

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
原子力科学研究所の原子炉施設（JRR-3 原子炉施設）
の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書
（その 13）の一部補正について

原子炉本体の構造、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造、
原子炉冷却系統施設の構造、計測制御系統施設の構造及び設備、
放射性廃棄物の廃棄施設の構造、原子炉格納施設の構造、
試験研究用等原子炉施設の一般構造及び
その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備の一部変更

令和 3 年 1 月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

令 0 2 原 機 (科 研) 0 1 7
令 和 3 年 1 月 1 2 日

原子力規制委員会 殿

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
理事長 児玉 敏雄
(公印省略)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉施設（JRR-3 原子炉施設）の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書（その 1 3）の一部補正について

原子炉本体の構造、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造、
原子炉冷却系統施設の構造、計測制御系統施設の構造及び設備、
放射性廃棄物の廃棄施設の構造、原子炉格納施設の構造、
試験研究用等原子炉施設の一般構造及び
その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備の一部変更

令和2年5月28日付け令02原機（科研）003をもって申請（令和2年12月18日付け令02原機（科研）010をもって一部補正）しました国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉施設（JRR-3原子炉施設）の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書（その 1 3）について、下記のとおり一部補正いたします。

記

1. 別紙の一部補正

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉施設（JRR-3 原子炉施設）の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書（その13）の別紙を以下のとおり一部補正する。

設計及び工事の方法の第2編を別添-1 に示すとおり、第6編を別添-2 に示すとおり、第7編を別添-3 に示すとおり、第8編を別添-4 に示すとおり変更する。なお、設計及び工事の方法の第1編、第3編、第4編、第5編及び第9編から第16編は変更しない。

添付書類1-2を別添-5 に示すとおり、添付書類2-3-2を別添-6 に示すとおり、添付書類3-1を別添-7 に示すとおり、添付書類5を別添-8 に示すとおり、添付書類6を別添-9 に示すとおり、添付書類8-3を別添-10 に示すとおり変更し、添付書類9、添付書類10、添付書類11及び添付書類12をそれぞれ別添-11、別添-12、別添-13及び別添-14 に示すとおり追加する。

なお、本申請の添付書類を構成する上記以外の添付書類は変更しない。

以上

設計及び工事の方法

第2編 中央制御室外原子炉停止盤の設置

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p>第2編 中央制御室外原子炉停止盤の設置</p> <p>目次（省略）</p> <p>1. 構成及び申請範囲（省略）</p> <p>2. 準拠した基準及び規格（省略）</p> <p>3. 設計</p> <p><u>火災その他の要因</u>により中央制御室が使用できない場合に、中央制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができるよう中央制御室外原子炉停止盤を設ける。なお、本原子炉施設は原子炉の停止操作をした後は30秒間の崩壊熱除去運転（原子炉の停止後も冷却系の運転は自動的に継続される。）が達成されれば、その後の停止状態の維持は冠水維持設備により達成される。このため、<u>火災その他の要因</u>により中央制御室が使用できない場合においては、原子炉の停止操作以外に運転員は操作を要しない。</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) <u>火災等の原因</u>で中央制御室にとどまることができない場合に、中央制御室外から原子炉を停止できること。</p> <p>(2) 中央制御室外から以下の必要最小限のパラメータが監視できること。</p> <p>イ. 原子炉プール水位</p> <p>ロ. 炉下室中性子空間線量率</p> <p>3.2 設計仕様（省略）</p> <p>4. 工事の方法（省略）</p>	<p>第2編 中央制御室外原子炉停止盤の設置</p> <p>目次（変更なし）</p> <p>1. 構成及び申請範囲（変更なし）</p> <p>2. 準拠した基準及び規格（変更なし）</p> <p>3. 設計</p> <p><u>火災</u>により中央制御室が使用できない場合に、中央制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができるよう中央制御室外原子炉停止盤を設ける。なお、本原子炉施設は原子炉の停止操作をした後は30秒間の崩壊熱除去運転（原子炉の停止後も冷却系の運転は自動的に継続される。）が達成されれば、その後の停止状態の維持は冠水維持設備により達成される。このため、<u>火災</u>により中央制御室が使用できない場合においては、原子炉の停止操作以外に運転員は操作を要しない。</p> <p><u>また、中央制御室外原子炉停止盤は鉄筋コンクリート造の原子炉制御棟の中央制御室とは独立した区画に設けるため、中央制御室で発生した火災の影響を受けない。</u></p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) <u>火災により</u>で中央制御室にとどまることができない場合に、中央制御室外から原子炉を停止できること。</p> <p>(2) 中央制御室外から以下の必要最小限のパラメータが監視できること。</p> <p>イ. 原子炉プール水位</p> <p>ロ. 炉下室中性子空間線量率</p> <p>3.2 設計仕様（変更なし）</p> <p>4. 工事の方法（変更なし）</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>中央制御室外原子炉停止盤の設置場所について追記</p> <p>記載の適正化</p>

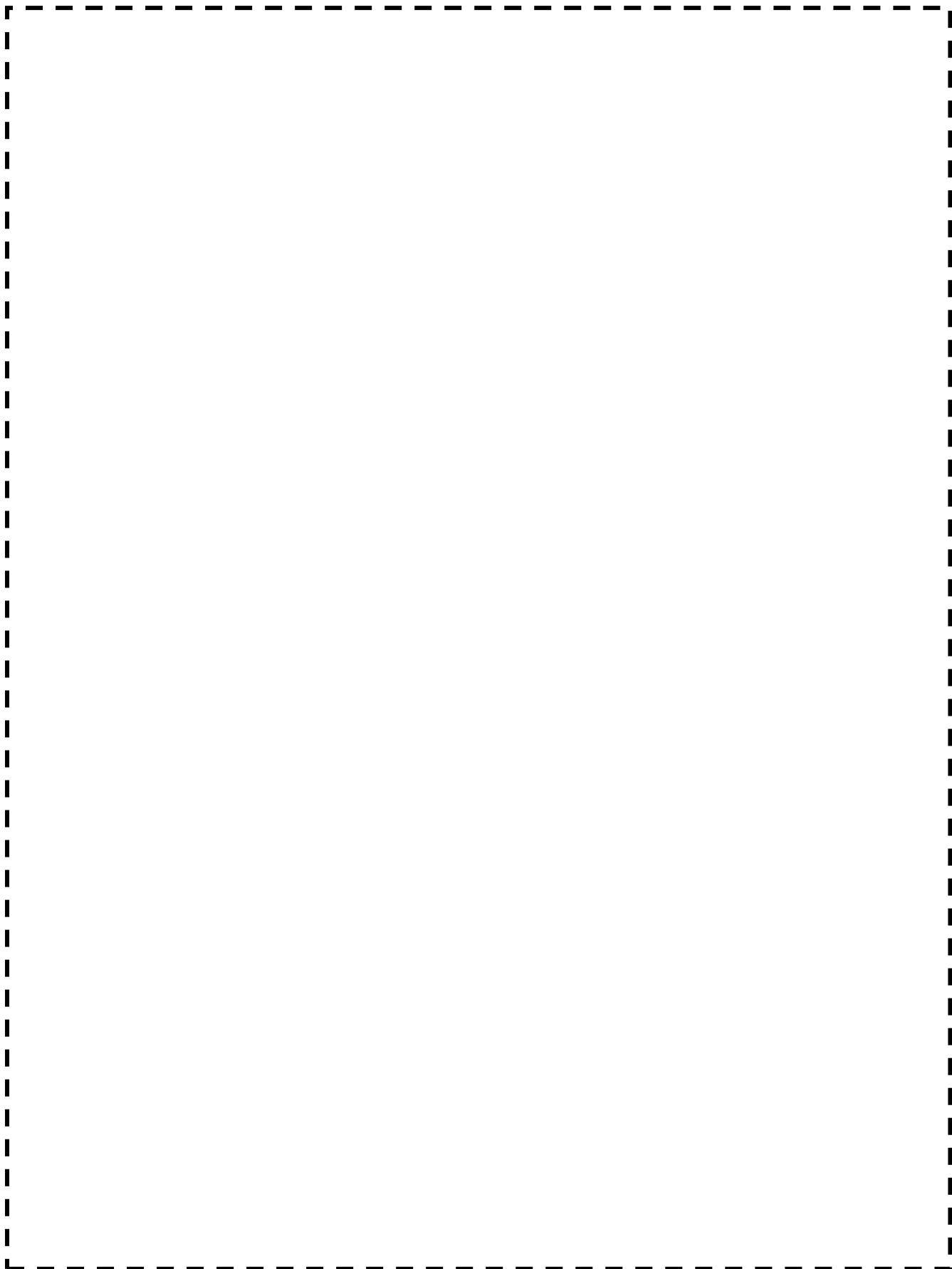
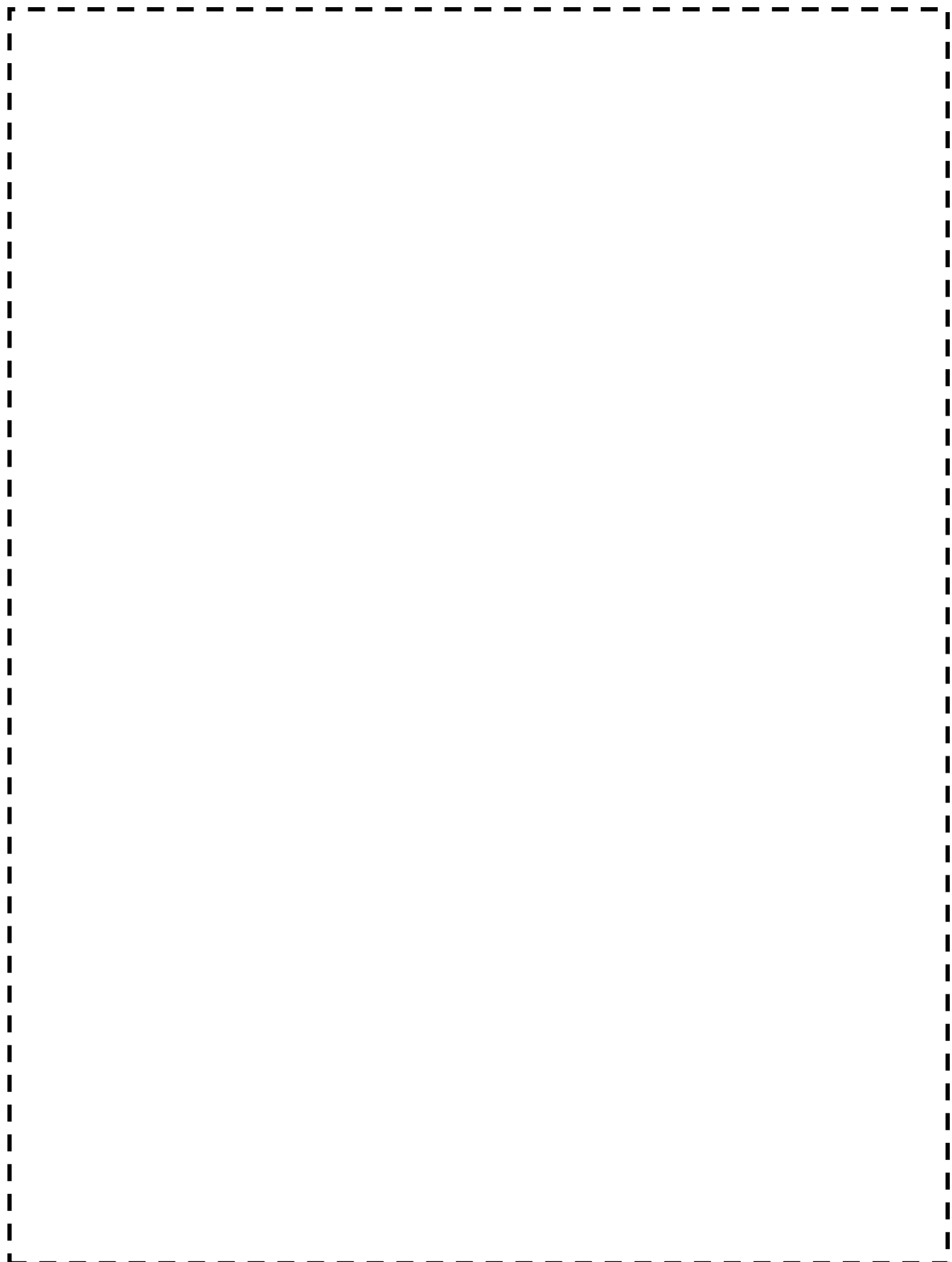

設計及び工事の方法

第6編 内部溢水影響評価

新旧対照表

変更前	変更後	備考																																																
<p>第6編 内部漏水影響評価</p> <p>目次（省略）</p> <p>1. 構成及び申請範囲（省略）</p> <p>2. 準拠した基準及び規格（省略）</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>本申請に係る設計条件は、以下のとおり。</p> <p>1) 内部漏水による安全機能喪失の防止（省略）</p> <p>2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止</p> <p>表-6.2に示すJRR-3内に設置された放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により生じた漏水が、管理区域外へ漏えいしないこと。</p> <p>表-6.2 JRR-3 内に設置された放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管</p> <table border="1" data-bbox="160 1083 1276 1879"> <thead> <tr> <th>建家名称</th> <th>放射性物質を含む液体</th> <th>内包する設備</th> <th>設置場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">原子炉建家</td> <td>原子炉プール水</td> <td>原子炉プール 原子炉プール溢流系</td> <td>原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水</td> <td>カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水 浄化冷却系</td> <td>原子炉建家（1階） 原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材</td> <td>1次冷却系設備</td> <td>原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td>重水</td> <td>重水冷却系設備</td> <td>原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">使用済燃料貯槽室</td> <td>使用済燃料貯槽のプール水</td> <td>使用済燃料貯槽No.1 オーバーフロー水受槽No.1</td> <td>使用済燃料貯槽室 （1階、地階）</td> </tr> <tr> <td>重水</td> <td>重水保管タンク</td> <td>使用済燃料貯槽室 （地階）</td> </tr> </tbody> </table>	建家名称	放射性物質を含む液体	内包する設備	設置場所	原子炉建家	原子炉プール水	原子炉プール 原子炉プール溢流系	原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）	使用済燃料プール水	カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水 浄化冷却系	原子炉建家（1階） 原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）	1次冷却材	1次冷却系設備	原子炉建家（地階）	重水	重水冷却系設備	原子炉建家（地階）	使用済燃料貯槽室	使用済燃料貯槽のプール水	使用済燃料貯槽No.1 オーバーフロー水受槽No.1	使用済燃料貯槽室 （1階、地階）	重水	重水保管タンク	使用済燃料貯槽室 （地階）	<p>第6編 内部漏水影響評価</p> <p>目次（変更なし）</p> <p>1. 構成及び申請範囲（変更なし）</p> <p>2. 準拠した基準及び規格（変更なし）</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>本申請に係る設計条件は、以下のとおり。</p> <p>1) 内部漏水による安全機能喪失の防止（変更なし）</p> <p>2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止</p> <p>表-6.2に示すJRR-3内に設置された放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により生じた漏水が、管理区域外へ漏えいしないこと。</p> <p>表-6.2 JRR-3 内に設置された放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管</p> <table border="1" data-bbox="1448 1083 2564 1879"> <thead> <tr> <th>建家名称</th> <th>放射性物質を含む液体</th> <th>内包する設備</th> <th>設置場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">原子炉建家</td> <td>原子炉プール水</td> <td>原子炉プール 原子炉プール溢流系</td> <td>原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水</td> <td>カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水 浄化冷却系</td> <td>原子炉建家（1階） 原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材</td> <td>1次冷却系設備</td> <td>原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td>重水</td> <td>重水冷却系設備</td> <td>原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">使用済燃料貯槽室</td> <td>使用済燃料貯槽のプール水</td> <td>使用済燃料貯槽No.1 オーバーフロー水受槽No.1</td> <td>使用済燃料貯槽室 （1階、地階）</td> </tr> <tr> <td>重水</td> <td>重水保管タンク</td> <td>使用済燃料貯槽室 （地階）</td> </tr> </tbody> </table>	建家名称	放射性物質を含む液体	内包する設備	設置場所	原子炉建家	原子炉プール水	原子炉プール 原子炉プール溢流系	原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）	使用済燃料プール水	カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水 浄化冷却系	原子炉建家（1階） 原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）	1次冷却材	1次冷却系設備	原子炉建家（地階）	重水	重水冷却系設備	原子炉建家（地階）	使用済燃料貯槽室	使用済燃料貯槽のプール水	使用済燃料貯槽No.1 オーバーフロー水受槽No.1	使用済燃料貯槽室 （1階、地階）	重水	重水保管タンク	使用済燃料貯槽室 （地階）	
建家名称	放射性物質を含む液体	内包する設備	設置場所																																															
原子炉建家	原子炉プール水	原子炉プール 原子炉プール溢流系	原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）																																															
	使用済燃料プール水	カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水 浄化冷却系	原子炉建家（1階） 原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）																																															
	1次冷却材	1次冷却系設備	原子炉建家（地階）																																															
	重水	重水冷却系設備	原子炉建家（地階）																																															
使用済燃料貯槽室	使用済燃料貯槽のプール水	使用済燃料貯槽No.1 オーバーフロー水受槽No.1	使用済燃料貯槽室 （1階、地階）																																															
	重水	重水保管タンク	使用済燃料貯槽室 （地階）																																															
建家名称	放射性物質を含む液体	内包する設備	設置場所																																															
原子炉建家	原子炉プール水	原子炉プール 原子炉プール溢流系	原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）																																															
	使用済燃料プール水	カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水 浄化冷却系	原子炉建家（1階） 原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）																																															
	1次冷却材	1次冷却系設備	原子炉建家（地階）																																															
	重水	重水冷却系設備	原子炉建家（地階）																																															
使用済燃料貯槽室	使用済燃料貯槽のプール水	使用済燃料貯槽No.1 オーバーフロー水受槽No.1	使用済燃料貯槽室 （1階、地階）																																															
	重水	重水保管タンク	使用済燃料貯槽室 （地階）																																															

変更前				変更後				備考
燃料管理施設	使用済燃料貯槽のプール水	使用済燃料貯槽No. 2 オーバーフロー水受 槽No. 2	燃料管理施設 (1階、地階)	燃料管理施設	使用済燃料貯槽のプール水	使用済燃料貯槽No. 2 オーバーフロー水受 槽No. 2	燃料管理施設 (1階、地階)	記載の適正化
	1次冷却材	軽水貯留タンクNo. 1	燃料管理施設 (地階)		1次冷却材	軽水貯留タンクNo. 2	燃料管理施設 (地階)	
実験利用棟	液体廃棄物	廃液貯槽	実験利用棟 (地階)	実験利用棟	液体廃棄物	廃液貯槽	実験利用棟 (地階)	
	原子炉プール水、使用済燃 料プール水	廃樹脂貯留設備	実験利用棟 (1階)		原子炉プール水、使用済燃 料プール水	廃樹脂貯留設備	実験利用棟 (1階)	
使用済燃料貯 蔵施設 (北地 区)	建家内で発生する各種排水	廃液貯槽タンク	使用済燃料貯蔵施設 (北地 区) (地階)	使用済燃料貯 蔵施設 (北地 区)	建家内で発生する各種排水	廃液貯槽タンク	使用済燃料貯蔵施設 (北地 区) (地階)	
<p>3.2 設計仕様</p> <p>1) 内部溢水による安全機能喪失の防止 (省略)</p> <p>2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止の設計仕様を表-6.4に、想定される溢水源の建家断面図を図-6.2に示す。</p> <p>表-6.4 (省略)</p>				<p>3.2 設計仕様</p> <p>1) 内部溢水による安全機能喪失の防止 (変更なし)</p> <p>2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止の設計仕様を表-6.4に、想定される溢水源の建家断面図を図-6.2に示す。</p> <p>表-6.4 (変更なし)</p>				

変更前	変更後	備考
		<p data-bbox="2665 323 2772 352">図の修正</p> <p data-bbox="2665 415 2878 491">は変更箇所を示す。</p>

変更前	変更後	備考																																																
<p>3.3 評価方針（省略）</p> <p>3.4 評価条件</p> <p>本申請に係る内部溢水影響評価の評価条件は以下のとおり。</p> <p>1) 内部溢水による安全機能喪失の防止</p> <p>(a) 地震により生じる溢水（省略）</p> <p>(b) 溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水</p> <p>溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水について、表 6-1 に示した防護対象設備への影響を評価する。なお、評価に当たっては溢水源となりうる防護対象設備自身の故障により生じた溢水による当該防護対象自身への影響は考慮しない。</p> <p>想定される溢水源を表-6.6 に、その主な配置を図-6.3 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表-6.6 防護対象設備の周辺で溢水源となりうる設備機器</p> <table border="1" data-bbox="160 905 1276 1629"> <thead> <tr> <th>建家名称</th> <th colspan="2">想定溢水源</th> <th>設置場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">原子炉建家</td> <td>原子炉プール水</td> <td>原子炉プール 1次冷却設備 原子炉プール溢流系</td> <td>原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階） 原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水</td> <td>カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水浄化冷却系</td> <td>原子炉建家（1階） 原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材</td> <td>1次冷却系</td> <td>原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td>重水</td> <td>重水冷却系</td> <td>原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td>上水、工業用水、屋内消火栓用水</td> <td>上水配管、工業用水配管、屋内消火設備</td> <td>原子炉建家（地階、1階）</td> </tr> <tr> <td>原子炉制御棟</td> <td>上水、工業用水、屋内消火栓用水</td> <td>上水配管、工業用水配管、屋内消火設備</td> <td>原子炉制御棟 （2階、1階、地階）</td> </tr> </tbody> </table>	建家名称	想定溢水源		設置場所	原子炉建家	原子炉プール水	原子炉プール 1次冷却設備 原子炉プール溢流系	原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階） 原子炉建家（地階）	使用済燃料プール水	カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水浄化冷却系	原子炉建家（1階） 原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）	1次冷却材	1次冷却系	原子炉建家（地階）	重水	重水冷却系	原子炉建家（地階）	上水、工業用水、屋内消火栓用水	上水配管、工業用水配管、屋内消火設備	原子炉建家（地階、1階）	原子炉制御棟	上水、工業用水、屋内消火栓用水	上水配管、工業用水配管、屋内消火設備	原子炉制御棟 （2階、1階、地階）	<p>3.3 評価方針（変更なし）</p> <p>3.4 評価条件</p> <p>本申請に係る内部溢水影響評価の評価条件は以下のとおり。</p> <p>1) 内部溢水による安全機能喪失の防止</p> <p>(a) 地震により生じる溢水（変更なし）</p> <p>(b) 溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水</p> <p>溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水について、表-6.1 に示した防護対象設備への影響を評価する。なお、評価に当たっては溢水源となりうる防護対象設備自身の故障により生じた溢水による当該防護対象自身への影響は考慮しない。</p> <p>想定される溢水源を表-6.6 に、その主な配置を図-6.3 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表-6.6 防護対象設備の周辺で溢水源となりうる設備機器</p> <table border="1" data-bbox="1448 905 2564 1629"> <thead> <tr> <th>建家名称</th> <th colspan="2">想定溢水源</th> <th>設置場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">原子炉建家</td> <td>原子炉プール水</td> <td>原子炉プール 1次冷却設備 原子炉プール溢流系</td> <td>原子炉建家（1階）^{※1} 原子炉建家（地階） 原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水</td> <td>カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水浄化冷却系</td> <td>原子炉建家（1階）^{※1} 原子炉建家（1階）^{※1} 原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材</td> <td>1次冷却系</td> <td>原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td>重水</td> <td>重水冷却系</td> <td>原子炉建家（地階）</td> </tr> <tr> <td>上水、工業用水、屋内消火栓用水</td> <td>上水配管、工業用水配管、屋内消火設備^{※2}</td> <td>原子炉建家（地階、1階）</td> </tr> <tr> <td>原子炉制御棟</td> <td>上水、工業用水、屋内消火栓用水</td> <td>上水配管、工業用水配管、屋内消火設備^{※2}</td> <td>原子炉制御棟 （2階、1階、地階）</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：各プールに接続する配管（給水配管、オーバーフロー配管、計装配管等であり、冠水維持設備より上方に設置されているため、冠水維持設備を構成するものではない。）の破損による溢水を想定する。</p> <p>※2：屋内消火設備を用いた消火活動に伴う溢水に関しては、JRR-3 原子炉施設内で屋内消火設備を用いて消火活動を行う必要がある場合は原子炉を停止させるため、原子炉運転中において原子炉施設内で消火栓ポンプが起動し、消火設備配管が動圧とな</p>	建家名称	想定溢水源		設置場所	原子炉建家	原子炉プール水	原子炉プール 1次冷却設備 原子炉プール溢流系	原子炉建家（1階） ^{※1} 原子炉建家（地階） 原子炉建家（地階）	使用済燃料プール水	カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水浄化冷却系	原子炉建家（1階） ^{※1} 原子炉建家（1階） ^{※1} 原子炉建家（地階）	1次冷却材	1次冷却系	原子炉建家（地階）	重水	重水冷却系	原子炉建家（地階）	上水、工業用水、屋内消火栓用水	上水配管、工業用水配管、屋内消火設備 ^{※2}	原子炉建家（地階、1階）	原子炉制御棟	上水、工業用水、屋内消火栓用水	上水配管、工業用水配管、屋内消火設備 ^{※2}	原子炉制御棟 （2階、1階、地階）	<p>記載の適正化</p> <p>原子炉建家1階に設置された防護対象設備に係る溢水想定を追記</p> <p>消火活動時は原子炉を停止させること、消火設備が自</p>
建家名称	想定溢水源		設置場所																																															
原子炉建家	原子炉プール水	原子炉プール 1次冷却設備 原子炉プール溢流系	原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階） 原子炉建家（地階）																																															
	使用済燃料プール水	カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水浄化冷却系	原子炉建家（1階） 原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）																																															
	1次冷却材	1次冷却系	原子炉建家（地階）																																															
	重水	重水冷却系	原子炉建家（地階）																																															
	上水、工業用水、屋内消火栓用水	上水配管、工業用水配管、屋内消火設備	原子炉建家（地階、1階）																																															
原子炉制御棟	上水、工業用水、屋内消火栓用水	上水配管、工業用水配管、屋内消火設備	原子炉制御棟 （2階、1階、地階）																																															
建家名称	想定溢水源		設置場所																																															
原子炉建家	原子炉プール水	原子炉プール 1次冷却設備 原子炉プール溢流系	原子炉建家（1階） ^{※1} 原子炉建家（地階） 原子炉建家（地階）																																															
	使用済燃料プール水	カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水浄化冷却系	原子炉建家（1階） ^{※1} 原子炉建家（1階） ^{※1} 原子炉建家（地階）																																															
	1次冷却材	1次冷却系	原子炉建家（地階）																																															
	重水	重水冷却系	原子炉建家（地階）																																															
	上水、工業用水、屋内消火栓用水	上水配管、工業用水配管、屋内消火設備 ^{※2}	原子炉建家（地階、1階）																																															
原子炉制御棟	上水、工業用水、屋内消火栓用水	上水配管、工業用水配管、屋内消火設備 ^{※2}	原子炉制御棟 （2階、1階、地階）																																															

