.40	7.40	9.61	7.19	○
7.5～8.4	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.32	7.01	6.63	5.89	6.48	5.51	7.98	4.98	○
8.5～9.4	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.08	5.01	5.14	4.97	5.20	4.82	6.17	4.22	○
9.5以上	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	12.98	12.18	13.45	14.63	13.97	13.00	17.90	10.05	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑨　棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 / 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.50	5.04	5.05	6.22	5.09	3.79	7.05	3.14	○
NNE	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.55	14.10	19.46	13.64	6.60	22.84	4.45	○
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13.31	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	○
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4.52	5.34	8.95	8.97	1.71	○
E	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	2.89	2.33	2.47	2.98	4.32	5.11	0.85	○
ESE	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.17	2.07	1.91	2.19	2.77	3.04	1.33	○
SE	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.56	3.40	2.60	2.81	2.75	3.64	1.98	○
SSE	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.79	5.78	5.58	4.92	4.16	7.03	2.81	○
S	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.01	4.67	4.87	5.36	4.88	7.03	3.68	○
SSW	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	4.07	3.53	4.25	3.87	2.43	4.95	2.79	×
SW	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.45	3.38	3.56	3.38	2.64	4.63	2.13	○
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3.33	3.08	4.23	2.42	○
W	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.66	4.76	4.26	4.35	4.58	5.39	3.31	○
WNW	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	9.54	10.05	7.43	8.53	9.14	10.51	6.54	○
NW	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.28	12.90	10.98	12.97	15.31	16.82	9.11	○
NNW	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.80	5.54	5.08	5.64	6.03	6.90	4.38	○
CALM	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑩　棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○
0.5～1.4	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	7.41	6.47	7.60	6.72	5.79	9.42	4.01	○
1.5～2.4	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	12.41	11.84	13.06	11.85	10.58	14.46	9.24	○
2.5～3.4	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	15.47	15.34	15.31	14.77	15.24	16.74	12.80	○
3.5～4.4	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.94	15.26	14.65	15.35	16.48	16.71	13.98	○
4.5～5.4	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	12.85	13.64	12.56	13.38	13.66	15.00	11.75	○
5.5～6.4	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.94	10.49	9.78	10.50	11.14	11.84	9.16	○
6.5～7.4	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.38	8.49	7.34	7.74	8.04	9.01	6.48	○
7.5～8.4	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	4.94	5.67	5.51	5.64	5.64	6.66	4.63	○
8.5～9.4	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.20	3.89	4.42	4.19	4.02	5.22	3.16	○
9.5以上	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	7.44	8.05	8.47	8.92	8.74	12.21	5.63	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑪　棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 / 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.39	2.26	2.16	2.70	2.47	2.15	2.99	1.95	○
NNE	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.49	8.24	8.84	11.06	9.58	9.93	12.98	6.18	○
NE	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.58	12.60	12.33	13.45	13.65	15.15	18.32	8.98	○
ENE	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.39	7.34	6.61	7.12	5.78	4.49	8.65	2.90	○
E	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3.79	1.23	○
ESE	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.38	3.01	3.47	2.82	3.30	3.49	4.40	2.19	○
SE	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.58	4.04	4.56	4.03	4.58	5.73	5.76	3.40	○
SSE	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.01	4.96	4.74	5.63	5.31	4.59	6.81	3.82	○
S	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.69	3.42	3.50	3.75	2.31	4.66	2.84	×
SSW	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.39	3.47	3.14	3.32	3.23	2.36	4.05	2.42	×
SW	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.27	1.47	1.34	1.78	1.27	1.22	1.88	0.67	○
WSW	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.91	1.97	2.52	1.97	2.07	2.40	3.16	0.97	○
W	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.34	5.87	6.41	5.74	6.71	10.13	11.52	1.91	○
WNW	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.88	22.63	24.11	20.77	22.46	21.68	26.09	18.83	○
NW	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	○
NNW	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.49	4.17	3.20	3.09	3.15	2.65	4.32	1.98	○
CALM	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑫　棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○
0.5～1.4	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.73	15.60	15.63	16.08	15.50	15.14	17.51	13.48	○
1.5～2.4	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.38	32.64	33.04	31.24	32.37	32.77	34.35	30.39	○
2.5～3.4	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.94	22.79	24.23	23.94	22.97	20.88	25.05	20.88	×
3.5～4.4	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.67	11.34	11.65	11.54	10.89	10.16	12.28	9.49	○
4.5～5.4	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.06	7.04	6.89	7.48	6.83	7.09	7.87	5.79	○
5.5～6.4	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.48	3.78	3.36	4.17	4.06	4.79	5.04	3.09	○
6.5～7.4	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.63	2.19	1.59	1.93	2.43	3.01	3.75	1.10	○
7.5～8.4	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.55	1.37	0.94	1.05	1.50	2.29	2.62	0.39	○
8.5～9.4	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.72	0.71	0.47	0.49	0.83	1.09	1.58	0.09	○
9.5以上	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.84	0.86	0.56	0.37	0.96	1.10	1.91	0.01	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑬　棄却検定表（風向）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 / 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.34	17.09	18.48	14.84	16.36	17.58	14.82	13.31	12.53	11.75	15.21	13.38	20.47	9.95	○
NNE	6.78	6.87	8.19	7.57	7.63	7.52	7.05	7.07	6.68	7.83	7.32	6.68	8.51	6.13	○
NE	6.22	6.14	8.14	9.37	6.51	7.25	6.82	6.01	6.65	8.23	7.13	7.36	9.76	4.51	○
ENE	8.70	8.79	9.94	10.20	7.40	7.33	7.71	9.20	8.31	8.81	8.64	9.50	10.97	6.30	○
E	9.92	9.38	10.94	9.26	8.55	7.28	6.49	9.98	8.95	8.87	8.96	10.92	12.05	5.87	○
ESE	4.37	3.22	5.08	3.38	4.19	3.72	4.02	3.43	3.79	3.81	3.90	4.41	5.21	2.60	○
SE	3.11	3.02	3.38	3.05	2.99	3.05	3.74	2.82	2.95	3.07	3.12	2.91	3.74	2.50	○
SSE	1.30	1.50	1.12	1.15	1.29	1.47	1.36	1.10	1.28	1.17	1.27	1.43	1.61	0.94	○
S	2.99	2.43	1.56	2.49	2.82	2.74	2.98	2.96	2.17	2.47	2.56	1.96	3.62	1.50	○
SSW	5.32	5.83	4.64	5.28	6.78	6.32	6.22	5.78	5.79	6.40	5.84	4.24	7.34	4.33	×
SW	5.47	4.84	3.40	3.77	4.86	5.08	4.00	4.01	3.92	3.97	4.33	4.20	5.93	2.73	○
WSW	2.97	3.28	2.61	2.74	3.62	2.91	3.41	3.21	3.66	3.56	3.20	3.26	4.09	2.31	○
W	3.18	2.86	2.83	2.84	3.49	3.07	3.70	3.27	4.34	2.82	3.24	3.81	4.40	2.08	○
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1.59	2.29	3.17	3.35	1.22	○
NW	6.63	5.69	3.15	4.59	4.86	4.11	6.10	6.47	7.06	5.48	5.41	7.67	8.34	2.49	○
NNW	13.20	14.77	12.63	16.29	15.44	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	○
CALM	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑭　棄却検定表（風速）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 / 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○
0.5～1.4	33.41	35.08	36.96	37.22	32.05	33.83	31.50	32.61	32.82	26.35	33.18	35.02	40.51	25.85	○
1.5～2.4	29.63	29.88	30.31	28.20	30.41	29.79	31.92	31.80	30.66	35.10	30.77	29.14	35.18	26.36	○
2.5～3.4	16.75	17.72	16.28	15.96	17.80	16.66	16.03	16.83	16.86	17.36	16.83	16.52	18.36	15.29	○
3.5～4.4	9.81	9.42	8.08	8.85	9.43	9.50	9.63	9.81	10.24	11.26	9.60	10.01	11.57	7.63	○
4.5～5.4	4.93	3.73	3.76	4.08	4.11	4.18	5.29	4.44	4.23	4.93	4.37	4.93	5.61	3.13	○
5.5～6.4	2.05	1.30	1.53	2.14	2.59	2.17	2.47	1.80	1.97	2.78	2.08	1.84	3.18	0.98	○
6.5～7.4	0.96	0.63	0.51	1.14	1.19	1.13	1.25	0.82	1.14	0.98	0.98	0.46	1.57	0.38	○
7.5～8.4	0.41	0.26	0.31	0.46	0.53	0.56	0.67	0.39	0.43	0.20	0.42	0.19	0.76	0.08	○
8.5～9.4	0.18	0.15	0.18	0.21	0.29	0.37	0.24	0.21	0.18	0.08	0.21	0.09	0.40	0.02	○
9.5以上	0.11	0.11	0.34	0.30	0.25	0.34	0.16	0.43	0.08	0.09	0.22	0.06	0.52	0.00	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑮　棄却検定表（風向）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 / 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.61	18.08	19.49	16.90	17.05	16.58	16.86	16.92	16.52	18.76	17.28	14.97	20.03	14.53	○
NNE	9.51	9.46	11.94	13.36	9.44	11.36	9.70	10.37	9.91	12.46	10.75	9.71	14.14	7.36	○
NE	5.07	5.21	5.40	6.15	5.19	4.83	5.89	5.79	5.13	5.70	5.44	4.45	6.44	4.43	○
ENE	1.70	2.19	2.22	2.20	2.22	1.88	2.00	2.43	2.69	2.79	2.23	1.89	3.03	1.43	○
E	2.15	2.92	2.36	2.48	2.38	2.37	1.90	2.42	2.68	2.52	2.42	2.17	3.07	1.76	○
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1.60	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	○
SE	2.96	2.68	2.94	2.19	2.64	2.86	2.81	2.98	2.96	2.60	2.76	3.36	3.35	2.18	×
SSE	5.80	4.93	4.51	4.91	5.09	5.79	5.05	4.80	4.77	4.66	5.03	6.02	6.07	3.99	○
S	11.32	9.73	8.58	9.45	11.91	10.63	10.26	8.92	9.93	12.47	10.32	10.33	13.33	7.31	○
SSW	7.56	5.71	5.88	6.43	7.42	6.79	7.04	7.74	6.28	7.56	6.84	4.77	8.59	5.09	×
SW	2.13	1.79	1.58	2.68	2.70	2.29	2.70	2.79	3.04	1.79	2.35	1.69	3.55	1.15	○
WSW	0.95	0.82	1.05	1.13	0.97	0.97	1.18	1.11	1.07	1.15	1.04	0.95	1.30	0.78	○
W	1.80	1.70	1.58	1.70	1.44	1.71	1.50	1.42	1.75	1.46	1.61	1.89	1.94	1.27	○
WNW	4.70	4.69	3.84	3.98	3.98	4.36	4.28	4.43	4.94	2.88	4.21	6.05	5.60	2.82	×
NW	9.27	8.70	7.85	7.77	7.62	8.06	10.22	9.14	9.83	6.42	8.49	10.63	11.23	5.75	○
NNW	15.51	17.31	16.04	14.80	15.83	15.60	16.16	16.05	15.40	13.91	15.66	16.88	17.78	13.54	○
CALM	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑯　棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 / 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○
0.5～1.4	21.92	21.13	22.45	22.79	22.30	22.11	16.85	18.40	18.83	18.49	20.53	20.97	25.64	15.41	○
1.5～2.4	28.61	30.72	31.17	29.65	30.58	28.79	30.61	29.38	32.17	31.56	30.32	30.33	33.13	27.52	○
2.5～3.4	17.92	18.99	17.19	18.04	20.06	19.71	21.00	20.11	20.21	20.27	19.35	18.36	22.32	16.38	○
3.5～4.4	11.69	11.62	10.66	12.27	11.79	12.18	12.28	13.73	12.06	12.35	12.06	10.84	13.89	10.23	○
4.5～5.4	7.47	7.33	6.90	7.80	7.11	6.84	7.96	7.82	7.11	7.86	7.42	7.32	8.42	6.42	○
5.5～6.4	5.06	3.87	4.62	3.81	3.73	3.96	5.41	5.02	3.85	4.28	4.36	4.91	5.83	2.89	○
6.5～7.4	2.45	2.43	2.27	1.93	1.32	2.23	2.79	2.55	2.47	2.17	2.26	2.56	3.22	1.30	○
7.5～8.4	1.11	1.08	0.99	0.96	0.48	1.03	1.21	1.45	1.37	1.05	1.07	1.14	1.70	0.45	○
8.5～9.4	0.75	0.34	0.70	0.43	0.15	0.50	0.59	0.45	0.63	0.60	0.51	0.72	0.94	0.09	○
9.5以上	0.39	0.34	0.32	0.21	0.15	0.31	0.50	0.54	0.37	0.36	0.35	0.39	0.63	0.07	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

（参考）

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説 X. での記載

1．気象現象の年変動

気象現象は，ほぼ1年周期でくり返されているが，年による変動も存在する。このため，想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると，相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は，30%以内であった。

このことから，1年間の気象資料にもとづく解析結果は，気象現象の年変動に伴って変動するものの，その程度はさほど大きくないので，まず，1年間の気象資料を用いて解析することとした。

その場合には，その年がとくに異常な年であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また，2 年以上の気象資料が存在する場合には，これを有効に利用することが望ましい。

静的機器単一故障時の原子炉格納容器冷却機能代替性確認評価

1. 評価条件

本評価では，静的機器の単一故障が発生した場合における原子炉格納容器冷却機能の代替性を確認する。

原子炉冷却材喪失を対象として，事象発生後 15 分（残留熱除去系による低圧注水系から格納容器スプレイ冷却系への切替え)時点でスプレイヘッダ(サプレッション・チェンバ側）の全周破断が発生すると仮定して評価を実施する。

動的機器の単一故障を仮定したベースケースと，静的機器の単一故障を考慮した代替性確認評価の条件比較を第 1 表に示す。

第 1 表　評価条件の比較（原子炉冷却材喪失）

項目	代替性確認評価 ケース1	代替性確認評価 ケース2	ベースケース
原子炉格納容器冷却系の機能	スプレイ流量 ・ドライウェル側 ：95%×2系統 ・サプレッション・チェンバ側 ：0%	スプレイ流量 ・ドライウェル側 ：95%×1系統 ・サプレッション・チェンバ側 ：0%	スプレイ流量 ・ドライウェル側 ：95%×1系統 ・サプレッション・チェンバ側 ：5%×1系統
作動系統	残留熱除去系(2/2系統) ・格納容器スプレイ冷却 ：2系統	残留熱除去系(2/2系統) ・格納容器スプレイ冷却 ：1系統 ・サプレッション・プール冷却 ：1系統	残留熱除去系(1/2系統) ・格納容器スプレイ冷却 ：1系統

2. 評価結果

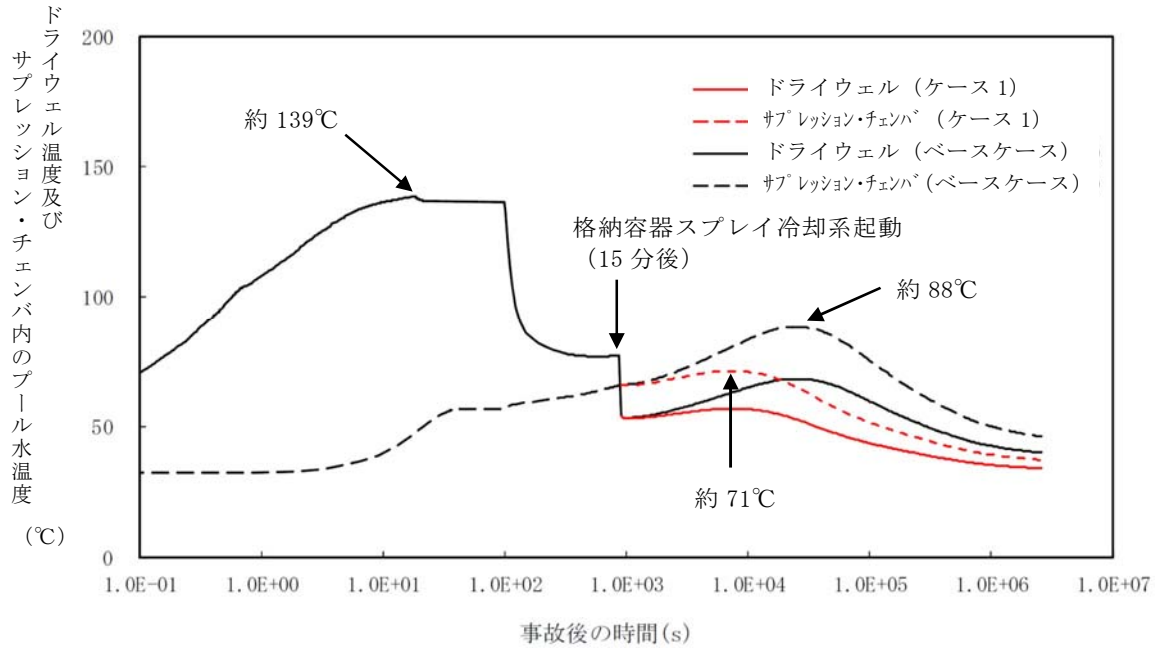
前述の条件で評価を実施した結果を第 2 表，第 1 図～第 4 図に示す。

静的機器の単一故障を仮定した場合，ベースケースよりもサプレッション・プール水温度の余裕が大きくなり，他のパラメータは同等となった。

この結果から，静的機器の単一故障が発生した場合における原子炉格納容器冷却機能の代替性を有していることが確認された。

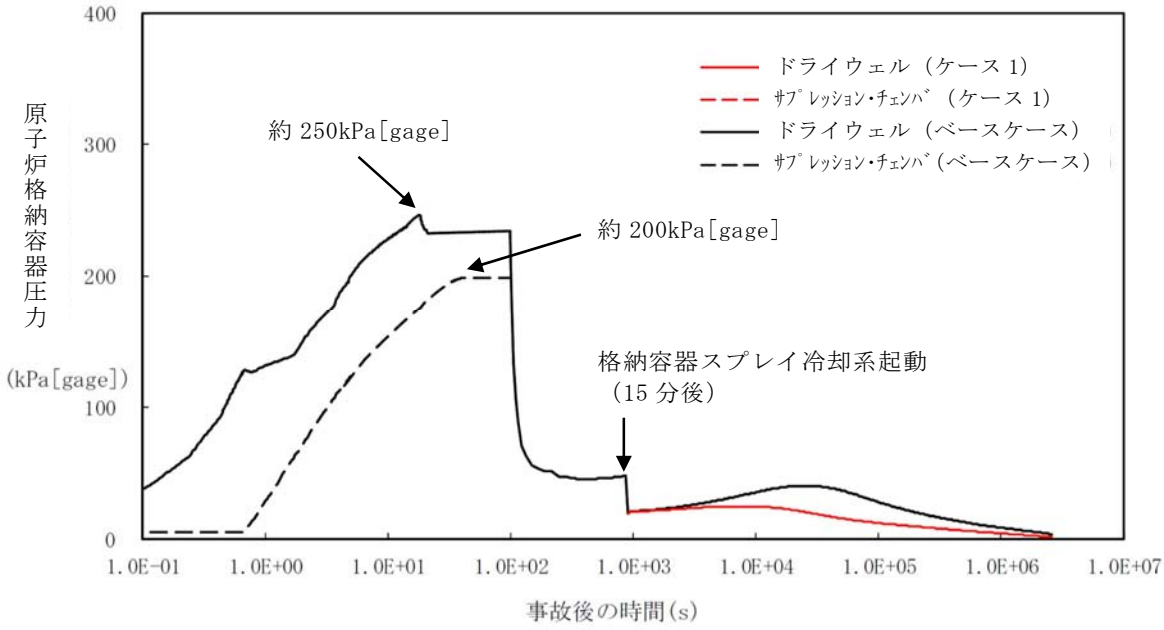
第 2 表　評価結果の比較（原子炉冷却材喪失）

項　　目	代替性確認評価ケース 1	代替性確認評価ケース 2	ベースケース	判断基準
ドライウェル最高温度（℃）	約 139	約 139	約 139	171
ドライウェル最高圧力（kPa[gage]）	約 250	約 250	約 250	310
サプレッション・チェンバ内のプール水最高水温（℃）	約 71	約 71	約 88	104
サプレッション・チェンバ最高圧力（kPa[gage]）	約 200	約 200	約 200	310



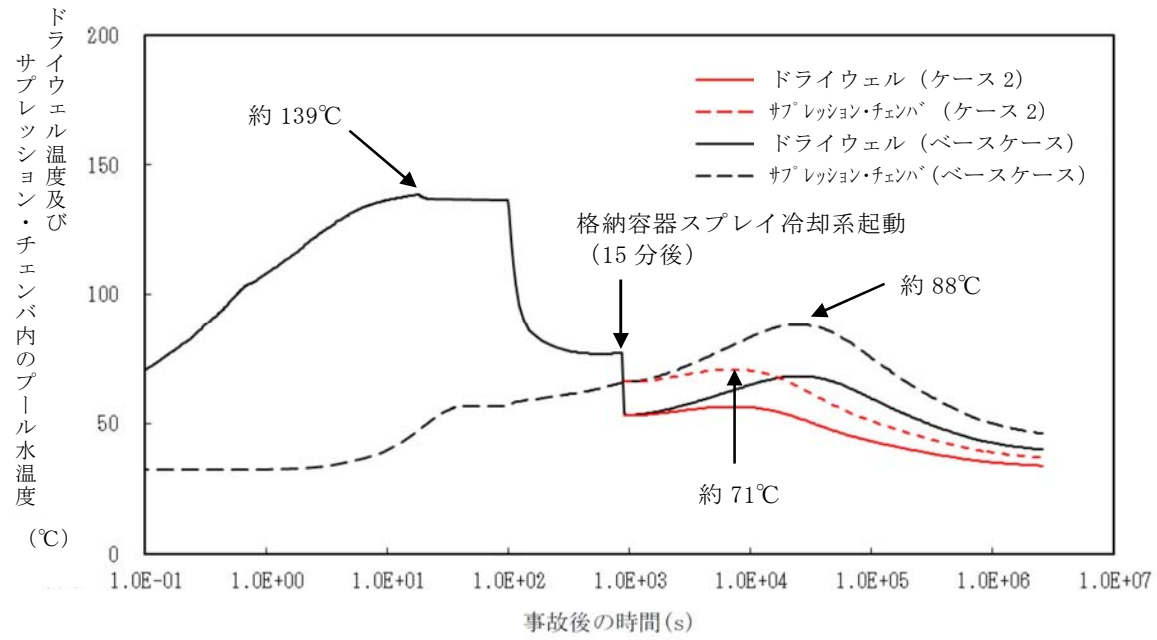
第 1 図　代替性確認評価ケース 1 とベースケースの

評価結果比較（原子炉格納容器温度）



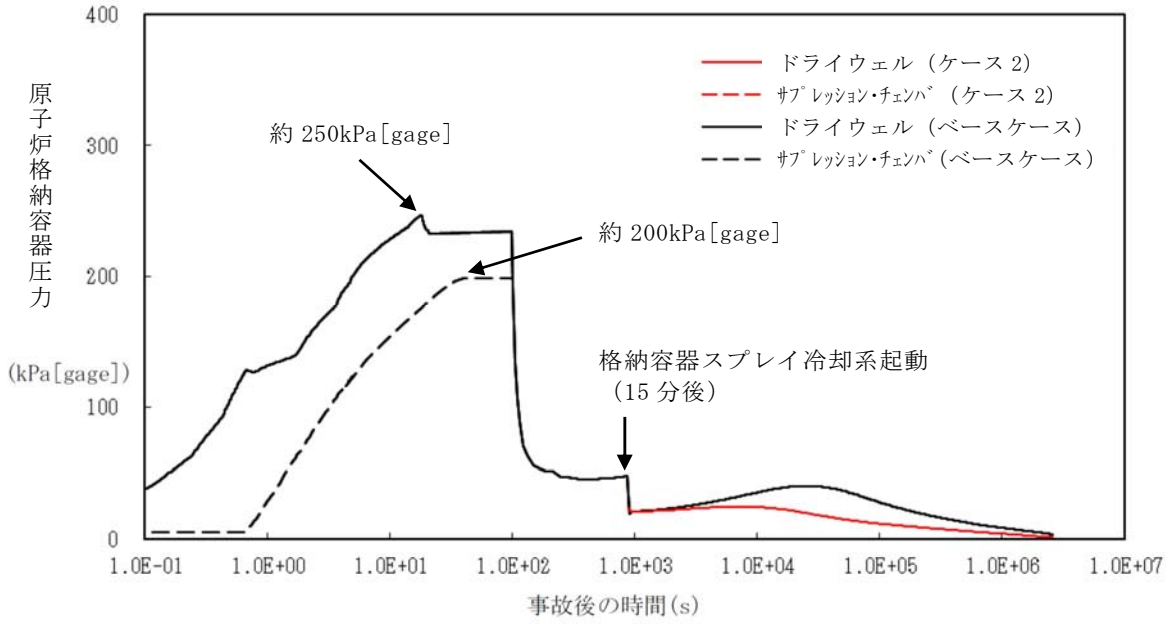
第 2 図　代替性確認評価ケース 1 とベースケースの

評価結果比較（原子炉格納容器圧力）



第 3 図　代替性確認評価ケース 2 とベースケースの

評価結果比較（原子炉格納容器温度）



第 4 図　代替性確認評価ケース 2 とベースケースの

評価結果比較（原子炉格納容器圧力）

修復作業の成立性に関する検討について

1. 原子炉建屋ガス処理系配管

(1) 修復作業の実施について

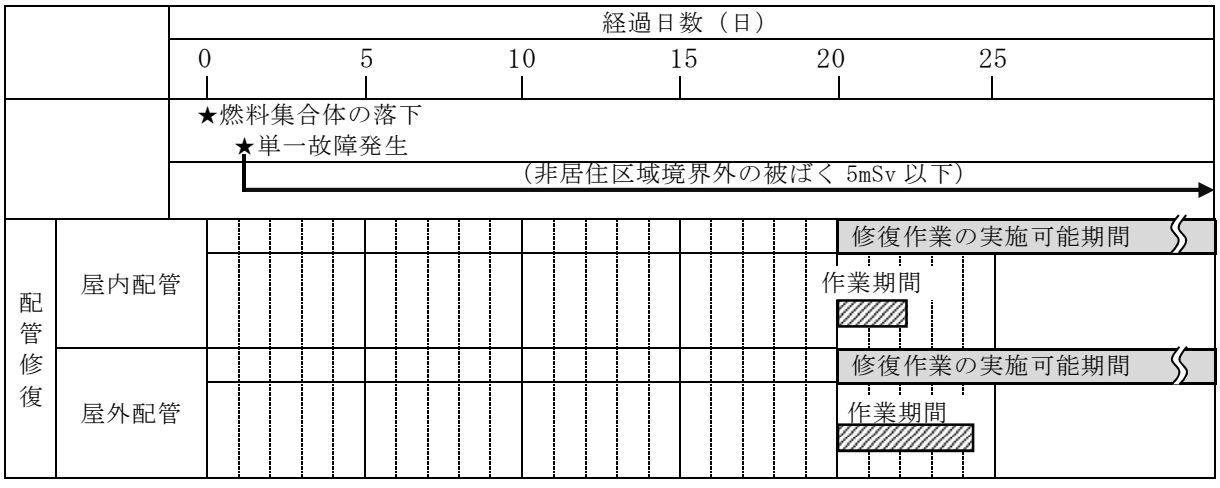
a．実施時期

原子炉建屋ガス処理系の単一設計箇所については，配管に全周破断を想定したとしても安全上支障のない期間内に修復可能であることから，基準に適合していることを確認している。

燃料集合体落下の発生を起点として，24時間後に単一設計箇所が故障したと想定する。燃料集合体の落下における非居住区域境界外の公衆被ばく評価により，事故収束までの全期間にわたって判断基準（実効線量5mSv以下）を満足することが確認できたため，以下に示す作業期間は安全上支障のない期間とできる。

修復作業の作業期間は，緊急作業時の線量限度（100mSv）を満足できることを考慮した。

これにより安全上支障のない期間に確実に修復できることが確認できた。



なお，設定した作業期間は原子炉建屋ガス処理系の機能を回復させるための最短の時期を示しており，実運用における作業期間は公衆や作業員の被ばくを考慮した上で決定する。なお，作業期間におけるタイムチャートについては「(3)詳細工程について」で示す。

(2)　作業手順について

a．作業手順

配管の修復作業は，破断箇所を特定した後，あらかじめ用意した修復用資機材を用いて，以下の手順により修復を行う。

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

・修復用資機材は発電所構内に保管する。

・修復用資機材は使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

・現場の状況（修復箇所表面の温度，作業エリアの汚染の状況等）に応じた保護具を装着する。

・作業安全確保のため，原子炉建屋ガス処理系排風機の隔離（スイッチ“停止” 及び電源“切”）を行う。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去し，チェーンブロック等により芯合せを行う。

④ 配管破断箇所に，修復用資機材（補修用パテ，クランプ等）を取り付ける。

なお，修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制，資機材の準備，作業手順，訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整備する。

b．修復方法

原子炉建屋ガス処理系配管の修復方法を以下に図示する。

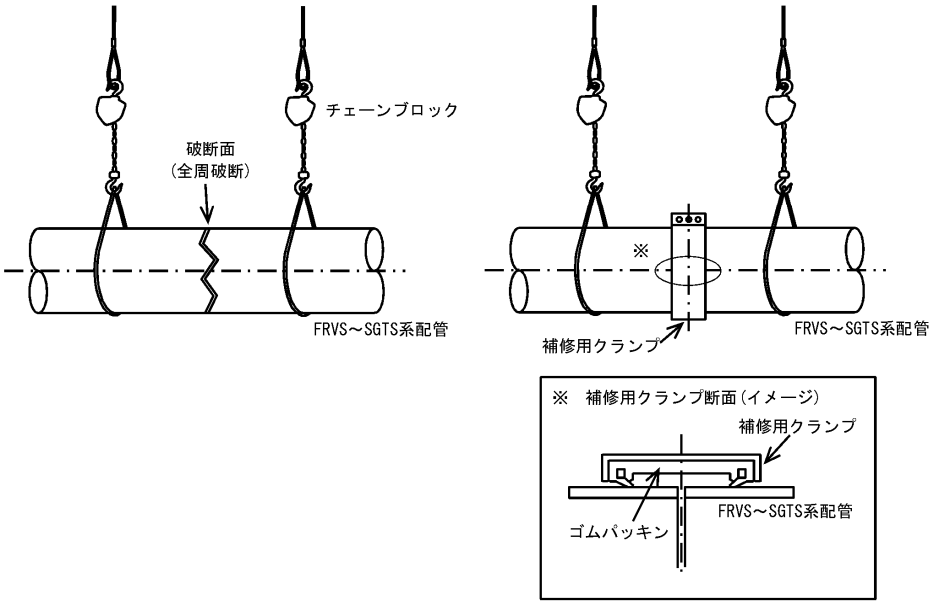
原子炉建屋ガス処理系配管には，直管部，エルボ部，分岐（Ｔ字，Ｙ字）部，壁貫通部，サポート部があり，いずれの部位に故障が発生した

場合にも対応できるよう検討した。

なお，修復方法については，必要に応じて追加・見直しを行う。

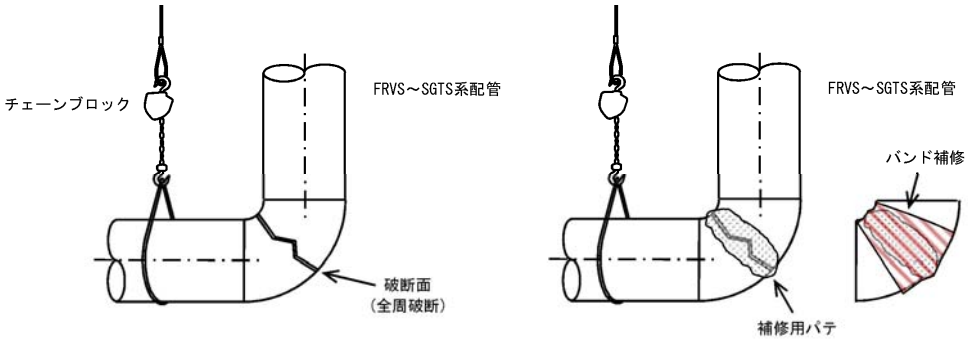
①直管部の修復

・補修用クランプにて固定



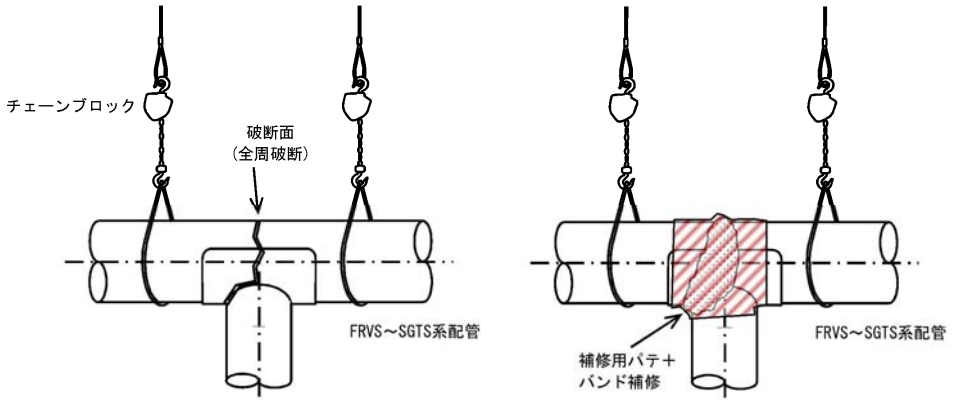
②エルボ部の修復

・補修用パテ＋バンドにて補修



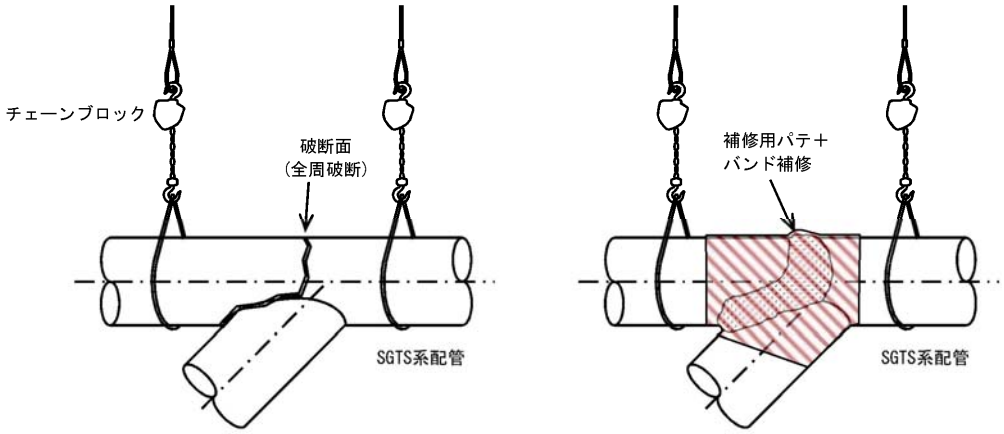
③分岐部の修復

・補修用パテ＋バンドにて補修



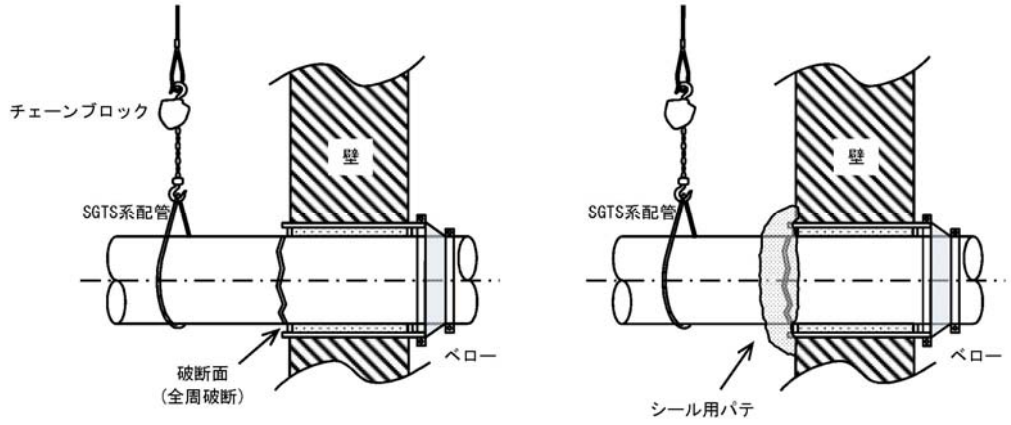
④分岐部の修復

・補修用パテ＋バンドにて補修



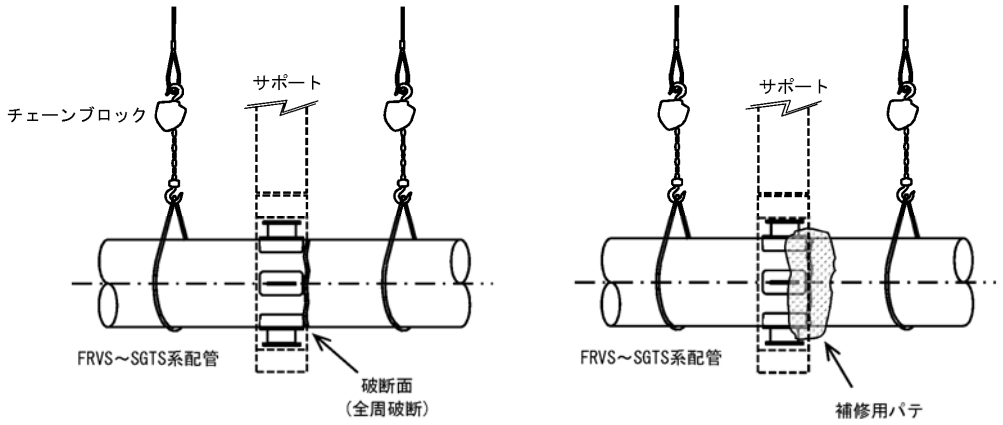
⑤建屋貫通部の修復

・シール用パテによる補修



⑥サポート部の修復

・補修用パテによる補修



c．修復用資機材

修復用資機材としては以下のものが挙げられる。

修復用資機材については，使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備することとし，発電所構内に保管する。

なお，修復用資機材については，必要に応じて追加・見直しを行う。

ⅰ）鋼管足場資材（足場パイプ，足場板，クランプ，ベース等）

ⅱ）高所作業時安全装備品（安全帯，安全ネット，親綱，セイフティーブロック等）

ⅲ）吊り具（チェーンブロック，ワイヤーロープ等）

ⅳ）補修用クランプ（600A 用，450A 用），補修用パテ，バンド等

ⅴ）研削工具

(3) 詳細工程について

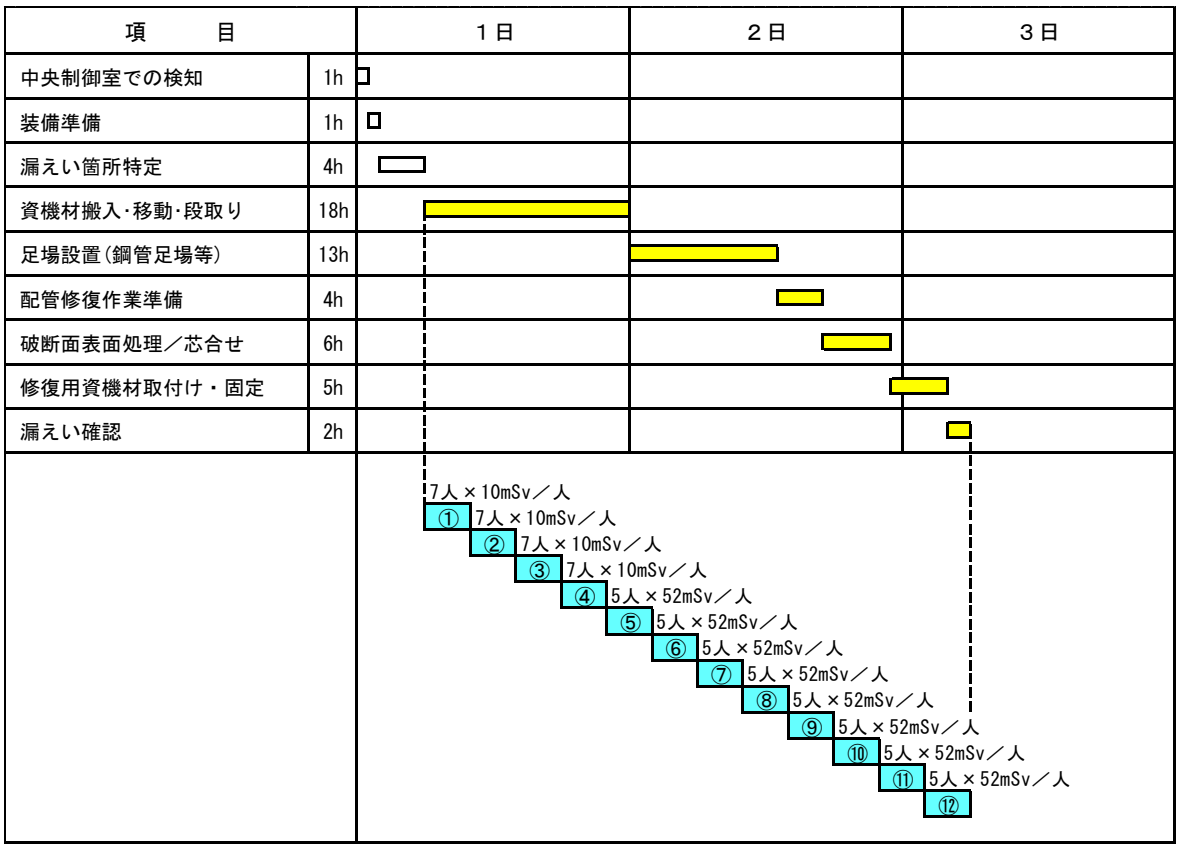
a．屋内作業

修復は破断箇所を特定した後に行うため，足場設置箇所が限定できる

ことから，足場の組立作業を含めても 2 日間程度で可能である。なお，足場解体作業は，事故収束後（後日）の対応とする。

原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業についてモックアップを行い，タイムチャートを作成した。これにより 2 日間での修復作業の成立性を確認することができた。

また，被ばく評価の結果に基づき，配管修復作業における 1 人当たりの作業時間を 4 時間とすると，12 班（作業員総数 68 名）で修復作業を実施することができ，作業員 1 人当たりの被ばく量は最大で 52mSv（4 時間）となることが確認できた。



※■　：修復作業

最も被ばく線量が厳しい箇所の故障を想定した場合，修復作業に 68 名の作業員（作業責任者，放管員含む）が必要となる。しかし，当該作

業の想定では事故発生から 20 日後に作業を開始することになっており，必要な作業員を確保ための時間は十分あると考える。

また，非居住区域境界外の被ばくの評価結果から，作業開始を遅らせることも可能であり，これにより被ばく線量を低減することができ，必要な要員数を削減できる。

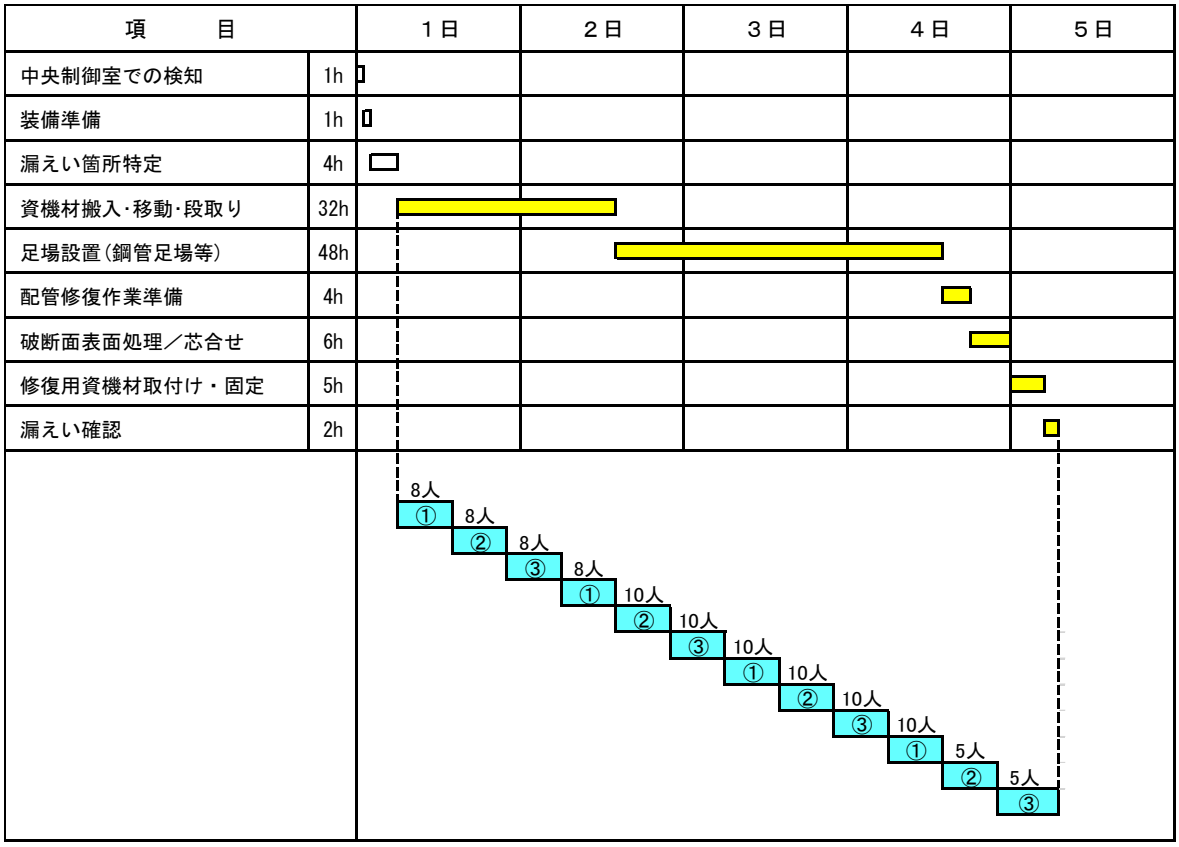
なお，故障発生箇所がチャコールフィルタから離れた場所であれば，作業場所の線量が低下するため，必要な要員数は低減される。

b．屋外作業

原子炉建屋ガス処理系配管のうち，屋外配管の修復作業についてのタイムチャートを以下に示す。

屋外作業では高さ 15m の足場組立を想定しているため，屋内作業に比べて足場組立の作業量が増加することになり，修復には約 4 日間を要する。しかし，建屋外のため放射線源であるフィルタを考慮する必要が無いこと，配管中のガスはフィルタで浄化したものであることから，修復作業を通常の 3 交替で実施することができる。

したがって，配管修復作業は 3 班，30 名（延べ人数 102 名）で実施することができる。



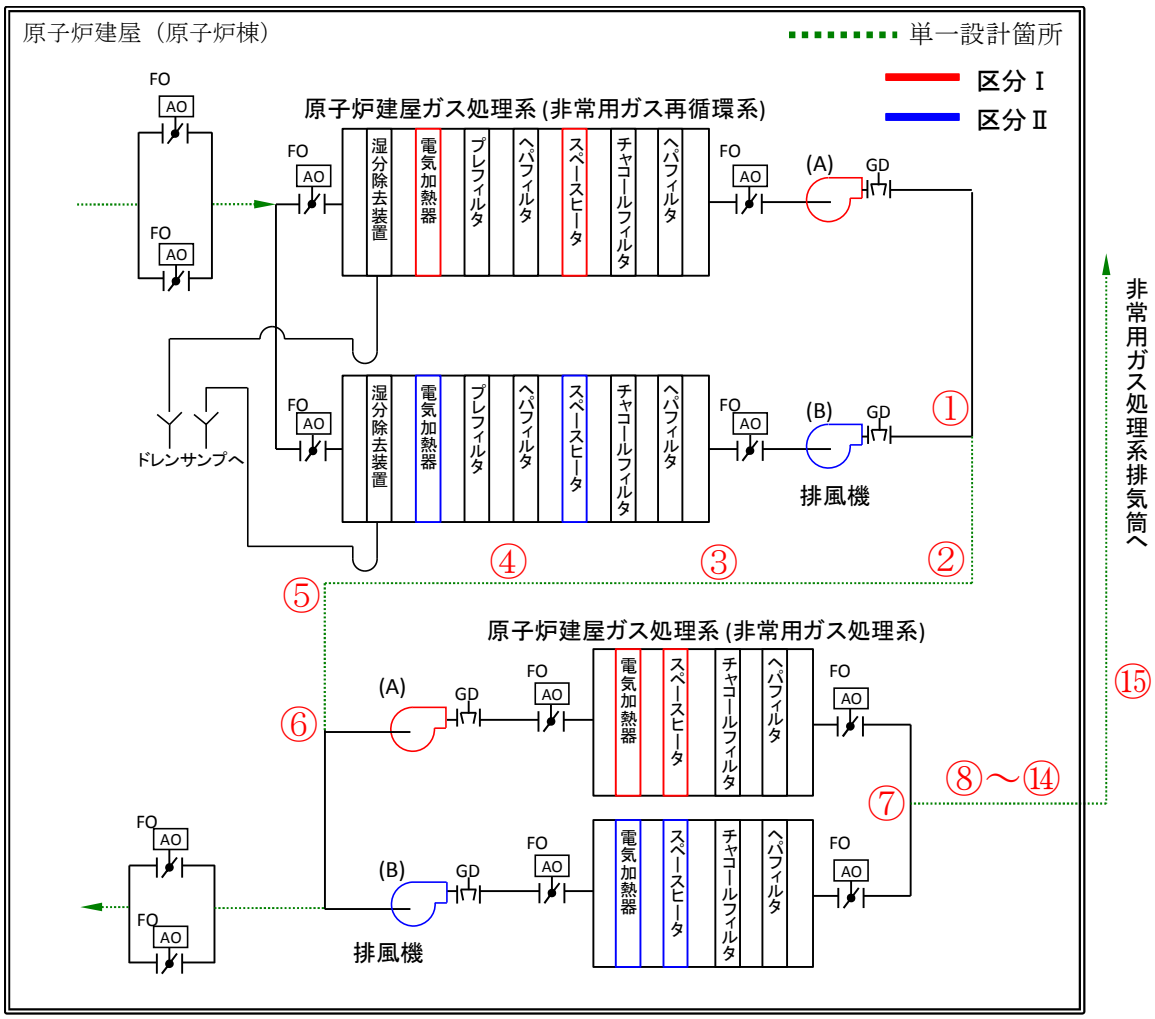
※▭　：修復作業

(4)　狭隘部の作業

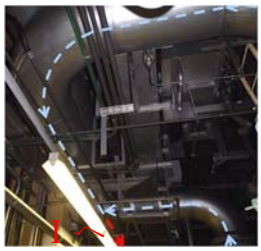
原子炉建屋ガス処理系配管の単一設計箇所に修復作業が困難な狭隘部が存在するかを現場点検により確認した。

その結果，原子炉建屋ガス処理系配管は全範囲において目視により破損状況を確認することが可能であり，修復作業が困難な狭隘部も存在しないことを確認した。確認に当たっては，最も作業性が悪い箇所（写真⑤）を選定したモックアップ作業も実施している。