変更前	変更後	備考
<p data-bbox="186 1717 834 1749">2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止</p> <p data-bbox="228 1766 1347 1927">表-6.2 に示した JRR-3 内に設置された放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により生じた溢水が、管理区域外へ漏えいしないことを評価する。溢水は、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管が何らかの原因により破損し、破損箇所から漏えいするものとし、破損が生じる箇所は、溢水量が最も大きくなる箇所 1 か所を想定する。</p>	<p data-bbox="1561 285 2525 359"><u>ることはない。また、屋内消火設備は手動でバルブを操作して放水を行う設備であるため、自動起動することはない。</u></p> <p data-bbox="1478 1717 2125 1749">2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止</p> <p data-bbox="1519 1766 2638 1969">表-6.2 に示した JRR-3 内に設置された放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により生じた溢水が、管理区域外へ漏えいしないことを評価する。溢水は、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管が何らかの原因により破損し、破損箇所から漏えいするものとし、破損が生じる箇所は、溢水量が最も大きくなる箇所 1 か所を想定する <u>(図-6.2 に想定溢水箇所を示す。)</u>。</p>	<p data-bbox="2665 285 2881 359">動起動するものではないことを追記</p> <p data-bbox="2665 422 2772 453">図の修正</p> <p data-bbox="2665 506 2881 579">[] は変更箇所を示す。</p> <p data-bbox="2665 1902 2881 1976">図-6.2の修正に伴い追記</p>

変更前	変更後	備考
<p>なお、建家1階床面よりも低く設置されている設備は、溢水が建家1階に到達しないことが明らかであるため評価対象外とする。</p> <p>3.5 判定基準（省略）</p> <p>3.6 評価結果</p> <p>本申請に係る内部溢水影響評価の評価結果は以下のとおり。</p> <p>1) 内部溢水による安全機能喪失の防止の評価結果</p> <p>(a) 地震により生じる溢水</p> <p>イ. 基準地震動時によるスロッシングにより生じる内部溢水の影響（省略）</p> <p>ロ. 耐震Bクラス以下の機器破損による内部溢水の影響（省略）</p> <p>ハ. スロッシングによる溢水と耐震Bクラス以下の機器破損による溢水の重ね合わせ</p> <p>原子炉プールについて、スロッシングによる溢水と耐震Bクラス以下の機器破損による溢水を重ね合わせても、上記イ. 及びロ. のとおり冠水維持設備の機能を失うことはないため、冠水維持水位よりも原子炉プール水位が低下することはない。</p> <p>使用済燃料プールについて、上記イ. 及びロ. のスロッシングによる溢水量と耐震Bクラス以下の機器破損による溢水量を保守的に足し合わせたとしても、水位低下量は通常水位-2.88mであり、冠水維持高さ（通常水位-5.72m）より十分上方である。</p> <p>以上よりスロッシングによる溢水と耐震Bクラス以下の機器破損による溢水を重ね合わせても、炉心及び使用済燃料が露出することなく冠水状態を維持することができる。</p>	<p>なお、建家1階床面よりも低く設置されている設備は、溢水が建家1階に到達しないことが明らかであるため評価対象外とする。</p> <p><u>また、原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールに接続する配管の破損による溢水は、後述する評価結果よりも溢水量が少ないことに加え、原子炉建家の管理区域出入口には建家の気密性を保つための気密扉*が設けてあることから当該扉が障壁となるため、原子炉建家内で発生した溢水が隣室（管理区域）へ流出することはない、階段及び床面の開口部より地階へ流入する（図-6.3に想定溢水ルートを示す。）。このため、原子炉建家1階で発生する溢水は後述する評価結果に包絡される。また、使用済燃料貯槽 No.1 及び No.2 については、通常時の水位が床面より低く設計されているため、設備機器の破損による建家1階床面への溢水は発生しない。</u></p> <p><u>※：原子炉建家と気密扉により接続する区画は管理区域であり、気密扉から溢水が漏れ出たとしても直ちに管理区域外へ流出することはない。</u></p> <p>3.5 判定基準（変更なし）</p> <p>3.6 評価結果</p> <p>本申請に係る内部溢水影響評価の評価結果は以下のとおり。</p> <p>1) 内部溢水による安全機能喪失の防止の評価結果</p> <p>(a) 地震により生じる溢水</p> <p>イ. 基準地震動時によるスロッシングにより生じる内部溢水の影響（変更なし）</p> <p>ロ. 耐震Bクラス以下の機器破損による内部溢水の影響（変更なし）</p> <p>ハ. スロッシングによる溢水と耐震Bクラス以下の機器破損による溢水の重ね合わせ</p> <p>原子炉プールについて、スロッシングによる溢水と耐震Bクラス以下の機器破損による溢水を重ね合わせても、上記イ. 及びロ. のとおり冠水維持設備の機能を失うことはないため、冠水維持水位よりも原子炉プール水位が低下することはない。</p> <p>使用済燃料プールについて、上記イ. 及びロ. のスロッシングによる溢水量と耐震Bクラス以下の機器破損による溢水量を保守的に足し合わせたとしても、水位低下量は通常水位-2.88mであり、冠水維持高さ（通常水位-5.72m）より十分上方である。</p> <p>以上よりスロッシングによる溢水と耐震Bクラス以下の機器破損による溢水を重ね合わせても、炉心及び使用済燃料が露出することなく冠水状態を維持することができる。</p> <p><u>また、溢水により原子炉プール又は使用済燃料プールの水位が低下した場合には水による遮蔽が減少するため、プールから上方の線量が上昇する（最も厳しい条件で、原子炉プールが冠水維持レベル（-410cm）に低下した場合に、炉頂において約 2.6mSv/h）が、プールの上方に人が常時立ち入るエリアはなく、線量上昇による影響は無い。なお、従事者が立ち入る原子炉建家1階及び地階は遮蔽条件が変わらないためプール水位低下による線量の上昇はない。</u></p>	<p>原子炉建家1階で発生が想定される溢水が管理区域外へ流出しないことを追記</p> <p>プールからの溢水発生時における作業エリアの線量について追記</p>

変更前	変更後	備考																																												
<p>ニ. スロッシング若しくはBクラスの機器破損又はそれらの重ね合わせによる溢水によって生じる設備機器の被水若しくは没水の影響</p> <p>スロッシングにより発生した溢水により設備機器が被水若しくは没水した場合の影響は表-6.8 のとおりであり、被水若しくは没水により護るべき安全機能を喪失することはない。なお、この評価に耐震Bクラス以下の設備機器の破損による溢水の発生を掛け合わせたとしても、被水若しくは没水の程度により評価結果が変わることはないため、護るべき安全機能を喪失することはない。</p> <p>表-6.8 基準地震動時における溢水による護るべき安全機能への被水又は没水の影響</p> <table border="1" data-bbox="186 905 1249 1766"> <thead> <tr> <th>安全機能</th> <th>構築物、系統及び機器</th> <th>被水又は没水による影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心の形成</td> <td>炉心構築物</td> <td rowspan="2">・炉心構築物及び燃料要素は水中に設置されているため、影響を受けない。</td> </tr> <tr> <td>燃料要素</td> </tr> <tr> <td>炉心の冷却</td> <td>冠水維持設備 (サイフォンブレイク弁を含む。)</td> <td>・原子炉プール躯体は鉄筋コンクリート造りのため、影響を受けない。 ・サイフォンブレイク弁は、電磁弁となっており、被水によって故障したとしてもフェールセーフ機能により開動作するため、必要な安全機能は達成される。</td> </tr> <tr> <td>炉心の保護</td> <td>原子炉プール コンクリート躯体</td> <td>・使用済燃料プールは鉄筋コンクリート造りであるため、影響を受けない。 ・使用済燃料貯蔵ラックは水中に設置されているため、影響を受けない。</td> </tr> <tr> <td>放射性物質の貯蔵機能</td> <td>使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む。)</td> <td>・制御棒及びスクラム機構のうち制御棒案内管と制御棒駆動機構管内駆動部は水中に設置されているため、影響を受けない。 ・スクラム機構のうち制御棒駆動機構案内管はステンレス鋼により構成されているため、被水により安全機能を喪失することはない。</td> </tr> <tr> <td>原子炉の緊急停止</td> <td>制御棒、スクラム機構</td> <td>・スクラム機構のうち制御棒駆動機構案内管はステンレス鋼により構成されているため、被水により安全機能を喪失することはない^{※2}。</td> </tr> <tr> <td>未臨界維持</td> <td>制御棒</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	安全機能	構築物、系統及び機器	被水又は没水による影響	炉心の形成	炉心構築物	・炉心構築物及び燃料要素は水中に設置されているため、影響を受けない。	燃料要素	炉心の冷却	冠水維持設備 (サイフォンブレイク弁を含む。)	・原子炉プール躯体は鉄筋コンクリート造りのため、影響を受けない。 ・サイフォンブレイク弁は、電磁弁となっており、被水によって故障したとしてもフェールセーフ機能により開動作するため、必要な安全機能は達成される。	炉心の保護	原子炉プール コンクリート躯体	・使用済燃料プールは鉄筋コンクリート造りであるため、影響を受けない。 ・使用済燃料貯蔵ラックは水中に設置されているため、影響を受けない。	放射性物質の貯蔵機能	使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む。)	・制御棒及びスクラム機構のうち制御棒案内管と制御棒駆動機構管内駆動部は水中に設置されているため、影響を受けない。 ・スクラム機構のうち制御棒駆動機構案内管はステンレス鋼により構成されているため、被水により安全機能を喪失することはない。	原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構	・スクラム機構のうち制御棒駆動機構案内管はステンレス鋼により構成されているため、被水により安全機能を喪失することはない ^{※2} 。	未臨界維持	制御棒		<p>よって、想定される最大の溢水（スロッシングによる溢水と耐震Bクラス以下の機器破損による溢水の重ね合わせ）が発生しても、原子炉建家内にいる従事者への被ばくのおそれはない。なお、各プールへの給水は原子炉建家とは別棟にある中央制御室から遠隔操作によって実施可能である。</p> <p>ニ. スロッシング若しくはBクラスの機器破損又はそれらの重ね合わせによる溢水によって生じる設備機器の被水若しくは没水の影響</p> <p>スロッシングにより発生した溢水により設備機器が被水若しくは没水した場合の影響は表-6.8 のとおりであり、被水若しくは没水により護るべき安全機能を喪失することはない。なお、この評価に耐震Bクラス以下の設備機器の破損による溢水の発生を掛け合わせたとしても、被水若しくは没水の程度により評価結果が変わることはないため、護るべき安全機能を喪失することはない。</p> <p>表-6.8 基準地震動時における溢水による護るべき安全機能への被水又は没水の影響</p> <table border="1" data-bbox="1475 905 2537 1766"> <thead> <tr> <th>安全機能</th> <th>構築物、系統及び機器</th> <th>被水又は没水による影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心の形成</td> <td>炉心構築物</td> <td rowspan="2">・炉心構築物及び燃料要素は水中に設置されているため、影響を受けない。</td> </tr> <tr> <td>燃料要素</td> </tr> <tr> <td>炉心の冷却</td> <td>冠水維持設備 (サイフォンブレイク弁を含む。)</td> <td>・原子炉プール躯体は鉄筋コンクリート造りのため、影響を受けない^{※1}。 ・サイフォンブレイク弁は、電磁弁となっており、被水によって故障したとしてもフェールセーフ機能により開動作するため、必要な安全機能は達成される。</td> </tr> <tr> <td>炉心の保護</td> <td>原子炉プール コンクリート躯体</td> <td>・使用済燃料プールは鉄筋コンクリート造りであるため、影響を受けない^{※1}。 ・使用済燃料貯蔵ラックは水中に設置されているため、影響を受けない。</td> </tr> <tr> <td>放射性物質の貯蔵機能</td> <td>使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む。)</td> <td>・制御棒及びスクラム機構のうち制御棒案内管と制御棒駆動機構管内駆動部は水中に設置されているため、影響を受けない。 ・スクラム機構のうち制御棒駆動機構案内管はステンレス鋼により構成されているため、被水により安全機能を喪失することはない^{※2}。</td> </tr> <tr> <td>原子炉の緊急停止</td> <td>制御棒、スクラム機構</td> <td></td> </tr> <tr> <td>未臨界維持</td> <td>制御棒</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：コンクリートが水と長期に渡り接することで劣化することは考えられるが、一時的に被水、没水したとしても構造健全性が損なわれることはない。加えて、溢水源である原子炉プール水及び使用済燃料プール水には水質管理された純水を使用しており、コンクリートに長期的な視点で劣化をもたらす不純物（塩化物イオン等）が少ないことや、コンクリート表面には塗装が施されており、直接コンクリートが水と触れること</p>	安全機能	構築物、系統及び機器	被水又は没水による影響	炉心の形成	炉心構築物	・炉心構築物及び燃料要素は水中に設置されているため、影響を受けない。	燃料要素	炉心の冷却	冠水維持設備 (サイフォンブレイク弁を含む。)	・原子炉プール躯体は鉄筋コンクリート造りのため、影響を受けない ^{※1} 。 ・サイフォンブレイク弁は、電磁弁となっており、被水によって故障したとしてもフェールセーフ機能により開動作するため、必要な安全機能は達成される。	炉心の保護	原子炉プール コンクリート躯体	・使用済燃料プールは鉄筋コンクリート造りであるため、影響を受けない ^{※1} 。 ・使用済燃料貯蔵ラックは水中に設置されているため、影響を受けない。	放射性物質の貯蔵機能	使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む。)	・制御棒及びスクラム機構のうち制御棒案内管と制御棒駆動機構管内駆動部は水中に設置されているため、影響を受けない。 ・スクラム機構のうち制御棒駆動機構案内管はステンレス鋼により構成されているため、被水により安全機能を喪失することはない ^{※2} 。	原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構		未臨界維持	制御棒		<p>コンクリート構築物への溢水影響評価に係る注記の追加</p>
安全機能	構築物、系統及び機器	被水又は没水による影響																																												
炉心の形成	炉心構築物	・炉心構築物及び燃料要素は水中に設置されているため、影響を受けない。																																												
	燃料要素																																													
炉心の冷却	冠水維持設備 (サイフォンブレイク弁を含む。)	・原子炉プール躯体は鉄筋コンクリート造りのため、影響を受けない。 ・サイフォンブレイク弁は、電磁弁となっており、被水によって故障したとしてもフェールセーフ機能により開動作するため、必要な安全機能は達成される。																																												
炉心の保護	原子炉プール コンクリート躯体	・使用済燃料プールは鉄筋コンクリート造りであるため、影響を受けない。 ・使用済燃料貯蔵ラックは水中に設置されているため、影響を受けない。																																												
放射性物質の貯蔵機能	使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む。)	・制御棒及びスクラム機構のうち制御棒案内管と制御棒駆動機構管内駆動部は水中に設置されているため、影響を受けない。 ・スクラム機構のうち制御棒駆動機構案内管はステンレス鋼により構成されているため、被水により安全機能を喪失することはない。																																												
原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構	・スクラム機構のうち制御棒駆動機構案内管はステンレス鋼により構成されているため、被水により安全機能を喪失することはない ^{※2} 。																																												
未臨界維持	制御棒																																													
安全機能	構築物、系統及び機器	被水又は没水による影響																																												
炉心の形成	炉心構築物	・炉心構築物及び燃料要素は水中に設置されているため、影響を受けない。																																												
	燃料要素																																													
炉心の冷却	冠水維持設備 (サイフォンブレイク弁を含む。)	・原子炉プール躯体は鉄筋コンクリート造りのため、影響を受けない ^{※1} 。 ・サイフォンブレイク弁は、電磁弁となっており、被水によって故障したとしてもフェールセーフ機能により開動作するため、必要な安全機能は達成される。																																												
炉心の保護	原子炉プール コンクリート躯体	・使用済燃料プールは鉄筋コンクリート造りであるため、影響を受けない ^{※1} 。 ・使用済燃料貯蔵ラックは水中に設置されているため、影響を受けない。																																												
放射性物質の貯蔵機能	使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む。)	・制御棒及びスクラム機構のうち制御棒案内管と制御棒駆動機構管内駆動部は水中に設置されているため、影響を受けない。 ・スクラム機構のうち制御棒駆動機構案内管はステンレス鋼により構成されているため、被水により安全機能を喪失することはない ^{※2} 。																																												
原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構																																													
未臨界維持	制御棒																																													

変更前	変更後	備考
<p>(b) 溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水の影響（省略）</p> <p>2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止の評価結果（省略）</p> <p>4. 工事の方法（省略）</p>	<p><u>はないことから被水又は没水による影響を受けることはない。</u></p> <p><u>※2：ステンレス鋼は表面に耐食性に優れた不動態皮膜を有するため、海水のように塩化物イオンを多く含む液体や強い酸又はアルカリの溶液以外で腐食、劣化が進むことはない。このため、被水、没水したとしても構造健全性が損なわれることはない。</u></p> <p>(b) 溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水の影響（変更なし）</p> <p>2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止の評価結果（変更なし）</p> <p>4. 工事の方法（変更なし）</p>	<p>ステンレス鋼により構成される設備への溢水影響評価に係る注記の追加</p>

設計及び工事の方法

第7編 内部火災影響評価

新旧対照表

変更前						変更後						備考		
第7編 内部火災影響評価						第7編 内部火災影響評価								
目次 (省略)						目次 (変更なし)								
1. 構成及び申請範囲 (省略)						1. 構成及び申請範囲 (変更なし)								
2. 準拠した基準及び規格 (省略)						2. 準拠した基準及び規格 (変更なし)								
3. 設計						3. 設計								
3.1 設計条件 (省略)						3.1 設計条件 (変更なし)								
3.2 設計仕様						3.2 設計仕様								
<p>表-7.1 に掲げた防護対象設備のうち、火災の発生防止を図ることで防護するものの設計仕様を表-7.2 に、設備の多重化によって機能を確保するものの設計仕様を表-7.3 に示す。また、防護対象設備の配置を図-7.1 に示す。</p> <p>なお、本申請に係る防護対象設備は全て既設であるため、新たに工事を伴うものではない。</p>						<p>表-7.1 に掲げた防護対象設備のうち、火災の発生防止を図ることで防護するものの設計仕様を表-7.2 に、設備の多重化によって機能を確保するものの設計仕様を表-7.3 に示す。また、防護対象設備の配置を図-7.1 に示す。</p> <p>なお、本申請に係る防護対象設備は全て既設であるため、新たに工事を伴うものではない。</p>								
表-7.2 (省略)						表-7.2 (省略)								
表-7.3 内部火災に対し設備の多重化によって機能を確保する防護対象設備の設計仕様						表-7.3 内部火災に対し設備の多重化によって機能を確保する防護対象設備の設計仕様								
安全機能	名称	火災から防護する必要のある期間	主要な構成設備	防護方針	防護設計 (既設)		安全機能	名称	火災から防護する必要のある期間	主要な構成設備	防護方針	防護設計 (既設)		備考
					設備機器	ケーブル						設備機器	ケーブル	
工学的安全施設及び原子炉停止系統への作動信号の発生	安全保護回路 (停止系)	火災発生から原子炉停止までの間、機能を確保する必要がある。	制御盤 (安全保護系制御盤、安全保護系アナログ変換器盤、スクラム遮断器、原子炉停止回路)、安全保護系制御盤、安全保護系検出器 (安全系、対数出力炉周期、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度、1次冷却材炉心出入口温度差、1次冷却材補助ポンプ停止、	2系統に多重化し、それぞれ分離独立して設置することに より、一方の系統が火災により機能を喪失した場合においても、もう一方の	安全保護系を構成する設備、回路は2系統それぞれ独立した盤に設ける。盤には金属製の筐体を用いる。安全保護系検出器は2系統それぞれ独立し設置する。	ケーブルは難燃性のものを使用しており、ケーブルを収納しているケーブルトレイは IEEE 384 に準拠し、すべて蓋及び底板が設けられ、異なる系統のケーブルトレイ間は水平方向、垂直	工学的安全施設及び原子炉停止系統への作動信号の発生	安全保護回路 (停止系)	火災発生から原子炉停止までの間、機能を確保する必要がある。	制御盤 (安全保護系制御盤、安全保護系アナログ変換器盤、スクラム遮断器、原子炉停止回路)、安全保護系制御盤、安全保護系検出器 (安全系、対数出力炉周期、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度、1次冷却材炉心出入口温度差、1次冷却材補助ポンプ停止、	2系統に多重化し、それぞれ分離独立して設置することにより、一方の系統が火災により機能を喪失した場合においても、もう一方の	安全保護系を構成する設備、回路は2系統それぞれ独立した盤に設ける。盤には金属製の筐体 (板厚: 約 4mm) を用いる。安全保護系検出器は2系統それぞれ独立し設置する。	ケーブルは難燃性のものを使用しており、ケーブルを収納しているケーブルトレイは IEEE 384 に準拠し、すべて蓋及び底板が設けられ、異なる系統のケーブルトレイ間は水平方向、垂直	安全保護系制御盤の板厚を追記

変更前							変更後							備考
			重水温度、重水流量、重水溢流タンク水位)	系統により必要な安全機能を維持する設計とする。		方向ともに25mm以上の物理的分離が図られている(図-7.2)。ケーブルトレイに収納できない箇所については電線管により外部と隔離 ^{※3} している。				重水温度、重水流量、重水溢流タンク水位)	系統により必要な安全機能を維持する設計とする。		方向ともに25mm以上の物理的分離が図られている(図-7.2)。ケーブルトレイに収納できない箇所については電線管により外部と隔離 ^{※3} している。	
原子炉停止後の除熱	1次冷却材補助ポンプ		1次冷却材補助ポンプ		2系統それぞれ独立した上で、ポンプ及び電動機については十分な離隔距離(機器ベース間:30cm)を確保し設置する。ポンプ及び電動機的主要材料には不燃材を用いる。		原子炉停止後の除熱	1次冷却材補助ポンプ		1次冷却材補助ポンプ		2系統それぞれ独立した上で、ポンプ及び電動機については十分な離隔距離(機器ベース間:30cm)を確保し設置する。ポンプ及び電動機的主要材料には不燃材を用いる。		
安全上特に重要な関連施設	非常用電源系 ^{※1}	火災発生から原子炉停止後30秒までの間、機能を確保する必要がある。	非常用発電機、蓄電池、静止型インバータ装置		2系統それぞれ独立した区画に設置する。盤には金属製の筐体を用いる。		安全上特に重要な関連施設	非常用電源系 ^{※1}	火災発生から原子炉停止後30秒までの間、機能を確保する必要がある。	非常用発電機、蓄電池、静止型インバータ装置		2系統それぞれ独立した区画(各区画は鉄筋コンクリート壁(壁厚 ^{※4} :15cm~30cm)により区画されている。)に設置する。盤には金属製の筐体を用いる。		非常用電源設備が設置される区画の壁厚を追記
計測・制御(安全保護機能を除く。)	中性子計装設備 ^{※2} 、プロセス計装設備 ^{※2}		安全系、対数出力炉周期系、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度(以下、これらを「防護対象計装」という。)		中性子計装設備は2系統それぞれ独立した盤に設け、盤には金属製の筐体を用いる。検出器は安全保護系検出器を共用する。プロセス計装設備の現場表示器については1つのものを2系統で共用する ^{※4} 。	防護対象計装は、安全保護系とケーブルを共有しており、2系統に多重化し、それぞれ分離独立して設置されている。	計測・制御(安全保護機能を除く。)	中性子計装設備 ^{※2} 、プロセス計装設備 ^{※2}		安全系、対数出力炉周期系、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度(以下、これらを「防護対象計装」という。)		中性子計装設備の盤には金属製の筐体を用い、金属製の仕切り板(板厚:約5mm)で仕切ることで2系統を分離する。検出器は安全保護系検出器を共用する。プロセス計装設備の現場表示器については1つのものを2系統で共用する ^{※5} 。		中性子計装盤に係る設計仕様を適正化