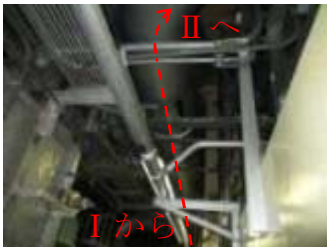
以下に配管の敷設状況を示す。



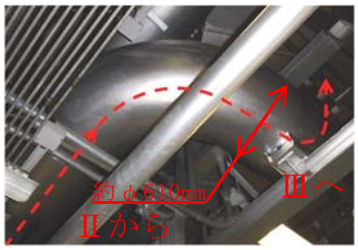
①



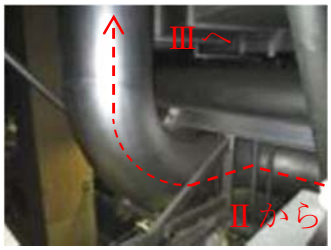
②



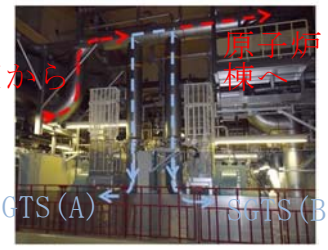
③



④

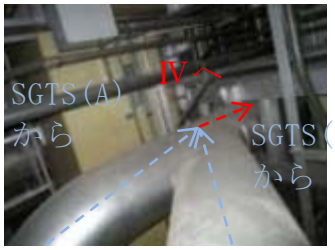


⑤

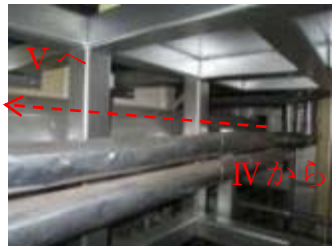


⑥

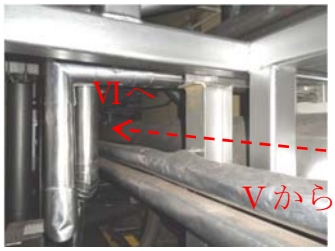
⑦



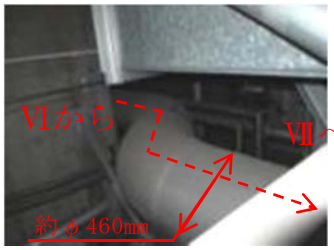
⑧



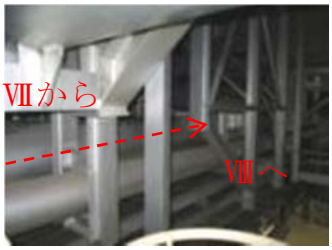
⑨



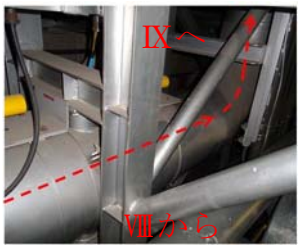
⑩



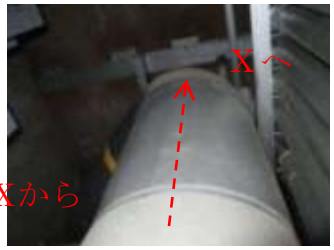
⑪



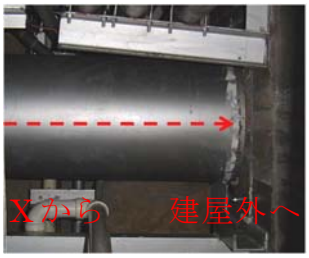
⑫



⑬



⑭



⑮

2.　中央制御室換気系

(1)　修復作業の実施時期について

中央制御室換気系の単一設計箇所については，ダクトに全周破断を想定し，安全上支障のない期間内に修復可能であることから，基準に適合していることを確認している。

主蒸気管破断の発生を起点として，24時間後に単一設計箇所が故障したと想定する。主蒸気管破断における中央制御室運転員の被ばく評価により事故収束までの全期間にわたって判断基準（実効線量100mSv以下）を満足すると評価できることから，以下に示す作業期間は，安全上支障のない期間とできる。

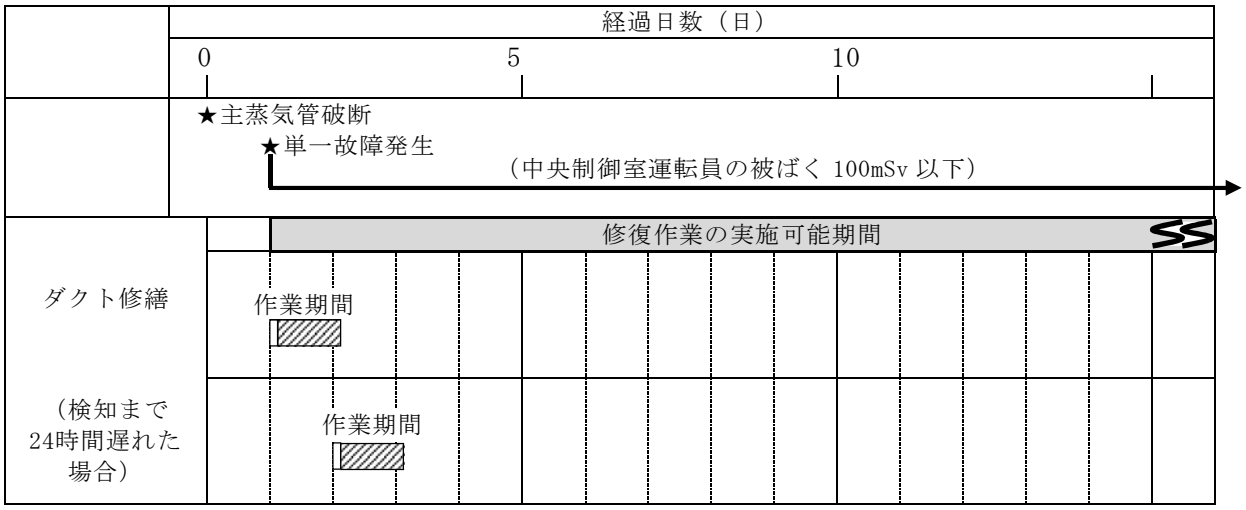
修復作業の作業実施時期は，ダクト修復作業に係る作業員の被ばく評価結果から，故障発生後，直ちに作業着手可能であるため，故障発生の直後と設定した。

これにより安全上支障のない期間内に確実に修復できることが確認できた。

なお，設定した作業実施時期は中央制御室換気系の機能を回復させるための最短の時期を示しており，実運用における作業期間は中央制御室の運転員や作業員の被ばくを考慮した上で決定する。

故障が小規模破損で検知に時間を要し，作業開始が24時間遅れた場合であっても，安全上支障のない期間内に確実に修復できることも確認できた。

なお，作業期間におけるタイムチャートについては「(3)詳細工程について」で示す。



(2)　作業手順について

a．作業手順

ダクトの修復作業は，破断箇所を特定した後，あらかじめ用意した修復用資機材を用いて，以下の手順により修復を行う。

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

・修復用資機材は発電所構内に保管する。

・修復用資機材は使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去する。

④ ダクト破断箇所に，修復用資機材（ゴムシート，当て板等）を取り付ける。

なお，修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制，資機材の準備，作業手順，訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整備する。

ｂ．作業イメージ図

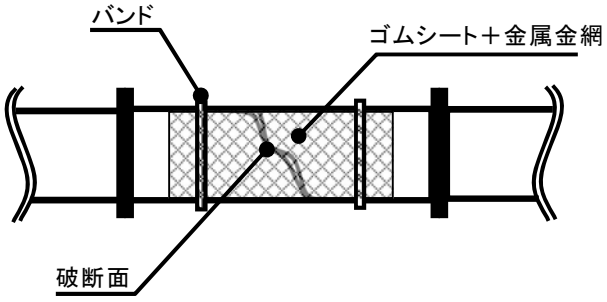
中央制御室換気系ダクトの修復方法を以下に図示する。

中央制御室換気系ダクトには，直管部，エルボ部，分岐（Ｔ字）部，床貫通部，サポート部があり，いずれの部位に故障が発生した場合にも対応できるよう検討した。なお，修復方法については，必要に応じて追加・見直しを行う。

また，軽微な故障の場合は当て板，紫外線硬化型ＦＲＰシート，コーキング等，通常の補修方法を適用することができる。

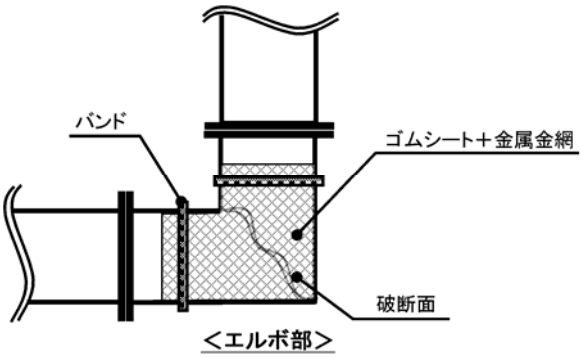
①中央制御室空調ダクト直管部における修復方法

・ゴムシート＋金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



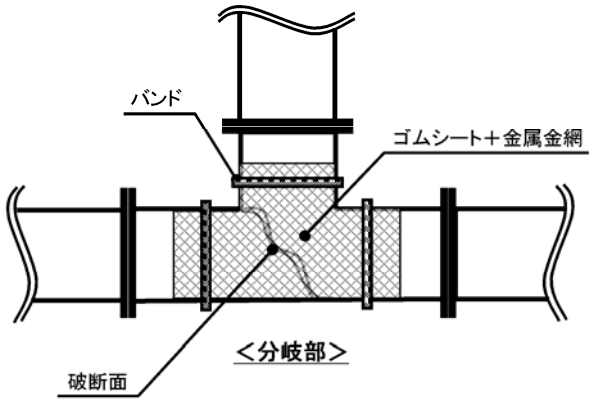
②中央制御室空調ダクトエルボ部における修復方法

・ゴムシート＋金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



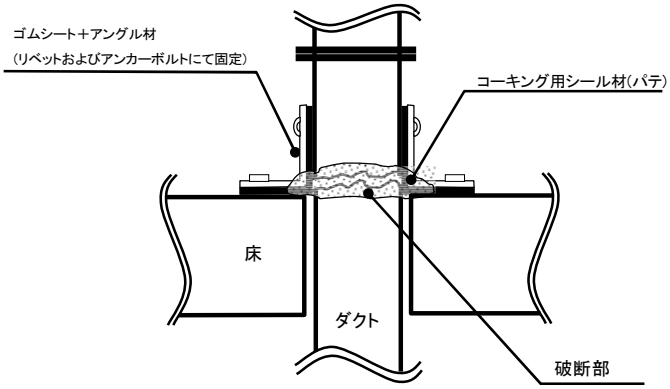
③中央制御室空調ダクト分岐部における修復方法

・ゴムシート＋金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



④中央制御室空調ダクト貫通部における修復方法

・ゴムシート＋アングル材にてダクトを固定，破断面をコーキング処理



ｃ．修復用資機材

修復用資機材としては以下のものが挙げられる。

修復用資機材については，使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備することとし，発電所構内に保管する。

なお，修復用資機材については，必要に応じて追加・見直しを行う。

ⅰ） 鋼管足場資材（足場パイプ，足場板，クランプ，ベース等）

ⅱ） ゴムシート，金属板，アルミテープ，ラチェットバンド，コーキング材等

ⅲ） チェーンブロック・ジャッキ等

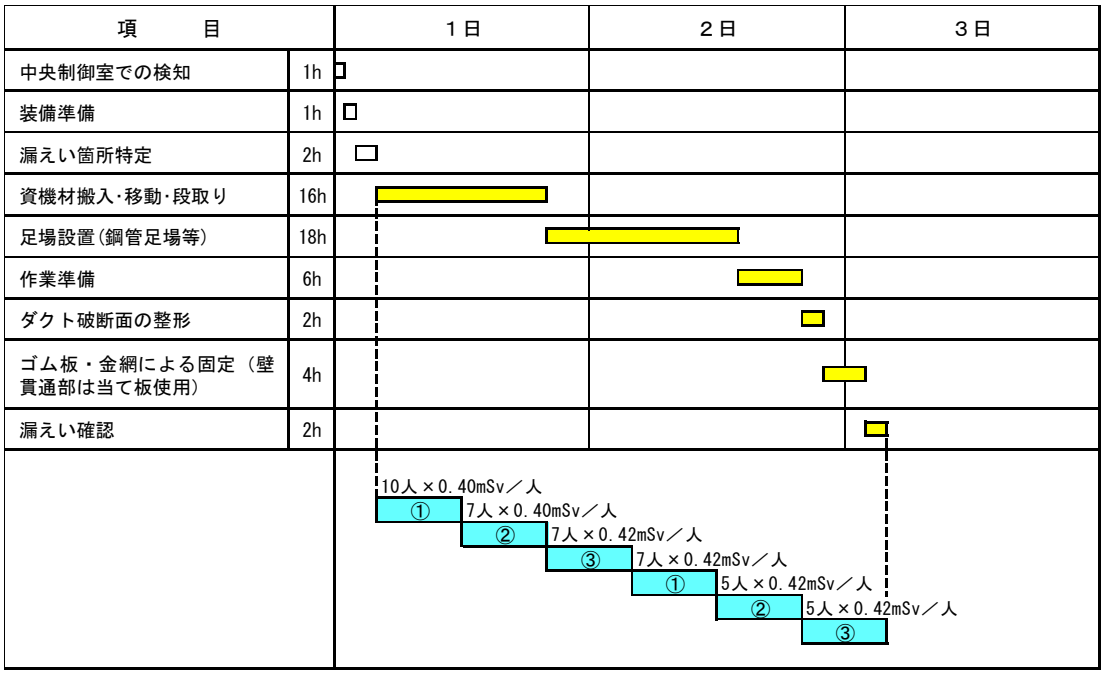
ⅳ） 保温板金（ロール状），アングル鋼材等（固定用）等

(3) 詳細工程について

修復は破断箇所を特定した後に行うため，足場設置箇所が限定できることから，足場の組立作業を含めても2日間程度で修復可能である。なお，足場解体作業は，事故収束後（後日）の対応とする。

中央制御室換気系ダクトの修復作業についてモックアップを行い，タイムチャートを作成した。これにより2日間での修復作業の成立性を確認することができた。

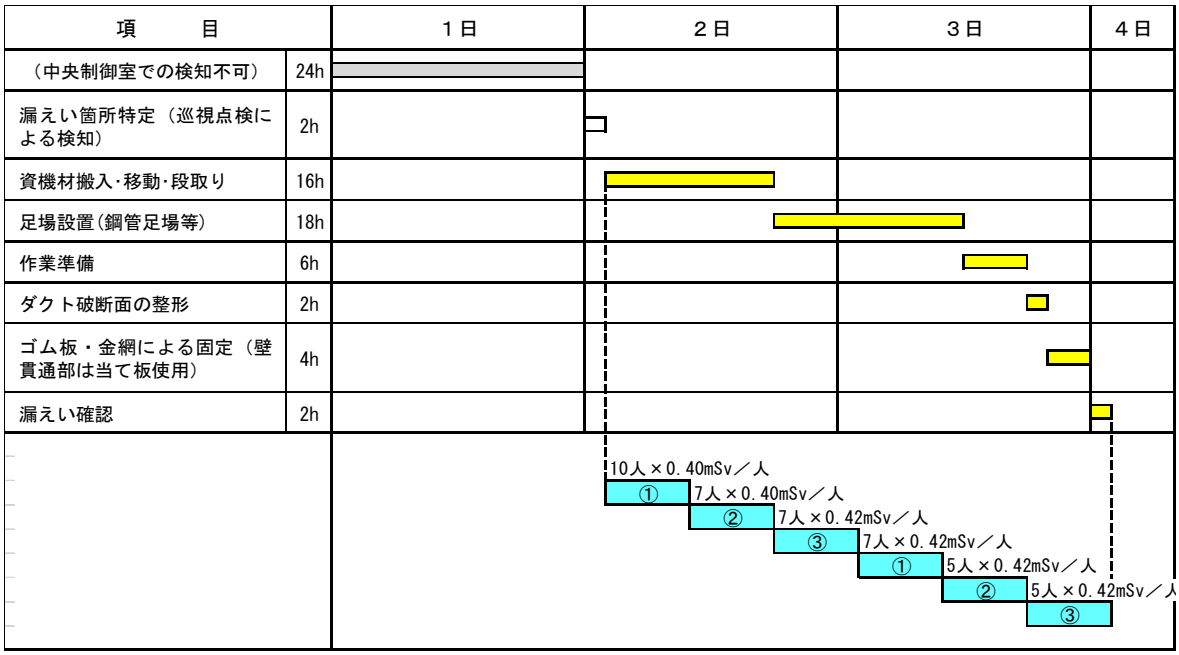
また，被ばく評価の結果から，中央制御室換気系ダクトの修復作業では最も厳しい条件であっても線量率は約5.2×10^{-2}mSv／hであり，3交替で作業することができる。したがって，中央制御室換気系ダクトについては，3班，24名（延べ41名）にて修復作業が実施可能であることを確認できた。



※▭　：修復作業

中央制御室換気系ダクトの修復作業における被ばく評価の結果から，当該作業の被ばく線量は十分低い値であり，修復作業の実現性に問題はない。

なお，故障が小規模破損で検知に時間を要し，作業開始が 24 時間遅れた場合を想定したタイムチャートは以下のとおりである。この場合も，修復作業の実現性に問題はない。

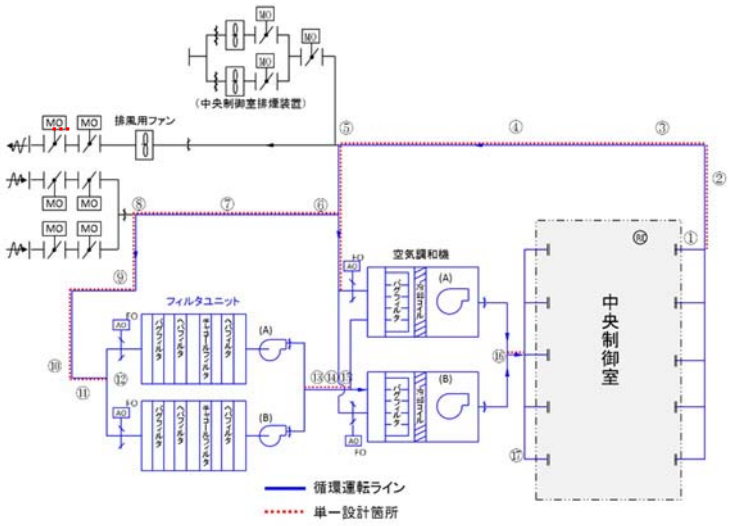


※▭　：修復作業

(4)　狭隘部の作業

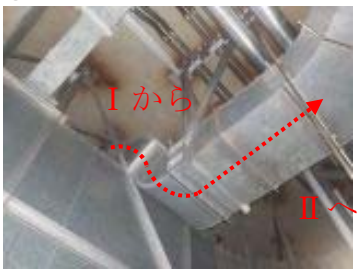
中央制御室系ダクトについて修復作業が困難な狭隘部が存在するかを現場点検により確認した。その結果，中央制御室換気系ダクトは全範囲において目視により破損状況を確認することが可能であり，修復作業が困難な狭隘部も存在しないことを確認した。確認に当たっては，最も作業性が悪い箇所（写真⑧）を選定したモックアップ作業も実施している。

以下にダクト敷設状況を示す。

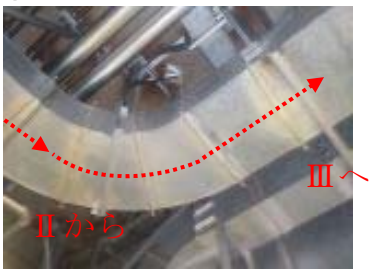


①

②

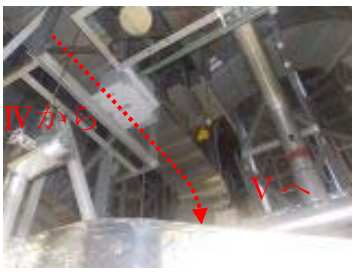


③

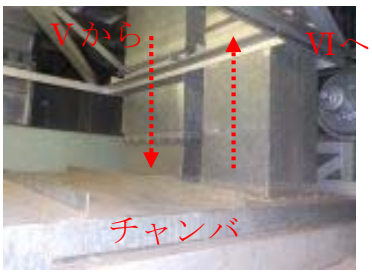


④

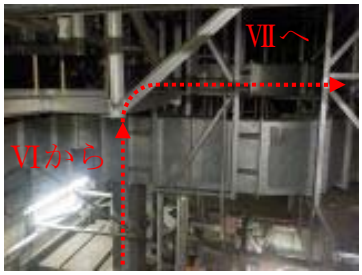
⑤



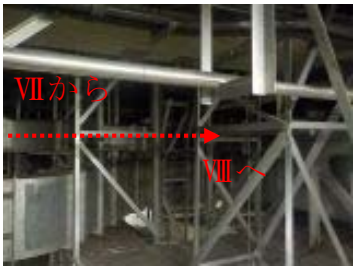
⑥



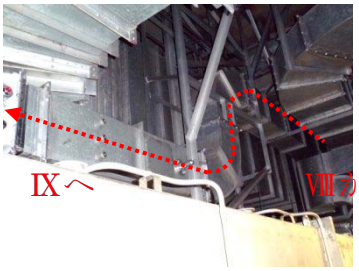
⑦



⑧

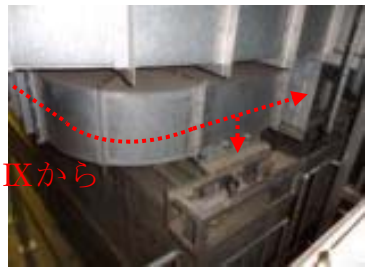


⑨

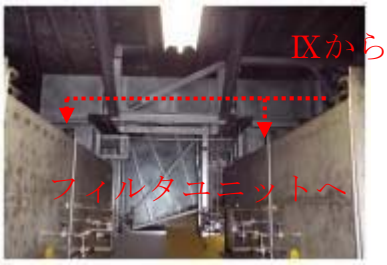


⑩

⑪

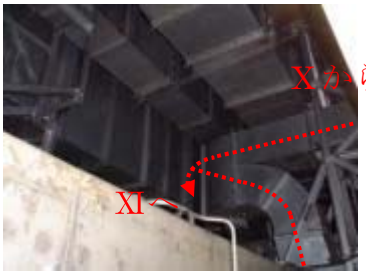


⑫

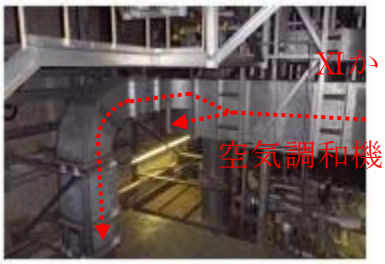


⑬

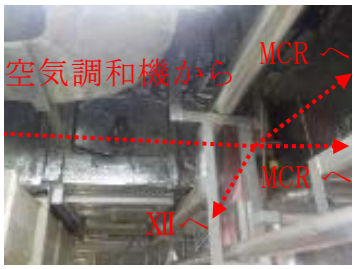
⑭



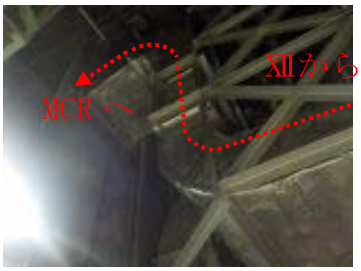
⑮



⑯



⑰



3.　モックアップによる修復作業の成立性確認

原子炉建屋ガス処理系配管及び中央制御室換気系ダクトについて，全周破断を想定した修復作業のモックアップを実施することにより，修復作業の成立性を確認し，作業ステップ毎のタイムチャートを作成した。確認項目は以下のとおり。

①　破断箇所が高所であった場合，安全・確実に足場を設置することが可能であること。

②　狭隘部に対して，バンド巻き等の修復作業を実施できること。

③　当該系統の配管（ダクト）形状に対して修復作業を適用できること。

④　作業ステップ毎に必要な要員数，作業時間を確認し，タイムチャートを作成する。

モックアップの結果，原子炉建屋ガス処理系配管及び中央制御室換気系ダクトに全周破断が発生した場合，修復作業が実施可能であることが確認できた。以下にモックアップの状況を示す。

(1)　原子炉建屋ガス処理系配管

原子炉建屋ガス処理系配管について修復作業のモックアップを実施することにより作業の成立性を確認した。

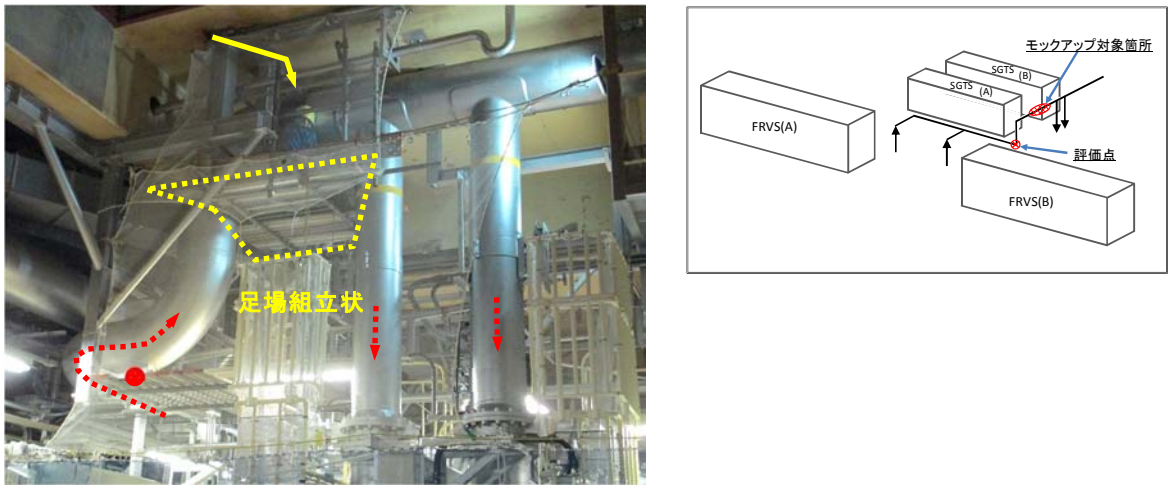
ａ．モックアップ対象箇所

原子炉建屋ガス処理系配管の全てのラインについて現場確認を行い，作業性（高所，狭隘）及び想定される雰囲気線量から，最も作業が困難である場所（非常用ガス再循環系から非常用ガス処理系への連絡配管）を選定した。

b．足場設置状況

原子炉建屋ガス処理系配管は高所に敷設されていることから，破断想定箇所での作業性確保のため足場等を設置することが可能であるかを，モックアップ対象箇所で実際に足場を設置することにより確認した。第1図に足場組立状況を示す。図に示すとおり，モックアップ対象箇所において安全・確実に足場組立を行うことが確認できた。

モックアップ対象箇所は高所，狭隘，高線量である場所を現場確認により選定していることから，原子炉建屋ガス処理系配管の全範囲で足場設置可能であると評価する。



第1図　現場モックアップ状況（足場組立全景）

c．狭隘部における作業状況

破断想定箇所に対して補修作業が実施できることを確認するため，モックアップ対象箇所に補修用バンドの巻付けを行った。第2図に作業状況を示す。図に示すとおり，モックアップ対象箇所において安全・確実に補修作業を実施できることが確認できた。

モックアップ対象箇所は高所，狭隘，高線量である場所を現場確認により選定していることから，原子炉建屋ガス処理系配管の全範囲で補修

作業が実施可能であると評価する。

第2図　狭隘部作業状況

d．補修作業の実施状況

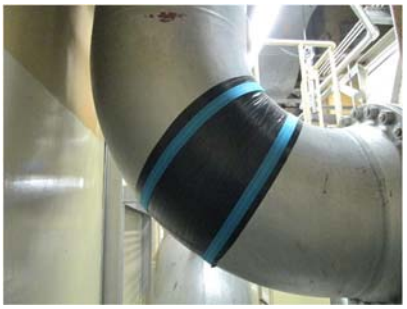
原子炉建屋ガス処理系配管の形状には，直管，エルボ管，分岐管（T字，Y字）がある。これらの配管形状について補修用バンドの巻付けが実施可能であることを確認した。モックアップ対象箇所は直管であるため，その他の形状については別系統の大口径配管を用いた。