※1:非常用電源系の分離独立は「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書(その9)」(平成31年4月2日付け31原機(科工)001をもって申請)にて申請、本申請は非常用電源設備に接続する負荷(安全上特に重要なものに限る)の電源ケーブルの分離について申請するものである^{※3}。

※2:崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

※3:原子炉建家貫通部については、別途、「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書(その10)」(平成31年4月2日付け31原機(科研)001をもって申請)にて申請。

※1:非常用電源系の分離独立は「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書(その9)」(平成31年4月2日付け31原機(科工)001をもって申請)にて申請、本申請は非常用電源設備に接続する負荷(安全上特に重要なものに限る)の電源ケーブルの分離について申請するものである^{※3}。

※2:崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

※3:原子炉建家貫通部については、別途、「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書(その10)」(平成31年4月2日付け31原機(科研)001をもって申請)にて申請。

※4:厚さ10cm以上の鉄筋コンクリート壁は建築基準法に基づき、十分な耐火性能(2時間耐火)を有する。

非常用電源設備が

変更前	変更後	備考
<p>※4：当該表示器はプロセス計装設備（PS-3）に位置付けられているものであり、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度共に中央制御室内の盤又は操作卓に設けられている。これらのプロセス計装設備（PS-3）は、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものに該当しないため、設置許可申請書の記載に従い多重性又は多様性及び独立性は要求されない。</p> <div data-bbox="112 472 1308 1360" style="border: 1px dashed black; height: 423px; width: 403px;"></div> <p>3.3 評価条件（省略）</p> <p>3.4 評価結果（省略）</p> <p>4. 工事の方法（省略）</p>	<p>※5：当該表示器はプロセス計装設備（PS-3）に位置付けられているものであり、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度共に中央制御室内の盤又は操作卓に設けられている。これらのプロセス計装設備（PS-3）は、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものに該当しないため、設置許可申請書の記載に従い多重性又は多様性及び独立性は要求されない。</p> <div data-bbox="1397 472 2594 1360" style="border: 1px dashed black; height: 423px; width: 403px;"></div> <p>3.3 評価条件（変更なし）</p> <p>3.4 評価結果（変更なし）</p> <p>4. 工事の方法（変更なし）</p>	<p>設置される区画の壁に関する注記を追記</p> <p>図の修正</p> <p>は変更箇所を示す。</p>

設計及び工事の方法

第8編 JRR-3 原子炉施設の構造（外部事象影響）

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p>第8編 JRR-3 原子炉施設の構造（外部事象影響）</p> <p>目次（省略）</p> <p>1. 構成及び申請範囲</p> <p>試験研究用等原子炉施設の一般構造は、次の各構造から構成される。</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>(2) 耐津波構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>今回申請する範囲は、(3)その他の主要な構造のうち、JRR-3 原子炉施設の建物及び構築物に関して外部事象影響の評価を行うものである。JRR-3 原子炉施設の建物及び構築物は、次の各施設から構成される。</p> <p>(イ) 原子炉建家</p> <p>(ロ) 原子炉制御棟</p> <p>(ハ) 実験利用棟</p> <p>(ニ) 使用済燃料貯槽室</p> <p>(ホ) 燃料管理施設</p> <p>(ヘ) 使用済燃料貯蔵施設</p> <p>(ト) コンプレッサ棟</p> <p>(チ) 冷却塔</p> <p>(リ) 排気筒</p> <p>(ヌ) 事務管理棟</p> <p>(イ)原子炉建家、(ロ)原子炉制御棟、(ハ)実験利用棟、(ニ)使用済燃料貯槽室、(ホ)燃料管理施設、(ヘ)使用済燃料貯蔵施設及び(リ)排気筒に関して、外部事象影響の評価を行う。なお、(チ)冷却塔については、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれのある外部事象発生時には、原子炉を停止することで必要な安全機能が維持されるため、評価を実施しない。また、(ト)コンプレッサ棟、(ヌ)事務管理棟については、安全施設には該当せず、安全施設を内包しないため、評価を実施しない。各建家の配置図及び申請範囲を図-8.1 に示す。</p>	<p>第8編 JRR-3 原子炉施設の構造（外部事象影響）</p> <p>目次（変更なし）</p> <p>1. 構成及び申請範囲</p> <p>試験研究用等原子炉施設の一般構造は、次の各構造から構成される。</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>(2) 耐津波構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>今回申請する範囲は、(3)その他の主要な構造のうち、JRR-3 原子炉施設の建物及び構築物に関して外部事象影響の評価を行うものである。JRR-3 原子炉施設の建物及び構築物は、次の各施設から構成される。</p> <p>(イ) 原子炉建家</p> <p>(ロ) 原子炉制御棟</p> <p>(ハ) 実験利用棟</p> <p>(ニ) 使用済燃料貯槽室</p> <p>(ホ) 燃料管理施設</p> <p>(ヘ) 使用済燃料貯蔵施設</p> <p>(ト) コンプレッサ棟</p> <p>(チ) 冷却塔</p> <p>(リ) 排気筒</p> <p>(ヌ) 事務管理棟</p> <p>(イ)原子炉建家、(ロ)原子炉制御棟、(ハ)実験利用棟、(ニ)使用済燃料貯槽室、(ホ)燃料管理施設、(ヘ)使用済燃料貯蔵施設及び(リ)排気筒に関して、外部事象影響の評価を行う。なお、(チ)冷却塔については、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれのある外部事象発生時には、原子炉を停止することで必要な安全機能が維持されるため、評価を実施しない。また、(ト)コンプレッサ棟、(ヌ)事務管理棟については、安全施設には該当せず、安全施設を内包しないため、評価を実施しない。各建家の配置図及び申請範囲を図-8.1 に示す。</p> <p><u>一方、原子力科学研究所の共通設備であるモニタリングポストについては、屋外に設置される安全設備であるが、その安全機能は設計基準事故時における迅速な対応のための放射線モニタリングである。上記(イ)～(リ)の施設の安全性が外部事象(外部火災及び竜巻)によって損なわれないことを評価により確認できた場合は、当該事象発生時に設計基準事故に発展するおそれはない。したがって、当該事象に対しモニタリングポストの機能が要求されることはないため評価を実施しない。</u></p> <p><u>なお、外部事象によるモニタリングポストの機能喪失時の代替手段については、別途、保安規定等下部要領に定めることとする。</u></p>	<p>モニタリングポストに係る記載を追加</p>

変更前	変更後	備考
<p>図-8.1 (省略)</p> <p>2. 準拠した基準及び規格 (省略)</p> <p>3. 設計及び評価</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>自然現象 (洪水・降水、風 (台風)、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象及び森林火災) 及び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 (以下「人為事象」という。)(飛来物 (航空機落下等)、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) については、原子炉施設への影響を及ぼさないことを確認している。本申請では、前述した自然現象及び人為事象のうち原子炉施設への影響に対し評価計算を要する外部火災 (森林火災、爆発、近隣工場等の火災及び航空機の落下による火災) 及び竜巻について確認する。</p> <p>以下に外部火災及び竜巻に係る設計条件を示す。</p> <p>(1) 外部火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力科学研究所 (以下「原科研」という。) 敷地外の森林火災が JRR-3 原子炉施設に迫った場合でも、施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計する。 原科研敷地内に LNG タンク等を設置する場合は、その爆発による JRR-3 原子炉施設への影響を考慮して設置する。 原科研敷地外の近隣工場等 (半径 10km 以内) において火災が発生した場合に、JRR-3 原子炉施設の安全性に影響を与えるおそれがあるときは、必要に応じて防護対策をとる。 原科研敷地内に重油タンク等を設置する場合は、その火災による JRR-3 原子炉施設への影響を考慮して設置する。 原科研の敷地への航空機の落下により発生する火災を想定しても、JRR-3 原子炉施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計し、必要に応じて対策を講じる。 JRR-3 原子炉施設に隣接する森林については、森林が拡大しないよう樹木を管理することを保安規定及び下部規定等に定めることとする。 <p>(2) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> 原科研の敷地及びその周辺 (施設から半径 20km の範囲) における過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻 (藤田スケール F1、最大風速 49m/s) の発生を考慮しても、JRR-3 原子炉施設の安全性を確保するために必要な安全機能を損なわない設計とする。 当該竜巻で JRR-3 原子炉施設の構造健全性に影響を及ぼすことを確認した飛来物については、飛来防止対策等を講ずることを保安規定及び下部規定等に定めることとする。 竜巻以外の自然現象による荷重 <p>竜巻と同時に発生する雷、雪、雹、大雨については、以下の理由により JRR-3 原子炉施設への影響が相乗しないため、考慮しない。</p> <p>①雷</p> <p>竜巻は建家、構造物及び設備 (系統・機器) に対する風荷重、気圧差荷重及び飛来物</p>	<p>図-8.1 (変更なし)</p> <p>2. 準拠した基準及び規格 (変更なし)</p> <p>3. 設計及び評価</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>自然現象 (洪水・降水、風 (台風)、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象及び森林火災) 及び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 (以下「人為事象」という。)(飛来物 (航空機落下等)、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) については、原子炉施設への影響を及ぼさないことを確認している。本申請では、前述した自然現象及び人為事象のうち原子炉施設への影響に対し評価計算を要する外部火災 (森林火災、爆発、近隣工場等の火災及び航空機の落下による火災) 及び竜巻について確認する。</p> <p>以下に外部火災及び竜巻に係る設計条件を示す。</p> <p>(1) 外部火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力科学研究所 (以下「原科研」という。) 敷地外の森林火災が JRR-3 原子炉施設に迫った場合でも、施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計する。 原科研敷地内に LNG タンク等を設置する場合は、その爆発による JRR-3 原子炉施設への影響を考慮して設置する。 原科研敷地外の近隣工場等 (半径 10km 以内) において火災が発生した場合に、JRR-3 原子炉施設の安全性に影響を与えるおそれがあるときは、必要に応じて防護対策をとる。 原科研敷地内に重油タンク等を設置する場合は、その火災による JRR-3 原子炉施設への影響を考慮して設置する。 原科研の敷地への航空機の落下により発生する火災を想定しても、JRR-3 原子炉施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計し、必要に応じて対策を講じる。 JRR-3 原子炉施設に隣接する森林については、森林が拡大しないよう樹木を管理することを保安規定及び下部規定等に定めることとする。 <p>(2) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> 原科研の敷地及びその周辺 (施設から半径 20km の範囲) における過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻 (藤田スケール F1、最大風速 49m/s) の発生を考慮しても、JRR-3 原子炉施設の安全性を確保するために必要な安全機能を損なわない設計とする。 当該竜巻で JRR-3 原子炉施設の構造健全性に影響を及ぼすことを確認した飛来物については、飛来防止対策等を講ずることを保安規定及び下部規定等に定めることとする。 竜巻以外の自然現象による荷重 <p>竜巻と同時に発生する雷、雪、雹、大雨については、以下の理由により JRR-3 原子炉施設への影響が相乗しないため、考慮しない。</p> <p>①雷</p> <p>竜巻は建家、構造物及び設備 (系統・機器) に対する風荷重、気圧差荷重及び飛来物</p>	

変更前	変更後	備考
<p>の衝撃荷重であるが、落雷は雷撃であり影響モードが異なることから、竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <p>②雪 上昇気流の竜巻本体周辺では、竜巻通過時に雪は降らない。下降流の竜巻通過時や竜巻通過前に積もった雪は竜巻の風に吹き飛ばされ、建家への影響は生じないことから竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <p>③雹 竜巻通過前に積もった雹は竜巻の風に吹き飛ばされ、建家への影響は生じない。また、降雹による衝撃荷重は、設計飛来物に包含できるため考慮しない。</p> <p>④大雨 大雨による影響は建家への浸水であり、竜巻とは影響モードが異なることから、竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 竜巻随件事象の考慮について 竜巻随件事象（火災、溢水、電源喪失）に関しては、以下の理由により JRR-3 原子炉施設の外壳の健全性が損なわれなければ、影響が相乗することはない。このため、竜巻の発生を想定した場合において JRR-3 原子炉施設の外壳の健全性が維持されることが確認できた場合は、竜巻随件事象を考慮しない。 <p>①火災 竜巻により JRR-3 原子炉施設周辺の危険物タンクが倒壊又は損傷し、火災又は爆発が発生した場合の影響については外部火災影響評価に包含される。</p> <p>②溢水 竜巻に対して安全機能を有する設備の外壳となる施設の健全性が維持されるため、竜巻による気圧低下等に起因した溢水は起こらない。</p> <p>③外部電源喪失 JRR-3 原子炉施設が立地する原科研周辺で竜巻発生のおそれがある場合は事前に原子炉を停止するため、原子炉停止後 30 秒間の崩壊熱除去のための強制循環冷却及びそれに必要な監視設備の機能は達成でき、以降の安全機能を有する設備の機能の維持に外部電源は必要ないため、竜巻により外部電源を喪失した場合でも安全機能を有する設備の機能は維持される。</p> <p>3.2 評価条件 安全施設を内包する建家として評価対象である原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、</p>	<p>の衝撃荷重であるが、落雷は雷撃であり影響モードが異なることから、竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <p>②雪 上昇気流の竜巻本体周辺では、竜巻通過時に雪は降らない。下降流の竜巻通過時や竜巻通過前に積もった雪は竜巻の風に吹き飛ばされ、建家への影響は生じないことから竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <p>③雹 竜巻通過前に積もった雹は竜巻の風に吹き飛ばされ、建家への影響は生じない。また、降雹による衝撃荷重は、設計飛来物に包含できるため考慮しない。</p> <p>④大雨 大雨による影響は建家への浸水であり、竜巻とは影響モードが異なることから、竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 竜巻随件事象の考慮について 竜巻随件事象（火災、溢水、電源喪失）に関しては、以下の理由により JRR-3 原子炉施設の外壳の健全性が損なわれなければ、影響が相乗することはない。このため、竜巻の発生を想定した場合において JRR-3 原子炉施設の外壳の健全性が維持されることが確認できた場合は、竜巻随件事象を考慮しない。 <p>①火災 竜巻により JRR-3 原子炉施設周辺の危険物タンクが倒壊又は損傷し、火災又は爆発が発生した場合の影響については外部火災影響評価に包含される。</p> <p>②溢水 竜巻に対して安全機能を有する設備の外壳となる施設の健全性が維持されるため、竜巻による気圧低下等に起因した溢水は起こらない。 <u>また、竜巻による気圧低下等に起因し、冷却塔ポンドより溢水が生じた場合においても、冷却塔周辺には傾斜が設けられていることに加え、溢水に対する防護対象を内包する原子炉建家及び原子炉制御棟とは十分な離隔距離（冷却塔と原子炉建家間で約 40m）がとられていることから竜巻を起因とする冷却塔ポンドからの溢水が原子炉建家及び原子炉制御棟へ流入することはない。</u></p> <p>③外部電源喪失 JRR-3 原子炉施設が立地する原科研周辺で竜巻発生のおそれがある場合は事前に原子炉を停止するため、原子炉停止後 30 秒間の崩壊熱除去のための強制循環冷却及びそれに必要な監視設備の機能は達成でき、以降の安全機能を有する設備の機能の維持に外部電源は必要ないため、竜巻により外部電源を喪失した場合でも安全機能を有する設備の機能は維持される。</p> <p>3.2 評価条件 安全施設を内包する建家として評価対象である原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、</p>	<p>冷却塔からの溢水に関する記載を追加</p>

変更前	変更後	備考
<p>実験利用棟、原子炉制御棟、使用済燃料貯蔵施設並びに安全施設として評価対象である排気筒（以下「評価対象施設」という。）に対し外部火災及び竜巻への影響を評価することにより、安全施設が機能を損なわないことを確認する。評価対象施設はすべて鉄筋コンクリート構造である。なお、安全施設のうち冷却塔については、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれのある外部事象発生時には、原子炉を停止することで必要な安全機能が達成されることから、本申請での評価対象外とする。</p> <p>評価対象施設が 3.1 に示した設計条件を満足することを以下のとおり確認する。</p> <p>(1) 外部火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される外部火災である森林火災、近隣の産業施設等の火災・爆発及び航空機の落下による火災が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを評価により確認する。 <p>(2) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される竜巻である藤田スケール F1 の竜巻が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを評価により確認する。 <p>3.3 評価結果</p> <p>(1) 外部火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される外部火災による影響評価の結果、外部火災が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないため、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。なお、評価において、森林火災の際に外部消火栓による消火活動を考慮せずとも、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。 <p>(2) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される竜巻である藤田スケール F1 の竜巻による影響評価の結果、この竜巻が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないため、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。 <p>4. 工事の方法（省略）</p>	<p>実験利用棟、原子炉制御棟、使用済燃料貯蔵施設並びに安全施設として評価対象である排気筒（以下「評価対象施設」という。）に対し外部火災及び竜巻への影響を評価することにより、安全施設が機能を損なわないことを確認する。評価対象施設はすべて鉄筋コンクリート構造である。なお、安全施設のうち冷却塔については、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれのある外部事象発生時には、原子炉を停止することで必要な安全機能が達成されることから、本申請での評価対象外とする。</p> <p><u>一方、原子力科学研究所の共通設備であるモニタリングポストについては、屋外に設置される安全設備であるが、その安全機能は設計基準事故時における迅速な対応のための放射線モニタリングである。評価対象施設の安全性が外部火災及び竜巻によって損なわれないことを評価により確認できた場合は、当該事象発生時に設計基準事故に発展するおそれはない。したがって、当該事象に対しモニタリングポストの機能が要求されることはないため評価を実施しない。</u></p> <p>評価対象施設が 3.1 に示した設計条件を満足することを以下のとおり確認する。</p> <p>(1) 外部火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される外部火災である森林火災、近隣の産業施設等の火災・爆発及び航空機の落下による火災が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを評価により確認する。 <p>(2) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される竜巻である藤田スケール F1 の竜巻が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを評価により確認する。 <p>3.3 評価結果</p> <p>(1) 外部火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される外部火災による影響評価の結果、外部火災が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないため、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。なお、評価において、森林火災の際に外部消火栓による消火活動を考慮せずとも、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。 <u>評価対象施設の安全性が外部火災によって損なわれないことが評価により確認できたため、外部火災発生時にモニタリングポストの機能が要求されることはない。</u> <p>(2) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される竜巻である藤田スケール F1 の竜巻による影響評価の結果、この竜巻が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないため、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。 <u>評価対象施設の安全性が竜巻によって損なわれないことが評価により確認できたため、竜巻発生時にモニタリングポストの機能が要求されることはない。</u> <p>4. 工事の方法（変更なし）</p>	<p>モニタリングポストに係る記載を追加</p> <p>モニタリングポストに係る記載を追加</p>

添付書類 1 - 2

中央制御室外原子炉停止盤の設置に係る
「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」
への適合性

(別添-1)

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p data-bbox="83 281 1350 359">1－2. 中央制御室外原子炉停止盤の設置に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」への適合性（別添-1）</p> <p data-bbox="1240 415 1329 447" style="text-align: right;">別添-1</p> <div data-bbox="240 485 1202 1444" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="249 499 608 531">第三十四条（原子炉制御室等）</p> <p data-bbox="249 543 1190 621">試験研究用等原子炉施設には、原子炉制御室が設けられていなければならない。</p> <p data-bbox="249 634 1190 846">2 原子炉制御室は、試験研究用等原子炉の運転状態を表示する装置、試験研究用等原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、異常を表示する警報装置その他の試験研究用等原子炉の安全を確保するための主要な装置を集中し、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設置されたものでなければならない。</p> <p data-bbox="249 858 1190 936">3 原子炉制御室は、従事者が設計基準事故時に容易に避難できる構造でなければならない。</p> <p data-bbox="249 949 1190 1203">4 原子炉制御室及びこれに連絡する通路は、試験研究用等原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が生じた場合において、試験研究用等原子炉の運転の停止その他の試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、かつ、一定期間とどまることができるように、遮蔽設備の設置その他の適切な放射線防護措置が講じられたものでなければならない。</p> <p data-bbox="249 1215 1190 1428">5 試験研究用等原子炉施設には、火災その他の要因により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる設備が設けられていなければならない。ただし、試験研究用等原子炉の安全を確保する上で支障がない場合にあつては、この限りでない。</p> </div> <p data-bbox="83 1493 1329 1570">1. 中央制御室外原子炉停止盤は、原子炉制御室には該当しないため、第三十四条第1項～第4項の適用を受けない。</p> <p data-bbox="83 1583 1329 1795">2. <u>火災その他の要因</u>により中央制御室が使用できない場合に、中央制御室以外の場所から原子炉の運転を停止できるよう中央制御室外原子炉停止盤を施設する。また、原子炉の停止操作は、制御棒の挿入操作のみであり、その後の崩壊熱除去においては、原子炉の監視結果に基づく操作は必要なく、その後の停止状態の維持にも必要な動的機器はないため、原子炉プールの冠水が維持できていることが確認できればよい。このため、中央制御室外原子炉停止盤に原子炉プール水位計を施設する。</p>	<p data-bbox="1368 281 2635 359">1－2. 中央制御室外原子炉停止盤の設置に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」への適合性（別添-1）</p> <p data-bbox="2525 415 2614 447" style="text-align: right;">別添-1</p> <div data-bbox="1522 485 2484 1444" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="1531 499 1890 531">第三十四条（原子炉制御室等）</p> <p data-bbox="1531 543 2472 621">試験研究用等原子炉施設には、原子炉制御室が設けられていなければならない。</p> <p data-bbox="1531 634 2472 846">2 原子炉制御室は、試験研究用等原子炉の運転状態を表示する装置、試験研究用等原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、異常を表示する警報装置その他の試験研究用等原子炉の安全を確保するための主要な装置を集中し、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設置されたものでなければならない。</p> <p data-bbox="1531 858 2472 936">3 原子炉制御室は、従事者が設計基準事故時に容易に避難できる構造でなければならない。</p> <p data-bbox="1531 949 2472 1203">4 原子炉制御室及びこれに連絡する通路は、試験研究用等原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が生じた場合において、試験研究用等原子炉の運転の停止その他の試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、かつ、一定期間とどまることができるように、遮蔽設備の設置その他の適切な放射線防護措置が講じられたものでなければならない。</p> <p data-bbox="1531 1215 2472 1428">5 試験研究用等原子炉施設には、火災その他の要因により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる設備が設けられていなければならない。ただし、試験研究用等原子炉の安全を確保する上で支障がない場合にあつては、この限りでない。</p> </div> <p data-bbox="1368 1493 2614 1570">1. 中央制御室外原子炉停止盤は、原子炉制御室には該当しないため、第三十四条第1項～第4項の適用を受けない。</p> <p data-bbox="1368 1583 2614 1795">2. <u>火災</u>により中央制御室が使用できない場合に、中央制御室以外の場所から原子炉の運転を停止できるよう中央制御室外原子炉停止盤を施設する。また、原子炉の停止操作は、制御棒の挿入操作のみであり、その後の崩壊熱除去においては、原子炉の監視結果に基づく操作は必要なく、その後の停止状態の維持にも必要な動的機器はないため、原子炉プールの冠水が維持できていることが確認できればよい。このため、中央制御室外原子炉停止盤に原子炉プール水位計を施設する。</p>	<p data-bbox="2659 1583 2822 1614">記載の適正化</p>

添付書類 2 - 3 - 2

原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、使用済燃料貯蔵施設、実験利用棟、
排気筒、原子炉制御棟の構造（外部事象影響（竜巻））に関する説明書

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p>2-3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、使用済燃料貯蔵施設、実験利用棟、排気筒、原子炉制御棟の構造（外部事象影響（竜巻））に関する説明書</p> <p>目次</p> <p>1. 概要…………… 添 2-3-2-1</p> <p>2. 評価方針…………… 添 2-3-2-1</p> <p>3. 評価対象施設…………… 添 2-3-2-1</p> <p>4. 評価方法…………… 添 2-3-2-1</p> <p>5. 評価条件…………… 添 2-3-2-1</p> <p>6. 評価…………… 添 2-3-2-1</p> <p>7. 評価結果…………… 添 2-3-2-11</p> <p>参考文献…………… 添 2-3-2-11</p> <p>1. 概要（省略）</p> <p>2. 評価方針（省略）</p> <p>3. 評価対象施設（省略）</p> <p>4. 評価方法 竜巻による飛来物の衝突時におけるコンクリート貫通厚さ等を評価し、評価対象施設の壁厚と比較することにより、安全機能を有する施設への波及的影響（貫通及び裏面剥離）を生じる可能性を評価した。また「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」^[1]に従い、想定する竜巻における風速及び気圧低下量に基づいて風圧及び気圧低下が評価対象施設に与える荷重を評価し、これらの複合荷重と建家の保有水平耐力を比較することにより、評価対象施設の構造健全性に影響が及ぶ可能性を評価した。</p> <p>5. 評価条件（省略）</p>	<p>2-3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、使用済燃料貯蔵施設、実験利用棟、排気筒、原子炉制御棟の構造（外部事象影響（竜巻））に関する説明書</p> <p>目次</p> <p>1. 概要…………… 添 2-3-2-1</p> <p>2. 評価方針…………… 添 2-3-2-1</p> <p>3. 評価対象施設…………… 添 2-3-2-1</p> <p>4. 評価方法…………… 添 2-3-2-1</p> <p>5. 評価条件…………… 添 2-3-2-1</p> <p>6. 評価…………… 添 2-3-2-1</p> <p>7. 評価結果…………… 添 2-3-2-11</p> <p>参考文献…………… 添 2-3-2-11</p> <p>別図…………… 添 2-3-2-12</p> <p>1. 概要（変更なし）</p> <p>2. 評価方針（変更なし）</p> <p>3. 評価対象施設（変更なし）</p> <p>4. 評価方法 竜巻による飛来物の衝突時におけるコンクリート貫通厚さ等を評価し、評価対象施設の壁厚と比較することにより、安全機能を有する施設への波及的影響（貫通及び裏面剥離）を生じる可能性を評価した。また「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」^[1]に従い、想定する竜巻における風速及び気圧低下量に基づいて風圧及び気圧低下が評価対象施設に与える荷重を評価し、これらの複合荷重と建家の保有水平耐力を比較することにより、評価対象施設の構造健全性に影響が及ぶ可能性を評価した。 <u>なお、建家の耐震性を有する部材ではない弱部（金属製シャッター）の評価に関しては、次の理由により評価を実施しない。JRR-3 原子炉施設において防護対象施設の外殻にシャッターを有するのは実験利用棟のみであり、シャッターの内側は管理区域となっているが、シャッター付近にはその機能喪失によって施設の安全性に影響を及ぼし得る設備がないため（実験利用棟のシャッターと安全施設の位置関係を別図-2-3-2.1 及び別図-2-3-2.2 に示す。）、外殻となる施設の構造部材（耐震壁等）の健全性が確認できれば十分である。また、竜巻飛来物により防護対象施設の外殻となるシャッターが損傷を確認した場合は、別途定める手順に従い、正常状態に復帰するよう措置を講じる。</u></p> <p>5. 評価条件（変更なし）</p>	<p>別図の追加に伴う記載の適正化</p> <p>シャッターの評価を実施しないことの説明を追記</p>

添付書類 3 - 1

耐震性に関する説明書

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p>3-1. 耐震性に関する説明書</p> <p>目次（省略）</p> <p>1. 耐震設計の基本方針（省略）</p> <p>2. 耐震設計上の重要度分類（省略）</p> <p>3. 地震力の算定法</p> <p>(1) 静的地震力（省略）</p> <p>(2) 動的地震力</p> <p>動的地震力は、Sクラスの施設及びBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。Sクラスの施設については、基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を適用する。弾性設計用地震動は基準地震動の応答スペクトルとの比率を0.5倍として設定する。Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものに基づく地震力を適用する。本設工認申請においてBクラスの施設のうち共振のあるものは、1次冷却系設備主配管、2次冷却系設備主配管、重水系設備主配管、ヘリウム系設備主配管、核計装案内管、重水ダンプ弁の接続管、ダクト、炉室排気系主ダクト、実験利用設備排気系主ダクト、ビームチューブ接続管、水力照射設備主配管、気送照射設備主配管、放射化分析用照射設備主配管、クライオスタット、炉室給気系主ダクトである。基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。また、JRR-3原子炉施設の設計用地震動は原子炉設置変更許可申請書添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動Ss-1からSs-4、Ss-Dを用いる。基準地震動Ssの応答スペクトルを図-3-1.1に、時刻歴波形を図-3-1.2及び図-3-1.3に示す。</p> <p>4. 荷重の組合せと許容限界（省略）</p> <p>5. 機能維持の検討（省略）</p> <p>6. 耐震性評価（省略）</p> <p>7. 減衰定数（省略）</p> <p>8. 設計用床応答スペクトル及び加速度時刻歴波形（省略）</p> <p>9. 波及的破損に対する考慮（省略）</p>	<p>3-1. 耐震性に関する説明書</p> <p>目次（変更なし）</p> <p>1. 耐震設計の基本方針（変更なし）</p> <p>2. 耐震設計上の重要度分類（変更なし）</p> <p>3. 地震力の算定法</p> <p>(1) 静的地震力（変更なし）</p> <p>(2) 動的地震力</p> <p>動的地震力は、Sクラスの施設及びBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。Sクラスの施設については、基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を適用する。弾性設計用地震動は基準地震動の応答スペクトルとの比率を0.5倍として設定する。Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものに基づく地震力を適用する。本設工認申請においてBクラスの施設のうち共振のあるものは、<u>1次冷却材熱交換器</u>、<u>1次冷却系設備主配管</u>、<u>2次冷却系設備主配管</u>、<u>重水溢流タンク</u>、<u>重水系設備主配管</u>、<u>ヘリウム圧縮機</u>、<u>ヘリウム系設備主配管</u>、<u>原子炉プール溢流タンク</u>、<u>核計装案内管</u>、<u>重水ダンプ弁の接続管</u>、<u>ダクト</u>、<u>炉室排気系主ダクト</u>、<u>実験利用設備排気系主ダクト</u>、<u>燃料搬送装置</u>、<u>ビームチューブ接続管</u>、<u>水力照射設備主配管</u>、<u>気送照射設備主配管</u>、<u>放射化分析用照射設備主配管</u>、<u>クライオスタット</u>及び<u>炉室給気系主ダクト</u>である。基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。また、JRR-3原子炉施設の設計用地震動は原子炉設置変更許可申請書添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動Ss-1からSs-4、Ss-Dを用いる。基準地震動Ssの応答スペクトルを図-3-1.1に、時刻歴波形を図-3-1.2及び図-3-1.3に示す。</p> <p>4. 荷重の組合せと許容限界（変更なし）</p> <p>5. 機能維持の検討（変更なし）</p> <p>6. 耐震性評価（変更なし）</p> <p>7. 減衰定数（変更なし）</p> <p>8. 設計用床応答スペクトル及び加速度時刻歴波形（変更なし）</p> <p>9. 波及的破損に対する考慮（変更なし）</p>	<p>添付計算書において共振検討を実施した機器の追記</p>

添付書類 5 の変更について

添付書類 5. 「申請に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書」のうち添付書類 5-2 及び添付書類 5-8 を次のとおり変更する。なお、添付書類 5 を構成する添付書類 5-2 及び添付書類 5-8 以外の添付書類は変更しない。

1. 添付書類 5-2. 「中央制御室外原子炉停止盤の設置に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書」について、別添-8-別紙 1 を別添-8-別紙 2 に変更する。なお、別添-8-別紙 2 中の下線部は変更箇所を示す。
2. 添付書類 5-8. 「JRR-3 原子炉施設の構造（外部事象影響）に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書」について、別添-8-別紙 3 を別添-8-別紙 4 に変更する。なお、別添-8-別紙 4 中の下線部は変更箇所を示す。

(変更前)

5 - 2 . 中央制御室外原子炉停止盤の設置に係る
「国立研究開発法人日本原子力研究開発
機構原子力科学研究所原子炉設置変更許
可申請書」との整合性に関する説明書

(変更前)

中央制御室外原子炉停止盤の設置に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

(変更前)

原子炉設置変更許可申請書（添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性															
<p>1. 安全設計</p> <p>1.3 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合</p> <p>（原子炉制御室等）</p> <p>第三十八条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室を設けなければならない。</p> <p>一 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p>二 試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>三 設計基準事故が発生した場合に試験研究用等原子炉の運転の停止その他の試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けること。</p> <p>四 従事者が、設計基準事故時に、容易に避難できる構造とすること。</p> <p>2 試験研究用等原子炉施設には、火災その他の異常により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉を停止するための装置を設けなければならない。</p> <p>3 前項の場合において、中出力炉又は高出力炉に係る試験研究用等原子炉施設には、必要に応じて、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉内の燃料体の崩壊熱を除去し、かつ、必要なパラメータを監視するための装置を設けなければならない。</p>	<p>第 2 編 中央制御室外原子炉停止盤の設置</p> <p>3. 設計</p> <p>火災その他の要因により中央制御室が使用できない場合に、中央制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができるよう中央制御室外原子炉停止盤を設ける。なお、本原子炉施設は原子炉の停止操作をした後は 30 秒間の崩壊熱除去運転（原子炉の停止後も冷却系の運転は自動的に継続される）が達成されれば、その後の停止状態の維持は冠水維持設備により達成される。このため、火災その他の要因により中央制御室が使用できない場合においては、原子炉の停止操作以外に運転員は操作を要しない。</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>（1）火災等の原因で中央制御室にとどまることができない場合でも、中央制御室外から原子炉を停止できること。</p> <p>（2）中央制御室外から以下の必要最小限のパラメータが監視できること。</p> <p>イ. 原子炉プール水位</p> <p>ロ. 炉下室中性子空間線量率</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>中央制御室外原子炉停止盤の設計仕様は以下のとおり。なお、本申請に係る中央制御室外原子炉停止盤は既設設備であるため、工事を伴うものではない。</p> <table border="1" data-bbox="952 1141 1854 1366"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th colspan="2">中央制御室外原子炉停止盤</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉スクラムスイッチ</td> <td>スイッチの種類</td> <td>手動スイッチ</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>1 個</td> </tr> <tr> <td>作動条件</td> <td>手動操作による</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">監視設備</td> <td colspan="2">原子炉プール水位計</td> </tr> <tr> <td colspan="2">炉下室中性子モニタ</td> </tr> </tbody> </table>	名称	中央制御室外原子炉停止盤		原子炉スクラムスイッチ	スイッチの種類	手動スイッチ	個数	1 個	作動条件	手動操作による	監視設備	原子炉プール水位計		炉下室中性子モニタ		<p>本設工認申請における設計条件及び設計仕様は原子炉設置変更許可申請書の記載と整合している。</p>
名称	中央制御室外原子炉停止盤																
原子炉スクラムスイッチ	スイッチの種類	手動スイッチ															
	個数	1 個															
	作動条件	手動操作による															
監視設備	原子炉プール水位計																
	炉下室中性子モニタ																

(変更前)

原子炉設置変更許可申請書（添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書		整合性
<p>適合のための設計方針 第 2 項について</p> <p>中央制御室外の適切な場所から、原子炉の停止操作及び原子炉の状態監視ができる設計とする。このため、何らかの原因により中央制御室にとどまることができない場合には、中央制御室外の適切な場所に設けた中央制御室外原子炉停止盤により、原子炉の停止が行える設計とする。また、実験利用設備に異常が生じた場合にも、原子炉を停止するための安全スイッチを原子炉建家内に設ける設計とする。</p> <p>10. 計測制御系統施設 10.8 制御室 10.8.1 概要</p> <p>計測制御系統設備のうち、原子炉施設の運転に必要な監視及び操作装置は集中化し、原子炉制御棟内の中央制御室に設置する。</p> <p>また、火災等の原因で中央制御室にとどまることができない場合にも、中央制御室外から原子炉を停止できるように、中央制御室外原子炉停止盤を設ける。</p> <p>10.8.3 中央制御室外原子炉停止盤 10.8.3.1 設計方針</p> <p>中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室にとどまることができない場合に、原子炉を停止できる設計とする。</p> <p>10.8.3.2 主要設備</p> <p>中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室外に設置し、原子炉の停止及び必要最小限のパラメータの監視を行えるようにする。</p> <p>盤に設置する主要機器は以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉プール水位計 炉下室中性子モニタ 原子炉スクラムスイッチ 	図	図-2.1～図-2.3	
	備考	<p>監視設備の検出器については、「JRR-3 の改造(その 5)」(昭和 61 年 12 月 26 日付け 61 原研 19 第 35 号をもって申請し、昭和 62 年 4 月 6 日付け 61 安(原規)第 218 号をもって認可)にて設計及び工事の方法の認可を受け、平成 2 年 10 月 16 日付け 60 安(原規)第 173 号をもって使用前検査に合格している。</p>	
	(図は省略する)		

(変更後)

5 - 2 . 中央制御室外原子炉停止盤の設置に係る
「国立研究開発法人日本原子力研究開発
機構原子力科学研究所原子炉設置変更許
可申請書」との整合性に関する説明書

(変更後)

中央制御室外原子炉停止盤の設置に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

(変更後)

原子炉設置変更許可申請書（添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性										
<p>1. 安全設計</p> <p>1.3 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合</p> <p>（原子炉制御室等）</p> <p>第三十八条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室を設けなければならない。</p> <p>一 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p>二 試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>三 設計基準事故が発生した場合に試験研究用等原子炉の運転の停止その他の試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けること。</p> <p>四 従事者が、設計基準事故時に、容易に避難できる構造とすること。</p> <p>2 試験研究用等原子炉施設には、火災その他の異常により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉を停止するための装置を設けなければならない。</p> <p>3 前項の場合において、中出力炉又は高出力炉に係る試験研究用等原子炉施設には、必要に応じて、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉内の燃料体の崩壊熱を除去し、かつ、必要なパラメータを監視するための装置を設けなければならない。</p>	<p>第 2 編 中央制御室外原子炉停止盤の設置</p> <p>3. 設計</p> <p><u>火災</u>により中央制御室が使用できない場合に、中央制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができるよう中央制御室外原子炉停止盤を設ける。なお、本原子炉施設は原子炉の停止操作をした後は 30 秒間の崩壊熱除去運転（原子炉の停止後も冷却系の運転は自動的に継続される）が達成されれば、その後の停止状態の維持は冠水維持設備により達成される。このため、<u>火災</u>により中央制御室が使用できない場合においては、原子炉の停止操作以外に運転員は操作を要しない。</p> <p><u>また、中央制御室外原子炉停止盤は鉄筋コンクリート造の原子炉制御棟の中央制御室とは独立した区画に設けるため、中央制御室で発生した火災の影響を受けることはない。</u></p> <p>3.1 設計条件</p> <p>（1）<u>火災</u>により中央制御室にとどまることができない場合でも、中央制御室外から原子炉を停止できること。</p> <p>（2）中央制御室外から以下の必要最小限のパラメータが監視できること。</p> <p>イ．原子炉プール水位</p> <p>ロ．炉下室中性子空間線量率</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>中央制御室外原子炉停止盤の設計仕様は以下のとおり。なお、本申請に係る中央制御室外原子炉停止盤は既設設備であるため、工事を伴うものではない。</p> <table border="1" data-bbox="952 1212 1854 1364"> <thead> <tr> <th data-bbox="952 1212 1234 1252">名称</th> <th colspan="2" data-bbox="1234 1212 1854 1252">中央制御室外原子炉停止盤</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="952 1252 1234 1292" rowspan="3">原子炉スクラムスイッチ</td> <td data-bbox="1234 1252 1480 1292">スイッチの種類</td> <td data-bbox="1480 1252 1854 1292">手動スイッチ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1234 1292 1480 1332">個数</td> <td data-bbox="1480 1292 1854 1332">1 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1234 1332 1480 1364">作動条件</td> <td data-bbox="1480 1332 1854 1364">手動操作による</td> </tr> </tbody> </table>	名称	中央制御室外原子炉停止盤		原子炉スクラムスイッチ	スイッチの種類	手動スイッチ	個数	1 個	作動条件	手動操作による	<p>本設工認申請における設計条件及び設計仕様は原子炉設置変更許可申請書の記載と整合している。</p>
名称	中央制御室外原子炉停止盤											
原子炉スクラムスイッチ	スイッチの種類	手動スイッチ										
	個数	1 個										
	作動条件	手動操作による										

(変更後)

原子炉設置変更許可申請書（添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書		整合性
<p>適合のための設計方針 第 2 項について</p> <p>中央制御室外の適切な場所から、原子炉の停止操作及び原子炉の状態監視ができる設計とする。このため、何らかの原因により中央制御室にとどまることができない場合には、中央制御室外の適切な場所に設けた中央制御室外原子炉停止盤により、原子炉の停止が行える設計とする。また、実験利用設備に異常が生じた場合にも、原子炉を停止するための安全スイッチを原子炉建家内に設ける設計とする。</p> <p>10. 計測制御系統施設 10.8 制御室 10.8.1 概要</p> <p>計測制御系統設備のうち、原子炉施設の運転に必要な監視及び操作装置は集中化し、原子炉制御棟内の中央制御室に設置する。</p> <p>また、火災等の原因で中央制御室にとどまることができない場合にも、中央制御室外から原子炉を停止できるように、中央制御室外原子炉停止盤を設ける。</p> <p>10.8.3 中央制御室外原子炉停止盤 10.8.3.1 設計方針</p> <p>中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室にとどまることができない場合に、原子炉を停止できる設計とする。</p> <p>10.8.3.2 主要設備</p> <p>中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室外に設置し、原子炉の停止及び必要最小限のパラメータの監視を行えるようにする。</p> <p>盤に設置する主要機器は以下のとおりとする。</p> <p>原子炉プール水位計 炉下室中性子モニタ 原子炉スクラムスイッチ</p>	監視設備	原子炉プール水位計 炉下室中性子モニタ	
	図	図-2.1～図-2.3	
	備考	<p>監視設備の検出器については、「JRR-3 の改造(その 5)」(昭和 61 年 12 月 26 日付け 61 原研 19 第 35 号をもって申請し、昭和 62 年 4 月 6 日付け 61 安(原規)第 218 号をもって認可)にて設計及び工事の方法の認可を受け、平成 2 年 10 月 16 日付け 60 安(原規)第 173 号をもって使用前検査に合格している。</p>	
(図は省略する)			

(変更前)

5－8. JRR-3原子炉施設の構造（外部事象影響）に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

(変更前)

JRR-3 原子炉施設の構造（外部事象影響）に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

(変更前)

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>注)「(本文)」は原子炉設置変更許可申請書本文別冊3の記載事項を示す。また、「(添八)」は原子炉設置変更許可申請書添付書類八別冊3の記載事項を示す。</p> <p>(本文)</p> <p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(i) 本原子炉施設は、以下の基本的方針の下に安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下「原子炉等規制法」という。)及び関連法令の要求に適合する構造とする。</p> <p>(中略)</p> <p>d. 安全施設は、敷地で想定される降水・洪水、風(台風)、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の自然現象や、敷地又はその周辺において想定される飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等の外部人為事象(故意によるものを除く。)に対して安全機能を損なわない構造及び配置とする。</p> <p>(添八)</p> <p>1. 安全設計</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.15 外部火災防護に関する設計方針</p> <p>安全施設が外部火災に対して、想定される最も厳しい火災が発生した場合においても必要な安全機能を損なわない設計とする。</p>	<p>第8編 JRR-3 原子炉施設の構造(外部事象影響)</p> <p>3. 設計及び評価</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>自然現象(洪水・降水、風(台風)、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象及び森林火災)及び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(以下「人為事象」という。)(飛来物(航空機落下等)、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)については、原子炉施設への影響を及ぼさないことを確認している。本申請では、前述した自然現象及び人為事象において原子炉施設への影響に対し評価計算を要する外部火災(森林火災、爆発、近隣工場等の火災及び航空機の落下による火災)及び竜巻について確認する。</p> <p>以下に外部火災及び竜巻に係る設計条件を示す。</p> <p>(1) 外部火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力科学研究所(以下「原科研」という。)敷地外の森林火災が原子炉施設に迫った場合でも、施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計する。 原科研敷地内にLNGタンク等を設置する場合は、その爆発による原子炉施設への 	<p>原子炉設置変更許可申請書の記載に従い、安全機能を損なわないことを確認しているため整合している。</p>

(変更前)

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(1) 森林火災</p> <p>原子力科学研究所敷地外の 10km 以内の範囲に発火点を設定して評価する。原子力科学研究所周辺の植生については、敷地南西に接している村松虚空蔵尊付近にはヤブコウジースダジイ群集、シラカシ群集が分布している。また、気象データとして風速については、過去 10 年(2007 年～2016 年)の水戸気象台の観測データの最大風速 17.5m/s (2014 年 2 月及び 2016 年 1 月)を使用する。安全機能を有する施設を内包する建物のコンクリート外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている許容温度 (200℃) 以下とすること又は内部火災に至らないとすることで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>(2) 近隣の産業施設の火災・爆発</p> <p>評価対象範囲は、原子力科学研究所敷地外の半径 10km 以内に存在する石油コンビナート等とする。近隣の主な産業施設としては、東京電力ホールディングス株式会社常陸那珂火力発電所、株式会社日立ハイテクマテリアルズ日立オイルターミナル、出光興産株式会社日立油槽所等が存在する。これらの産業施設等において火災・爆発が起きた際に、火災については安全機能を有する施設を内包する建物の外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている許容温度 (200℃) 以下又は内部火災に至らないとすることとし、爆発については、敷地外においては石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が危険限界距離以上に、敷地内においては高圧ガス保安法及びその関係法令で規定される保安距離以上になるよう確保することで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>(3) 航空機落下による火災の影響評価</p>	<p>影響を考慮して設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原科研敷地外の近隣工場等 (半径 10km 以内) において火災が発生した場合に、原子炉施設の安全性に影響を与えるおそれがあるときは、必要に応じて防護対策をとる。 ・ 原科研敷地内に重油タンク等を設置する場合は、その火災による原子炉施設への影響を考慮して設置する。 ・ 原科研の敷地への航空機の落下により発生する火災を想定しても、原子炉施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計し、必要に応じて対策を講じる。 ・ 原子炉施設に隣接する森林については、森林が拡大しないよう樹木を管理することを保安規定及び下部規定に定めることとする。 <p>(2) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原科研の敷地及びその周辺 (施設から半径 20km の範囲) における過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻 (藤田スケール F1、最大風速 49m/s) の発生を考慮しても、原子炉施設の安全性を確保するために必要な安全機能を損なわない設計とする。 ・ 当該竜巻で原子炉施設の構造健全性に影響を及ぼすことを確認した飛来物については、飛来防止対策等を講ずることを保安規定及び下部規定に定めることとする。 ・ 竜巻以外の自然現象による荷重 竜巻と同時に発生する雷、雪、雹、大雨 	

(変更前)

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>航空機種別ごとの墜落確率が10^{-7}以上になる面積を求め、その外周部に航空機が落下し炎上した際の安全機能を有する施設を内包する建物のコンクリート外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている許容温度(200℃)以下とすること又は内部火災に至らないとすることで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>1.3 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>(外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>第六条 安全施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。次項において同じ。)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。</p> <p>2 重要安全施設は、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ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p> <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等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ものでなければならない。</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>第1項について</p>	<p>については、以下の理由により原子炉施設への影響が相乗しないため、考慮しない。</p> <p>①雷 竜巻は建家、構造物及び設備(系統・機器)に対する風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重であるが、落雷は雷撃であり影響モードが異なることから、竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <p>②雪 上昇気流の竜巻本体周辺では、竜巻通過時に雪は降らない。下降流の竜巻通過時や竜巻通過前に積もった雪は竜巻の風に吹き飛ばされ、建家への影響は生じないことから竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <p>③雹 竜巻通過前に積もった雹は竜巻の風に吹き飛ばされ、建家への影響は生じない。また、降雹による衝撃荷重は、設計飛来物に包含できるため考慮しない。</p> <p>④大雨 大雨による影響は建家への浸水であり、竜巻とは影響モードが異なることから、竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 竜巻随件事象の考慮について 竜巻随件事象(火災、溢水、電源喪失)に関しては、以下の理由により JRR-3 原子炉施設の外殻の健全性が損なわれなければ、影響が相乗することはなく、JRR-3 	

(変更前)

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>安全施設は、敷地内又はその周辺において想定される以下のような自然現象(地震及び津波を除く。)又はその組み合わせに遭遇した場合においても、安全機能が損なわれない設計とする。ただし、代替手段による機能維持が可能な場合は、その効果を考慮する。</p> <p>なお、JRR-3 原子炉施設は、竜巻又は火山の影響による安全機能の喪失を想定しても、別紙2に示すとおり、一般公衆に対する放射線影響が小さい(5mSv を超えるおそれがない。)原子炉施設である。</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>(3) 竜巻</p> <p>敷地及びその周辺(施設から半径20kmの範囲)における過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻(藤田スケールF1、最大風速49m/s)及びその随件事象(火災、溢水、電源喪失)の発生を考慮しても、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。竜巻の接近のおそれがある場合には、原子炉を停止する。安全機能を有する施設を内包する建物は、竜巻により作用する「風圧力」、「気圧差による圧力」及び「設計飛来物による衝撃荷重」を適切に組み合わせた荷重を考慮して、その構造健全性が確保できる設計とする。また、設計飛来物が、当該建物に衝突した場合においても、健全性が確保される設計とする。</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>(10) 森林火災</p> <p>敷地外の森林火災が本原子炉施設に迫った場合でも、安全施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計し、施設周辺の草木の管理(安全機能を有する施設を内包する建物に熱影響を与え得る森林を施設周辺に拡大させない。)その他必要に応じた対策を講じる。な</p>	<p>設計及び工事の計画の認可申請書</p> <p>原子炉施設の安全性が損なわれることはない。このため、竜巻の発生を想定した場合において JRR-3 原子炉施設の外殻の健全性が維持されることが確認できた場合は、竜巻随件事象を考慮しない。</p> <p>①火災</p> <p>竜巻により JRR-3 原子炉施設周辺の危険物タンクが倒壊又は損傷し、火災又は爆発が発生した場合の影響については外部火災影響評価に包含される。</p> <p>②溢水</p> <p>竜巻に対して安全機能を有する設備の外殻となる施設の健全性が維持されるため、竜巻による気圧低下等に起因した溢水は起こらない。</p> <p>③外部電源喪失</p> <p>JRR-3 原子炉施設が立地する原科研周辺で竜巻発生のおそれがある場合は事前に原子炉を停止するため、原子炉停止後30秒間の崩壊熱除去のための強制循環冷却及びそれに必要な監視設備の機能は達成でき、以降の安全機能を有する設備の機能の維持に外部電源は必要ないため、竜巻により外部電源を喪失した場合でも安全機能を有する設備の機能は維持される。</p> <p>3.2 評価条件</p> <p>安全施設を内包する建家として評価対象である原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、</p>	<p>整合性</p>