なお，原子炉建屋ガス処理系には壁貫通部とサポート部があるが，これらについては補修用パテにより修復を行う計画である。

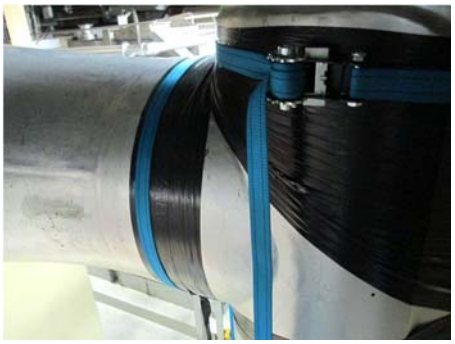
作業状況を第3図に示す。図に示すとおり，補修用バンドの巻付けは様々な形状に適用できることが確認できた。これにより原子炉建屋ガス処理系配管の全範囲で，補修作業が実施可能であると評価する。

① 直管部（実機）

② エルボ部（模擬・別系統）



③ 分岐部（模擬・別系統）



第3図 修復模擬作業状況

e．モックアップの実測データ

モックアップにより実測したデータを以下に示す。

(a) 作業時間

作業項目	作業時間	作業員※3	備考
資機材準備	18h※1	5人	
足場組立	13h※1	3人	床面高さ約5m
配管修復準備	10h※2	3人	
配管修復	5h※1	3人	補修用パテの硬化時間は10～60分

※1 保守的な評価として実測値を1.5倍した。

※2 破断面の処理や配管の芯合せ等，モックアップできない作業につ

いては予想時間とした。

※3　実際の作業では，作業員の他に監督者及び放管員が必要となる。

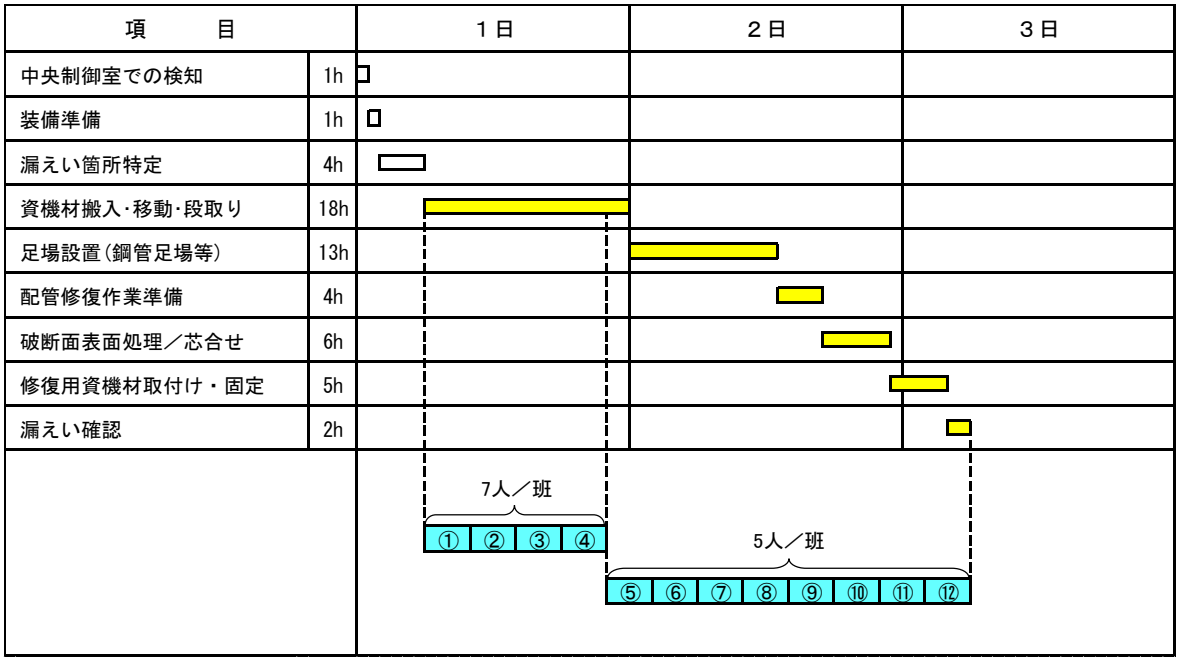
(b)　必要資機材

足場設置用の資機材を以下に示す。

（使用材料）			
足場板	2m×8	ベース	2
足場板	1.5m×6	キャッチ	14
足場板	1m×2	直交	40
メッシュ	1m×1	自在	1
足場パイプ	2.5×7	ジョイント	3
足場パイプ	2m×10	ステップバー	10
足場パイプ	1.5m×15	セイフティブロック	1
足場パイプ	1m×6	安全ネット	2
足場パイプ	0.5m×1	ワイヤー	1

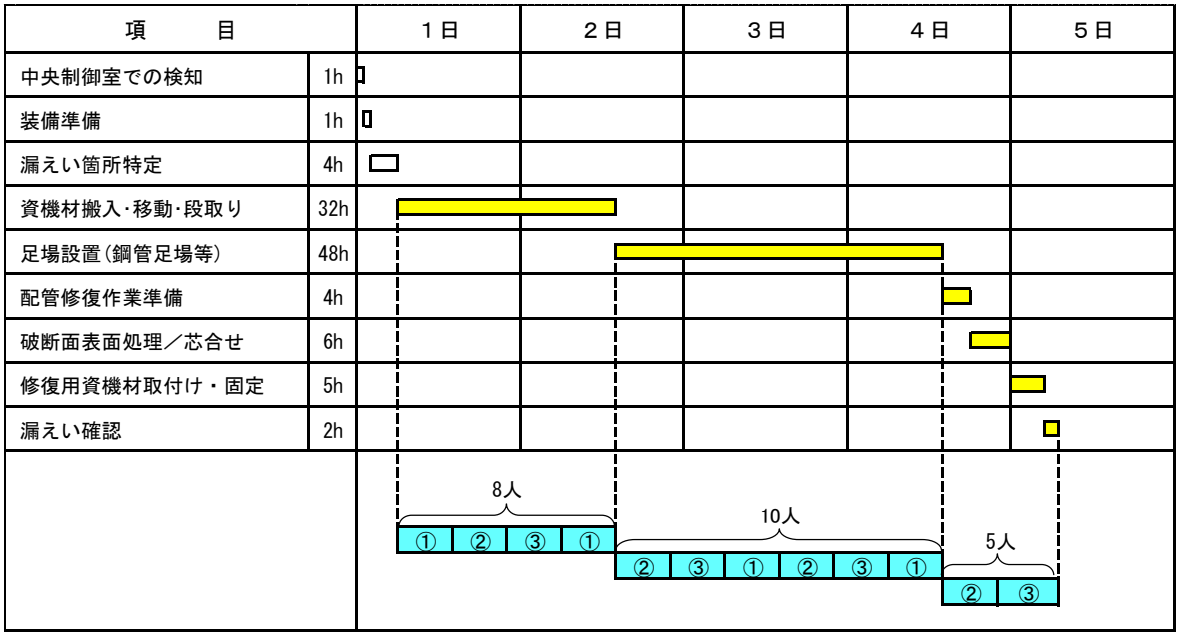
f．タイムチャート

モックアップの実績に基づき原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業について，作成したタイムチャートを以下に示す。モックアップは原子炉建屋ガス処理系配管の中で最も作業困難な箇所を選定して実施していることから，ここに示すタイムチャートは最も時間のかかる作業におけるものである。



※　　：修復作業

なお，屋外作業について，足場設置までは過去の工事実績から，配管補修についてはモックアップの実績から作成したタイムチャートを以下に示す。



※　　：修復作業

(2)　中央制御室換気系ダクト

中央制御室換気系ダクトについて修復作業のモックアップを実施することにより作業の成立性を確認した。

a．モックアップ対象箇所

中央制御室換気系ダクトの全てのラインについて現場確認を行い，作業性（高所，狭隘）及び想定される雰囲気線量から，最も作業が困難である場所（フィルタユニットの循環ライン（入口側））を選定した。

b．足場設置状況

中央制御室換気系ダクトには高所に敷設されている箇所があることから，破断想定箇所での作業性確保のため足場を設置することが可能であるかを，モックアップ対象箇所で実際に足場を設置することにより確認した。第4図に足場組立状況を示す。図に示すとおり，モックアップ対象箇所において安全・確実に足場組立を行うことが確認できた。

第4図　現場モックアップ状況（足場組立全景）

モックアップ対象箇所は高所，狭隘である場所を現場確認により選定していることから，中央制御室換気系ダクトの全範囲で足場設置可能であると評価する。

c．狭隘部における作業状況

破断想定箇所に対して補修作業が実施できることを確認するため，モックアップ対象箇所にゴムシート＋金属金網の取付けを行った。第5図に作業状況を示す。図に示すとおり，モックアップ対象箇所において安全・確実に補修作業を実施できることが確認できた。

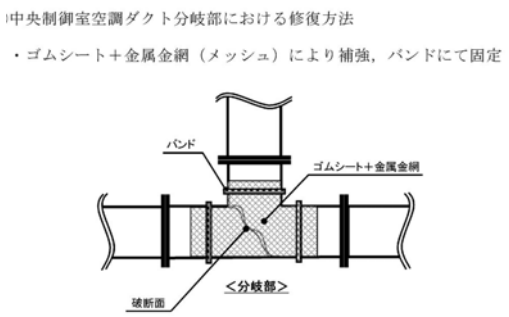
モックアップ対象箇所は高所，狭隘，高線量である場所を現場確認により選定していることから，中央制御室換気系ダクトの全範囲で補修作業が実施可能であると評価する。

第5図　狭隘部作業状況

d．補修作業の実施状況

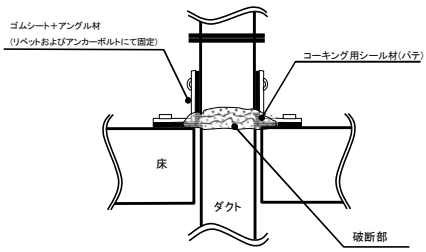
中央制御室換気系ダクトの形状には，直管，エルボ管，分岐管（T字）がある。これらのダクト形状についてゴムシート＋金属金網による補修作業が実施可能であることを確認するため，モックアップ対象箇所にゴムシート＋金属金網の取付けを行う。

作業状況を第6図に示す。図に示すとおり，ゴムシート＋金属金網の取付けはモックアップ対象箇所に対して実施可能であることが確認できた。モックアップ対象箇所は最も作業性の悪いＴ字分岐管を選定していることから，その他の形状については適用できると評価する。



第6図　分岐部修復状況

また，中央制御室換気系ダクトの床貫通部についても，補修作業（模擬）を実施した。作業状況を第7図に示す。床貫通部には高所，狭隘など作業性の悪い箇所はなく，図に示すとおり，問題なく補修することができる。



第7図　床貫通部模擬作業状況

以上により中央制御室換気系ダクトの全範囲で，補修作業が実施可能であると評価する。

e．モックアップの実測データ

モックアップにより実測したデータを以下に示す。

(a) 作業時間

作業項目	作業時間	作業員※3	備考
資機材準備	16h※1	8人	
足場組立	18h※1	5人	床面高さ約5m
ダクト修復準備	8h※2	3人	
ダクト修復	4h※1	3人	

※1 保守的な評価として実測値を1.5倍した。

※2 破断面の処理等，モックアップできない作業については予想時間とした。

※3 実際の作業では，作業員の他に監督者及び放管員が必要となる。

(b) 作業資機材

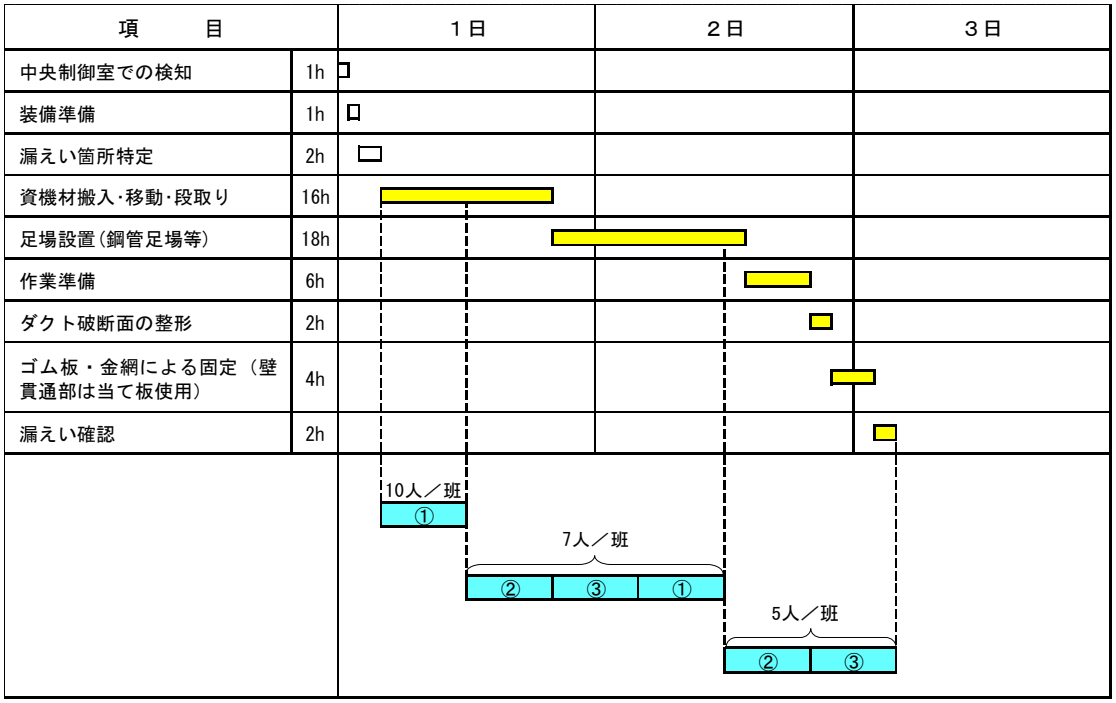
足場設置用の資機材を以下に示す。

（使用材料）			
足場板	3m×4	キャッチ 直交	14
足場板	2m×6	キャッチ 自在	1
足場板	1.5m×10	ジョイント	1
足場板	1m×3	ベース	1
足場パイプ	3m×7	敷角	1

足場パイプ	2m×8	梯子	4.5m×1
足場パイプ	1.5m×10	セイフティブロック	1
足場パイプ	1m×8	クランプカバー	10
メッシュ	12	パイプカバー	10
直交	50	造り番線	1箱
自在	10		

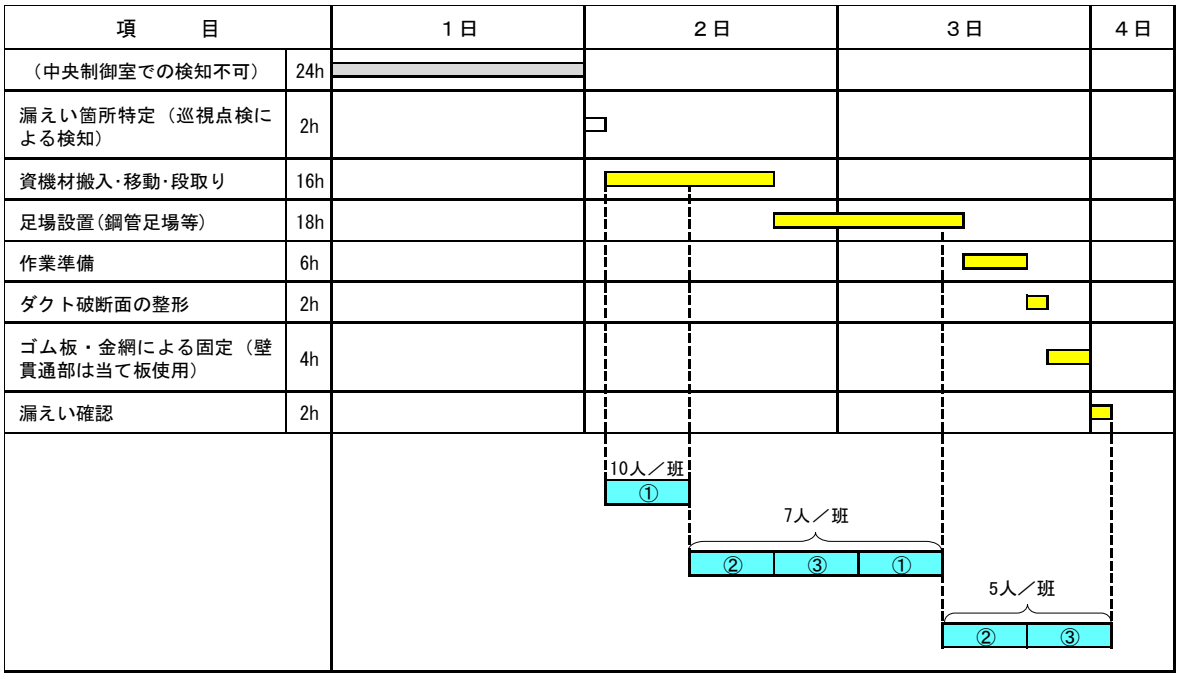
f．タイムチャート

モックアップの実績に基づき中央制御室換気系ダクトの修復作業におけるタイムチャートを作成した。モックアップは中央制御室換気系ダクトの中で最も作業困難な箇所を選定して実施していることから，ここに示すタイムチャートは最も時間のかかる作業におけるものである。



※　　：修復作業

また，故障が小規模破損で検知に時間を要し，作業開始が 24 時間遅れた場合を想定したタイムチャートを以下に示す。破損が小規模であれば修復作業に要する時間を短縮できるが，タイムチャート作成に当たっては，全周破断の修復作業に要する作業時間を用いた。



※▭　：修復作業

4.　補修工法の妥当性

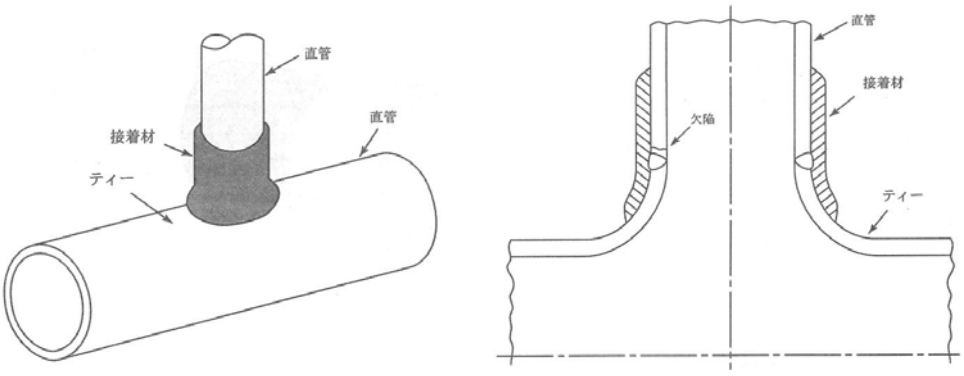
(1)　原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系の設計仕様は最高使用圧力0.014MPa[gage]，最高使用温度72℃であり，単一故障の修復に当たっては使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様の資機材を準備する。

モックアップで使用した補修用パテについても当該配管の設計条件を満足する仕様であり，事故時の原子炉建屋ガス処理系の環境においても応急処置として使用可能である。

（補足）　補修用パテ＋補修用バンドによる修復方法の妥当性確認

原子炉建屋ガス処理系配管の修復としては補修用パテを用いた方法を行うこととしている。社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格（2008年版）」には暫定修復方法として「接着材による補修方法」が規定されており，東海第二発電所においても接着材を用いた修復は多くの実績がある。



第1図　配管（ティー部）への適用例

（社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格（2008年版）」より）

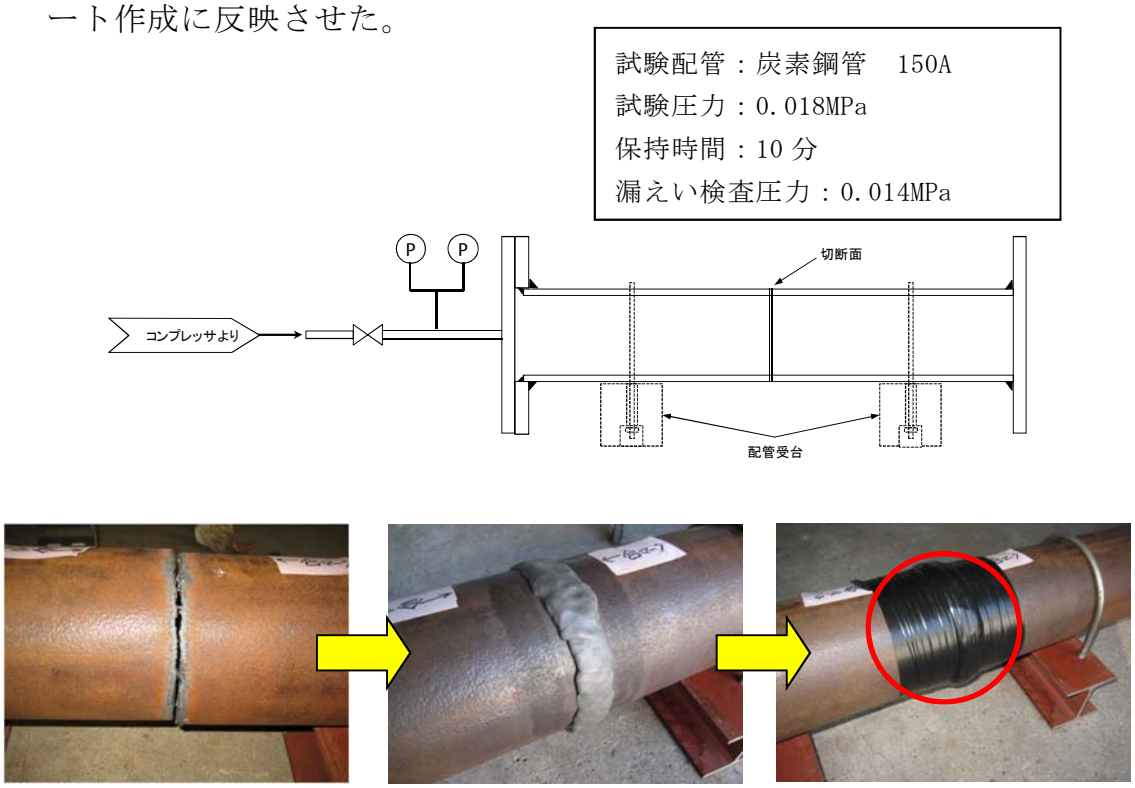
しかしながら，全周破断の修復への適用は想定されていないことから，

実証試験を行い，全周破断した配管に適用した場合でも漏えいを止めることが可能であることを確認した。

原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業のモックアップでは，補修用パテを塗布し，補修用バンドを巻き付ける方法について，実機に施工可能できることを確認した。

ここでは，全周破断させた模擬配管を用いて，補修用パテによる修復方法の妥当性について検証を行った。試験方法を第8図に示す。なお，試験については，社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格　設計・建設規格（2005年版）」に基づき実施した。

なお，本試験では補修用パテを塗布する作業時間を測定し，タイムチャート作成に反映させた。



第8図　試験方法

試験の結果，補修箇所からの漏えいがないことを確認した。これにより，全周破断した配管であっても，応急処置として補修用パテによる修復が可能であるということが確認できた。

なお，原子炉建屋ガス処理系の最高使用温度は72℃であるが，作業実施に当たっては，配管の表面温度を考慮した適切な保護具を装着して行う。また，補修作業は原子炉建屋ガス処理系排風機を停止した状態で行うことから，配管の表面温度は周辺環境と同じ温度となることから，作業実施に支障を与えることはない。

(2)　中央制御室換気系

中央制御室換気系の運転条件は運転圧力0.98kPa[gage]以下，運転温度10℃～40℃であり，単一故障の修復に当たっては使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様の資機材を準備する。

モックアップで使用したゴムシートついても運転条件を満足する仕様であり，事故時の中央制御室換気系の環境においても応急処置としては使用可能である。

（補足）ゴムシートによる応急処置の実例

中央制御室換気系ダクトの全周破断の修復としては，ゴムシート＋金属金網＋バンド固定の方法を行うこととしている。東海第二発電所において，ダクトの暫定的な修復にゴムシートを当て板として用いた事例を（参考）に示す。

このような実績からも，ゴムシート＋金属金網＋バンド固定による修復方法は中央制御室換気系ダクトの単一故障に対して適用可能であると考える。

（添付）

東海第二発電所におけるダクト修復（応急処置）の事例

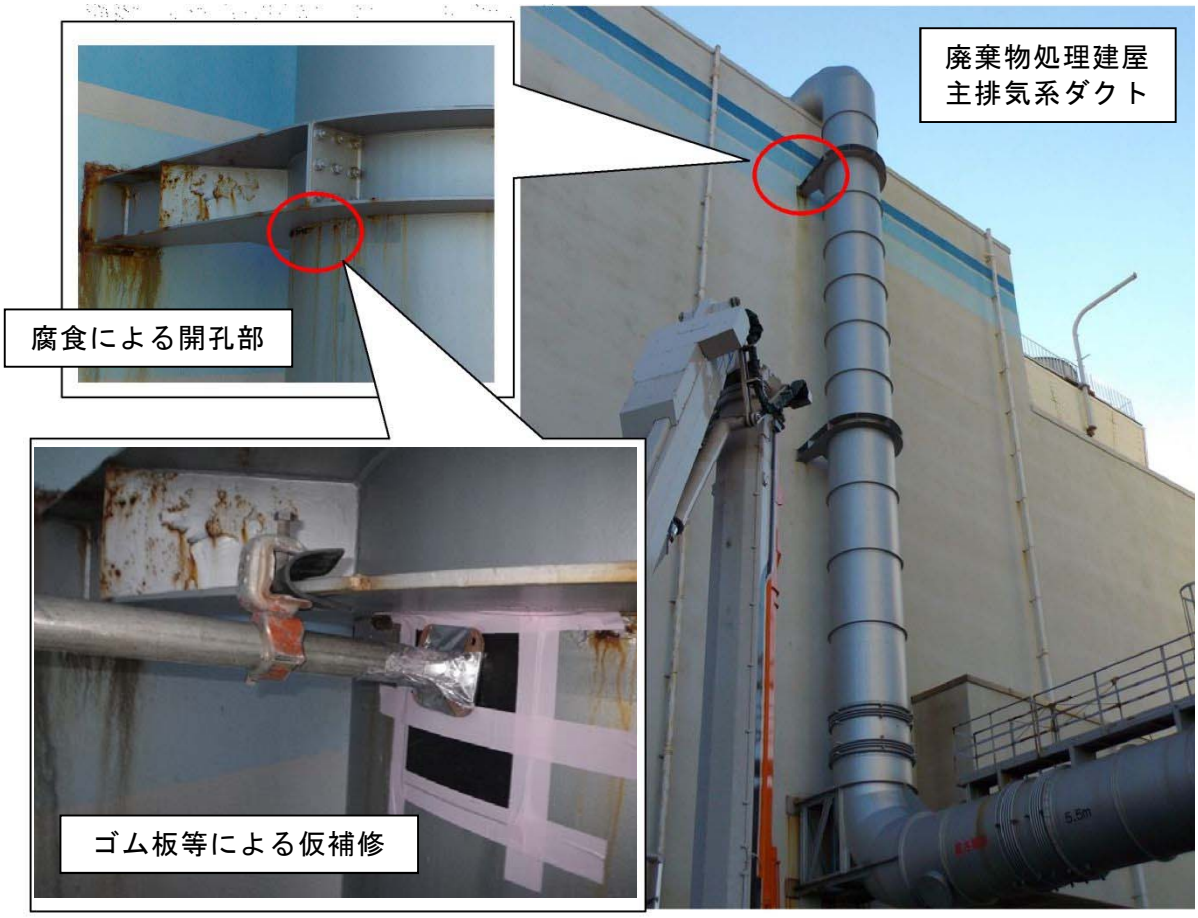
1.　故障の概要

【廃棄物処理建屋主排気系ダクトの（屋外）開孔について】

● 平成24年11月15日より東海第二発電所の原子炉建屋，タービン建屋等の換気系屋外ダクトについて，計画に基づき点検作業を行っていたところ，平成24年11月20日，廃棄物処理建屋 主排気系ダクトに開孔（直径約５ｍｍ）があることを確認した。

● 平成24年11月20日，ゴム板等により仮補修を行い漏えいのないことを確認した。

2.　仮補修の状況



配管及びダクトの点検の実施状況について

東海第二発電所では，静的機器の単一故障を想定する機器として，3 系統の配管，ダクトを評価している。これら単一設計となっている配管，ダクトについて，点検の実施状況を整理する。

1. 原子炉建屋ガス処理系

(1) 内部点検の実施状況

原子炉建屋ガス処理系配管については，以下のとおり点検を実施し，異常のないことを確認している。

① 屋外の配管について，外面の補修塗装に併せ，肉厚測定を実施しており，著しい減肉がないことを確認している。

② 機器分解時等において近傍の配管内部を目視にて点検し，腐食等の異常がないことを確認している。

(2) 今後の点検方針

屋外の配管は海塩粒子の影響で，屋内配管に比べ腐食発生の可能性が高いものと考えられるが，これまでの内部に関する点検結果から屋外配管，屋内配管のいずれにも異常は認められていない。

今後も，屋外配管の肉厚測定等を継続することにより原子炉建屋ガス処理系配管の健全性を維持することが可能である。

2. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）

(1) 内部点検の実施状況

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サプレッ

ション・チェンバ側）の内部については，以下のとおり点検を実施し，異常のないことを確認している。

① ＣＣＤカメラを用いた内部点検（抜取※）やノズルを外した状態での目視（全数）による内部点検を実施しており，腐食等の異常がないことを確認している。

※スプレイヘッダの構造はリング状であり，全周が同一口径で，スプレイノズルが下向きに取付けられていることから，内部に水が停滞することはない。したがって，どの位置でも同じ環境であると考えられることから，内部点検は抜取検査とした。

(2) 今後の点検方針

当該スプレイヘッダについては,これまでの内部に関する点検結果から,異常は認められていない。また，通常運転中は窒素雰囲気となるサプレッション・チェンバ内にあり，配管内部も水を内包しないことから，急激に腐食が進行するとは考えられない。

今後も，スプレイヘッダ内部の点検を継続することにより，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）の健全性を維持することが可能である。

3. 中央制御室換気系ダクト

東海第二発電所の中央制御室換気空調系ダクトの点検実績及び点検実績等に基づく点検計画の変遷は以下のとおりである。主な点検実績を第１表及び第1図に示す。

(1) 他社水平展開としての全箇所の点検（2005，2006年度）

2005年度に他プラント不具合の水平展開として外面及び内面の全ての範囲（保温材施工範囲は保温材を取外しを実施）の外観点検を実施した。点

検の結果，構造健全性に影響を与えるような有意な腐食は認められなかったが，ダクト外面に全体的に発錆がみられたため補修塗装を実施した。保温材については新品に取替え，結露の発生防止対策を図った。

2006年度には中央制御室気密試験準備のためダクトの外観点検を実施するとともに，インリーク箇所についてシール施工を実施した。

(2) 全箇所の点検に基づく点検方法、周期の変更（2007年度）

中央制御室換気空調系ダクトの点検は，従来，１回／１０年の目視点検としていたが，2005年度，2006年度の点検の結果，ダクト外面に全体的に発錆が確認されたことから，点検周期及び点検内容の見直しを行った。点検周期については，屋内に設置されたダクトであり厳しい腐食環境ではないこと，点検の結果からも著しい腐食が認められなかった状況を勘案して，５年に設定した。点検内容については，錆の発生箇所に環境条件的な特異性はなかったこと，保温材施工範囲については近年に補修塗装による腐食防止及び保温材の取換えによる結露防止対策が図られていることから，機器の取替や点検にあわせて近傍のダクトの内面及び外面をサンプリング的に点検することとした。

(3) 敦賀1号機の水平展開としての点検（2009年度）

2009年度には，敦賀発電所１号機の中央制御室換気空調系外気取入れダクトの腐食事象（2008年12月）の水平展開として，外気取入れ口～空気調和機，及び排風用ファン～排気口の範囲にあるダクトの点検を実施した。

(4) 2009年度以降の点検

2011年度，2015年度には，点検計画に基づき，ダンパの取替や点検に合わせて近傍のダクトの点検（保温材施工部は保温材取外し）を実施し，異常のないことを確認した。

これらの点検実績を反映した点検周期及び点検内容については，保全計

画に定めるとともに，他プラントでの損傷実績があることを記載することで，形骸化を防止している。点検周期及び点検方法を第2表に示す。

なお，敦賀発電所１号機の事象の水平展開の一つとして，発電室が行う巡視点検において，静的機器であるダクトの錆，腐食への意識が高ければ早期に発見できた可能性があることから，上記の定期的な点検とは別に，発電室においても，１年毎にダクトの外面の目視点検（保温材施工部は保温材の取付状態の確認）を実施することとした。本点検については，点検の視点（錆，腐食，き裂，析出物，変色，塗装の剥がれ，変形の有無）を明確にしたチェックシート，系統図，前回点検時の写真を用いて行うこと，結果については保修室に通知することを社内規定に定め，形骸化防止を図っている。

(5)　今後の対応方針

2016年12月には，島根原子力発電所２号機の中央制御室空調換気空調系ダクトにおいて腐食事象が発生しているが，東海第二発電所では，本事象をうけ，今年度に中央制御室空調系ダクトの点検を計画している。

東海第二発電所においては，2005年度に類似箇所（外気取入れ口近傍のダクト内面及び外面）の点検を実施し，著しい腐食のないことを確認しているが，今年度に計画している点検の結果を踏まえ，腐食の要因となる結露の発生や海塩粒子の付着の観点から，ダクトの内面及び外面のそれぞれについて環境上厳しい部位を特定し，点検周期及び点検部位の見直しを検討し，点検計画に反映する方針である。

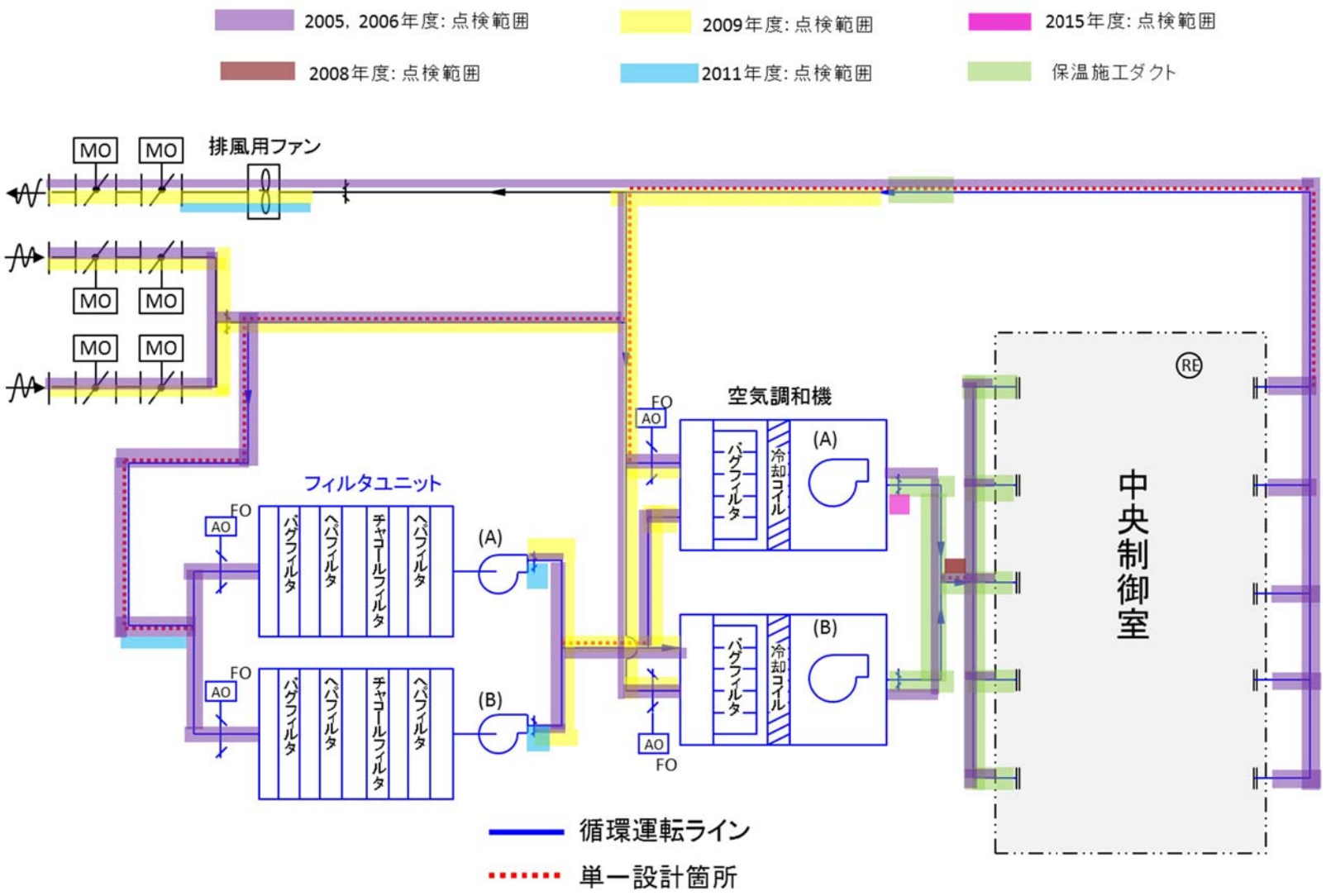
また，島根原子力発電所2号機の事象の原因が特定された場合には，東海第二発電所における類似箇所を特定し，合わせて点検計画に反映する方針である。

第１表　中央制御室換気空調系ダクトの主な点検実績

実施年度	点検範囲		点検方法	担当	備考
	外面	内面			
2005	全ての範囲 （保温材施工部は保温材取外し）	全ての範囲	目視点検	保修室	・他プラント水平展開
2006	全ての範囲 （保温材施工部は保温材取外し）	－	目視点検	保修室	・中央制御室気密試験準備
2007	－	－	－	－	・内面及び外面の点検を点検計画に反映
2008	空気調和機～ 中央制御室の一部 （部分的に保温材取外し）	空気調和機～ 中央制御室	目視点検	保修室	・中央制御室気密試験準備 ・空気調和機から中央制御室までのダクトの一部をサンプリング的に点検 ・敦賀発電所１号機の中央制御室換気空調系外気取入れダクトの腐食事象発生
2009	外気取入口～空気調和機 排風用ファン～排気口 （保温材が施工されていない範囲）	－	目視点検	保修室	・敦賀1号機トラブル事象の水平展開として実施
2010	－	－	－	－	
2011	取替ダンパ近傍 （保温材が施工されていない範囲）	取替ダンパ近傍	目視点検	保修室	・点検計画に基づき，取替ダンパ近傍のダクトをサンプリング的に点検
2015	点検ダンパ近傍 （部分的に保温材取外し）	点検ダンパ近傍	目視点検	保修室	・点検計画に基づき，点検ダンパ近傍のダクトをサンプリング的に点検

第2表　点検周期及び点検方法

点検方法及び周期	点検範囲		備考
	外面	内面	
目視点検 （１回／５年）	点検機器（ダクト，フランジ，ベローズ等）の近傍 （部分的に保温材取外し）	外気取入口～ 空気調和機	・島根原子力発電所2号機の事象に対する点検結果を踏まえ，必要に応じ見直しを行う。 ・島根原子力発電所2号機の事象の原因が特定された場合は，東海第二発電所の点検計画への反映を検討する。



第 1 図　中央制御室換気空調系ダクトの主な点検実績

小規模破損の検知及び修復について

1. 原子炉建屋ガス処理系

(1) 故障の想定

静的機器の単一故障の評価では，腐食による配管の全周破断を想定しているが，配管が腐食により瞬時に全周破断する可能性は小さく，腐食が配管を貫通してから徐々に貫通孔が拡大し全周破断に至る場合を想定し，全周破断に至る前の小規模の破損において検知可能であるかを検討した。小規模破損として，系統流量の10％の空気が漏えいする腐食孔を想定する。

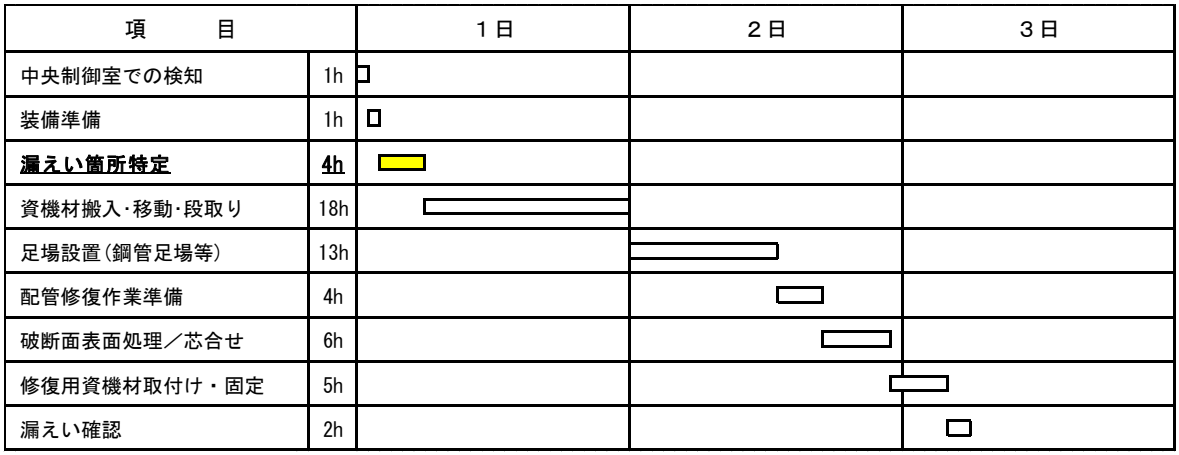
(2) 検知性

事故発生後，中央制御室ではパラメータ（系統流量，原子炉建屋差圧，放射線モニタ等）を監視している。10％の漏えいであれば，系統流量，原子炉建屋の差圧，非常用ガス処理系排気筒モニタの指示値は変動するため，中央制御室にて系統の異常を検知し，現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所を特定する。

中央制御室にて異常が検知されると，必要に応じて現場確認を行う。10％漏えい破損であれば，穴径が約136㎜，損傷部から吹き出す風量が357m^3／h（系統流量3,570m^3／h），風速約6.9m／sであり現場確認での異音の有無の確認や吹流しの使用等により破損箇所の特定が可能である。

また，故障発生直後における原子炉建屋の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件でも約150mSv／hであるため数十分程度は現場確認可能である。更に必要な場合には要員の交替を行うことで現場確認※を継続することも可能である。

※　原子炉建屋ガス処理系の配管は原子炉建屋5階の限定された区域に敷設されており，通常状態であれば配管全体を確認したとしても40分～1時間で可能である。事故時の要員交替を勘案しても数時間程度で現場確認は可能である。よって，原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業に係るタイムチャートにおいては，漏えい箇所特定の時間を4時間と見積もっている。



（補足）監視計器一覧

監視計器	測定範囲	警報設定値	備考
FRVS ﾄﾚｲﾝ流量計	0～25,000 m^3/h	14,450 m^3/h	定格流量：16,500m^3/h
SGTS ﾄﾚｲﾝ流量計	0～ 6,000 m^3/h	3,035 m^3/h	定格流量：3,570m^3/h
SGTS 排気筒ﾓﾆﾀ(低)：NaI(Tl)ｼﾝﾁ	0.1～1E+6 cps	200 cps	K = 1.7E-1 Bq/cc/cps
SGTS 排気筒ﾓﾆﾀ(高)：電離箱	1E-2～1E+4 mSv/h	2E-2 Sv/h	K = 7.09E+4 Bq/cc/(mSv/h)
原子炉建屋負圧計	-2.0～0 kPa	-0.981 kPa	SGTS 起動時：-0.063 kPa 以上

①　ＦＲＶＳ流量計（指示計）のフルスパンは0～25,000m^3／ｈ（最小目盛500m^3／ｈ）であり，定格流量（16,500m^3／ｈ以上）の

10％の変化 1,650m^3／h は 3 目盛以上の指示変動となり，異常の検知は可能である。

ＳＧＴＳ流量計（指示計）のフルスパンは 0～6,000m^3／h（最小目盛 100m^3／h）であり，定格流量（3,570m^3／h 以上）の 10％の変化 357m^3／h は 3 目盛以上の指示変動となり，異常の検知は可能である。

なお，指示計による異常検知ができなかった場合でも，流量のトレンドを確認することにより，後から異常を検知することも可能である。

② 事故（ＦＨＡ，ＬＯＣＡ等）発生後の放射線量率はＳＧＴＳ排気筒モニタの測定範囲内であり，指示値上昇は検知されている。配管の損傷によりＳＧＴＳ流量が 10％程度低下したことに伴う指示低下は検知することができる。

③ 原子炉建屋ガス処理系運転時の原子炉建屋（原子炉棟）負圧は 0.063 kPa（6.4 mmH20）以上であり，中央制御室の指示計等で確認することとなっており，原子炉建屋（原子炉棟）負圧維持に異常が発生した場合は中央制御室にて検知することができる。

(3) 小規模破損の影響

原子炉建屋ガス処理系の配管に10％程度の漏えいが発生し，非常用ガス処理系の流量が90％になったと仮定しても，原子炉建屋の負圧は6mmH$_2$0から4.8mmH$_2$0に低下するものの機能は維持される。

更に小規模な破損で漏えい量もわずか場合は，中央制御室での検知が不可能であるが，原子炉建屋ガス処理系の安全機能が喪失することはなく，安全に影響を与えない。

なお，非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管に小規模破損が発生した場合は，非常用ガス処理系の機能が維持されるため，原子炉建屋の負圧は6mmH_2Oに維持される。

(4) 修復性

故障箇所が特定できた場合は，配管全周破断時と同様に修復を行う。

(5) 修復作業での被ばく評価

作業員の被ばく評価については，配管全周破断時における評価に包絡される。

2. 中央制御室換気空調系

(1) 故障の想定

静的機器の単一故障の評価では，腐食によるダクトの全周破断を想定しているが，ダクトが腐食により瞬時に全周破断する可能性は小さく，腐食がダクトを貫通してから徐々に貫通孔が拡大し全周破断に至る場合を想定し，全周破断に至る前の小規模の破損において検知可能であるかを検討した。小規模破損として，系統流量の10%の空気が漏えいする腐食孔を想定する。

(2) 検知性

10%漏えい破損では中央制御室の雰囲気線量率が低く，エリアモニタによる検知は困難であり，また，小規模破損であるため破断音の確認も難しい。よって，中央制御室換気系ダクトの小規模破損については，巡視点検により異常の有無を検知する。

10％漏えい破損が発生すれば，穴径が約164㎜，損傷部から吹き出す風量が510m^3／h（系統流量5,100m^3／h），風速約6.7m／sであるため，現場確認での異音の有無の確認や吹流しの使用等により破損箇所の特定は可能である※。

全周破断発生直後における当該区域の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件で評価しても約5.2×10^{-2}mSv／hであることから，現場確認の実施は十分可能である。

※　中央制御室換気系ダクトの運転員による巡視点検及び詳細点検の実績からダクト全体を確認するために要する時間は1時間程度である。よって，中央制御室換気系ダクトの修復作業に係るタイムチャート（添付7より再掲）において漏えい箇所特定の時間を2時間と見積もっている。

故障が小規模破損であった場合は，中央制御室での検知は困難であるため，1回／日の頻度で実施する運転員の巡視点検により異常の検知及び破損箇所の特定を行う。よって，中央制御室換気系ダクト小規模破損の修復作業に係るタイムチャートにおいては，故障発生から漏えい箇所特定まで時間を26時間と見積もっている。

（中央制御室換気系ダクト全周破断の修復作業に係るタイムチャート）

項　　目		１日	２日	３日
中央制御室での検知	1h			
装備準備	1h			
漏えい箇所特定	**2h**			
資機材搬入･移動･段取り	16h			
足場設置(鋼管足場等)	18h			
作業準備	6h			
ダクト破断面の整形	2h			
ゴム板・金網による固定（壁貫通部は当て板使用）	4h			
漏えい確認	2h			

（中央制御室換気系ダクト小規模破損の修復作業に係るタイムチャート）

項　　目		１日	２日	３日	４日
（中央制御室での検知不可）	24h				
巡視点検（漏えい箇所特定）	**2h**				
資機材搬入･移動･段取り	16h				
足場設置(鋼管足場等)	18h				
作業準備	6h				
ダクト破断面の整形	2h				
ゴム板・金網による固定（壁貫通部は当て板使用）	4h				
漏えい確認	2h				

（補足）監視計器

監視計器	測定範囲	警報設定値	備考
ＭＣＲｴﾘｱﾓﾆﾀ	1E-4～1 mSv/h	5E-3 mSv/h	

全周破断における影響評価において，空調機械室の雰囲気線量率は事故発生24時間後（全周破断発生直後）で最大1.2×10^{-4}mSv／h（添付5　第19表参照）であるが，これは中央制御室内に設置されたエリアモニタの下限程度である。小規模破損ではフィルタによる浄化が期待できるため，更に低いと考えられ，エリアモニタによる検知は困難である。

(3)　小規模破損の影響

中央制御室換気系のダクトに10%程度の漏えいが発生した場合，中央制御室内の雰囲気線量率はエリアモニタの下限以下であり，運転員への影響は小さい。

(4)　修復性

故障箇所が特定できた場合は，ダクト全周破断時と同様に修復を行う。

(5)　修復作業での被ばく評価

作業員の被ばく評価については，ダクト全周破断時における評価に包絡される。

添付 10

中央制御室換気系の外気取入ラインについて

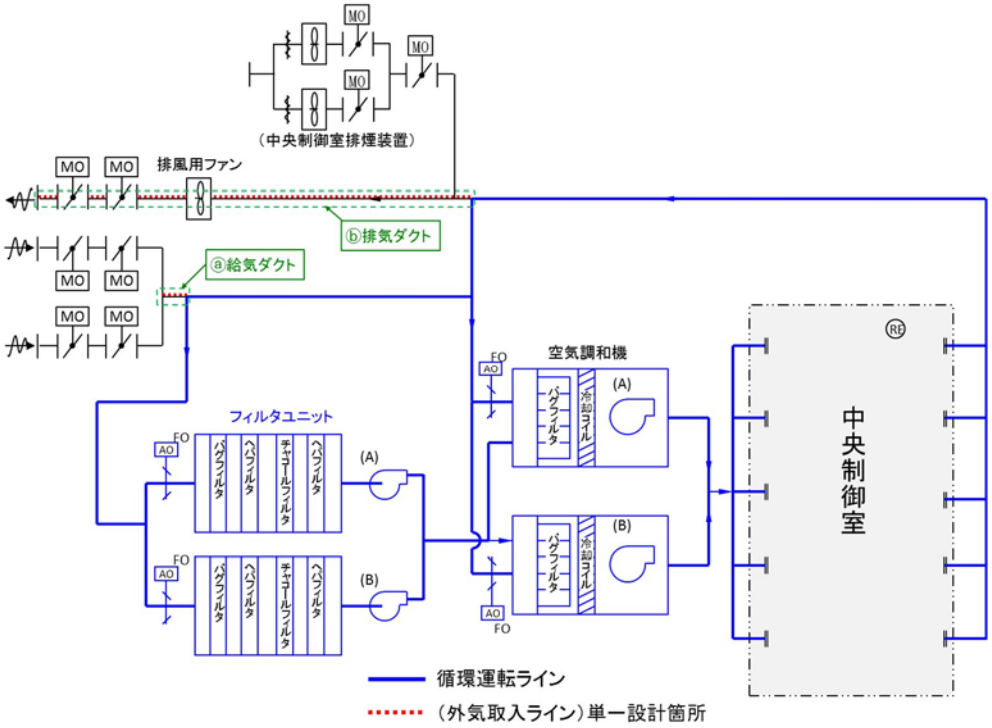
中央制御室換気系の評価においては，循環ラインのみを考慮の対象とし，外気取入ラインを除いている。期待される安全機能を達成する上で当該ラインによる外気取入機能の必要性を確認し，その考え方を示す。

1. 外気取入機能について

中央制御室換気系は，事故時に外気取入口を遮断し，フィルタユニットを通る閉回路循環方式で運転することで放射性物質を除去し，運転員の被ばくを低減する機能を有する。外気取入ライン（給気ダクト，排気ダクト）にはそれぞれ２個の隔離弁（電動弁）を有しており，第１隔離弁と第２隔離弁で異なる区分から電源を供給している。