(変更前)

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>お、施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉を停止する。</p> <p>また、森林火災が発生した場合に消火活動ができるよう、建家外に消火栓等の消火設備を設置する。</p> <p>外部火災時のばい煙に対しても、外部から制御室への進入を防止できる設計とする。</p> <p>なお、航空機落下確率が10^{-7}回/炉・年以上となる面積の外周部にある森林に航空機が落下し、その火災によって森林火災が発生するといった熱影響が最も厳しい条件となる重畳事象を想定した場合でも、安全施設の安全機能に影響はない。</p> <p>(11) 自然現象の組合せ</p> <p>施設の影響(荷重、浸水、温度、電気影響)について、自然現象の組合せを想定した場合でも、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計とする。また、必要に応じて影響軽減のための対策を講じる。</p> <p>第2項について</p> <p>自然現象に対する重要安全施設は、設置許可基準規則の解釈に基づき、重要度分類の基本的な考え方の「4. (1) 自然現象に対する設計上の考慮」に沿って選定する。JRR-3のクラス2の構築物、系統及び機器には想定される自然現象(特に、竜巻に対しては藤田スケールF1の最大風速49m/s、火山に対しては極微量の降下火砕物)の影響を受ける施設がないため、自然現象に対する重要安全施設は、クラス1の制御棒、スクラム機構及び安全保護回路(停止系)が該当する。このため、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がないよう、これらを内包する建物の構造健全性が確保される設計とする。</p> <p>第3項について</p> <p>安全施設は、想定される以下のような偶発的な外部人為</p>	<p>実験利用棟、原子炉制御棟、使用済燃料貯蔵施設並びに安全施設として評価対象である排気筒(以下「評価対象施設」という。)に対し外部火災及び竜巻への影響を評価することにより、安全施設が機能を損なわないことを確認する。評価対象施設はすべて鉄筋コンクリート構造である。なお、安全施設のうち冷却塔については、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれのある外部事象発生時には、原子炉を停止することで必要な安全機能が達成されることから、本申請での評価対象外とする。</p> <p>評価対象施設が3.1に示した設計条件を満足することを以下のとおり確認する。</p> <p>(1) 外部火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される外部火災である森林火災、近隣の産業施設等の火災・爆発及び航空機の落下による火災が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを評価により確認する。 <p>(2) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される竜巻である藤田スケールF1の竜巻が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを評価により確認する。 <p>3.3 評価結果</p> <p>(1) 外部火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される外部火災による影響評価の結果、外部火災が発生した場合でも、評価対 	

(変更前)

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>事象(故意によるものを除く。)によって、安全機能を損なうことのない設計とする。ただし、代替手段による機能維持が可能な場合は、その効果を考慮する。</p> <p>(1) 飛来物(航空機落下等)</p> <p>JRR-3 原子炉施設への航空機の落下確率については「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成14・07・29 原院第4号(平成14年7月30日原子力安全・保安院制定))等に基づき評価した結果、約6.1×10^{-8}回/炉・年であり、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。したがって、航空機落下に対する考慮をする必要はなく、航空機落下により安全施設が安全機能を損なうことはない。</p> <p>(中略)</p> <p>(3) 外部火災</p> <p>外部火災により安全施設の安全機能を損なうことのないように、近隣の産業施設(半径10km以内)の火災・爆発、航空機落下による火災を考慮して必要な防護対策等を施す。なお、施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉を停止する。</p> <p>a. 爆発</p> <p>敷地周辺には、石油コンビナート等の大規模な爆発のおそれのある工場等はない。</p> <p>本研究所の敷地内に重油タンク、LNGタンク等を設置する場合は、その爆発による安全施設の安全機能への影響を考慮して設置する。</p> <p>b. 近隣工場等の火災</p> <p>本研究所の敷地外の近隣工場等において火災が発生した場合に、安全施設の安全機能に影響を与えるおそれがあるときは、必要に応じて防護対策をとる。</p>	<p>象施設の構造健全性に影響がないため、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。</p> <p>(2) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される竜巻である藤田スケール F1 の竜巻による影響評価の結果、この竜巻が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないため、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。 	

(変更前)

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
c. 航空機落下による火災 敷地への航空機の墜落で発生する火災を想定しても、安全施設の安全機能に影響を及ぼさないことを評価し、必要に応じて対策を講じる。		

(変更後)

5－8. JRR-3原子炉施設の構造（外部事象影響）に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

(変更後)

JRR-3 原子炉施設の構造（外部事象影響）に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

(変更後)

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>注)「(本文)」は原子炉設置変更許可申請書本文別冊3の記載事項を示す。また、「(添八)」は原子炉設置変更許可申請書添付書類八別冊3の記載事項を示す。</p> <p>(本文)</p> <p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(i) 本原子炉施設は、以下の基本的方針の下に安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下「原子炉等規制法」という。)及び関連法令の要求に適合する構造とする。</p> <p>(中略)</p> <p>d. 安全施設は、敷地で想定される降水・洪水、風(台風)、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の自然現象や、敷地又はその周辺において想定される飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等の外部人為事象(故意によるものを除く。)に対して安全機能を損なわない構造及び配置とする。</p> <p>(添八)</p> <p>1. 安全設計</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.15 外部火災防護に関する設計方針</p> <p>安全施設が外部火災に対して、想定される最も厳しい火災が発生した場合においても必要な安全機能を損なわない設計とする。</p>	<p>第8編 JRR-3 原子炉施設の構造(外部事象影響)</p> <p>3. 設計及び評価</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>自然現象(洪水・降水、風(台風)、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象及び森林火災)及び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(以下「人為事象」という。)(飛来物(航空機落下等)、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)については、原子炉施設への影響を及ぼさないことを確認している。本申請では、前述した自然現象及び人為事象において原子炉施設への影響に対し評価計算を要する外部火災(森林火災、爆発、近隣工場等の火災及び航空機の落下による火災)及び竜巻について確認する。</p> <p>以下に外部火災及び竜巻に係る設計条件を示す。</p> <p>(1) 外部火災</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力科学研究所(以下「原科研」という。)敷地外の森林火災が原子炉施設に迫った場合でも、施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計する。 ・ 原科研敷地内に LNG タンク等を設置する場合は、その爆発による原子炉施設への 	<p>原子炉設置変更許可申請書の記載に従い、安全機能を損なわないことを確認しているため整合している。</p>

(変更後)

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(1) 森林火災</p> <p>原子力科学研究所敷地外の 10km 以内の範囲に発火点を設定して評価する。原子力科学研究所周辺の植生については、敷地南西に接している村松虚空蔵尊付近にはヤブコウジースダジイ群集、シラカシ群集が分布している。また、気象データとして風速については、過去 10 年(2007 年～2016 年)の水戸気象台の観測データの最大風速 17.5m/s (2014 年 2 月及び 2016 年 1 月)を使用する。安全機能を有する施設を内包する建物のコンクリート外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている許容温度 (200℃) 以下とすること又は内部火災に至らないとすることで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>(2) 近隣の産業施設の火災・爆発</p> <p>評価対象範囲は、原子力科学研究所敷地外の半径 10km 以内に存在する石油コンビナート等とする。近隣の主な産業施設としては、東京電力ホールディングス株式会社常陸那珂火力発電所、株式会社日立ハイテクマテリアルズ日立オイルターミナル、出光興産株式会社日立油槽所等が存在する。これらの産業施設等において火災・爆発が起きた際に、火災については安全機能を有する施設を内包する建物の外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている許容温度 (200℃) 以下又は内部火災に至らないとすることとし、爆発については、敷地外においては石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が危険限界距離以上に、敷地内においては高圧ガス保安法及びその関係法令で規定される保安距離以上になるよう確保することで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>(3) 航空機落下による火災の影響評価</p>	<p>影響を考慮して設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原科研敷地外の近隣工場等 (半径 10km 以内) において火災が発生した場合に、原子炉施設の安全性に影響を与えるおそれがあるときは、必要に応じて防護対策をとる。 ・ 原科研敷地内に重油タンク等を設置する場合は、その火災による原子炉施設への影響を考慮して設置する。 ・ 原科研の敷地への航空機の落下により発生する火災を想定しても、原子炉施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計し、必要に応じて対策を講じる。 ・ 原子炉施設に隣接する森林については、森林が拡大しないよう樹木を管理することを保安規定及び下部規定に定めることとする。 <p>(2) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原科研の敷地及びその周辺 (施設から半径 20km の範囲) における過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻 (藤田スケール F1、最大風速 49m/s) の発生を考慮しても、原子炉施設の安全性を確保するために必要な安全機能を損なわない設計とする。 ・ 当該竜巻で原子炉施設の構造健全性に影響を及ぼすことを確認した飛来物については、飛来防止対策等を講ずることを保安規定及び下部規定に定めることとする。 ・ 竜巻以外の自然現象による荷重 竜巻と同時に発生する雷、雪、雹、大雨 	

(変更後)

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>航空機種別ごとの墜落確率が10^{-7}以上になる面積を求め、その外周部に航空機が落下し炎上した際の安全機能を有する施設を内包する建物のコンクリート外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている許容温度(200℃)以下とすること又は内部火災に至らないとすることで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>1.3 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>(外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>第六条 安全施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。次項において同じ。)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。</p> <p>2 重要安全施設は、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ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p> <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等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ものでなければならない。</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>第1項について</p>	<p>については、以下の理由により原子炉施設への影響が相乗しないため、考慮しない。</p> <p>①雷 竜巻は建家、構造物及び設備(系統・機器)に対する風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重であるが、落雷は雷撃であり影響モードが異なることから、竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <p>②雪 上昇気流の竜巻本体周辺では、竜巻通過時に雪は降らない。下降流の竜巻通過時や竜巻通過前に積もった雪は竜巻の風に吹き飛ばされ、建家への影響は生じないことから竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <p>③雹 竜巻通過前に積もった雹は竜巻の風に吹き飛ばされ、建家への影響は生じない。また、降雹による衝撃荷重は、設計飛来物に包含できるため考慮しない。</p> <p>④大雨 大雨による影響は建家への浸水であり、竜巻とは影響モードが異なることから、竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 竜巻随件事象の考慮について 竜巻随件事象(火災、溢水、電源喪失)に関しては、以下の理由により JRR-3 原子炉施設の外殻の健全性が損なわれなければ、影響が相乗することはなく、JRR-3 	

(変更後)

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>安全施設は、敷地内又はその周辺において想定される以下のような自然現象(地震及び津波を除く。)又はその組み合わせに遭遇した場合においても、安全機能が損なわれない設計とする。ただし、代替手段による機能維持が可能な場合は、その効果を考慮する。</p> <p>なお、JRR-3 原子炉施設は、竜巻又は火山の影響による安全機能の喪失を想定しても、別紙2に示すとおり、一般公衆に対する放射線影響が小さい(5mSv を超えるおそれがない。)原子炉施設である。</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>(3) 竜巻</p> <p>敷地及びその周辺(施設から半径20kmの範囲)における過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻(藤田スケールF1、最大風速49m/s)及びその随件事象(火災、溢水、電源喪失)の発生を考慮しても、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。竜巻の接近のおそれがある場合には、原子炉を停止する。安全機能を有する施設を内包する建物は、竜巻により作用する「風圧力」、「気圧差による圧力」及び「設計飛来物による衝撃荷重」を適切に組み合わせた荷重を考慮して、その構造健全性が確保できる設計とする。また、設計飛来物が、当該建物に衝突した場合においても、健全性が確保される設計とする。</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>(10) 森林火災</p> <p>敷地外の森林火災が本原子炉施設に迫った場合でも、安全施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計し、施設周辺の草木の管理(安全機能を有する施設を内包する建物に熱影響を与え得る森林を施設周辺に拡大させない。)その他必要に応じた対策を講じる。な</p>	<p>設計及び工事の計画の認可申請書</p> <p>原子炉施設の安全性が損なわれることはない。このため、竜巻の発生を想定した場合において JRR-3 原子炉施設の外殻の健全性が維持されることが確認できた場合は、竜巻随件事象を考慮しない。</p> <p>①火災</p> <p>竜巻により JRR-3 原子炉施設周辺の危険物タンクが倒壊又は損傷し、火災又は爆発が発生した場合の影響については外部火災影響評価に包含される。</p> <p>②溢水</p> <p>竜巻に対して安全機能を有する設備の外殻となる施設の健全性が維持されるため、竜巻による気圧低下等に起因した溢水は起こらない。</p> <p><u>また、竜巻による気圧低下等に起因し、冷却塔ポンドより溢水が生じた場合においても、冷却塔周辺には傾斜が設けられていることに加え、溢水に対する防護対象を内包する原子炉建家及び原子炉制御棟とは十分な離隔距離(冷却塔と原子炉建家間で約40m)がとられていることから竜巻を起因とする冷却塔ポンドからの溢水が原子炉建家及び原子炉制御棟へ流入することはない。</u></p> <p>③外部電源喪失</p> <p>JRR-3 原子炉施設が立地する原科研周辺で竜巻発生のおそれがある場合は事前に原子炉を停止するため、原子炉停止後30秒間の崩壊熱除去のための強制循環冷</p>	<p>整合性</p>

(変更後)

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>お、施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉を停止する。</p> <p>また、森林火災が発生した場合に消火活動ができるよう、建家外に消火栓等の消火設備を設置する。</p> <p>外部火災時のばい煙に対しても、外部から制御室への進入を防止できる設計とする。</p> <p>なお、航空機落下確率が10^{-7}回/炉・年以上となる面積の外周部にある森林に航空機が落下し、その火災によって森林火災が発生するといった熱影響が最も厳しい条件となる重畳事象を想定した場合でも、安全施設の安全機能に影響はない。</p> <p>(11) 自然現象の組合せ</p> <p>施設の影響(荷重、浸水、温度、電気影響)について、自然現象の組合せを想定した場合でも、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計とする。また、必要に応じて影響軽減のための対策を講じる。</p> <p>第2項について</p> <p>自然現象に対する重要安全施設は、設置許可基準規則の解釈に基づき、重要度分類の基本的な考え方の「4.(1)自然現象に対する設計上の考慮」に沿って選定する。JRR-3のクラス2の構築物、系統及び機器には想定される自然現象(特に、竜巻に対しては藤田スケールF1の最大風速49m/s、火山に対しては極微量の降下火砕物)の影響を受ける施設がないため、自然現象に対する重要安全施設は、クラス1の制御棒、スクラム機構及び安全保護回路(停止系)が該当する。このため、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がないよう、これらを内包する建物の構造健全性が確保される設計とする。</p> <p>第3項について</p> <p>安全施設は、想定される以下のような偶発的な外部人為</p>	<p>却及びそれに必要な監視設備の機能は達成でき、以降の安全機能を有する設備の機能の維持に外部電源は必要ないため、竜巻により外部電源を喪失した場合でも安全機能を有する設備の機能は維持される。</p> <p>3.2 評価条件</p> <p>安全施設を内包する建家として評価対象である原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、実験利用棟、原子炉制御棟、使用済燃料貯蔵施設並びに安全施設として評価対象である排気筒(以下「評価対象施設」という。)に対し外部火災及び竜巻への影響を評価することにより、安全施設が機能を損なわないことを確認する。評価対象施設はすべて鉄筋コンクリート構造である。なお、安全施設のうち冷却塔については、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれのある外部事象発生時には、原子炉を停止することで必要な安全機能が達成されることから、本申請での評価対象外とする。</p> <p><u>一方、原子力科学研究所の共通設備であるモニタリングポストについては、屋外に設置される安全設備であるが、その安全機能は設計基準事故時における迅速な対応のための放射線モニタリングである。評価対象施設の安全性が外部火災及び竜巻によって損なわれないことを評価により確認できた場合は、当該事象発生時に設計基準事故に発展するおそれはない。したがって、当該事象に対しモニタリングポストの機能が要求される</u></p>	

(変更後)

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>事象(故意によるものを除く。)によって、安全機能を損なうことのない設計とする。ただし、代替手段による機能維持が可能な場合は、その効果を考慮する。</p> <p>(1) 飛来物(航空機落下等)</p> <p>JRR-3 原子炉施設への航空機の落下確率については「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成14・07・29 原院第4号(平成14年7月30日原子力安全・保安院制定))等に基づき評価した結果、約6.1×10^{-8}回/炉・年であり、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。したがって、航空機落下に対する考慮をする必要はなく、航空機落下により安全施設が安全機能を損なうことはない。</p> <p>(中略)</p> <p>(3) 外部火災</p> <p>外部火災により安全施設の安全機能を損なうことのないように、近隣の産業施設(半径10km以内)の火災・爆発、航空機落下による火災を考慮して必要な防護対策等を施す。なお、施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉を停止する。</p> <p>a. 爆発</p> <p>敷地周辺には、石油コンビナート等の大規模な爆発のおそれのある工場等はない。</p> <p>本研究所の敷地内に重油タンク、LNGタンク等を設置する場合は、その爆発による安全施設の安全機能への影響を考慮して設置する。</p> <p>b. 近隣工場等の火災</p> <p>本研究所の敷地外の近隣工場等において火災が発生した場合に、安全施設の安全機能に影響を与えるおそれがあるときは、必要に応じて防護対策をとる。</p>	<p><u>ことはないため評価を実施しない。</u></p> <p>評価対象施設が3.1に示した設計条件を満足することを以下のとおり確認する。</p> <p>(1) 外部火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される外部火災である森林火災、近隣の産業施設等の火災・爆発及び航空機の落下による火災が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを評価により確認する。 <p>(2) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される竜巻である藤田スケールF1の竜巻が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを評価により確認する。 <p>3.3 評価結果</p> <p>(1) 外部火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される外部火災による影響評価の結果、外部火災が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないため、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。 <u>評価対象施設の安全性が外部火災によって損なわれないことが評価により確認できたため、外部火災発生時にモニタリングポストの機能が要求されることはない。</u> <p>(2) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される竜巻である藤田スケールF1の竜巻による影響評価の結果、この竜巻が発 	

(変更後)

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>c. 航空機落下による火災 敷地への航空機の墜落で発生する火災を想定しても、安全施設の安全機能に影響を及ぼさないことを評価し、必要に応じて対策を講じる。</p>	<p>生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないため、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>評価対象施設の安全性が竜巻によって損なわれないことが評価により確認できたため、竜巻発生時にモニタリングポストの機能が要求されることはない。</u> 	

添付書類 6 の変更について

添付書類 6. 「JRR-3 原子炉施設に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」への適合性説明の要否について」の別表を次のとおり変更する。なお、別表 2 は変更しない。

1. 別表 1 「JRR-3 許可基準規則への対応と後段規制の関係」に関し、以下の点を変更する（変更後の別表 1 を別添-9-別紙 1 に示す）。
 - 1) 第 38 条（原子炉制御室等）の設工認申請回を次のとおり変更する。
（変更前） その 1 3（第 3 編）
（変更後） その 1 3（第 2 編）

2. 別表 3 「JRR-3 原子炉施設の新規制基準対応に係る設工認申請一覧（技術基準規則ごと）」に関し、以下の点を変更する（変更後の別表 2 を別添-9-別紙 2 に示す）。
 - 1) ページ番号を次の通り変更する。
（変更前） 「添 6 別 2-1」～「添 6 別 2-8」
（変更後） 「添 6 別 3-1」～「添 6 別 3-8」

 - 2) 第 21 条（安全設備）の設工認申請その 9 第 2 編消火設備の設置（ハロゲン化合物消火設備）の記載を次のとおり変更する。
（変更前） 「火災感知器（煙感知器、炎感知器）、火災受信機」
（変更後） 「火災感知器（煙感知器）、火災受信機」

3. 別表 4 として、別添-9-別紙 3 に示す「設工認その 1 3 において新たに適合性を示している技術基準規則に対する既認可設備の適合性」を追加する。

別表1 JRR-3 許可基準規則への対応と後段規制の関係

		設置変更許可申請	設計、説明			設備機器			後段での対応			設置変更許可申請			設工認申請			保安規定		後段対応区分		備考			
			設計、説明	設備機器	運用による対応	評価等による確認の	No.	保安規定	評価	申請回	保安規定	下部規定へ	① 新規要求(設工規則)で新規設工認必要		② 新規要求(設工規則)が新規設工認不 用(許可、既往設工認、保安規定で対応可)		③ 要求変更(設工規則)なし既往設工認で 確認または保安規定で対応		④ 要求変更(設工規則)なしだが許可方針に 従い新規設工認必要		⑤ 要求変更(設工規則)なしだが設備の更 新のため、新規設工認が必要。				
													後段での対応		設備機器		申請回		保安規定		後段対応区分				
許可申請書での説明																									
第3条	地盤	耐震重要度に応じて算定する地震力が作用した場合においても、施設を十分に支持することができる地盤に設ける。																			②	※1: JRR-3原子炉施設に属する施設が施設されている地盤が対象			
		Sクラスに属する施設を有する原子炉施設は、地震発生に伴う地盤変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。																				②	※2: Sクラスの機器・配管系及びそれらを支持する建物・構築物(耐震重要施設)が設置される地盤が対象		
		Sクラスに属する施設を有する原子炉施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がないことを確認した地盤に設置する。																					②	許可書添付「3.6 JRR-3原子炉施設の基礎地盤及び周辺斜面の安定性」で評価済み	
第4条	地震	耐震重要度分類に従い、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類し、当該分類に応じた耐震設計を行う。		○	○	○	○	※	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	①	※S.B.Cクラス機器が対象		
		原子炉施設に適用する設計用地震力は、「1.2.3 地震力の算定法」に示す方法により算定する。																				②	許可書添付別冊3「1.2.3 地震力の算定法」に記載の通り		
		(1) Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。また、Sクラスの施設は、必要に応じて弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれかの地震力に対して、おおむね弾性範囲にとどまる設計とする。		○	○	○	○	○	※	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	①	※Sクラス機器が対象	
		(2) Bクラス及びCクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性範囲にとどまる設計とする。また、Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、必要に応じてその影響についての検討を行う。		○	○	○	○	○	※	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	①②	※B.Cクラス機器が対象	
		(3) Sクラスの施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。		○	○	○	○	○	※	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	①	※B.Cクラス機器が対象	
		Sクラスに属する施設を有する原子炉施設の周辺斜面は、基準地震動による地震力に対して、施設の安全機能に重大な影響を与えるような崩壊を起こすおそれがないものとする。																					②	JRR-3の周辺には地盤により崩壊を起こすような斜面はないことを確認済み	
第5条	津波	使用済燃料貯蔵施設(北地区)について、L2津波により浸水しても保管孔内のステンレス製密封容器により海水の侵入を防止する設計とする。		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	①			
第6条	外部事象対策 (自然現象)	洪水・降水		敷地に降った雨水等は地形的にみて太平洋に流れること、また、JRR-3の約3km(北地区からは約1.3km)北側を流れる久慈川の浸水想定区域からも十分離れていることから、降水や洪水による被害は考えられないため、考慮不要。																					
		風(台風)対策		水戸地方気象台の観測記録(1937年～2013年)によれば、敷地付近で観測された瞬間最大風速は、44.2m/s(1939年8月5日)である。風荷重に対する設計は、建築基準法に基づいて行っており、風(台風)による被害を受けるおそれはないため、考慮不要。																					
		竜巻対策		F1+随伴事象の発生を考慮しても安全機能を損なわない設計とする。竜巻の接近の恐れがある場合には原子炉を停止する。		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	①	※1-1、1-3、33、34、44、176、236 原子炉を停止する(保安規定第65条) 飛来物の管理(保安規定第32条の3)
		凍結対策		最低気温から適切な余裕を考慮して設計する。																				②	旧設置許可申請書(添付方針2)から変更なし
		積雪対策		茨城県建築基準法関係条例に基づく垂直積雪量(東海村は30cm)を参考に設計していることから、積雪による被害を受けるおそれはないため、考慮不要。																					
		落雷対策		原子炉建家、原子炉制御棟等の関連建家には、避雷針を設ける。		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	①	制御棟避雷針はその13にて申請する
		地滑り		東海村自然災害ハザードマップ(平成25年9月)において、原子炉施設周辺に土砂災害警戒区域又は土砂災害特別警戒区域は存在しないことから、地滑りによる被害を受けるおそれはないため、考慮不要。																					
		火山対策		降下火砕物の層厚は極微量であり、影響を受けるおそれはない。																					
		生物学的事象		換気系への枯葉混入等の影響を考慮しても、安全機能を行わない設計とする。																				②	#6の炉室給気系空調和器の構造図にフィルタが設置されていることが示されており既設設備で満足するため、新たな対応は不要
		森林火災対策		森林火災が迫った場合でも、安全機能を損なうおそれがないように設計する。なお、施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉を停止する。		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	①	※1-1、1-3、33、34、44、176、236 原子炉を停止する(保安規定第65条)
				施設周辺の草木の管理その他必要に応じた対策を講じる。																				②	保安規定に従い草木の管理を行う(保安規定第32条の3)
				建家外に消火栓等の消火設備を設置する。		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	①	評価上機能を期待しないが、許可書添付別冊3の記載に基づき、申請
				ばい煙に対して、外部から制御室への進入を防止できる設計とする。		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	①	既設設備として設置されている空調設備ダンパについて申請
		自然現象の組合せ		自然現象の組合せを想定した場合でも、安全機能を損なうおそれがない設計とする。		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	①	※1-1、1-3、33、34、44、176、236
		必要に応じて影響軽減のための対策を講じる。																				②	安全機能を損なうおそれがないため、考慮不要		
	飛来物(航空機落下等)	JRR-3原子炉施設への航空機落下確率について評価した結果、10-7回/炉・年を越えないため、考慮不要。																							
	ダムの崩壊	崩壊により本原子炉施設に被害を与えるような大規模なダムが存在しないため、考慮不要。																							
	爆発対策	所内に重油タンク、LNGタンク等を設置する場合は、安全施設の安全機能への影響を考慮して設置する。		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	①	※1-1、1-3、33、34、44、176、236		