循環運転となった場合でも外気に汚染が無いことを確認できた場合は必要に応じて隔離信号をバイパスすることにより外気を取り入れることができる。

ここでは中央制御室換気系が有する原子炉制御室非常用換気空調機能に外気取入ラインの機能が必要であるかを検討し，あわせて外気取入ライン故障時の影響を確認する。外気取入ライン（給気ダクト，排気ダクト）の概要図を第１図に示す。



第 1 図　中央制御室換気系　系統概要図

2.　中央制御室の居住性

(1)　外気取入機能について

事故時の中央制御室換気系の閉回路循環運転においては，外気取入ラインを遮断することとなるが，中央制御室の空気流入率測定試験結果から隔離運転時の空気流入量は約 1,080m^3／h（0.4 回／h）※1であり，外気間欠取込（27 時間隔離，3 時間取入）における外気取込み量約 340m^3／h※2に対して十分上回ることから，中央制御室の居住性に影響を与えることはない。

※1　空気流入率試験結果 0.468 回／h（A 系），0.435 回／h を基に保守的に設定。また，中央制御室の容積を 2,700m^3 とする。

※2　3,400m^3／h×3 時間／（3 時間＋27 時間）

以上から，中央制御室換気系が有する原子炉制御室非常用換気空調機能を達成するためには，外気取入ラインの外気取入機能を必要としない。

(2)　中央制御室の環境測定について

中央制御室には，対策要員の居住環境の確認のため，可搬型酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。外気の取り入れ遮断(循環運転開始)時から計測を開始し，連続監視する。

(参考) 空気流入率ゼロの場合の中央制御室居住性評価

中央制御室に外気のリークインが全くないと仮定した場合の評価は以下のようになる。

ａ．酸素濃度

(a)　評価条件

・在室人員 7 人(運転員)

・中央制御室バウンダリ内体積 2,700m^3

・初期酸素濃度 20.95%

・評価結果が保守的になるよう空気流入は無いものとして評価する。

・1 人あたりの呼吸量は，事故時の運転操作を想定し，歩行時の呼吸量※1 を適用して，24L／min とする。

・1 人あたりの酸素消費量は，成人吸気酸素濃度※1（20.95%），成人呼気酸素濃度※2（16.40%）から 1.092L／min とする。

・許容酸素濃度　19.0%以上※3

※1：空気調和・衛生工学便覧　第 14 版　3 空気調和設備編

※2：呼気には肺胞から蒸発した水蒸気が加わっており，吸気と等容積ではないため，CO_2排出量を計算するには，乾燥空気換算（%）を使用する。

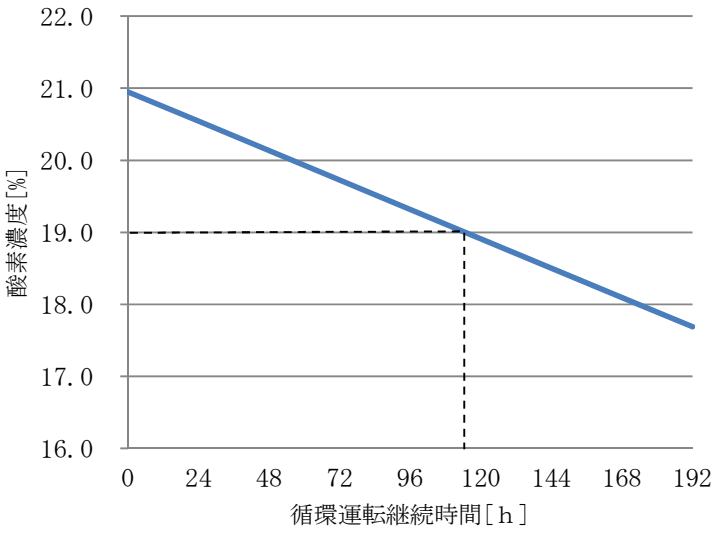
※3：鉱山保安法施行規則

(b)　評価結果

評価条件から求めた酸素濃度は，第 1 表のとおりであり，114 時間まで外気取入れを遮断しても，中央制御室内に滞在可能である。

第 1 表　中央制御室換気系閉回路循環運転時の酸素濃度

時間	24 時間	48 時間	96 時間	114 時間
酸素濃度	20.5%	20.1%	19.3%	約 19.0%



第 2 図　中央制御室換気系閉回路循環運転時の酸素濃度

b．二酸化炭素濃度

(a)　評価条件

・在室人員 7 人(運転員)

・中央制御室バウンダリ内体積 2,700m^3

・初期二酸化炭素濃度 0.03%

・評価結果が保守的になるよう空気流入は無いものとして評価する。

・1 人あたりの二酸化炭素吐出量は，事故時の運転操作を想定し，中等作業での吐出量※1 を適用して，0.046m^3／h とする。

・許容二酸化炭素濃度　0.5%以下※2

※1：空気調和・衛生工学便覧　第 14 版　3 空気調和設備編

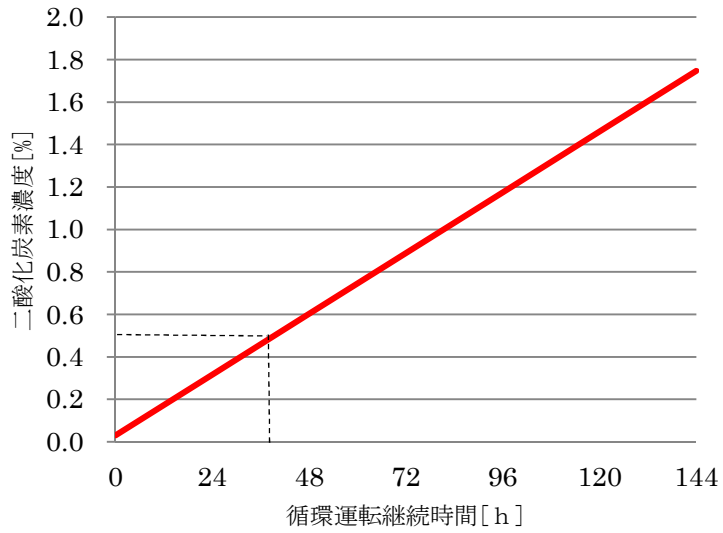
※2：原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（JEAC4622-2009）

(b)　評価結果

評価条件から求めた二酸化炭素濃度は，第 2 表のとおりであり，39 時間まで外気取入を遮断しても，中央制御室内に滞在可能である。

第 2 表　中央制御室換気系閉回路循環運転時の二酸化炭素濃度

時間	24 時間	39 時間
二酸化炭素濃度	0.32%	0.50%



第 3 図　中央制御室換気系閉回路循環運転時の二酸化炭素濃度

3.　故障の仮定

中央制御室換気系は，循環運転となった場合でも外気に汚染が無いことを確認できた場合は必要に応じて隔離信号をバイパスすることにより外気を取り入れることができる。

外気取入を行う場合，外気取入ダクトに故障が発生した場合の影響を以下に示す。

ａ．全周破断の想定

給気・排気ダクトに全周破断を想定したとしても，破断箇所から外気取入を行うこととなり，外気取入機能に影響はない。

ｂ．閉塞の想定

中央制御室換気系ダクトについては，当該系の吸込み部は中央制御室の天井付近に配置しており，空気中の塵や埃等の浮遊物しか流入することはなく，ダクトの口径も大きいことから閉塞することはない。

また，給気口にフィルタは設置されていないため，フィルタによる閉塞はない。

ｃ．電動弁の故障

外気取入ラインの隔離弁（電動弁）の駆動電源が喪失した場合は，手動にて開操作することが必要となる。これは短時間で作業が可能であり，全周破断を想定した修復作業での被ばく評価においても雰囲気線量率は約5.2×10^{-2}mSv／hであることから，手動による開操作は確実に実施することができる。また排風機が停止したとしても，ダクトを閉塞させることはないので外気取入機能を喪失させることはない。

4. 検討結果

以上に示したように，外気取入ダクトの外気取入機能は，中央制御室換気系が有する原子炉制御室非常用換気空調機能を達成するために必要な機能ではない。

なお，中央制御室換気系は，循環運転となった場合でも外気に汚染が無いことを確認できた場合は必要に応じて隔離信号をバイパスすることにより外気を取り入れることができるが，外気取入機能が喪失するような単一故障は発生しない。

故障・トラブル情報の活用について

東海第二発電所では，故障・トラブル情報の収集及び活用の仕組みとして，トラブル検討会及び不適合管理票がある。トラブル検討会では他プラントの事例を収集，水平展開の要否を検討しトラブルの未然防止を図る。不適合管理票では東海第二発電所の故障等を検出し，対策及び再発防止を管理する。

1. トラブル検討会

トラブル検討会で審議する主な情報としては次のものがある。

① 国内　原子力発電所

・法律に基づき報告された事象

・原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）に登録された情報

② 海外　故障・トラブル情報

・ＷＡＮＯ／ＩＮＰＯ／ＮＲＣ／ＩＡＥＡ情報

・メーカ故障・トラブル情報

③ 原子力発電所以外の国内施設故障・トラブル情報

これらについて，東海第二発電所への水平展開の必要性等を検討している。

東海第二発電所において，平成 16 年にＱＭＳが導入されてから平成 26 年 10 月までにトラブル検討会で検討した事例のうちダクトに関するものは 18 件であった。なお，原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系）配管に関する事例はなかった。

東海第二発電所への水平展開を実施した主な事例として「中央制御室換気系外気取り入れダクトの腐食（敦賀発電所１号炉）※１」がある。本事象を受け，中央制御室換気系ダクトについては定期的な内面・外面点検を実施し，汚染のおそれのある管理区域の気体が流れるダクトについては毎年外観点検を行い，腐食状況を確認することとした。

また，運転員が行う巡視点検において，点検範囲や着眼点を明確化するとともに，安全上重要な設備である中央制御室換気系ダクトについては，巡視点検に加えて，外観目視確認を定期的に実施することとした。点検で確認された不具合等に対しては，不適合管理票を発行することを明確にした。

※１　中央制御室換気空調系送風機の試運転時に外気取入れダクトに 2 箇所の腐食孔が確認された。(平成 20 年 12 月 11 日発生)

2.　不適合管理票

東海第二発電所で検出された不具合には不適合管理票を発行し，原子力安全に与える影響に応じたレベル区分を設定し，必要な処置を行う。

東海第二発電所において，平成 16 年にＱＭＳが導入されてから平成 26 年 10 月までに発行された不適合管理票のうちダクトに関するものは 34 件であった※２。その中で，中央制御室換気系ダクトに関する不適合管理票は 1 件であった。これは，ダクト表面の軽微な発錆の段階で検出された不適合事象であり，簡易な補修による対策で

設備の健全性を確保できるものであった。

その他の事象についても，原子力安全に影響を与えるものはなく，不適合管理票を活用することにより，設備の健全性維持を図っている。

なお，原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系）配管に関する事例はなかった。

※２ 東海発電所において発行された不適合管理票のうち，ダクトに関するものは 41 件であった。この中で，ニューシアにも登録された事例として「サイトバンカ（イ）排気ダクト腐食孔発生について」（平成 21 年 5 月 11 日発生）がある。これは，換気装置の排気ダクト（屋外）に腐食による貫通孔が確認されたものである。敦賀発電所 1 号炉「中央制御室換気系外気取り入れダクトの腐食」事象の再発防止対策も考慮し，巡視点検の充実と保全計画の見直しを実施した。

3. 保守管理の改善

以上に示すとおり，過去の故障・トラブル情報を検討し，巡視点検の充実や保全計画を見直す等，保守管理の継続的な改善を実施しており，原子炉建屋ガス処理系配管，中央制御室換気系ダクトについては，設備の健全性を確保・維持することが可能である。

東海第二発電所におけるケーブルの系統分離について

１．はじめに

原子力規制委員会より平成２８年１月６日に指示文書「東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設に係る対応について（指示)」（原規規発第 1601063 号）（以下「指示文書」という。）が発出されており，これに従い，当社は平成２８年３月３１日に「東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設に係る対応について（指示）に係る対応について（報告)」を提出している。本報告においては，当社の要求事項である「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和４０年通商産業省令第６２号)」（以下「旧技術基準」という。）に照らし，不適切なケーブル敷設はないことを確認したことを報告している。(参考－１)

一方，平成２５年６月に施行された「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」（以下「新技術基準」という。）に対しては，ケーブルの系統分離について対応が必要となる箇所が確認されていることから，新技術基準への適合方針について以下に説明する。

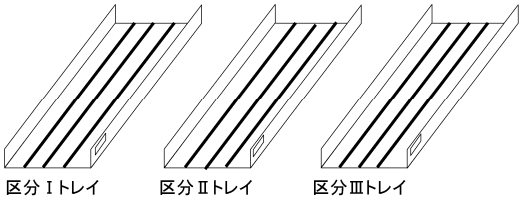
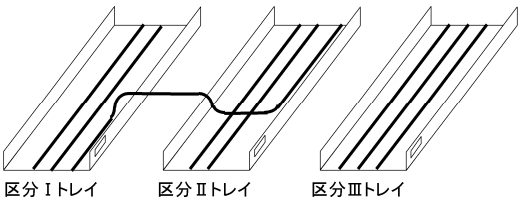
２．東海第二発電所のケーブルの系統分離に対する要求

東海第二発電所は電源が３区分となっており，旧技術基準に基づいて設計されていることから，トレイ，電線管又はコンクリートピットにケーブルを敷設するにあたっては，電力ケーブルに対しては区分Ⅰ，区分Ⅱ及び区分Ⅲに分離して敷設する要求があるものの，制御・計装ケーブルに対しては分離の要求はない。また，同区分の非常用系と常用系のケーブルに対する分離の要求もない。

３．新旧技術基準要求の比較と東海第二発電所の調査結果

旧技術基準と新技術基準のケーブルに関する系統分離（区分分離）の要求事項は第１表のとおり。東海第二発電所建設当時のケーブルの分離要求を考慮すると旧技術基準には適合するものの新技術基準に適合しない状況が確認されている。

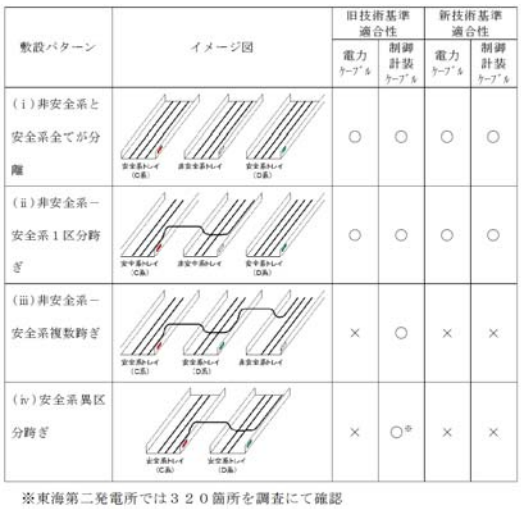
第１表　新旧技術基準の要求の比較と東海第二発電所の調査結果

敷設状況	イメージ図	旧技術基準適合性		新技術基準適合性	
		電力ケーブル	制御計装ケーブル	電力ケーブル	制御計装ケーブル
区分間の跨ぎ無し		○	○	○	○
区分間の跨ぎ有り （新技術基準第１２条において，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ケーブルが敷設されたトレイ等の区分間跨ぎ）	 【区分Ⅰ～区分Ⅱ間跨ぎの例】	×	○※	×	×

※ 東海第二発電所では３２０箇所を調査にて確認
（詳細は第２表のとおり。）

東海第二発電所は，電源が３区分となっており，また，同区分の非常用系（安全系）と常用系（非安全系）のケーブルに対する分離の要求はなく，これらは同一のトレイに敷設されているため，第１表は第 469 回審査会合（平成 29 年 5 月 25 日）の当社３プラント共通の敷設パターン（右図）から東海第二発電所の敷設パターンに見直した。

- ◆　同区分の非常用系（安全系）と常用系（非安全系）のケーブルは同一のトレイに敷設されているため右図（ⅱ）は跨ぎなしと同じ。
- ◆　同区分の非常用系（安全系）と常用系（非常用系）のケーブルは同一のトレイに敷設されているため右図（ⅲ）と（ⅳ）は同じ。



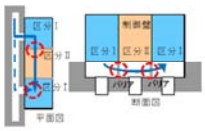
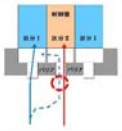
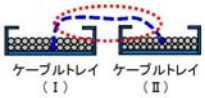
４．区分跨ぎケーブルが発生した原因

東海第二発電所は，１９７８年（昭和５３年）運転開始であり，運転開始時には非難燃ケーブルが敷設され，運転開始以降の増改良工事では難燃ケーブルが敷設された。当社の要求事項を明記した工事等仕様書では旧技術基準を満足するよう要求していたため，要求事項を満足するよう，電力ケーブルについては区分分離を行ったものの，制御及び計装ケーブルに対しては，区分分離の要求は無かったことから，異区分を跨ぐケーブルが敷設されたものと考えられる。なお，新技術基準施行後は新技術基準の要求事項を調達管理に反映しており，異区分を跨ぐケーブルは敷設されていない。

５．ケーブル用途（負荷）特定状況

指示文書に従い，東海第二発電所でのケーブル敷設状況を確認した結果，当社の要求事項である旧技術基準は満足していたが，新技術基準に適合させるための対策が必要な制御・計装ケーブルの跨ぎ箇所が３２０箇所確認された。このうち１２３箇所については，平成２８年３月の指示文書報告時点でケーブル用途（負荷）が特定されている。また，この時点で用途（負荷）の特定ができなかった１９７箇所についても,新技術基準適合への対応として，ケーブル用途（負荷）の特定作業を行い， 平成２９年７月２０日現在，ケーブル用途（負荷）の特定作業は完了した。（参考－２，３）

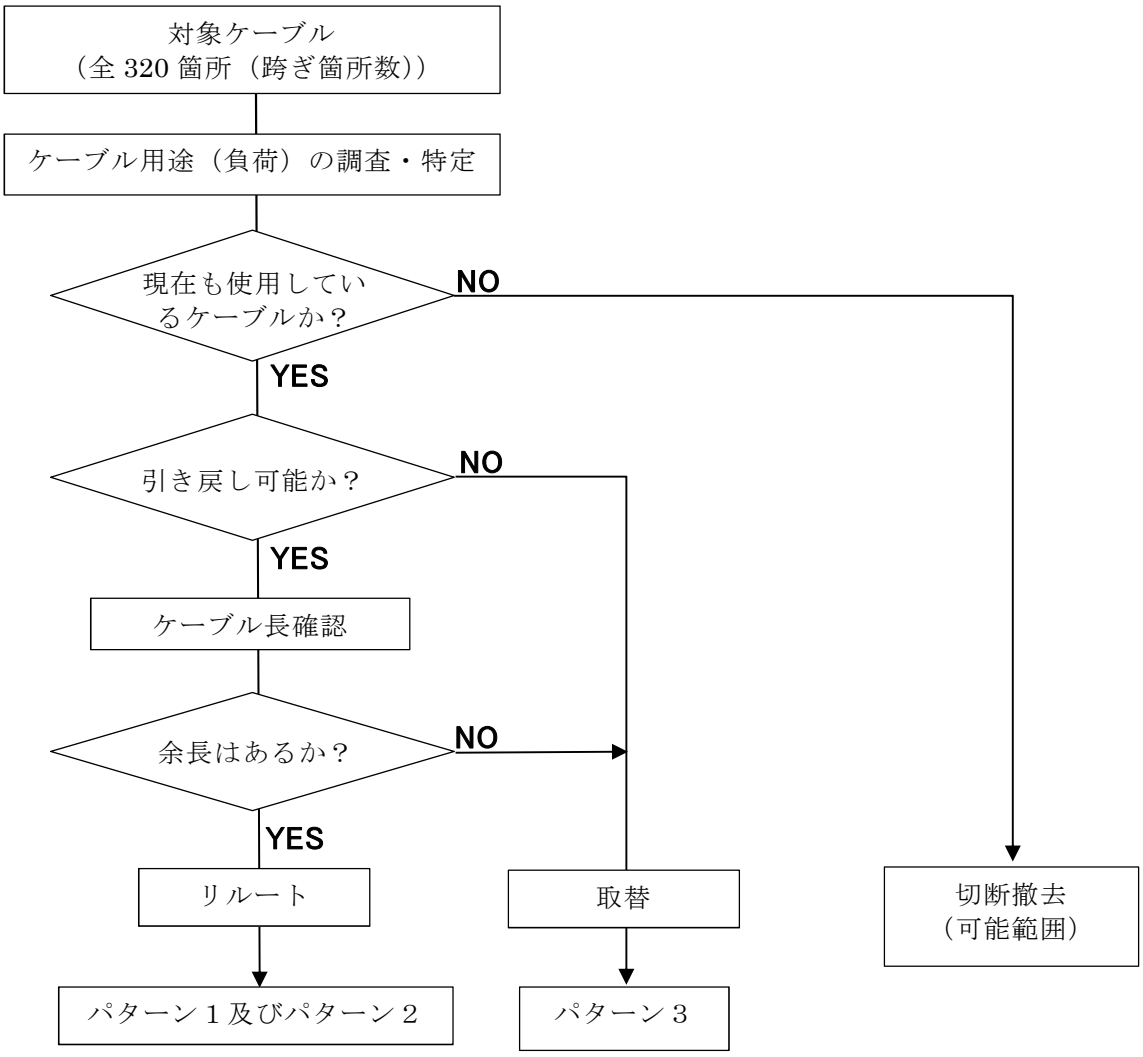
第２表　跨ぎケーブル特定状況（平成２９年７月２０日現在調査完了）

跨ぎ形態			ケーブル跨ぎ箇所（全320箇所）	跨ぎ本数（ ）内は未使用（切り離し）ケーブルであり，数値は外数
中央制御室	パターン1（異区分の制御盤間の跨ぎ）		159	101（13）
ケーブル処理室	パターン2（制御盤入線部の跨ぎ）		72	70（1）
	パターン3（ケーブルトレイ間跨ぎ）		77	72（5）
現場※	同上		12	8（4）
合計			320	251（23）

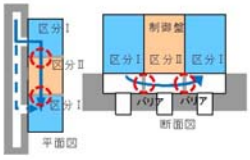
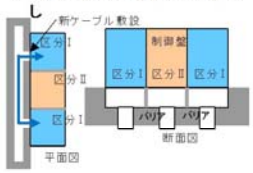
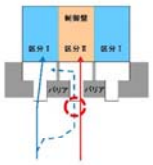
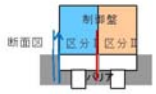
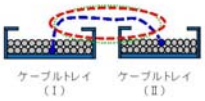
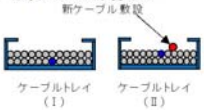
※：「中央制御室」及び「ケーブル処理室」以外の原子炉建屋を「現場」とする

６．対応方針

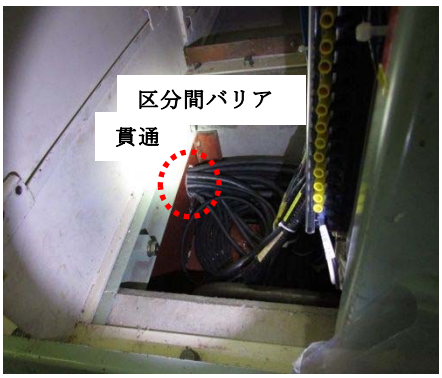
新技術基準に適合しないケーブルについては，新技術基準に適合させるため,以下のフローに従い対応し区分分離を図る。対応方針は第３表のとおり。



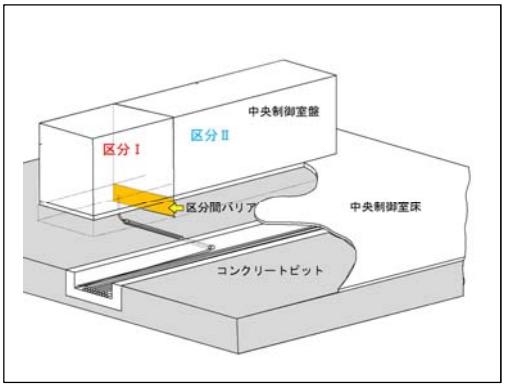
第３表　区分分離対応方針

異区分跨ぎパターン		状況イメージ図	解消方法	跨ぎ先ルート内に同一の安全機能がある場合の対応
パターン1	異区分の制御盤間の跨ぎ（中央制御室）		● ケーブルの識別（目視にて跨ぎ箇所から接続点まで確認） ● ケーブル切り離し ● 始点終点が盤内にある場合は，コンクリートピットを使って正規ルートで取替 ● 跨ぎがパターン2又はパターン3に起因するものの場合は，それぞれに対応 ● ケーブル接続 ● 分離板復旧（分離盤に貫通，破損がある場合は，閉止又は取替を行う）	● 1本づつ隔離をするため影響なし 
パターン2	制御盤入線部の跨ぎ（ケーブル処理室）		● ケーブルの識別（目視にて跨ぎ箇所から接続点まで確認） ● 同じルートに同一機能を持つ異区分の安全機能がないことを確認 ● ケーブル接続切り離し ● 跨ぎ箇所までひき戻し ● 正規ルートでケーブル敷設 ● ケーブル接続	● 1本ずつ隔離して引き戻し ● 引き戻せない場合は入線部で切断しリルート ● 余長がない場合は取替しリルート 
パターン3	ケーブルトレイ間跨ぎ（ケーブル処理室，現場）		● ケーブルの特定（目視又は切離して電気的確認で負荷を特定） ● ケーブル接続切り離し ● 跨ぎケーブル等可能な範囲でケーブル撤去 ● 新ケーブルを正規ルートで敷設 ● ケーブル接続	● 取替のため影響なし 

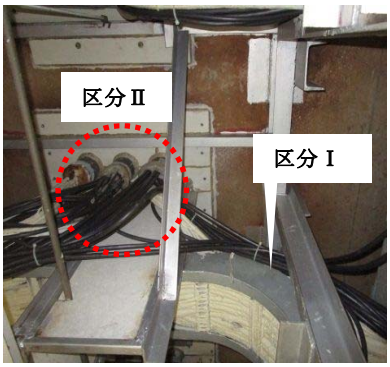
パターン１の例



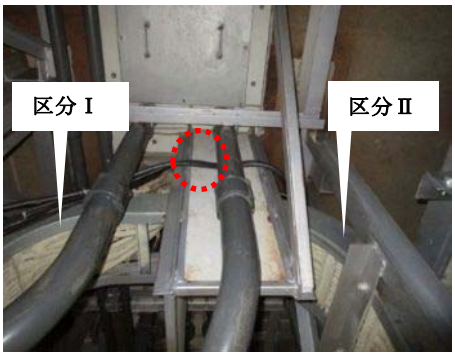
区分間バリアのイメージ



パターン２の例



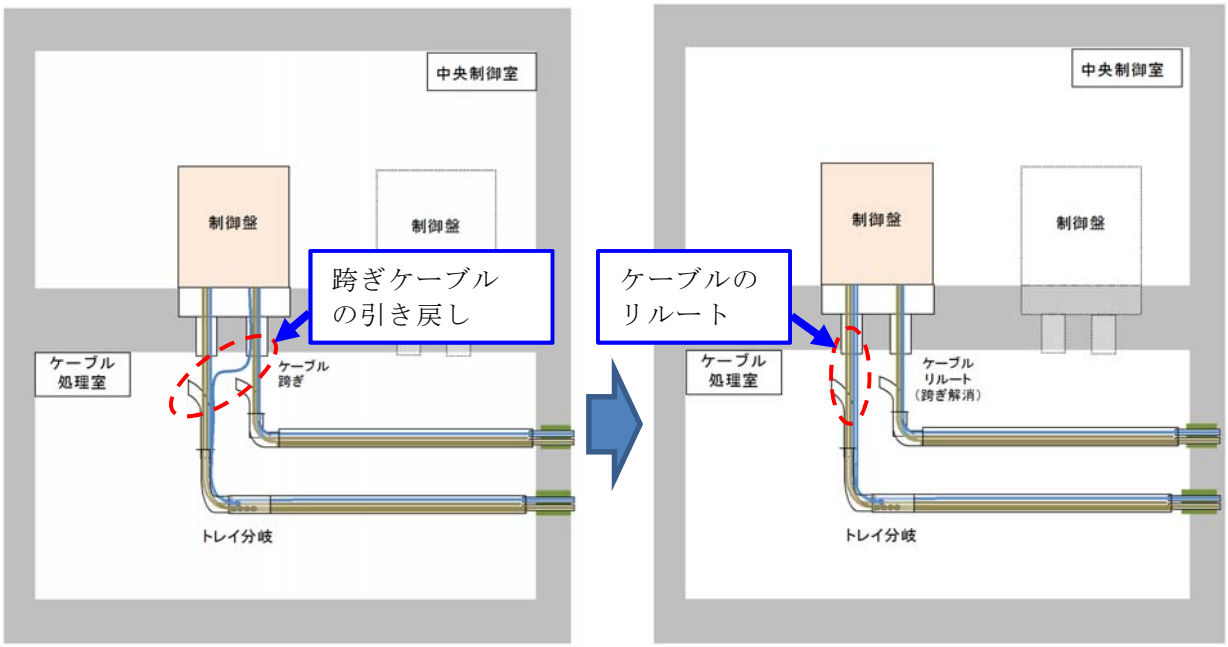
パターン３の例



【リルートによる区分分離の方法】

① 制御盤内で対象ケーブルを解線し，ケーブルをケーブル処理室まで引き戻す。

② 引き戻したケーブルは，適切な管路を確保して制御盤へ入線し，①で解線した箇所に結線することでリルート完了。



第１図　ケーブル処理室のケーブルリルート例

東海第二発電所における跨ぎケーブルの調査方法

原子力規制委員会より平成２８年１月６日に発出された指示文書「東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設に係る対応について（指示)」（原規規発第 1601063 号）に従い，当社は，安全系ケーブルトレイに不適切なケーブル敷設がなされていないことを以下の方法により調査した。

- 異区分跨ぎケーブルの調査は，中央制御室においてはコンクリートピットの蓋を開放し，盤下のケーブルに対しては盤の扉を開放して，目視にて確認できるような状態としてから跨ぎ箇所を調査した。
- ケーブル処理室及び現場については，全てのトレイに対し確認漏れがないように，ケーブルトレイ配置図（第３図）を確認しながら，ケーブル処理室及び現場のケーブルトレイを追跡し，目視にて跨ぎ箇所を調査した。
- 高所，暗所等の視認しづらい箇所に対しては，双眼鏡，脚立，投光器等を用いることで，目視にて確認できるような状態とすることで跨ぎ箇所の見落としを防止した。
- 調査は２名以上の調査員で行い，跨ぎ箇所の見落としがないよう，相互に確認を行い，また，跨ぎ箇所が確認された場合は，調査員とは別の調査責任者も確認を行い，信頼性を確保している。
- 本調査においては，当社からプラントメーカへ業務を発注する際に，その内容を工事等仕様書に明記するとともに，同仕様書にて「適用設計基準、技術基準を熟知した者が判定すること」を要求している。これを

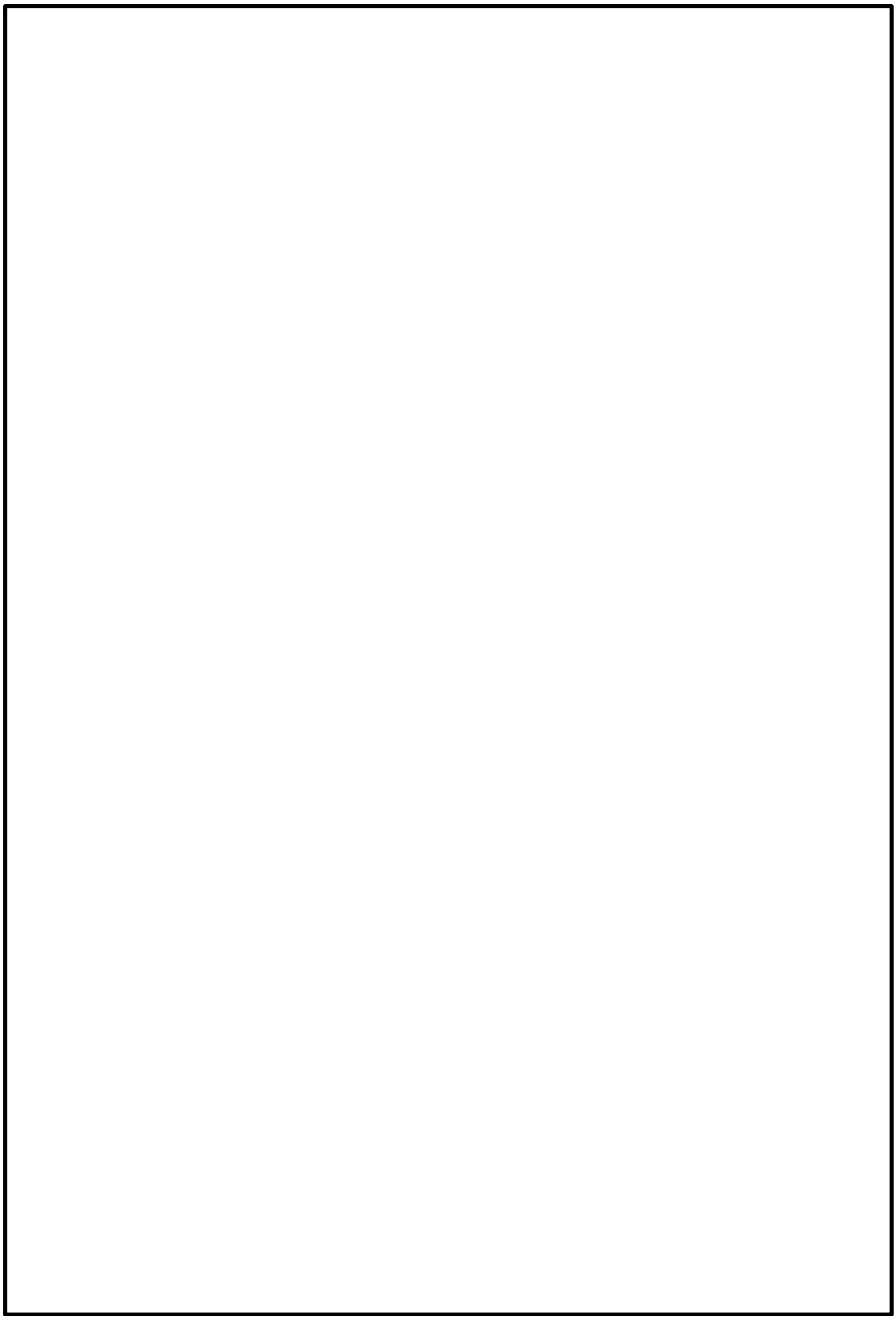
受け，プラントメーカは調査に従事するにあたって必要な力量を有していると認められた者を選任し，当社へ力量評価書（第３図及び第４図）を提出している。当社は，この力量評価書をもとに，調査に従事する者が，必要な力量を有していると判断している。

以上のとおり信頼性の高い調査を実施したが，新技術基準への確実な適合のため，新技術基準に適合しないケーブル跨ぎ箇所を解消するための工事を行うにあたって，以下の再確認を実施する計画である。

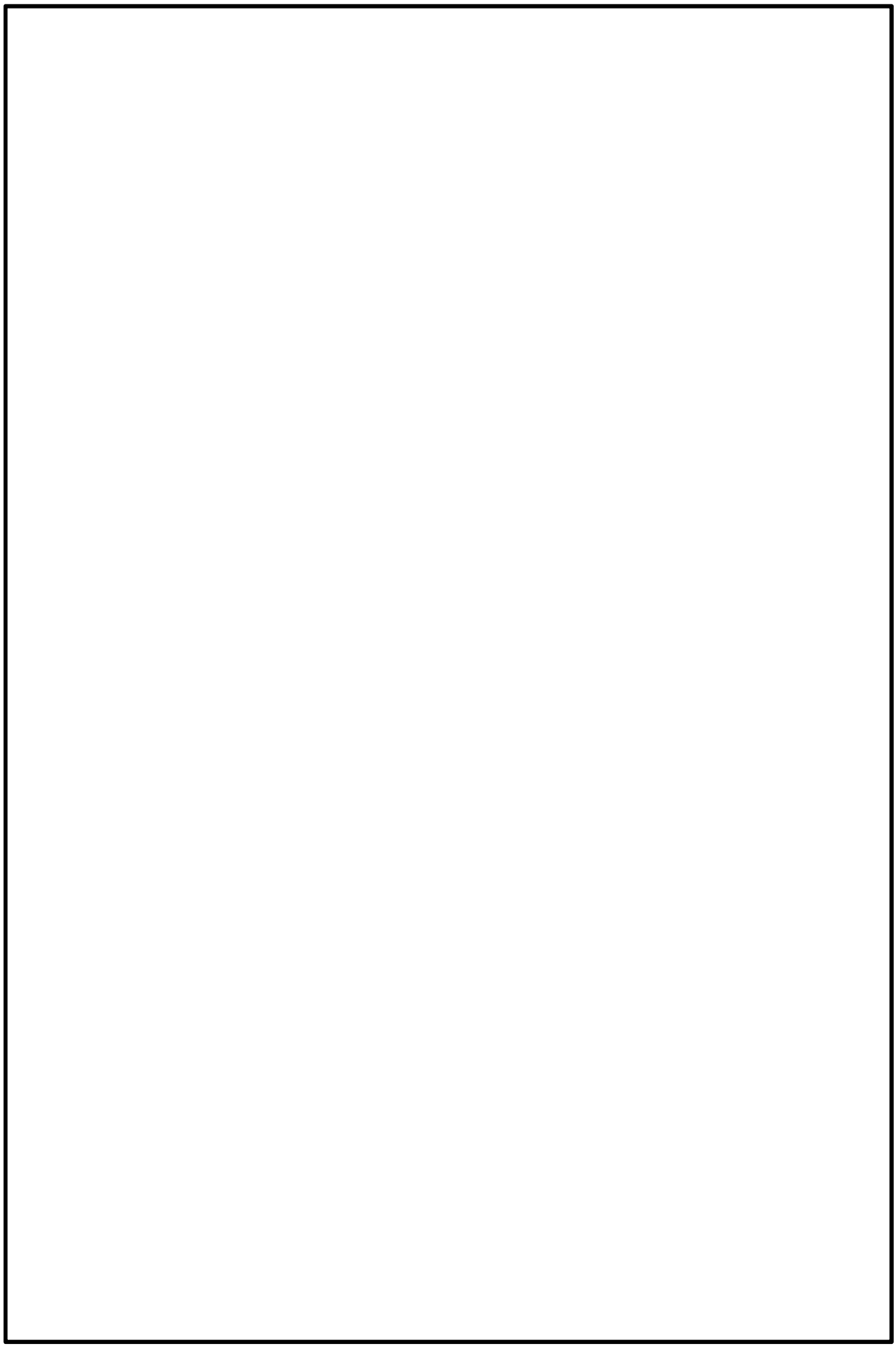
(1) 中央制御室盤下ケーブル跨ぎ（パターン１）及び制御盤入線部の跨ぎ（パターン２）については，中央制御室盤下の区分間バリアに穴等の貫通箇所がないことを，工事結果の確認段階時に再確認する。

(2) ケーブルトレイ間跨ぎ（パターン３）については，新技術基準適合のための複合体施工時にケーブルトレイ間の不適切な跨ぎケーブルがないことを再確認する。

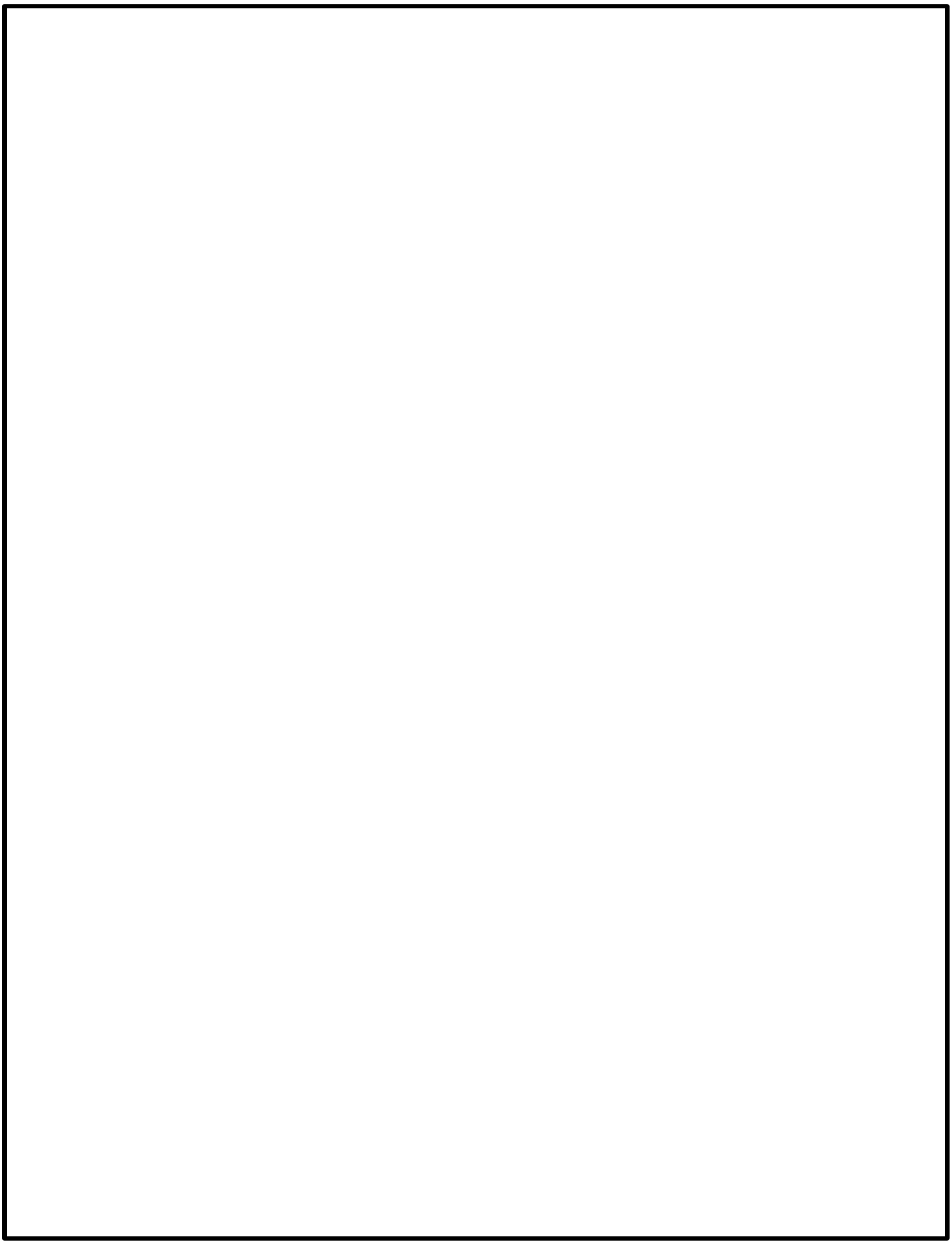
第２図　ケーブルトレイ配置図（例）



第３図　力量評価書（調査責任者）



第４図　力量評価書（調査員（１／２））



第４図　力量評価書（調査員（２／２））

東海第二発電所における跨ぎケーブルの用途（負荷）特定方法

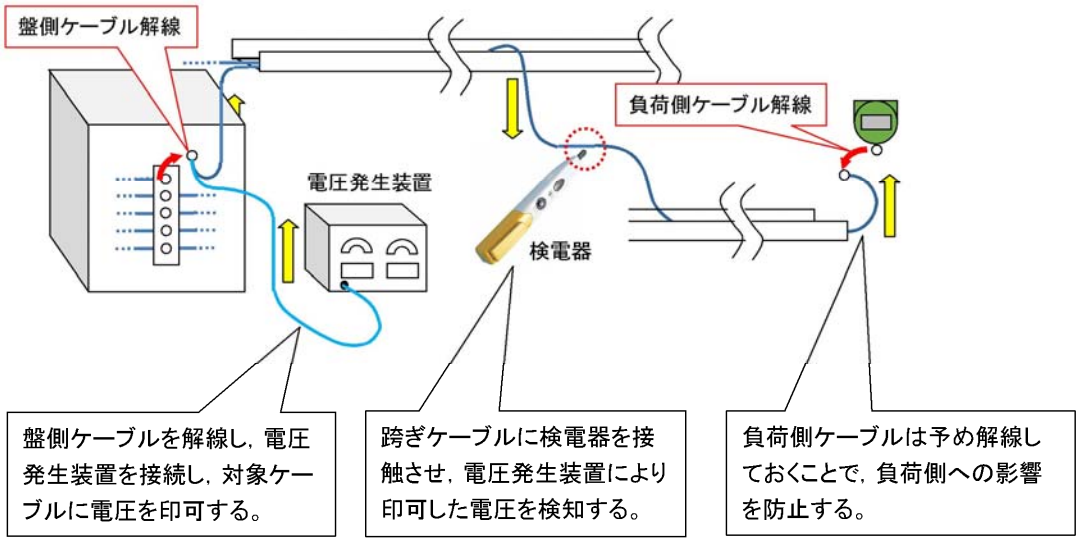
東海第二発電所では，跨ぎケーブルを新技術基準に適合させるため，跨ぎケーブルの用途（負荷）の特定作業を以下の方法により行っている。

ａ．目視による確認

対象ケーブルを目視にてケーブル端まで追跡し，ケーブル用途（負荷）を特定する。また，目視による確認結果は，過去の増改良工事の履歴と照合することにより，調査の信頼性を高める。

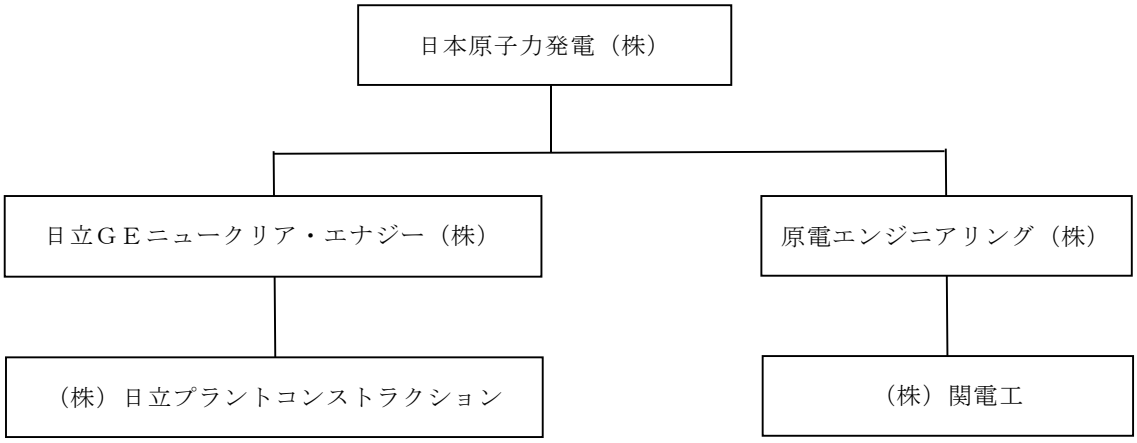
ｂ．電気的信号による確認（負荷隔離による確認）

図面や現場の状態により調査対象ケーブルの用途（負荷）の範囲を限定したうえで，個別の負荷単位で隔離することにより，電圧発生装置及び検電器を用いてケーブル用途（負荷）を特定する。



第５図　電気的信号による確認（負荷隔離による確認）の概要

なお，本調査は以下の体制で実施する。



第６図　ケーブル用途（負荷）特定調査体制表

受注者は調査に従事するにあたって必要な力量を有していると認められた者を選任し，当社へ力量評価書を提出している。当社は，この力量評価書をもとに，当該工事又は類似機器の工事の経験から調査に従事する者が，本調査に必要な力量を有していると判断している。

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
1	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
2	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
3	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
4	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
5	制御	難燃	発電長コンソールBOX	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
6	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
7	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
8	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
9	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
10	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
11	制御	難燃	E12-F170A開閉表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
12	制御	難燃	E12-F097開閉操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
13	制御	難燃	E12-F097開閉操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
14	制御	難燃	RCIC流量、吐出圧力検出回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
15	制御	難燃	DGSW運転表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
16	制御	難燃	PNL H13-P628制御回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
17	制御	難燃	DG HPCS室床漏えい検出回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
18	制御	難燃	SAMPLING & OFF GAS SYSTEM警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
19	制御	難燃	RCIC系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
20	制御	難燃	LPCS系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
21	制御	難燃	HPCS系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
22	制御	難燃	RPS系回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
23	制御	難燃	RHR流量記録計回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
24	制御	難燃	警報回路監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
25	制御	難燃	RCIC系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
26	制御	難燃	非常時炉心冷却系流量記録計	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
27	制御	難燃	非常時炉心冷却系流量記録計	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
28	制御	難燃	E51-F080操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
29	制御	難燃	E51-F080操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
30	制御	難燃	E51-F080操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
31	制御	難燃	RCIC系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
32	制御	難燃	LDS系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
33	制御	難燃	RCIC出口流量	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
34	制御	難燃	DGSW運転表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
35	制御	難燃	非常時炉心冷却系流量記録計	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
36	制御	難燃	LCV-9-192操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
37	制御	難燃	LCV-9-192操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
38	制御	難燃	サンプレベル警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
39	制御	難燃 （延焼防止剤塗布あり）	RCW系電動弁ｻｰﾏﾙﾊﾞｲﾊﾟｽ回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
40	制御	難燃 （延焼防止剤塗布あり）	RCW系電動弁ｻｰﾏﾙﾊﾞｲﾊﾟｽ回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
41	制御	難燃	TD-RFP TURNING GEAR操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
42	制御	難燃	RCW系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
43	制御	難燃	主発電機同期検定回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
44	制御	難燃	TD-RFP TURNING GEAR操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
45	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
46	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
47	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
48	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
49	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
50	制御	非難燃 （延焼防止剤塗布あり）	不要ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
51	制御	非難燃 （延焼防止剤塗布あり）	SOVP操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
52	制御	非難燃 （延焼防止剤塗布あり）	SOVP操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
53	制御	難燃	M/C 2C/I操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
54	制御	難燃	M/C 2C/II監視計器	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
55	制御	難燃	放射線管理計算機	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
56	制御	難燃	放射線管理計算機	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
57	制御	難燃	給電情報	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
58	制御	難燃	M/C 2C/I操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
59	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
60	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
61	制御	難燃	M/C 2E/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
62	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
63	制御	難燃	LONP回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
64	制御	難燃	M/C 2E/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
65	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
66	制御	難燃	M/C 2C/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
67	制御	難燃	P/C 2C/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
68	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
69	制御	難燃	M/C 2B-1/8操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
70	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
71	制御	難燃	HPCPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
72	制御	難燃	HPCPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
73	制御	難燃	PI/O-2ディジタル入力回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
74	制御	難燃	PI/O-3ディジタル入力回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
75	制御	難燃	RFP出口流量警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
76	制御	難燃	RFP系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
77	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
78	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
79	制御	難燃 （延焼防止剤塗布あり）	MD-RFP出口流量警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
80	制御	難燃 （延焼防止剤塗布あり）	HPCP警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
81	制御	難燃 （延焼防止剤塗布あり）	LPCP系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
82	制御	難燃 （延焼防止剤塗布あり）	T/Bﾊﾞｲﾊﾟｽ弁状態表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
83	制御	非難燃 （延焼防止剤塗布あり）	TD-RFP警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
84	制御	非難燃 （延焼防止剤塗布あり）	主油タンク出口弁状態表示	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
85	制御	非難燃 （延焼防止剤塗布あり）	MD-RFP警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
86	制御	非難燃 （延焼防止剤塗布あり）	RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
87	制御	非難燃	RCW ｻｰｼﾞﾀﾝｸMAKE UP弁開表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
88	制御	非難燃	TCW ｻｰｼﾞﾀﾝｸMAKE UP弁開表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
89	制御	難燃	T/D-RFP現場盤リレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
90	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
91	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
92	制御	難燃	M/C 2B-1/8操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
93	制御	難燃	M/C 2E/2B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
94	制御	難燃	M/C 2B-1/8操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
95	制御	難燃	M/C 2B-1/6操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
96	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ（No.274と同ケーブル）
97	制御	難燃	P/C 2D/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ（No.277と同ケーブル）
98	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ（No.272と同ケーブル）
99	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ（No.263,276と同ケーブル）
100	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
101	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ（No.282と同ケーブル）
102	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ（No.264,273と同ケーブル）
103	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
104	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
105	制御	難燃	HPCPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
106	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
107	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
108	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
109	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
110	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
111	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
112	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
113	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
114	制御	難燃	HPCP圧力監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
115	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
116	制御	難燃	HPCPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
117	制御	難燃	RCW SURGE TANK警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
118	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
119	制御	難燃	予備警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
120	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
121	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
122	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
123	制御	難燃	予備変リレー回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
124	制御	難燃	サーマルバイパス回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
125	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
126	制御	非難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
127	制御	非難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
128	制御	非難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
129	制御	非難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
130	制御	難燃	M/C 2B-3電圧計回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
131	制御	難燃	M/C 2B-3/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
132	制御	難燃	M/C 2B-3/1表示灯回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
133	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
134	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
135	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
136	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
137	制御	難燃	M/C 2B-2/9電流計回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
138	制御	難燃	M/C 2B-2/9操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
139	制御	難燃	M/C 2B-2/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
140	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ（No.261と同ケーブル）
141	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ（No.266と同ケーブル）
142	制御	難燃	予備変保護回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
143	制御	難燃	M/C HPCS/3操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
144	制御	難燃	M/C HPCS/2リレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
145	制御	難燃	M/C 2E/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
146	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
147	制御	難燃	M/C HPCS/4電流計回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
148	制御	難燃	DG HPCS電力、電流計回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
149	制御	難燃	FPC系表示灯回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
150	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
151	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
152	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
153	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
154	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
155	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
156	制御	難燃	燃料プール出口弁操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
157	制御	難燃	燃料プール水位監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
158	制御	難燃	燃料プール出口弁操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
159	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
160	制御	難燃	R/B6F南側カメラ	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
161	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
162	制御	難燃	H13-P615A制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
163	制御	難燃	通信用ケーブル	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
164	制御	難燃	盤内照明回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
165	制御	難燃	H13-P603制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
166	制御	難燃	H13-P610制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
167	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.242と同ケーブル）
168	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.247と同ケーブル）
169	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.240と同ケーブル）
170	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.249と同ケーブル）
171	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.234と同ケーブル）
172	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.235と同ケーブル）
173	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.236と同ケーブル）
174	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.244と同ケーブル）
175	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.237と同ケーブル）
176	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.243と同ケーブル）
177	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.245と同ケーブル）
178	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.238と同ケーブル）
179	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.239と同ケーブル）