		許可申請書での説明	設置変更許可申請			設工認申請			保安規定		後段対応区分		備考		
			設計、説明		評価等による確認の 要否	具体的な設計			申請 回	保安 規定	下部 規定 へ	① 新規要求(設工規則)で新規設工認必要 ② 新規要求(設工規則)だが新規設工認不 用(許可、既往設工認、保安規定で対応可) ③ 要求変更(設工規則)なし既往設工認で 確認または保安規定で対応 ④ 要求変更(設工規則)なしだが許可方針に 従い新規設工認必要 ⑤ 要求変更(設工規則)なしだが設備の更 新のため、新規設工認が必要。			
			後 段 で の 対 応	設 備 機 器		運 用 に よ る 対 応	設 備 機 器	No.						保 安 規 定	評 価
外部事象対策 (人為事象)	近隣工場の火災への対策	安全施設の安全機能に影響を与えるおそれがあるときは、必要に応じて防護対策をとる。	○	○	○	○	※	○	その13 (第8編)			①	※1-1、1-3、33、34、44、176、236		
	航空機落下による火災	安全機能に影響がないことを評価し、必要に応じて対策を講じる。	○	○	○	○	※	○	その13 (第8編)			①	※1-1、1-3、33、34、44、176、236		
	有毒ガス	必要に応じて、原子炉を停止し運転員は退避する。	○		○							○	○	設工認その7で安全避難通路を申請するため、必要に応じて避難可能である。また、異常時に原子炉を停止させ、避難することを保安規定等に定める。(保安規定第65条)	
	船舶の衝突	原子力科学研究所の東側には海岸があるが、本原子炉施設から約600m離れており、船舶の衝突を考慮する必要はないため、考慮不要。											—		
	電磁的障害対策	電磁干渉や無線電波干渉等により安全施設の安全機能を損なうおそれがないよう電磁波の侵入を防止する設計とする。					※			#5			②	既設設備の設計で満足する(安全保護系の回路は金属製の筐体に収納されている)ため、新たな対応は不要 ※109,122,123,145	
第7条 不法侵入対策	安全施設を含む区域を設定し、区域への出入管理が適切に行える設計とする。											②	核物質防護規定で対応済み		
	研究所敷地内への入構管理を適切に行う。											②	核物質防護規定で対応済み		
	炉の運転及び制御に直接使用するコンピュータ類は外部と切断して使用する。											②	核物質防護規定で対応済み		
	コンピュータ類を使用する場合は、保守等においてコンピュータウイルスの混入などに留意する。											②	核物質防護規定で対応済み		
第8条 火災による損傷の防止	火災の発生防止	パッキンの挿入、堰の設置等による漏えい防止、過電流保護装置等を備えた設計					※	○*	その13 (第7編)				③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要 ※火災発生防止対策についてその13にて説明 水炉安全審査指針5	
		発火性物質及び引火性物質の持ち込みを管理する。			○							○	○	②	可燃物等の持ち込みの管理を保安規定に定める(保安規定第5条)
	原子炉建家、原子炉制御棟等の関連建家には、避雷針を設ける。	○	○			○	326		その4、13 (第1編)				①		
	火災の検知及び消火	火災感知器及び消火設備を設ける。	○	○			○	329~332	その7 (第3編)、 9(第2編)				①		
	火災影響の軽減	防護対象設備を構成する機器及びケーブルは、不燃性及び難燃性材料を使用し、系統の異なるケーブルはケーブルトレイ、電線管等により物理的分離を考慮した設計とする。	○	○			○	352		その10 (第2編)、 13(第7編)				② ④	建家貫通部の分離に関してはその10にて申請 内部火災に対し確保すべき安全機能が確保されていることをその13にて申請
		原子炉建家地階は、コンクリート壁及び鋼製の扉により分離した設計とする。						236		#2				②	#2に原子炉建家地階の構造が示されており、新たな対応は不要
	火災発生を確認したときは、原子炉を停止する。				○								○	②	(保安規定第59条の2)
消火設備	消火設備の配管及び水槽は専用とする。	○	○			○	330		その7(第3編)				④	既設設備の設計で満足することをその7にて申請	
	消火設備の破損等による多量の放水事象が発生しても、制御棒挿入操作に影響を及ぼさない設計。	○	○			○	329 330 332		その7				①	その7添付書類3-3にて説明	
	1次冷却材補助ポンプは、基礎の高さを考慮する。	○	○			○	47 348		その7(第1編)				①		
第9条 溢水による損傷の防止等	溢水対策	機器及び配管の破損、消火系統等の作動又はスロッシングによる溢水が発生しても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計。					※	○*	その13 (第6編)				②	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要 ※内部溢水に対する防護対象施設が防護されることをその13にて説明	
		機器及び配管の破損、消火系統等の作動又はスロッシングによる溢水が発生しても停止状態を維持できる設計。					※	○*	その13 (第6編)					②	停止状態の維持に必要な機器は溢水の影響を受けることはない。また、停止状態の維持に動的機能は必要ない。 ※内部溢水に対する防護対象施設が防護されることをその13にて説明
	1次冷却材補助ポンプは、基礎の高さを考慮するとともに、その電源系統には被水対策用の防護カバー等を設ける。	○	○			○	47 348 246-2		その7(第1編)、 9(第1編)				①	1次冷却材補助ポンプ基礎、電源盤はその7にて、非常用電源設備に係る穴付き格子蓋はその9にて申請	
	使用済燃料プールは、給水が容易に行える設計とする。						36		#2				②	使用済燃料プールは上部開放型のため、容易に給水することが出来る	
	管理区域外漏えい対策	設備周辺には堰等の段差を設ける。						※	○*	その13 (第6編)				②	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要 ※施設の構造上、管理区域外へ漏えいすることはないことをその13にて説明
管理区域の境界に適切な段差を設ける。							※	○*	その13 (第6編)				②		
第10条 誤操作の防止	制御盤の配置意及び操作器具、弁等の操作性に留意する。						170		#5				②	水炉安全審査指針8 ※施設全般	
	原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できる計器表示及び警報表示						170		#5				②		
	保守点検において誤りを生じにくいよう留意する。						※						②		
	制御棒位置指示計を設ける。						376		#5				②	旧設置許可申請書(添8方針26)から変更なし	
	運転員は、位置指示計を監視しながら所定の手順で制御棒の操作を行う。	○	○										○	②	運転手引に記載
	制御棒は3本以上同時に引き抜きができないインターロックを設ける。						164		#5、 反応度制御盤の一部更新					②	#5添付計算書Ⅲ-2-1に示したとおり、インターロック回路を設けてある
	想定される環境条件下で運転員が容易に操作できる設計とする。						376		#5					②	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
	DBA時等において、運転員の操作を期待しなくても安全機能が確保される設計						※							②	旧設置許可申請書(添10)から変更なし ※安全上の重要度が特に高いもの(設置許可添8-1-31の表参照)
第11条 安全避難通路	避難通路、避難口を設ける。DBA時に対応に必要な通路を確保する。	○	○			○	350		その7(第2編)				①		
	中央制御室、避難通路等には、標識、保安灯、誘導灯を設ける。保安灯、誘導灯は内部電池、蓄電池により給電し、電源喪失でも機能を失わない設計。	○	○			○	345 350		その7(第2編)					①	
	中央制御室の保安灯はDBA時にパラメータの監視が可能な設計とする。	○	○			○	345		その7(第2編)					①	

	設置変更許可申請	設計、説明			評価等による確認の要否	具体的な設計			申請回	保安規定		後段対応区分	備考		
		後段での対応	設備機器	運用による対応		設備機器	No.	保安規定		評価	保安規定			下部規定へ	
															① 新規要求(設工規則)で新規設工認必要 ② 新規要求(設工規則)だが新規設工認不用(許可、既往設工認、保安規定で対応可) ③ 要求変更(設工規則)なし既往設工認で確認または保安規定で対応 ④ 要求変更(設工規則)なしだが許可方針に従い新規設工認必要 ⑤ 要求変更(設工規則)なしだが設備の更新のため、新規設工認が必要。
許可申請書での説明															
第12条	安全施設	安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ維持できるよう設計する。						※				②	水炉安全審査指針9 旧設置許可申請書(方針8.28.29)から変更なし ※安全施設全般		
		MS-1及びMS-2のうち異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき系統に属する系統の動的機器は、商用電源系が利用できない場合も含め、単一の故障を仮定しても系統の安全機能が損なわれないように、多重性又は多様性を有し、かつ独立性を有する設計とする。						※				②	水炉安全審査指針9 旧設置許可申請書(方針8.28.29)から変更なし ※安全上の重要度が特に高いもの(設置許可添8-1-31の表参照)		
		安全施設は、安全機能の重要度分類に基づき、適切な構造設計の手法を用いて設計し、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おいて予想される温度、圧力、静的荷重あるいは動的荷重に対して十分余裕を持って耐えられ、その機能が維持できるように設計する。						※					②	旧設置許可申請書(添八方針4)から変更なし ※安全施設全般	
		安全施設は、安全機能の重要度分類に基づき、適切な構造設計の手法を用いて設計し、運転中の放射線、腐食等による材料の損耗、劣化あるいは特性の変化等についても考慮して設計する。						※					②	旧設置許可申請書(添八方針4)から変更なし ※安全施設全般	
		原子炉の核特性、燃料交換及び実験装置等の調整あるいは照射物の装荷、取り出し等を考慮して、運転期間及び停止期間を定める。		○		○						○		②	旧設置許可申請書(添八方針10)から変更なし (保安規定第7条、第8条)(従来から変更なし)
		停止期間において安全施設の健全性が適切な方法により試験、検査が行えるよう設計する。						※						②	旧設置許可申請書(添八方針10)から変更なし ※安全施設全般のうちクラス1及びクラス2該当施設
		原子炉施設内部で発生が想定される飛散物(高圧ガス等を内蔵する容器、弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発、重量機器の落下等によって発生する飛散物)により健全性が損なわれないよう、その配置、機器の設計、製作等に際し配慮する。						※						②	水炉安全審査指針4 旧設置許可申請書(添八方針5)から変更なし ※安全施設全般
		飛散物による二次的影響(二次的飛散物、火災、溢水、化学反応、電気的損傷、配管の破損、機器の故障等)についても考慮する。						※						②	
		使用済燃料貯槽No. 2については、共用によって原子炉の安全性を損なうことのない設計とする。						43-2		#10		②	水炉安全審査指針7 旧設置許可申請書(添八方針7)から変更なし		
第13条	異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大防止	解析及び評価を、「水炉安全設計審査指針」「気象指針」等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	燃料体の貯蔵設備及び取扱設備は、原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設及び使用済燃料貯蔵施設(北地区)に設ける。										③	既設設備		
		【燃料体の貯蔵及び取扱い】	未使用燃料の貯蔵容量は、燃料の交換時に必要となる燃料体数を考慮し十分余裕を持たせた容量とする。						35		#7		②	水炉安全審査指針40 旧設置許可申請書(添八方針39)から変更なし #7未使用燃料貯蔵設備にて認可済み	
		使用済燃料の貯蔵容量は、燃料交換時に取り出される燃料及び通常運転時に炉心に装荷されている燃料体数を考慮し十分余裕を持たせた容量とする。						42 367 368		#7		②	水炉安全審査指針40 旧設置許可申請書(添八方針39)から変更なし #7使用済燃料貯蔵ラックにて認可済み		
		燃料取扱設備は、移送操作中の燃料要素落下防止について考慮を払った設計とする。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
		使用済燃料プールの遮蔽壁面及び底部については、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに十分な水深を持たせた設計とする。						36		#2		②	水炉安全審査指針40 旧設置許可申請書(添八方針39)から変更なし 使用済燃料プールは#2で認可を受けているが、その遮蔽能力は#7添付計算書にて説明している		
		使用済燃料プールはプールに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できるように設計する。また、使用済燃料プール水に含まれる固形状及びイオン状不純物を除去し、プール水からの放射線量が十分低くなるように浄化設備を設ける。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
		使用済燃料プールは、冷却水の喪失を防止するため十分な耐震性を有する設計とするとともに、配管等に十分な安全対策を考慮した設計とする。また、内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。なお、プール水位監視のための水位低警報設備を設ける。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
		使用済燃料の貯蔵容量は、使用済燃料貯槽No.1及びNo.2並びに使用済燃料貯蔵施設(北地区)の施設による貯蔵能力を考慮した設計とする。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
		【燃料体の臨界防止】	燃料体の貯蔵設備として未使用燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールを設ける。									③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
		使用済燃料プール中の使用済燃料貯蔵ラックは、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は0.95以下であるように設計する。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
		使用済燃料プール及び貯蔵ラックは、地震時に破損しないよう十分な耐震性を有する設計とし、燃料要素どうしが互いに接近しないようにする。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
		また、使用済燃料プールで1年以上冷却した使用済燃料は、使用済燃料貯槽室の使用済燃料貯槽No.1及び燃料管理施設の使用済燃料貯槽No.2の使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵する。		○		○					○		③	保安規定に定められている(保安規定別表第21)(従来から変更なし)	
		未使用燃料は、未使用燃料貯蔵庫の未使用燃料貯蔵ラックに貯蔵する。											③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		未使用燃料貯蔵ラックは、燃料要素の間隔を十分にとり実効増倍率が0.95以下になるように設計する。											③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
	【燃料体取扱場所のモニタリング】	使用済燃料プールには漏えい監視のための検知器を設ける。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
		水位監視のため、水位低警報設備を設け、警報を発する設計とする。		○	○			○	38	その13(第4編)		①	警報回路についてその13で申請 水炉安全審査指針40 旧設置許可申請書(添八方針39)から変更なし		
		使用済燃料プールエリアにはエリア放射線モニタを設け、過度の放射線レベルに達したときは、警報を発する設計とする。						216		#5		②	水炉安全審査指針42 旧設置許可申請書(添八方針41)から変更なし #5でエリアモニタは認可を受けている		
	安全保護回路【安全保護回路の過渡時の機能】	中性子束、1次冷却材温度及び流量、原子炉プール水位等を常時監視するとともに、これらのパラメータについては、必要に応じて適切な原子炉スクラム設定値を規定する。原子炉の運転中にこれらのパラメータがスクラム設定値を超えた場合には、安全保護回路は自動的にかつ速やかにこれを検知し、原子炉停止システムを起動させて炉心を臨界未満にし、かつ原子炉停止後の炉心の核分裂生成物による崩壊熱を除去できる設計とする。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		

	設置変更許可申請	設計、説明					設備機器			保安規定			後段対応区分			備考				
		設計、説明	設備機器	運用による対応	評価等による確認	No.	保安規定	評価	申請回	保安規定	下部規定へ	① 新規要求(設工規則)で新規設工認必要 ② 新規要求(設工規則)だが新規設工認不 用(許可、既往設工認、保安規定で対応可) ③ 要求変更(設工規則)なし既往設工認で 確認または保安規定で対応 ④ 要求変更(設工規則)なしだが許可方針に 従い新規設工認必要 ⑤ 要求変更(設工規則)なしだが設備の更 新のため、新規設工認が必要。								
												後段での対応								
許可申請書での説明																				
第18条		原子炉停止系統のスクラム遮断器は、たとえ制御棒駆動機構に制御棒の引き抜きあるいは挿入の信号が入っている場合においても、スクラム信号が入れば無条件に作動するように設計する。													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要				
	【安全保護回路の設計基準事故時の機能】	安全保護回路は、中性子束、1次冷却材温度及び流量、原子炉プール水位等の安全上重要なパラメータを常時監視するとともに、これらのパラメータの異常によって事故を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設の作動を自動的に行う設計とする。								*			#5		②	水炉安全審査指針31 旧設置許可申請書(添八方針27)から変更なし #5に安全保護回路が作動する条件が記載されており、事故を検知し自動的に原子炉停止系統及び工学的安全施設の作動を行うことが記載されており、既設設備で満足するため、新たな対応は不要 ※105、106、109、110、112、113、114、115、116、117、118、121、123、138、139、143、144、145				
	【安全保護回路の多重性】	安全保護回路は多重性を有するチャンネル構成とし、チャンネルの単一故障を想定しても、所定の安全保護機能を失うことがないように「1 out of 2」の設計とする。									*			#5	②	水炉安全審査指針28 旧設置許可申請書(添八方針28)から変更なし #5第1編計測制御系統施設(1)に安全保護回路の多重性(1 out of 2)について示されており、既設設備で満足するため、新たな対応は不要 ※(多重化) 2、105、106、110、112、113、114、115、116、117、118、141、171 (1 out of 2) 123、138、139				
	【安全保護回路の独立性】	安全保護回路を構成するチャンネルは、同一原因で同時に機能喪失を起さず、かつ相互干渉を起さないようにすることとし、次のような措置を講じる。 (1) 分離装置を適切に配置することにより、一方の系統の故障が他の系統の機能喪失を招くことがないよう、電気的にも物理的にも独立性を維持するように設計する。 (2) 検出器からの各ケーブル、電源ケーブルは、独立に各盤に導く。 (3) 各スクラム系の回路は、盤内で独立して設ける。									○	*	○※2	#5 その10 (第2編) その13 (第7編)	① ②	水炉安全審査指針29 旧設置許可申請書(添八方針29)から変更なし #5に安全保護系の計装が各チャンネル間及び他の回路と電氣的、物理的に分離していることが記載されており、既設設備で満足するため、新たな対応は不要であるが、建家貫通部に関しては新たに分離設備を設けるため、その10にて申請 ※1: 2、105、106、109、110、112、113、114、115、116、117、118、121、123、138、141、171、352 ※2: 既設のケーブルトレイの分離独立についてその13にて申請				
	【安全保護回路の故障時の機能】	安全保護回路は、駆動源の喪失に対してフェールセーフの設計をすることにより、原子炉を停止できるようにする。 具体的には次のような設計とする。 (1) 制御棒駆動機構の電源喪失や電源回路の断線が起これば、制御棒は、自動的に落下するようにする。 (2) 原子炉スクラム遮断器操作回路の断線が起これば、不足電圧により、スクラム遮断器が作動するようにする。 (3) 安全保護回路の回路は2回路で構成し、電気的にも物理的にも分離させる。たとえば、単一故障が起これば、残りのチャンネルでその機能を果たすようにする。	○	○							○	*		(制御棒駆動機構のフェールセーフ) #5、その8 (スクラム遮断器) #5 (貫通部の分離) その10 (第2編) (ケーブルトレイの分離) その13 (第7編)	① ② ⑤	(1)~(3)はすべて旧許可申請書方針30の記載であるが、(3)の安全保護回路の物理的分離のうち、建家貫通部に関しては新たに分離設備を設けるため、その10にて申請、既設のケーブルトレイの分離独立についてその13にて申請 ※(制御棒駆動機構のフェールセーフ)155 (スクラム遮断器)139 (多重化、分離)2、105、106、110、112、113、114、115、116、117、118、119、141、171、352				
	【安全保護回路の外部からの分離】	安全保護回路は、外部からの侵入防止などサイバーセキュリティが考慮された設計とするため、外部から切断した設計とする。また、計算機等を使用する場合は、保守等においてコンピュータウィルスの混入などに留意する。														②	核物質防護規定で対応済み			
	【安全保護回路と計測制御系統との分離】	安全保護回路と計測制御系統とは、電源、検出器、ケーブル、ケーブルルート及び盤等を分離し、計測制御系統の故障によって、安全保護回路がその機能を失わない設計とする。									○	*	○※2	#5 その10 その13 (第7編)	① ②	水炉安全審査指針30 旧設置許可申請書(添八方針31)から変更なし #5に安全保護系の計装が各チャンネル間及び他の回路と電氣的、物理的に分離していることが記載されており、既設設備で満足するため、新たな対応は不要であるが、建家貫通部に関しては新たに分離設備を設けるため、その10にて申請 ※1: 2、105、106、109、110、112、113、114、115、116、117、118、121、123、138、141、171、352 ※2: 既設のケーブルトレイの分離独立についてその13にて申請				
第19条		安全保護回路と計測制御系統とで検出部及び計測配管等を部分的に共用する場合は、共用機器又はチャンネルの単一故障により、安全保護回路の機能が失われない設計とする。そのための信号の分岐箇所には、絶縁増幅器等を使用し、これを介して計測制御系統に信号を伝達することにより、計測制御系統側における故障が対応する安全保護回路のチャンネルの機能を損なうことのないようにする。また、この絶縁増幅器等は安全保護回路の機器として分類し、信頼性の高いものとする。														109 123	#5	②	水炉安全審査指針33 旧設置許可申請書(添八方針31)から変更なし	
	【反応度制御系統 【反応度制御系統の安全機能】	反応度制御系統としては、制御棒の挿入度を制御することによって反応度を制御する原子炉出力制御設備を設け、十分な反応度制御能力を有するよう設計する。																③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
	【制御棒の最大反応度値】	当該原子炉出力制御設備は、実験物等による反応度変化、零出力から全出力までの反応度変化の調整、キセノン濃度変化、1次冷却材温度変化及び燃料の燃焼に伴う反応度変化の調整を行える設計とし、所要の運転状態に維持できるように設計する。																	③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		制御棒は、スクラム状態より下方へ抜け出ることのない設計とする。急激な反応度添加は、制御棒の連続引き抜きによって起こるが、この場合には制御棒の引き抜き最大速度及び最大引き抜き本数を制限することにより、過度の反応度印加率とならないよう設計する。																	#5	②
	これら反応度事故に対しては「安全系中性子束高(低設定及び高設定)」等の信号を設けて原子炉を自動的に停止し、過渡状態を速やかに終結させ、炉内構造物の損傷に至ることがないように設計する。																		③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要

		設置変更許可申請	設計、説明			評価等による確認の要否	具体的な設計			申請回	保安規定		後段対応区分	備考	
			後段での対応	設備機器	運用による対応		設備機器	No.	保安規定		評価	保安規定			下部規定へ
許可申請書での説明															
第22条	放射性廃棄物の廃棄施設												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要(保安規定第2編第35条、第36条)(従来から変更なし)	
														①	
第23条	保管廃棄施設												③	(保安規定第1編第28条)(従来から変更なし)	
													④	(保安規定第71条)	
第24条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
													②	#2に遮蔽設計基準について示されており既設設備で満足するため、新たな対応は不要	
第25条	放射線からの従事者の防護												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
													○	③	原子力科学研究所原子炉施設保安規定第2編第20条(線量当量率等の測定)において、管理区域内について週1回測定し、測定結果を表示することを規定している。(従来から変更なし)
第27条	原子炉格納施設												④		
													④	既設設備の設計で満足するものであるが、原子炉建屋根の更新後もその機能が維持されていることを性能検査により確認する(その13第16編)。	
													④		
第28条	保安電源設備												⑤	非常用発電機、蓄電池については既設であり、#5にて認可済み 静止型インバータ装置についてはその9で申請	
													⑤	#5及びその9にて多重性と独立性は確認でき、その容量についてはその9の添付書類3にて説明	
第29条	実験設備等												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
														①	設工認その1(JRR-3内の通信連絡設備)のベージング式インターホン装置配置図において、中央制御室と実験利用設備設置場所(原子炉建屋及び実験利用棟の各所)に設置していることを示しており、相互連絡が可能である。
第30条	通信連絡設備等												①		
													①		
													① ②	その9の添付書類3にて説明	

	設置変更許可申請	設計、説明			評価等による確認の要否	具体的な設計			申請回	保安規定		後段対応区分		備考	
		後段での対応	設備機器	運用による対応		設備機器	No.	保安規定		評価	保安規定	下部規定へ	① 新規要求(設工規則)で新規設工認必要 ② 新規要求(設工規則)だが新規設工認不用(許可、既往設工認、保安規定で対応可) ③ 要求変更(設工規則)なし既往設工認で確認または保安規定で対応 ④ 要求変更(設工規則)なしだが許可方針に従い新規設工認必要 ⑤ 要求変更(設工規則)なしだが設備の更新のため、新規設工認が必要。		
許可申請書での説明															
第36条	計測制御系統施設	計測制御系統施設は、通常運転時に起こり得る運転条件の変化及び外乱に対して監視及び制御が行えるようにする。原子炉の炉心、冠水維持設備及びその関連系統の健全性を確保するために、重要なパラメータである起動系、線形出力系、対数出力炉周期系、安全系、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度、1次冷却材炉心出入口温度差、重水温度、重水流量、重水溢流タンク水位、原子炉プール水位及び燃料事故モニタを適切な範囲に維持制御し、監視できる設計とする。											③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		計測制御系統施設は、原子炉建家及びその関連系統の健全性を確保するために、重要なパラメータである原子炉建家の負圧を適切な範囲に維持制御し、監視できる設計とする。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		計測制御系統施設は、設計基準事故時に事故の状態を知り対策を講じるために必要なパラメータである起動系、線形出力系、対数出力炉周期系、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度、1次冷却材炉心出入口温度差、重水温度、重水流量、重水溢流タンク水位、原子炉プール水位及び燃料事故モニタを十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できる設計とする。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		さらに、原子炉建家内の空気中の放射性物質の濃度等については、サンプリングによって測定できる設計とする。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
第37条	原子炉停止系統	原子炉停止系統は、燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にできる2つの独立した系を有する設計とするため、原理の全く異なる2つの独立した系統である「制御棒系」及び「重水ダンプ系」を設ける。制御棒系は、個々の制御棒に対して独立性をもたせた設計とする。重水ダンプ系は、制御棒が挿入不能の場合に、原子炉を停止できる機能を有する設計とする。											③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		原子炉停止系統の少なくとも1つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、炉心を臨界未満にでき、かつ臨界未満を維持できる設計とするため、制御棒の挿入により、原子炉を臨界未満にできるように設計する。また、制御棒の挿入により反応度変化を制御し、かつ燃料温度変化及びケミストリ濃度変化に対しても、十分な反応度停止余裕を維持できるように設計する。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		制御棒は、最も反応度効果の大きい制御棒1本が完全引き抜き位置のまま固着して挿入できない時でも、十分な反応度停止余裕を持つように設計する。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		原子炉停止系統の少なくとも1つは、設計基準事故時において、炉心を臨界未満にでき、また、原子炉停止系統の少なくとも1つは、炉心を臨界未満に維持できる設計とする。このため、想定される設計基準事故時において、原子炉スクラム信号による制御棒の挿入により、炉心を臨界未満に維持できるように設計する。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		原子炉停止系統と反応度制御系統で共用する制御棒系の故障を考慮して、原子炉停止系統はそれぞれ独立した制御棒系と重水ダンプ系を設置する。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
第38条	原子炉制御室等	中央制御室は、原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータが監視できる設計とする。このため、原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータである起動系、線形出力系、対数出力炉周期系、安全系、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度、1次冷却材炉心出入口温度差、重水温度、重水流量、重水溢流タンク水位、原子炉プール水位、燃料事故モニタ及び原子炉建家の負圧を監視できるように設計する。											③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		中央制御室は、安全性を確保するために急速な手動操作を要する場合には、これを行うことができるよう、手動停止スイッチを設ける。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		また、冷却設備の操作を手動により行うことができる設計とする。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		中央制御室外の適切な場所から、原子炉の停止操作及び原子炉の状態監視ができる設計とする。このため、何らかの原因により中央制御室にとどまることができない場合には、中央制御室外の適切な場所に設けた中央制御室外原子炉停止盤により、原子炉の停止が行える設計とする。	○	○			○	140			その13 (第2編)			④	中央制御室外原子炉停止盤(既設設備)についてその13にて申請
また、実験利用設備に異常が生じた場合にも、原子炉を停止するための安全スイッチを原子炉建家内に設ける設計とする。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
第39条	監視設備	原子炉建家内雰囲気監視は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には室内ダストモニタ及び室内ガスモニタによって連続的に行い、設計基準事故時は原子炉建家内の空気をサンプリングすることによって放射性物質の濃度等を知ることができるように原子炉建家内の空間線量率を知ることができる設計とする。											③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		また、原子炉施設の周辺監視区域の監視はモニタリングポストにより空間線量率を測定し、設計基準事故時における迅速な対応のためのモニタリングポストの必要な情報を伝達する多様な手段を確保した設計とする。	○	○			○	225			その1 (第4編)			—	許可書に従いその1にて申請
		放射性物質の放出経路については、排気筒からの放出を監視できるモニタリング設備を設置するほか、必要箇所をサンプリングできる設計とする。なお、設計基準事故時にも監視できるモニタを設置する。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		モニタリングポストには非常用電源設備を設置する。	○	○			○	225			その1 (第4編)			—	許可書に従いその1にて申請
第40条	B-DBA拡大防止	設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の一般公衆に対して過度の放射線被ばく(実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えるもの)を与えるおそれがある事故について、事故の拡大を防止するために必要な措置を講じる。	○	○	○			349 349-2 349-3 314 315			その12	○	①	(保安規定第5条の2) 316、317については保安規定に定める。	

凡例	 考慮不用
	 新規設工認申請
	 新たに保安規定に対応を記載

JRR-3改造時設工認

	文書名	申請番号(申請日)	認可番号(認可日)	主な申請施設等
#1	JRR-3の改造(その1)	60原研19第10号(S60.6.26)	60安(原規)第91号(S60.8.2)	原子炉建家、実験利用棟
#2	JRR-3の改造(その2)	61原研19第5号(S61.1.29)	61安(原規)第4号(S61.3.31)	原子炉プール躯体
#3	JRR-3の改造(その3)	61原研19第12号(S61.5.16)	61安(原規)第78号(S61.8.20)	炉心構造物
#4	JRR-3の改造(その4)	61原研19第24号(S61.9.11)	61安(原規)第147号(S61.11.25)	冷却系施設
#5	JRR-3の改造(その5)	61原研19第35号(S61.12.26)	61安(原規)第218号(S62.4.6)	計測制御系統施設
#6	JRR-3の改造(その6)	62原研19第22号(S62.5.25)	62安(原規)第122号(S62.7.31)	気体、液体廃棄設備
#7	JRR-3の改造(その7)	62原研19第30号(S62.8.28)	62安(原規)第223号(S63.1.5)	燃料取扱設備
#8	JRR-3の改造(その8)	※アルミニウム燃料の申請のため現在関係なし		
#9	JRR-3の改造(その9)	63原研19第20号(S63.3.16)	63安(原規)第68号(S63.5.12)	燃料取扱設備
#10	JRR-3燃料管理施設の設置	59原研19第14号(S59.3.27)	59安(原規)第70号(S59.4.20)	燃料管理施設
#11	JRR-3使用済燃料貯蔵施設の設置	55原研19第12号(S55.7.10)	55安(原規)第156号(S55.8.6)	使用済燃料貯蔵施設(北地区)

添付書類6 別表3 JRR-3原子炉施設の新規制基準対応に係る設工認申請一覧（技術基準規則ごと）

技術基準規則	設工認申請		設備機器		適合性の説明	関係する計算書等	備考			
第1条 適用範囲	—									
第2条 定義	—									
第3条 特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	該当なし									
第4条 廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	該当なし									
第5条 試験研究用等原子炉施設の地盤	その2	第1編	原子炉制御棟の耐震改修	原子炉制御棟	1-3	原子炉制御棟	その2添付書類2	その2添付書類1-1	・建家耐震改修に伴う適合性の確認	
		第2編	使用済燃料貯蔵施設の耐震設計	使用済燃料貯蔵施設（北地区）	44	使用済燃料貯蔵施設（北地区）		その2添付書類1-2		
	その3	第1編	使用済燃料貯蔵室の耐震改修	使用済燃料貯蔵室	33	使用済燃料貯蔵室	その3添付書類3	その3添付書類1-1		
		第2編	燃料管理施設の耐震改修	燃料管理施設	34	燃料管理施設		その3添付書類1-2		
		第3編	排気筒の耐震改修	排気筒	176	排気筒		その3添付書類1-4		
	その4		原子炉建家屋根の耐震改修	原子炉建家屋根	236	原子炉建家	その4添付書類3	その4添付書類1-1		
	その5	第1編	実験利用棟の耐震改修	実験利用棟	1-1	実験利用棟	その5添付書類3	その5添付書類1-1		
		第2編	コンプレッサ棟の耐震改修	コンプレッサ棟	1-2	コンプレッサ棟		その5添付書類1-3		
	その6		冷却塔の耐震改修	冷却塔塔体、ポンプ室	57	冷却塔	その6添付書類3	その6添付書類1-1、1-2		
	第6条 地震による損傷の防止	その2	第1編	原子炉制御棟の耐震改修	原子炉制御棟	1-3	原子炉制御棟	その2添付書類2		その2添付書類1-1
第2編			使用済燃料貯蔵施設の耐震設計	使用済燃料貯蔵施設（北地区）	44	使用済燃料貯蔵施設（北地区）	その2添付書類1-2			
その3		第1編	使用済燃料貯蔵室の耐震改修	使用済燃料貯蔵室	33	使用済燃料貯蔵室	その3添付書類3	その3添付書類1-1、1-3		
		第2編	燃料管理施設の耐震改修	燃料管理施設	34	燃料管理施設		その3添付書類1-2、1-3		
		第3編	排気筒の耐震改修	排気筒	176	排気筒		その3添付書類1-4、1-5		
その4			原子炉建家屋根の耐震改修	原子炉建家屋根	236	原子炉建家	その4添付書類3	その4添付書類1-1～1-5		
その5		第1編	実験利用棟の耐震改修	実験利用棟	1-1	実験利用棟	その5添付書類3	その5添付書類1-1、1-2		
		第2編	コンプレッサ棟の耐震改修	コンプレッサ棟	1-2	コンプレッサ棟		その5添付書類1-3		
その6			冷却塔の耐震改修	冷却塔塔体、ポンプ室	57	冷却塔	その6添付書類3	その6添付書類1-1、1-2		
その9		第1編	静止型インバータ装置の更新	静止型インバータ装置	246	静止型インバータ装置	その9添付書類4	その9添付書類1	・高齢年化対策として設備の更新	
その11		第1編	原子炉プールの構造（耐震性）	原子炉プール	15	原子炉プール（鋼製内張含む）	その11添付書類5	その11添付書類1～3-1	・基準地震動Ssの見直しによる再評価	
			使用済燃料プール等の構造（耐震性）	使用済燃料プール	36	使用済燃料プール		その11添付書類5		その11添付書類1～3-1
		第3編	炉心等の構造（耐震性）	照射筒	照射筒	5	照射筒	その11添付書類5		その11添付書類1～2、3-2、3-3
	格子板A、格子板B			格子板	6	格子板	その11添付書類1～2、3-2、3-4-1、3-4-2			
	格子板支持胴			格子板支持胴	7	格子板支持胴	その11添付書類1～2、3-2、3-4-3			
	制御棒案内管			制御棒案内管	8	制御棒案内管	その11添付書類1～2、3-2、3-4-5			
	重水タンク本体			重水タンク	9	重水タンク	その11添付書類1～2、3-2、3-5-1			
	プレナム			プレナム	10	プレナム	その11添付書類1～2、3-2、3-4-4			
	燃料要素			燃料要素	11	燃料要素	その11添付書類1～2、3-2、3-7-1			
	ベリウム反射体			ベリウム反射体	12	ベリウム反射体	その11添付書類1～2、3-2、3-6-1、3-6-2			
ビームチューブ	ビームチューブ	249	ビームチューブ	その11添付書類1～2、3-2、3-5-2						
真空容器	CNS真空容器	293	CNS真空容器	その11添付書類1～2、3-2、3-5-4						
照射シンプル	照射シンプル	362	照射シンプル	その11添付書類1～2、3-2、3-5-3						
ベースプレート	ベースプレート	363	ベースプレート	その11添付書類1～2、3-2、3-4-4						
その13	第9編	原子炉容器等の構造（耐震性）	上部遮蔽体	16	上部遮蔽体	その13添付書類1-9	その13添付書類3-1、3-2、3-4-1-1	—（耐震性再評価の必要なし）		
			下部遮蔽体	17	下部遮蔽体		その13添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-1-2			
第10編	原子炉冷却系統施設の構造（耐震性）		プールゲート（No.1ゲート）	20	プールゲート ※No.1ゲート	その13添付書類1-9	—（耐震性再評価の必要なし）			
			1次冷却材主ポンプ	46	1次冷却材主ポンプ		—（耐震性再評価の必要なし）			
			1次冷却材補助ポンプ	47	1次冷却材補助ポンプ		—（耐震性再評価の必要なし）			
			1次冷却材熱交換器	48	1次冷却材熱交換器		その13添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-3-2-2、3-4-2-1			
			¹⁶ N減衰タンク	49	N16減衰タンク		—（耐震性再評価の必要なし）			
			1次冷却系設備主配管、1次冷却材ストレーナ	50	1次冷却系設備（配管（1次冷却材ストレーナを含む））		その13添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-2-2			
2次冷却系設備主配管	58	2次冷却系設備（配管）	その13添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-2-3							

添付書類6 別表3 JRR-3原子炉施設の新規制基準対応に係る設工認申請一覧（技術基準規則ごと）

技術基準規則	設工認申請		設備機器	適合性の説明	関係する計算書等	備考		
			制御棒駆動機構管外駆動部（可動コイル）	155 制御棒駆動機構管外駆動部（可動コイル）		その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-3-2、3-4-3-3 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-3-2、3-4-3-3 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-3-2、3-4-3-3 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-3-2、3-4-3-3 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-3-2、3-4-3-3 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-3-2、3-4-3-3		
			管外駆動部	156 制御棒駆動機構管外駆動部（位置指示検出機構）				
			管内駆動部	157 制御棒駆動機構管内駆動部（制御棒パコネットロック機構）				
			管内駆動部	158 制御棒駆動機構管内駆動部（連結桿）				
			管内駆動部	159 制御棒駆動機構管内駆動部（プランジャ）				
			重水ダンプ弁、重水ダンプ弁接続管	162 重水ダンプ弁（接続管含む）				
	第1 2 編	放射性廃棄物の廃棄施設の構造（耐震性）	炉室排気系主ダクト、実験利用設備排気系主ダクト	177 排気風道	その1 3 添付書類1-9	その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-4-1、3-4-4-2		
	第1 3 編	原子炉格納施設の構造（耐震性）	空気浄化装置 非常用排風機	243 非常用排気設備（空気浄化装置） 244 非常用排気設備（排風機）	その1 3 添付書類1-9	その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-5（ダクト） ※空気浄化装置、排風機は耐震性再評価の必要なし		
	第1 4 編	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造（耐震性）	プールゲート（No.2ゲート）	20 プールゲート ※No.2ゲート	その1 3 添付書類1-9	－（耐震性再評価の必要なし） その1 3 添付書類3-1、3-2、3-4-6-1 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-4-6-2、3-4-6-3 －（耐震性再評価の必要なし）		
			燃料搬送装置	27 燃料搬送装置				
			使用済燃料貯蔵ラック（A型、B型）	42 SFプール内使用済燃料貯蔵ラック				
			使用済燃料キャスク	365 使用済燃料取扱装置キャスク				
	第1 5 編	その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造（耐震性）	前部水封用止板	18 原子炉プール貫通部のシール構造（前部水封用止板）	その1 3 添付書類1-9	その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-7-2 －（耐震性再評価の必要なし） －（耐震性再評価の必要なし） －（耐震性再評価の必要なし） その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-7-1 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-7-3 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-7-4 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-7-5 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-7-6 －（耐震性再評価の必要なし） －（耐震性再評価の必要なし）		
			サブプール	22 サブプール				
			非常用電源設備（蓄電池）	245 蓄電池				
			非常用電源設備（非常用発電機）	247 非常用発電機				
			ビームチューブ接続管	250 ビームチューブ接続管				
			水力照射設備主配管	258 水力照射設備				
			気送照射設備主配管	269 気送照射設備				
			放射化分析用照射設備主配管	280 放射化分析用照射設備				
クライオスタット（減速材容器、低温流路管）			294 CNS（クライオスタット）					
炉室詰替セルの躯体			305 原子炉建家詰替セル（躯体）					
非常用排気設備アキュムレータ			342 圧縮空気設備（アキュムレータ）					
第7条 津波による損傷の防止			その1 0	第1 編			ステンレス製密封容器の構造（密封性）	密封容器
第8条 外部からの衝撃による損傷の防止	その4		原子炉建家屋根の耐震改修	原子炉建家屋根 避雷設備	236 原子炉建家 326 落雷防護	その4 添付書類3	－（計算書等なし）	（落雷防護） ・屋根の耐震改修に伴う機器の更新
			その1 3	第1 編	原子炉制御棟避雷針の設置	原子炉制御棟 原子炉制御棟避雷針	1-3 原子炉制御棟 326 落雷防護	その1 3 添付書類1-1
	第3 編	中央制御室におけるばい煙対策設備の設置	原子炉制御棟換気空調設備ダンプ	1-3 原子炉制御棟	その1 3 添付書類1-3	－（計算書等なし）	（外部火災時のばい煙対策） ・許可申請書記載事項との整合のため	
		第8 編	JRR-3原子炉施設の構造（外部事象影響）	実験利用棟 原子炉制御棟 使用済燃料貯槽室 燃料管理施設 使用済燃料貯蔵施設（北地区） 排気筒 原子炉建家	1-1 実験利用棟 1-3 原子炉制御棟 33 使用済燃料貯槽室 34 燃料管理施設 44 使用済燃料貯蔵施設（北地区） 176 排気筒 236 原子炉建家	その1 3 添付書類1-8	その1 3 添付書類2-3-1、2-3-2	（外部火災（爆発、近隣工場等の火災、航空機落下火災）、森林火災、竜巻、自然現象の重ね合わせ） ・新規制基準要求事項
第9条 試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	既認可設備からの設計変更なし							
第10条 試験研究用等原子炉施設の機能	既認可設備からの設計変更なし							
第11条 機能の確認等	その8		制御棒駆動装置の一部更新	可動コイル	155 制御棒駆動機構管外駆動部（可動コイル）	その8 添付書類1	－（計算書等なし）	・高経年化対策として設備の更新
	その9	第1 編	静止型インバータ装置の更新	静止型インバータ装置	246 静止型インバータ装置	その9 添付書類4	－（計算書等なし）	・高経年化対策として設備の更新
第12条 材料及び構造	既認可設備からの設計変更なし							
第13条 安全弁等	既認可設備からの設計変更なし							

添付書類6 別表3 JRR-3原子炉施設の新規制基準対応に係る設工認申請一覧（技術基準規則ごと）

技術基準規則	設工認申請		設備機器	適合性の説明	関係する計算書等	備考
		重水冷却系設備	72 重水冷却系設備（ヘリウム系（再結合器））			・新規制基準要求事項 （内部溢水に対する防護対象施設における溢水影響評価）
		重水冷却系設備	73 重水冷却系設備（ヘリウム系（ヘリウムタンク））			
		重水冷却系設備	74 重水冷却系設備（ヘリウム系（配管））			
		重水冷却系設備	75 重水冷却系設備（ヘリウム系（弁類））			
		冠水維持設備	76 サイフォンブレイク弁（接続管含む）			
		安全保護回路（停止系）、中性子計装設備	105 安全系			
		安全保護回路（停止系）、中性子計装設備	106 対数出力炉周期系			
		中性子計装設備	109 中性子計装盤			
		安全保護回路（停止系）、プロセス計装設備	110 1次冷却材流量			
		安全保護回路（停止系）、プロセス計装設備	112 1次冷却材炉心出口温度			
		安全保護回路（停止系）	113 1次冷却材炉心出入口温度差（炉心入口温度）			
		安全保護回路（停止系）	114 重水温度			
		安全保護回路（停止系）	115 重水流量			
		安全保護回路（停止系）	116 重水溢流タンク水位			
		安全保護回路（停止系）、プロセス計装設備	117 原子炉プール水位			
		安全保護回路（停止系）	121 安全保護系検出器			
		安全保護回路（停止系）	122 安全保護系アナログ変換器盤			
		安全保護回路（停止系）	123 安全保護系制御盤			
		安全保護回路（停止系）	138 原子炉停止回路			
		安全保護回路（停止系）	139 スクラム遮断器			
		安全保護回路（工学的安全施設）	143 サイフォンブレイク弁作動回路（※145に含まれる）			
		安全保護回路（工学的安全施設）	145 工学的安全施設作動設備監視装置			
		冠水維持設備、スクラム機構	147 制御棒駆動機構案内管（上部仕切弁）			
		冠水維持設備、スクラム機構	148 制御棒駆動機構案内管（着座器）			
		冠水維持設備、スクラム機構	149 制御棒駆動機構案内管（緩衝器）			
		冠水維持設備、スクラム機構	150 制御棒駆動機構案内管（下部弁）			
		制御棒駆動装置	152 制御棒駆動機構管外駆動部（駆動モータ）			
		制御棒駆動装置	153 制御棒駆動機構管外駆動部（減速機）			
		制御棒駆動装置	154 制御棒駆動機構管外駆動部（ボールスクリュ）			
		制御棒駆動装置	155 制御棒駆動機構管外駆動部（可動コイル）			
		制御棒駆動装置	156 制御棒駆動機構管外駆動部（位置指示検出機構）			
		制御棒、スクラム機構	157 制御棒駆動機構管内駆動部（制御棒パヨネットロック機構）			
		制御棒、スクラム機構	158 制御棒駆動機構管内駆動部（連結桿）			
		制御棒、スクラム機構	159 制御棒駆動機構管内駆動部（プランジャ）			
		重水冷却系設備	162 重水ダンプ弁（接続管含む）			
		非常用電源系	245 蓄電池			
		非常用電源系	246 静止型インバータ装置			
		非常用電源系	247 非常用発電機			
		炉心構造物	249 ビームチューブ			
		炉心構造物	293 CNS真空容器			

添付書類6 別表3 JRR-3原子炉施設の新規制基準対応に係る設工認申請一覧（技術基準規則ごと）

技術基準規則	設工認申請		設備機器	適合性の説明	関係する計算書等	備考
			重水冷却系設備	73 重水冷却系設備（ヘリウム系（ヘリウムタンク））		・新規制基準要求事項 （内部火災に対する防護対象施設における火災影響評価）
			重水冷却系設備	74 重水冷却系設備（ヘリウム系（配管））		
			重水冷却系設備	75 重水冷却系設備（ヘリウム系（弁類））		
			安全保護回路（停止系）、中性子計装設備	105 安全系		
			安全保護回路（停止系）、中性子計装設備	106 対数出力炉周期系		
			中性子計装設備	109 中性子計装盤		
			安全保護回路（停止系）、プロセス計装設備	110 1次冷却材流量		
			安全保護回路（停止系）、プロセス計装設備	112 1次冷却材炉心出口温度		
			安全保護回路（停止系）	113 1次冷却材炉心出入口温度差（炉心入口温度）		
			安全保護回路（停止系）	114 重水温度		
			安全保護回路（停止系）	115 重水流量		
			安全保護回路（停止系）	116 重水溢流タンク水位		
			安全保護回路（停止系）	121 安全保護系検出器		
			安全保護回路（停止系）	122 安全保護系アナログ変換器盤		
			安全保護回路（停止系）	123 安全保護系制御盤		
			安全保護回路（停止系）	138 原子炉停止回路		
			安全保護回路（停止系）	139 スクラム遮断器		
			冠水維持設備、スクラム機構	147 制御棒駆動機構案内管（上部仕切弁）		
			冠水維持設備、スクラム機構	148 制御棒駆動機構案内管（着座器）		
			冠水維持設備、スクラム機構	149 制御棒駆動機構案内管（緩衝器）		
			冠水維持設備、スクラム機構	150 制御棒駆動機構案内管（下部弁）		
			制御棒駆動装置	152 制御棒駆動機構管外駆動部（駆動モータ）		
			制御棒駆動装置	153 制御棒駆動機構管外駆動部（減速機）		
			制御棒駆動装置	154 制御棒駆動機構管外駆動部（ボールスクレ）		
			制御棒駆動装置	155 制御棒駆動機構管外駆動部（可動コイル）		
			制御棒駆動装置	156 制御棒駆動機構管外駆動部（位置指示検出機構）		
			制御棒、スクラム機構	157 制御棒駆動機構管内駆動部（制御棒パコネットロック機構）		
			制御棒、スクラム機構	158 制御棒駆動機構管内駆動部（連結桿）		
			制御棒、スクラム機構	159 制御棒駆動機構管内駆動部（プランジャ）		
			重水冷却系設備	162 重水タンク弁（接続管含む）		
			非常用電源系	245 蓄電池		
			非常用電源系	246 静止型インバータ装置		
			非常用電源系	247 非常用発電機		
			炉心構造物	249 ビームチューブ		
			炉心構造物	293 CNS真空容器		
			炉心構造物	362 照射シールド		
			炉心構造物	363 ベースプレート		
第22条 炉心等	既認可設備からの設計変更なし					
第23条 熱遮蔽材	該当なし					
第24条 一次冷却材	既認可設備からの設計変更なし					
第25条 核燃料物質取扱設備	既認可設備からの設計変更なし					