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
180	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.246と同ケーブル）
181	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.252と同ケーブル）
182	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.248と同ケーブル）
183	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.250と同ケーブル）
184	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.251と同ケーブル）
185	制御	難燃	CRD系表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
186	制御	難燃	CRD ACCUMULATOR警報検出回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
187	制御	難燃	CRD ACCUMULATOR警報検出回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
188	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
189	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
190	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
191	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
192	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
193	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
194	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
195	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
196	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
197	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
198	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
199	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
200	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
201	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
202	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
203	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
204	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
205	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
206	制御	難燃	CRD系表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
207	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
208	制御	難燃	SRNM系警報回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
209	制御	難燃	SRNM系警報回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
210	制御	難燃	自動起動自動負荷試験回路	制御盤間の跨ぎ（No.283と同ケーブル）	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
211	制御	難燃	自動起動自動負荷試験回路	制御盤間の跨ぎ（No.284と同ケーブル）	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
212	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
213	制御	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
214	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
215	制御	難燃	HPCS系警報回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
216	制御	難燃	DGSW出口圧力計	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
217	計装	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
218	計装	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
219	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
220	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
221	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
222	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
223	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
224	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
225	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
226	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
227	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
228	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
229	計装	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
230	制御	難燃	熱出力ディジタル表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
231	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
232	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
233	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
234	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.171と同ケーブル）
235	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.172と同ケーブル）
236	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.173と同ケーブル）
237	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.175と同ケーブル）
238	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.178と同ケーブル）
239	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.179と同ケーブル）

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
240	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.169と同ケーブル）
241	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
242	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.167と同ケーブル）
243	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.176と同ケーブル）
244	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.174と同ケーブル）
245	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.177と同ケーブル）
246	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.180と同ケーブル）
247	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.168と同ケーブル）
248	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.182と同ケーブル）
249	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.170と同ケーブル）
250	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.183と同ケーブル）
251	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.184と同ケーブル）
252	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.181と同ケーブル）
253	制御	難燃	代替制御棒挿入系警報	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
254	制御	難燃	SLC STORAGE TANKレベル計回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
255	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
256	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
257	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
258	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
259	制御	難燃	代替制御棒挿入回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
260	制御	難燃	M/C 2E/3Aリレー回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
261	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ（No.140と同ケーブル）
262	制御	難燃	DG HPCS同期検定回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
263	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ（No.99,276と同ケーブル）
264	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ（No.102,273と同ケーブル）
265	制御	難燃	DG 2D電力、電流計回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
266	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ（No.141と同ケーブル）
267	制御	難燃	同期検定回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
268	制御	難燃	同期検定回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
269	制御	難燃	通信用ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
270	制御	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
271	制御	難燃	M/C 2E/4A操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
272	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.98と同ケーブル）
273	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.102,264と同ケーブル）
274	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.96と同ケーブル）
275	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
276	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.99,263と同ケーブル）
277	制御	難燃	P/C 2D/3B操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.97と同ケーブル）
278	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
279	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
280	制御	難燃	RFP-EHC信号	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
281	制御	難燃	RFP-EHC信号	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
282	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ（No.101と同ケーブル）
283	制御	難燃	自動起動自動負荷試験回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
284	制御	難燃	自動起動自動負荷試験回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
285	計装	難燃	主タービン振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
286	計装	難燃	主タービン振動位相角計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
287	計装	難燃	主タービン振動記録計回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
288	制御	難燃	主タービン振動計回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
289	制御	難燃	ヒータドレン系警報回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
290	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
291	制御	難燃	RFP系計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
292	制御	難燃	RFP系計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
293	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
294	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
295	制御	難燃	主タービン回転速度計回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
296	制御	難燃	主タービン振動位相角計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
297	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
298	制御	難燃	主タービン振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
299	制御	難燃	主タービン回転速度計記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
300	制御	難燃	主タービン振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
301	制御	難燃	主タービン振動位相角計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
302	制御	難燃	主タービン回転速度計記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
303	制御	難燃	RFP振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
304	制御	難燃	主タービン振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
305	制御	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
306	制御	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
307	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
308	制御	非難燃	過渡時データ収集装置	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
309	制御	非難燃	過渡時データ収集装置	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
310	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
311	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
312	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
313	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
314	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
315	制御	難燃	サプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
316	制御	難燃	サプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
317	制御	難燃	サプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
318	制御	難燃	サプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
319	制御	難燃	サプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
320	制御	難燃	サプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

以上

共有／相互接続設備　抽出表

重要度分類指針				東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＰＳ－１	その損傷又は故障により発生する事象によって， (a)炉心の著しい損傷，又は (b)燃料の大量の破損 を引き起こすおそれのある構築物，系統及び機器	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く。）	原子炉圧力容器				
				原子炉再循環ポンプ				
				配管，弁				
				隔離弁				
				制御棒駆動機構ハウジング				
				中性子束計装管ハウジング				
		2)過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング	制御棒カップリング				
				制御棒駆動機構カップリング				
		3)炉心形状の維持機能	炉心支持構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート，上部格子板，炉心支持板，制御棒案内管），燃料集合体（ただし，燃料を除く。）	炉心シュラウド				
				シュラウドサポート				
				上部格子板				
				炉心支持板				
				燃料支持金具				
				制御棒案内管				
				制御棒駆動機構ハウジング				
				燃料集合体（上部タイプレート）				
				燃料集合体（下部タイプレート）				
				燃料集合体（スペーサ）				
				燃料集合体	チャンネルボックス			
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	1)原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系（制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能））	制御棒		○		
				制御棒案内管		○		
				制御棒駆動機構		○		
				原子炉停止系の制御棒による系	水圧制御ユニット（スクラムパイロット弁，スクラム弁，アキュムレータ，窒素容器，配管，弁）	○		

重要度分類指針				東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	2)未臨界維持機能	原子炉停止系（制御棒による系，ほう酸水注入系）	制御棒		○		
				制御棒カップリング		○		
				制御棒駆動機構カップリング		○		
				原子炉停止系の制御棒による系	制御棒駆動機構	○		
					制御棒駆動機構ハウジング	○		
				ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ，注入弁，タンク出口弁，ほう酸水貯蔵タンク，ポンプ吸込配管及び弁，注入配管及び弁）		○		
		3)原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	逃がし安全弁（安全弁開機能）		○		
		4)原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，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））	残留熱除去系（ポンプ，熱交換器，原子炉停止時冷却系のルートとなる配管及び弁）		○		
				残留熱除去系	熱交換器バイパス配管及び弁	○		
				原子炉隔離時冷却系（ポンプ，サプレッション・プール，タービン，サプレッション・プールから注水先までの配管，弁）		○		
				原子炉隔離時冷却系	タービンへの蒸気供給配管，弁	○		
					ポンプミニマムフローライン配管，弁	○		
					サプレッション・プールストレーナ	○		
					潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管	○		
				高圧炉心スプレイ系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッダ）		○		

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，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））	高圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○		
					サプレッション・プールストレーナ	○		
				逃がし安全弁（手動逃がし機能）		○		
				逃がし安全弁（手動逃がし機能）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○		
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	○		
				自動減圧系（手動逃がし機能）		○		
				自動減圧系（手動逃がし機能）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○		
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	○		

重要度分類指針				東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	5)炉心冷却機能	非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，高圧炉心スプレイ系，自動減圧系）	低圧炉心スプレイ系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッダ）		○		
				低圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○		
					サプレッション・プールストレーナ	○		
				残留熱除去系（低圧注水系）（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールから注水先までの配管，弁（熱交換器バイパスライン含む），注水ヘッダ）		○		
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○		
					サプレッション・プールストレーナ	○		
				高圧炉心スプレイ系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッダ）		○		
				高圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○		
					サプレッション・プールストレーナ	○		

重要度分類指針				東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	5)炉心冷却機能	非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，高圧炉心スプレイ系，自動減圧系）	自動減圧系（逃がし安全弁）		○		
				自動減圧系（逃がし安全弁）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○		
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	○		
		6)放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器，原子炉格納容器隔離弁，原子炉格納容器スプレイ冷却系，原子炉建屋，非常用ガス処理系，非常用再循環ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系	原子炉格納容器（格納容器本体，貫通部，所員用エアロック，機器搬入ハッチ）		○		
				原子炉格納容器	ダイヤフラムフロア	○		
					ベント管	○		
					スプレイ管	○		
					ベント管付き真空破壊弁	○		
					原子炉建屋外側ブローアウトパネル	○		
					逃がし安全弁排気管のクエンチャ	○		
				原子炉建屋原子炉棟（原子炉建屋外側ブローアウトパネル付）		○		
				原子炉建屋	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁	○		
				格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管		○		
				格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管	主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから主蒸気隔離弁までの配管，弁）	○		

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＭＳ－１	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	6)放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	原子炉格納容器，原子炉格納容器隔離弁，原子炉格納容器スプレイ冷却系，原子炉建屋，非常用ガス処理系，非常用再循環ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系	主蒸気流量制限器	○		
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（ポンプ，熱交換器，サプレッション・プール，サプレッション・プールからスプレイ先（ドライウェル及びサプレッション・プール気相部）までの配管，弁，スプレイヘッダ（ドライウェル及びサプレッション・プール)）	○		
				残留熱除去系 ポンプミニマムフローラインの配管，弁	○		
				残留熱除去系 サプレッション・プールストレーナ	○		
				原子炉建屋ガス処理系（乾燥装置，排風機，フィルタ装置，原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管，弁）	○		
				原子炉建屋ガス処理系 乾燥装置（乾燥機能部分）	○		
				原子炉建屋ガス処理系 排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能）			
				可燃性ガス濃度制御系（再結合装置，格納容器から再結合装置までの配管，弁，再結合装置から格納容器までの配管，弁）	○		
				可燃性ガス濃度制御系 残留熱除去系（再結合装置への冷却水供給を司る部分）	○		
				排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能）			
				遮蔽設備（原子炉遮蔽壁，一次遮蔽壁，二次遮蔽壁）	○		
	2)安全上必須なその他の構築物，系統及び機器	1)工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系	原子炉緊急停止の安全保護回路	○		
				・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路	○		

重要度分類指針			東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＭＳ－１	2)安全上必須なその他の構築物，系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系，制御室及びその遮蔽・非常用換気空調系，非常用補機冷却水系，直流電源系（いずれも，ＭＳ－１関連のもの）	非常用所内電源系（ディーゼル機関，発電機，発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路）	○		
				非常用所内電源系 燃料系	○		
				非常用所内電源系 始動用空気系（機関～空気だめ）	○		
				非常用所内電源系 吸気系	○		
				非常用所内電源系 冷却水系	○		
				中央制御室	○		
				中央制御室遮蔽			
				中央制御室換気空調系（放射線防護機能及び有毒ガス防護機能）（非常用再循環送風機，非常用再循環フィルタ装置，空調ユニット，送風機，排風機，ダクト及びダンパ）	○		
				残留熱除去系海水系（ポンプ，熱交換器，配管，弁，ストレーナ（ＭＳ－１関連））	○		
				ディーゼル発電機海水系（ポンプ，配管，弁，ストレーナ）	○		
				直流電源系（蓄電池，蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路（ＭＳ－１関連））	○		
				計装制御電源系（ＭＳ－１関連）	○		
			その他	放水路ゲート			

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＰＳ－２	1)その損傷又は故障により発生する事象によって，炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが，敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物，系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能（ただし，原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。）	主蒸気系，原子炉冷却材浄化系（いずれも，格納容器隔離弁の外側のみ）	原子炉冷却材浄化系（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分）			
				主蒸気系			
				原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで）			
		2)原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって，放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設（放射能インベントリの大きいもの），使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む。）	放射性気体廃棄物処理系（活性炭式希ガスホールドアップ装置）			
				使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む）			
				新燃料貯蔵庫（臨界を防止する機能）（新燃料貯蔵ラック）			
				使用済燃料乾式貯蔵容器			
		3)燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料交換機			
				原子炉建屋クレーン			
				使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン			
				燃料取扱設備　原子炉ウェル			
	2)通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって，その故障により，炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物，系統及び機器	1)安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）	逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）			

重要度分類指針				東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
MS－2	1)ＰＳ－２の構築物，系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物，系統及び機器	1)燃料プール水の補給機能	非常用補給水系	残留熱除去系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールから燃料プールまでの配管，弁）				
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローラインの配管，弁			
					サプレッション・プールストレーナ			
		2)放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁，排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能以外）	放射性気体廃棄物処理系（オフガス系）隔離弁				
				排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能以外）				
				燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁				
			燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	原子炉建屋原子炉棟				
				原子炉建屋	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁			
				原子炉建屋ガス処理系				
				原子炉建屋ガス処理系	乾燥装置（乾燥装置部分）			
					排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能）			
	2)異常状態への対応上特に重要な構築物，系統及び機器	1)事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	・中性子束（起動領域計装） ・原子炉スクラム用電磁接触器の状態 ・制御棒位置				
				・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・原子炉圧力				
				・原子炉格納容器圧力 ・サプレッション・プール水温度 ・原子炉格納容器エリア放射線量率（高レンジ）				

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＭＳ－２	2)異常状態への対応上特に重要な構築物，系統及び機器	1)事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	［低温停止への移行］ ・原子炉圧力 ・原子炉水位（広帯域） ［ドライウェルスプレイ］ ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・原子炉格納容器圧力 ［サプレッション・プール冷却］ ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・サプレッション・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			
		2)異常状態の緩和機能	ＢＷＲには対象機能なし	（対象外）			
		3)制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）	制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）の操作回路			
ＰＳ－３	1)異常状態の起因事象となるものであって，ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物，系統及び機器	1)原子炉冷却材保持機能（ＰＳ－１，ＰＳ－２以外のもの）	計装配管，試料採取管	計装配管，弁			
				試料採取管，弁			
				ドレン配管，弁			
				ベント配管，弁			
		2)原子炉冷却材の循環機能	原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ，配管，弁，ライザー管（炉内），ジェットポンプ			
		3)放射性物質の貯蔵機能	サプレッション・プール水排水系，復水貯蔵タンク，放射性廃棄物処理施設（放射性インベントリの小さいもの）	復水貯蔵タンク			
				液体廃棄物処理系（低電導度廃液収集槽，高電導度廃液収集槽）			
				固体廃棄物処理系（ＣＵＷ粉末樹脂沈降分離槽，使用済樹脂槽，濃縮廃液タンク，固体廃棄物貯蔵庫（ドラム缶））		共用（固体廃棄物貯蔵庫）	

重要度分類指針				東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＰＳ－３	1)異常状態の起因事象となるものであって，ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物，系統及び機器	3)放射性物質の貯蔵機能	サプレッション・プール水排水系，復水貯蔵タンク，放射性廃棄物処理施設（放射性インベントリの小さいもの）	新燃料貯蔵庫	新燃料貯蔵ラック			
				給水加熱器保管庫				
				セメント混練固化装置及び雑固体減容処理設備（液体及び固体の放射性廃棄物処理系）			共用 （セメント混錬固化装置，雑固体廃棄物焼却装置，雑固体減容処理設備，固体廃棄物作業建屋）	
		4)電源供給機能（非常用を除く。）	タービン，発電機及びその励磁装置，復水系（復水器を含む。），給水系，循環水系，送電線，変圧器，開閉所	発電機及びその励磁装置（発電機，励磁機）				
				発電機及び励磁装置	固定子冷却装置			
					発電機水素ガス冷却装置			
					軸密封油装置			
					励磁電源系			
				蒸気タービン（主タービン，主要弁，配管）				
				蒸気タービン	主蒸気系（主蒸気／駆動源）			
					タービン制御系			
					タービン潤滑油系			
				復水系（復水器を含む）（復水器，復水ポンプ，配管／弁）				
				復水系（復水器含む）	復水器空気抽出系（蒸気式空気抽出系，配管／弁）			
				給水系（電動駆動給水ポンプ，タービン駆動給水ポンプ，給水加熱器，配管／弁）				
				給水系	駆動用蒸気			
				循環水系（循環水ポンプ，配管／弁）				
				循環水系	取水設備（屋外トレンチを含む）			
				常用所内電源系（発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路（ＭＳ－１関連以外））				
				直流電源系（蓄電池，蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路（ＭＳ－１関連以外））				

重要度分類指針				東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＰＳ－３	1)異常状態の起因事象となるものであって，ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物，系統及び機器	4)電源供給機能（非常用を除く。）	タービン，発電機及びその励磁装置，復水系（復水器を含む。），給水系，循環水系，送電線，変圧器，開閉所	計測制御電源系（電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路（ＭＳ－１関連以外））				
				送電線				
				変圧器（所内変圧器，起動変圧器，予備変圧器，電路）				
				変圧器	油劣化防止装置			
					冷却装置			
				開閉所（母線，遮断機，断路器，電路）				
		5)プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。）	原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む。），原子炉核計装，原子炉プラントプロセス計装	・原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む） ・原子炉核計装 ・原子炉プラントプロセス計装				
		6)プラント運転補助機能	所内ボイラ，計装用圧縮空気系	所内ボイラ設備（所内ボイラ，給水タンク，給水ポンプ，配管／弁）			共用	給水処理系（ＰＳ－３（所内ボイラ関連として））
				所内ボイラ設備	電気設備（変圧器）		共用	
				所内蒸気系及び戻り系（ポンプ，配管／弁）			共用 （所内蒸気系）	
				計装用圧縮空気設備（空気圧縮機，中間冷却器，配管，弁）				
				計装用圧縮空気設備	後部冷却器			
					気水分離器			
					空気貯槽			
				原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却ポンプ，熱交換器，配管／弁）				
				タービン補機冷却水系（タービン補機冷却ポンプ，熱交換器，配管／弁）				
				タービン補機冷却水系	サージタンク			
				補機冷却海水ポンプ，配管／弁，ストレーナ				
				復水補給水系（復水移送ポンプ，配管／弁）				
				復水補給水系	復水貯蔵タンク			給水処理系（ＰＳ－３（復水補給水系関連として））

重要度分類指針				東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＰＳ－３	2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物，系統及び機器	1)核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管				
				上／下部端栓				
				タイロッド				
		2)原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系，復水浄化系	原子炉冷却材浄化系（再生熱交換器，非再生熱交換器，ＣＵＷポンプ，ろ過脱塩装置，配管，弁）				
				復水浄化系（復水脱塩装置，配管，弁）				
ＭＳ－３	1)運転時の異常な過渡変化があっても，ＭＳ－１，ＭＳ－２とあいまって，事象を緩和する構築物，系統及び機器	1)原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁（逃がし弁機能），タービンバイパス弁	逃がし安全弁（逃がし弁機能）				
				逃がし安全弁（逃がし弁機能）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管			
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）			
				タービンバイパス弁				
				タービンバイパス弁	原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管			
					駆動用油圧源（アキュムレータ，アキュムレータからタービンバイパス弁までの配管，弁）			
		2)出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系（再循環ポンプトリップ機能，制御棒引抜監視装置）	・原子炉再循環制御系 ・制御棒引き抜き阻止回路 ・選択制御棒挿入回路				
		3)原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系	制御棒駆動水圧系（ポンプ，復水貯蔵タンク，復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管，弁）				
				制御棒駆動水圧系	ポンプサクションフィルタ			
					ポンプミニマムフローライン配管，弁			

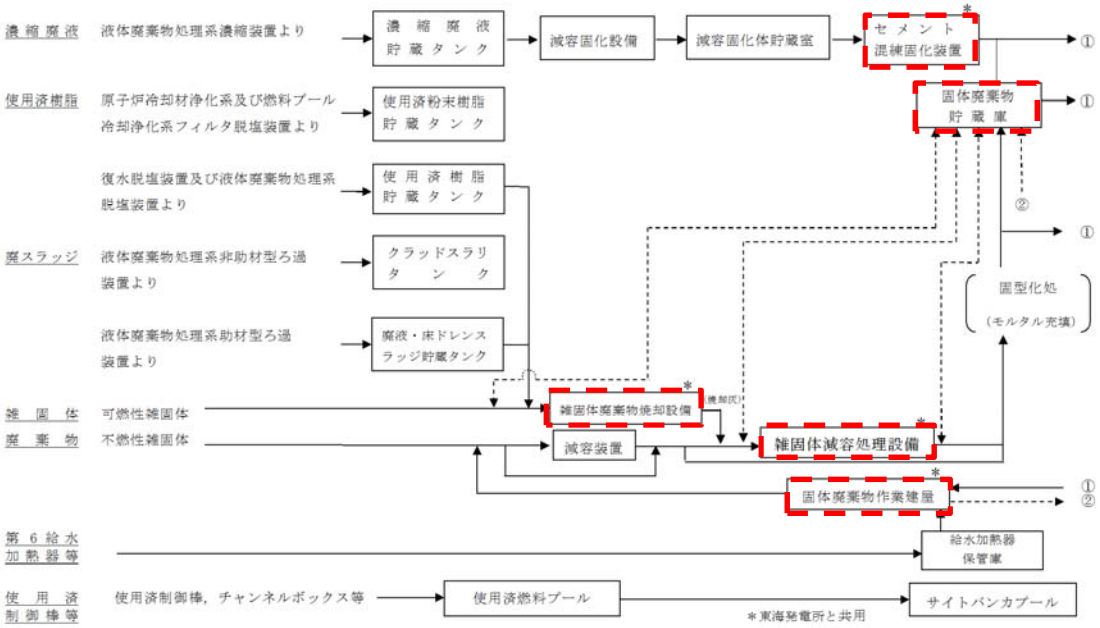
重要度分類指針				東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＭＳ－３	1)運転時の異常な過渡変化があっても，ＭＳ－１，ＭＳ－２とあいまって，事象を緩和する構築物，系統及び機器	3)原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系（ポンプ，タービン，サプレッション・プール，サプレッション・プールから注水先までの配管，弁）			
				原子炉隔離時冷却系	タービンへの蒸気供給配管，弁			
					ポンプミニマムフローライン配管，弁			
					潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管			
	2)異常状態への対応上必要な構築物，系統及び機器	1)緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所，試料採取系，通信連絡設備，放射能監視設備，事故時監視計器の一部，消火系，安全避難通路，非常用照明	緊急時対策所			共用	
				緊急時対策所	情報収集設備		共用	
					通信連絡設備		共用	
					資料及び器材		共用	
					遮蔽設備		共用	
				試料採取系（異常時に必要な下記の機能を有するもの。原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析，原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析）				
				通信連絡設備			共用	
				放射線監視設備			共用（固定モニタリング設備，環境試料測定設備，気象観測設備，放射能観測車，出入管理室）	
				事故時監視計器の一部				
				消火系（水消火設備，泡消火設備，二酸化炭素消火設備，等）			共用（構内消火設備のみ）	
				消火系	消火ポンプ		共用（構内消火用ポンプ，ディーゼル駆動構内消火ポンプ）	

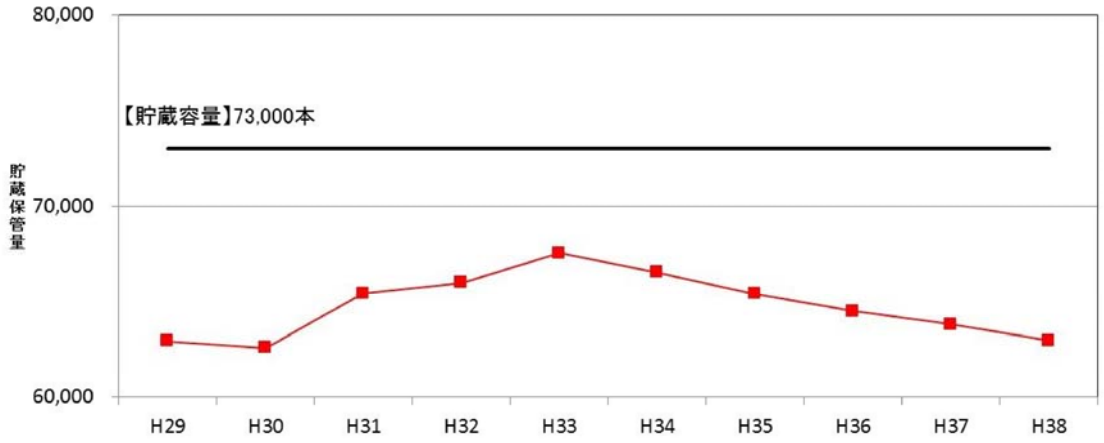
重要度分類指針			東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＭＳ－３	2)異常状態への対応上必要な構築物，系統及び機器	1)緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所，試料採取系，通信連絡設備，放射能監視設備，事故時監視計器の一部，消火系，安全避難通路，非常用照明	ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 多目的タンク		共用 （原水タンク，多目的タンク）	給水処理系（ＭＳ－３（消火系関連として））
			消火系	火災検出装置（受信機含む）			
				防火扉，防火ダンパ，耐火壁，隔壁（消火設備の機能を維持担保するために必要なもの）			
			安全避難通路				
			安全避難通路	安全避難用扉			
			非常用照明				

共用設備　概略図

(1)　固体廃棄物処理系

：共用範囲





固体廃棄物貯蔵庫（東海発電所と共用）の貯蔵保管量予測