添付書類6 別表3 JRR-3原子炉施設の新規制基準対応に係る設工認申請一覧（技術基準規則ごと）

技術基準規則	設工認申請		設備機器	適合性の説明	関係する計算書等	備考
第26条 核燃料物質貯蔵設備	その13	第4編	原子炉プール及び使用済燃料プール水位警報設備の設置	使用済燃料プール水位警報	38 SFプール水位警報設備	その13添付書類1-4 -（計算書等なし） ・設置時認可未取得
第27条 一次冷却材処理装置	既認可設備からの設計変更なし					
第28条 冷却設備等	既認可設備からの設計変更なし					
第29条 液位の保持等	既認可設備からの設計変更なし					
第30条 計測設備	その13	第4編	原子炉プール及び使用済燃料プール水位警報設備の設置	原子炉プール水位警報（原子炉停止中の異常監視用）	117-2 停止中に制御室外で監視するための炉プール水位警報	その13添付書類1-4 -（計算書等なし） ・使用済燃料プール水位計との横並びのため
第31条 放射線管理施設	既認可設備からの設計変更なし					
第32条 安全保護回路	その10	第2編	ケーブルの分離設備の設置（建家貫通部）	ケーブルの分離設備（難燃シート、鋼板）	352 安全保護系ケーブルの分離設備（建家貫通部）	その10添付書類1-2 その10添付書類5 ・新規制基準要求事項（原子炉建家貫通部における安全保護回路の物理的分離）
第33条 反応度制御系統及び原子炉停止系統	その8		制御棒駆動装置の一部更新	可動コイル	155 制御棒駆動機構管外駆動部（可動コイル）	その8添付書類1 -（計算書等なし） ・高経年化対策として設備の更新
第34条 原子炉制御室等	その7	第2編	安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯の設置	安全避難通路	350 安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯	その7添付書類3-2 -（計算書等なし） ・新規制基準要求事項
	その13	第2編	中央制御室外原子炉停止盤の設置	中央制御室外原子炉停止盤	140 中央制御室外原子炉停止盤	その13添付書類1-2 -（計算書等なし） ・設置時認可未取得
第35条 廃棄物処理設備	既認可設備からの設計変更なし					
第36条 保管廃棄設備	その10	第3編	保管廃棄施設の設置	廃棄物保管室、廃棄物保管場所	201 保管廃棄施設	その10添付書類1-3 その10添付書類3 ・新規制基準要求事項
第37条 原子炉格納施設	その13	第16編	原子炉建家の負圧維持及び漏えい率に係る設計	原子炉建家（円筒壁、屋根）	236 原子炉建家	その13添付書類1-10 -（計算書等なし） ・原子炉建家屋根更新に伴う建家容積増加の影響評価のため
				炉室排気系（排風機）	175 排風機（原子炉建家）	
				炉室排気系（主ダクト）、実験利用設備排気系（主ダクト）、オイルダンパ系（主ダクト）	177 排気風道	
				炉室排気系（隔離弁）、実験利用設備排気系（隔離弁）、炉室給気系（隔離弁）	178 隔離弁	
				オイルダンパ	180 オイルダンパ	
				炉室給気系（空調和機）	239 原子炉建家換気空調設備（空調和機）	
				非常用排気設備（排風機）	244 非常用排気設備（排風機）	
実験利用設備排気系（排風機）	378 排風機（実験利用設備）					
第38条 実験設備等	その1	第2編	JRR-3内の通信連絡設備の設置	一斉指令放送装置、ページング式インターホン装置、固定電話、携帯電話	346 通信連絡設備 施設内	その1添付書類2 -（計算書等なし） ・新規制基準要求事項
第39条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	その12		冠水維持機能喪失時用水設備の設置	電動式可搬型ポンプ	314 可搬型汲上ポンプ	その12添付書類2 その12添付書類1、4 ・新規制基準要求事項
				可搬型発電機	315 可搬型発電機	
				給水用ホース接続口（原子炉建家貫通部）	349 給水配管（建家貫通部）	
				フレキシブルホース	349-2 給水用ホース（建家内）	
				消防用ホース	349-3 給水用ホース（屋外）	
第40条 保安電源設備	その9	第1編	静止型インバータ装置の更新	静止型インバータ装置	246 静止型インバータ装置	その9添付書類4 その9添付書類3 ・高経年化対策として設備の更新
第41条 警報装置	その1	第1編	廃液貯槽の漏えい検知器の設置	漏えい検知器	353 廃液貯槽漏えい検知器	その1添付書類1 その1添付書類6 ・新規制基準要求事項
第42条 通信連絡設備等	その1	第2編	JRR-3内の通信連絡設備の設置	一斉指令放送装置、ページング式インターホン装置、固定電話、携帯電話	346 通信連絡設備 施設内	その1添付書類2 -（計算書等なし） ・新規制基準要求事項
		第3編	JRR-3外の通信連絡設備の設置	固定電話、携帯電話	347 通信連絡設備 施設外	その1添付書類3 -（計算書等なし）
該当する技術基準の要求事項なし	その1	第4編	モニタリングポスト等の情報伝達設備の付加	モニタリングポスト、無線式データ処理装置、データ表示装置、無線LAN中継装置	224 屋外放射線管理設備	その1添付書類4 その1添付書類9 ・新規制基準要求事項
				モニタリングポスト（分配器、無線式データ伝送装置、非常用電源装置）	225 モニタリングポスト	
				無線式データ処理装置、緊急時対策所内データ表示装置（無線式、有線式）	226 中央監視装置	
				無線LAN中継装置、JRR-3中央制御室内データ表示装置（無線式、有線式）	227 情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（情報伝達設備）	
	その13	第5編	外部消火設備の設置	外部消火栓	334 森林火災対策（屋外消火栓）	その13添付書類1-5 その13添付書類2-3-1 ・許可申請書記載事項との整合のため

添付書類 6 別表 4 設工認その 1 3 において新たに適合性を示している技術基準規則に対する既認可設備の適合性

令和二年三月十七日号外原子力規制委員会規則第七号 試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則	昭和六十二年総理府令第十一号 (最終改正：平成一二年一二月一五日総理府令第一四九号) 試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則	該当する設工認申請	適合性
地震による損傷の防止 第六条 試験研究用等原子炉施設は、これに作用する地震力（試験炉許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力をいう。）による損壊により公衆に放射線障害を及ぼすことがないものでなければならない。	耐震性等 第六条 原子炉施設（船舶に施設するものを除く。次項において同じ。）は、これに作用する地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼすことがないように施設しなければならない。	H2改造時設工認（その1～その9）、新規設工認申請（その2～その6、その9、その11、その13）	JRR-3原子炉施設を構成する施設、設備機器はその耐震重要度に応じた地震力に耐えられるよう設計されている。
(試験炉許可基準規則第四条第二項)	2 前項の地震力は、原子炉施設の構造及びこれが損壊した場合における災害の程度に応じて、基礎地盤の状況、その地方における過去の地震の記録に基づく震害の程度、地震活動の状況その他の要因を考慮して算定しなければならない。	-	-
2 耐震重要施設（試験炉許可基準規則第三条第一項に規定する耐震重要施設をいう。以下この条において同じ。）は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（試験炉許可基準規則第四条第三項に規定する地震力をいう。）に対してその安全性が損なわれるおそれがないものでなければならない。	(新規要求事項)	新規設工認申請（その11、その13）	耐震重要施設は基準地震動による地震力に対して、その安全性が損なわれないよう設計されている（上位波及影響を含む。）。
3 耐震重要施設は、試験炉許可基準規則第四条第三項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないものでなければならない。	(新規要求事項)	新規設工認申請（その11、その13）	耐震重要施設を内包する原子炉建家の周辺には崩壊を起こすような斜面はない。
外部からの衝撃による損傷の防止 第八条 試験研究用等原子炉施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。	(水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成3年7月18日原子力安全委員会決定）)の「指針2.自然現象に対する設計上の考慮」と同義 ^{注)}	凍結 換気空調設備 H2改造時その6 昭和62年7月31日付け62安(原規)第122号 生物学的事象 冷却塔 H2改造時その7 昭和63年1月5日付け62安(原規)第223号 竜巻、外部火災 本申請（第8編（外部事象）） 落雷 本申請（第1編（制御棟避雷針））、新規設工認申請（その4（原子炉建家避雷針）） 風（台風）、積雪 新規設工認申請（その2（原子炉制御棟、使用済燃料貯蔵室）、その3（使用済燃料貯蔵室、燃料管理施設、排気筒）、その4（原子炉建家）、その5（実験利用棟、コンプレッサ棟）、その6（冷却塔）） 自然現象の組合せ（竜巻と同時発生する自然現象の組合せ） 本申請（第8編（外部事象））	必要に応じ、凍結防止のため換気空調設備による温度制御を行う設計となっている。 冷却塔にはガラリフィルタを設け、枯葉等の混入防止を図っている。 JRR-3原子炉施設は、設計上考慮が必要な自然現象（落雷、外部火災、竜巻）に対し、その安全性を損なわない設計となっている。 風（台風）及び積雪については、建築基準法等関係法令に基づき適切に考慮されている。 なお、降水・洪水、地滑り、火山の影響については施設の立地から考慮する必要がない。 竜巻と同時に発生が想定される自然現象（雷、雪、雹、大雨）は影響モードが異なるため、考慮不要。 その他の自然現象同士の組合せについても、それぞれ影響モードが異なるため、考慮不要である。
2 試験研究用等原子炉施設は、周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合において、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。	(水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成3年7月18日原子力安全委員会決定）)の「指針3.外部人為事象に対する設計上の考慮」と同義)	本申請（第8編）	JRR-3原子炉施設は、敷地内又はその周辺において想定される人為事象に対して安全性を損なわない設計となっている。
3 試験研究用等原子炉を船舶に設置する場合にあっては、原子炉格納容器に近接する船体の部分は、衝突、座礁その他の要因による原子炉格納容器の機能の喪失を防止できる構造でなければならない。	3 原子炉を船舶に設置する場合にあっては、原子炉格納容器に近接する船体の部分は、衝突、座礁その他の要因による原子炉格納容器の機能の喪失を防止できる構造でなければならない。	JRR-3原子炉施設は船舶に設置するものではないため対象外。	-
4 試験研究用等原子炉施設は、航空機の墜落により試験研究用等原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。	(水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成3年7月18日原子力安全委員会決定）)の「指針3.外部人為事象に対する設計上の考慮」と同義)	JRR-3原子炉施設については航空機落下を考慮する必要はない。	-
溢（いつ）水による損傷の防止 第十九条 試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内における溢（いつ）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が講じられたものでなければならない。	(新規要求事項)	本申請（第6編）、新規設工認申請（その7第1編（1次冷却材補助ポンプ）、その9第1編（静止型インバータ装置））	JRR-3原子炉施設は、施設内で発生が想定される溢水に対して安全性を損なわない設計となっている。

添付書類 6 別表 4 設工認その 1 3 において新たに適合性を示している技術基準規則に対する既認可設備の適合性

令和二年三月十七日号外原子力規制委員会規則第七号 試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則	昭和六十二年総理府令第十一号 (最終改正：平成一二年二月五日総理府令第一四九号) 試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則	該当する設工認申請			適合性
2 試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管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が講じられたものでなければならない。	(水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成3年7月18日原子力安全委員会決定))の「指針26.原子炉建屋の機能」と同義)	本申請(第6編)、新規設工認申請(その1第1編(廃液貯槽漏えい検知器))			JRR-3原子炉施設は、施設内に設置された放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により発生が想定される溢水に対して、管理区域外への漏えいを防止する設計となっている。
安全設備 第二十一条 安全設備は、次に掲げるところにより設置されたものでなければならない。 一 第二条第二項第二十八号ロに掲げる安全設備は、二以上の原子力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、試験研究用等原子炉の安全を確保する上で支障がない場合であっては、この限りでない。	安全設備 第十三条 安全設備は、次に掲げるところにより施設しなければならない。 一 二以上の原子力施設(加工施設、原子炉施設、再処理施設、廃棄物処理施設、廃棄物管理施設及び使用施設等をいう。)において共用しないこと。ただし、原子炉の安全を確保する上で支障がない場合であっては、この限りでない。	JRR-3原子炉施設において技術基準規則第二条第二項第二十八号ロに掲げる安全設備のうち、他の原子力施設と共用するものはない。			-
二 第二条第二項第二十八号ロ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(試験炉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。第三十二条第三号において同じ。)が発生した場合* ¹ であって、外部電源が利用できない場合* ² 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* ¹ を確保し、及び独立性* ³ を確保するものであること。ただし、原子炉格納容器その他多重性、多様性及び独立性を有することなく試験研究用等原子炉の安全を確保する機能を維持し得る設備にあつては、この限りでない。	二 原子炉の安全を確保する機能を維持しうるよう、当該安全設備自体又は当該安全設備が属する系統として多重性を有すること。ただし、原子炉格納容器その他多重性を有することなく原子炉の安全を確保する機能を維持しうる設備にあつては、この限りでない。 *1：(水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成3年7月18日原子力安全委員会決定))の「指針28.安全保護系の多重性」と同義) ^{注)} *2：(同指針の「指針32.安全保護系の故障に対する設計上の考慮」と同義) ^{注)} *3：(同指針の「指針29.安全保護系の独立性」と同義) ^{注)}	制御棒案内管 H2改造時その3 昭和61年8月20日付け61安(原規)第78号 1次冷却系設備、サイフォンブレーク弁 H2改造時その4 昭和61年11月25日付け61安(原規)第147号 安全保護系、制御棒、非常用停止設備、非常用排気設備、非常用電源設備 H2改造時その5 昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号 原子炉格納設備 H2改造時その6 昭和62年7月31日付け62安(原規)第122号 本申請(第7編)	JRR-3原子炉施設において技術基準規則第二条第二項第二十八号ロに掲げる安全設備に該当する設備は単一故障が発生した場合であつて、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、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保した設計となっている。 また、内部火災に対する防護対象設備に該当し、火災による影響を受けるおそれのある設備のうち、火災発生時においても原子炉の安全性を確保するのに必要な安全機能を有する設備については、火災発生時においても必要な安全機能が達成できるよう多重性または多様性を確保し、及び独立性を確保した設計となっている。		
三 安全設備は、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あること。	(水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成3年7月18日原子力安全委員会決定))の「指針6.環境条件に対する設計上の考慮」と同義) ^{注)}	原子炉プール、使用済燃料プール、原子炉建家 H2改造時その2 昭和61年3月31日付け61安(原規)第4号 炉心構造物、原子炉容器 H2改造時その3 昭和61年8月20日付け61安(原規)第78号 1次冷却系設備、2次冷却系設備、重水冷却設備、サイフォンブレーク弁 H2改造時その4 昭和61年11月25日付け61安(原規)第147号 制御棒、重水ダンプ弁、非常用排気設備 H2改造時その5 昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号 隔離弁、水平実験孔設備、照射利用設備、冷中性子源装置 H2改造時その6 昭和62年7月31日付け62安(原規)第122号 使用済燃料取扱装置、使用済燃料貯蔵ラック、冷却塔 H2改造時その7 昭和63年1月5日付け62安(原規)第223号	設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に機能が要求される安全設備のうち、環境条件が変化するおそれのあるものについては、設置許可申請書添付書類十の記載から異常な過渡変化及び設計基準事故時において、設計仕様上の最高使用温度、最高使用圧力を超えることはない、若しくは一時的に超えたとしても事象がごく短時間(数秒～数十秒)で収束する。 このため、環境条件の変化を考慮する必要はない。		
四 火災により損傷を受けるおそれがある場合においては、次に掲げるところによること。 イ 火災の発生を防止するために可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用すること。	三 火災により損傷を受けるおそれがある場合には、可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用するとともに、必要に応じて防火壁の設置その他の適切な防火措置を講ずること。	原子炉プール、使用済燃料プール H2改造時その2 昭和61年3月31日付け61安(原規)第4号 上部遮蔽体、下部遮蔽体 H2改造時その3 昭和61年8月20日付け61安(原規)第78号 前部水封用止板 H2改造時その6 昭和62年7月31日付け62安(原規)第122号 制御棒駆動機構案内管 H2改造時その5 昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号 1次冷却系設備 H2改造時その4 昭和61年11月25日付け61安(原規)第147号 重水系設備 H2改造時その4 昭和61年11月25日付け61安(原規)第147号 ヘリウム系設備 H2改造時その4 昭和61年11月25日付け61安(原規)第147号 安全保護系 H2改造時その5 昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号	JRR-3原子炉施設を構成する安全設備は可能な限り不燃材(コンクリート、金属等)又は難燃材(難燃ケーブル)を用いて施設されている。		

添付書類 6 別表 4 設工認その1 3において新たに適合性を示している技術基準規則に対する既認可設備の適合性

令和二年三月十七日号外原子力規制委員会規則第七号 試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則	昭和六十二年総理府令第十一号 (最終改正：平成一二年一二月一五日総理府令第一四九号) 試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則	該当する設工認申請			適合性
		重水ダンプ弁	H2改造時その5	昭和62年4月6日付け61安 (原規)第218号	
		非常用電源設備	H2改造時その5	昭和62年4月6日付け61安 (原規)第218号	
□ 必要に応じて火災の発生を感知する設備及び消火を行う設備が設けられていること。	(水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成3年7月18日原子力安全委員会決定)の「指針5.火災に対する設計上の考慮」と同義)	新規申請設工認(その7、その9)			内部火災に対する防護対象設備を内包するエリアには火災感知器及び消火設備を設けている。
ハ 火災の影響を軽減するため、必要に応じて、防火壁の設置その他の適切な防火措置を講ずること。	(水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成3年7月18日原子力安全委員会決定)の「指針5.火災に対する設計上の考慮」が指し示す発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針(昭和55年11月6日原子力安全委員会決定)の「Ⅲ.火災防護に関する審査指針3-1」と同義)	原子炉建家	H2改造時その2	昭和61年3月31日付け61安 (原規)第4号	内部火災に対する防護対象設備を内包する原子炉建家及び原子炉制御棟は、必要に応じ、鉄筋コンクリートの壁等により適切に区画されている。
		原子炉制御棟	H2改造時その5	昭和62年4月6日付け61安 (原規)第218号	
五 前号ロの消火を行う設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。	(水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成3年7月18日原子力安全委員会決定)の「指針5.火災に対する設計上の考慮」が指し示す発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針(昭和55年11月6日原子力安全委員会決定)の「Ⅲ.火災防護に関する審査指針2-2」と同義)	新規申請設工認(その7、その9)			消火設備の破損、誤操作又は誤作動によって原子炉を停止させる機能を失わないよう、1次冷却材補助ポンプ及び非常用排気設備は溢水対策が採られている。
六 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、試験研究用等原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合には、防護施設の設置その他の適切な損傷防止措置が講じられていること。	四 蒸気タービン又はポンプの損壊に伴う飛散物により損傷を受けるおそれがある場合には、防護施設の設置その他の適切な損傷防止措置を講ずること。	JRR-3には通常運転時において、飛散物となり得るような高速回転機器、高圧配管は存在しない。			-
核燃料物質貯蔵設備 第二十六条 核燃料物質貯蔵設備は、次に掲げるところにより設置されたものでなければならない。 一 燃料体等が臨界に達するおそれがないこと。	核燃料物質貯蔵設備 第十六条 核燃料物質貯蔵設備は、次に掲げるところにより施設しなければならない。 第1項第一号 燃料体等が臨界に達するおそれがないこと。	使用済燃料貯蔵ラック 未使用燃料貯蔵設備	H2改造時その7	昭和63年1月5日付け62安 (原規)第223号	使用済燃料貯蔵ラック、未使用燃料貯蔵設備及び密封容器は臨界を防止する設計となっている。
		密封容器	密封容器の製作	昭和57年5月4日付け57安 (原規)第71号	
二 燃料体等を貯蔵することができる容量を有すること。	(水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成3年7月18日原子力安全委員会決定)の「指針40.核燃料の貯蔵設備及び取扱設備」と同義) ^{注)}	使用済燃料貯蔵ラック 未使用燃料貯蔵設備	H2改造時その7	昭和63年1月5日付け62安 (原規)第223号	使用済燃料貯蔵ラック、未使用燃料貯蔵設備及び密封容器は適切な貯蔵能力を有する設計となっている。
		密封容器	密封容器の製作	昭和57年5月4日付け57安 (原規)第71号	
三 次に掲げるところにより燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備を備えるものであること。 イ 燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し及び警報を発することができるものであること。	(水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成3年7月18日原子力安全委員会決定)の「指針42.核燃料取扱場所のモニタリング」と同義) ^{注)}	エリア放射線モニタ	H2改造時その5	昭和62年4月6日付け61安 (原規)第218号 昭和59年4月20日付け59安 (原規)第70号 昭和55年8月6日付け55安 (原規)第156号	燃料取扱場所である原子炉建家、使用済燃料貯蔵室、燃料管理施設及び使用済燃料貯蔵施設(北地区)(以下「DSF」という。)にはエリア放射線モニタが設けられている。
□ 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し及び警報を発することができるものであること。		使用済燃料は強制冷却を要しないため、適用外。			
2 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する核燃料物質貯蔵設備は、前項に定めるところによるほか、次に掲げるところにより設置されていなければならない。 一 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食することを防止し得るものであること。	2 使用済燃料その他高放射性の燃料体等を貯蔵する核燃料物質貯蔵設備は、前項に定めるところによるほか、次に掲げるところにより施設しなければならない。 第2項第一号 燃料体等の被覆が著しく腐食することを防止し得るものであること。	使用済燃料プール浄化系設備 使用済燃料貯蔵槽浄化系設備(貯蔵No.1, No.2共用)	H2改造時その4 H2改造時その9	昭和61年11月25日付け61安(原規)第147号 昭和63年5月12日付け63安(原規)第68号	使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵槽(No.1, No.2)には、使用済燃料の被覆が著しく腐食することがないように浄化系設備が設けられている。
二 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものであること。	(水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成3年7月18日原子力安全委員会決定)の「指針40.核燃料の貯蔵設備及び取扱設備」と同義) ^{注)}	使用済燃料プール 使用済燃料貯蔵槽No.1 使用済燃料貯蔵槽No.2 DSF保管孔	H2改造時その1 H2改造時その9 燃料管理施設の設置 使用済燃料貯蔵施設の設置	昭和60年8月2日付け60安(原規)第91号 昭和63年5月12日付け63安(原規)第68号 昭和59年4月20日付け59安(原規)第70号 昭和55年8月6日付け55安(原規)第156号	使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵槽No.1、使用済燃料貯蔵槽No.2及びDSF保管孔は、当該施設において貯蔵する使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有している。
三 使用済燃料その他高放射性の燃料体の崩壊熱を安全に除去し得るものであること。	第1項第二号 燃料体等の崩壊熱を安全に除去し得るものであること。	使用済燃料プール	H2改造時その1	昭和60年8月2日付け60安(原規)第91号	JRR-3原子炉施設で発生する使用済燃料は、強制冷却を要せず、冷却材の自然対流による冷却で

添付書類 6 別表 4 設工認その 1 3 において新たに適合性を示している技術基準規則に対する既認可設備の適合性

令和二年三月十七日号外原子力規制委員会規則第七号 試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則	昭和六十二年総理府令第十一号 (最終改正：平成一二年一月五日総理府令第一四九号) 試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則	該当する設工認申請			適合性
		使用済燃料貯槽No.1	H2改造時その9	昭和63年5月12日付け63安(原規)第68号	崩壊熱を除去することができる。 なお、使用済燃料貯槽No.2をJRR-2及びJRR-4と共用した場合も同様である。
<p>四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を液体中で貯蔵する場合は、前号に掲げるところによるほか、次に掲げるところによること。 イ 液体があふれ、又は漏えいするおそれがないものであること。</p>	<p>第2項第二号 使用済燃料その他高放射性の燃料体等を液体中で貯蔵する場合は、前号に掲げるところによるほか、次に掲げるところによること。 第2項第二号イ 液体があふれ、又は漏えいするおそれがないものであること。</p>	使用済燃料貯槽No.2	燃料管理施設の設置	昭和59年4月20日付け59安(原規)第70号	使用済燃料プール、使用済燃料貯槽No.1及び使用済燃料貯槽No.2には、液体があふれることがないようにそれぞれオーバーフローラインが設けられている。
<p>ロ 液位を測定でき、かつ、液体の漏えいその他の異常を適切に検知し得るものであること。</p>	<p>第2項第二号ロ 液体の漏えいを適切に検知しうるものであること。 (下線部：新規要求事項)</p>	軽水貯留系設備 (SFプール水オーバーフロー)	H2改造時その4	昭和61年11月25日付け61安(原規)第147号	使用済燃料プール、使用済燃料貯槽No.1及び使用済燃料貯槽No.2には、それぞれ水位計及び漏えい検知器が設けられている。
<p>一 熱出力及び炉心における中性子束密度</p>	<p>二 炉周期</p>	使用済燃料貯槽浄化系設備 (貯槽No.1オーバーフロー)	H2改造時その9	昭和63年5月12日付け63安(原規)第68号	使用済燃料プール、使用済燃料貯槽No.1及び使用済燃料貯槽No.2には、それぞれ水位計及び漏えい検知器が設けられている。
<p>二 炉周期</p>	<p>三 制御棒 (固体の制御材をいう。以下同じ。) の位置</p>	オーバーフロー水受槽 (貯槽No.2オーバーフロー)	燃料管理施設の設置	昭和59年4月20日付け59安(原規)第70号	使用済燃料プール、使用済燃料貯槽No.1及び使用済燃料貯槽No.2には、それぞれ水位計及び漏えい検知器が設けられている。
<p>三 制御棒 (固体の制御材をいう。以下同じ。) の位置</p>	<p>四 一次冷却材に関する次の事項 イ 含有する放射性物質及び不純物の濃度</p>	漏えい検出漏水チャンネル	H2改造時その2	昭和61年3月31日付け61安(原規)第4号	JRR-3には以下の計測設備が設けられている。 ・安全系 ・対数出力炉周期系 ・制御棒位置指示計 ・1次冷却材モニタ ・1次冷却材炉心出口温度 ・1次冷却材流量 ・原子炉プール水位 なお、大気開放型スイミングプールの原子炉であるため、圧力計は不要である。
<p>四 一次冷却材に関する次の事項 イ 含有する放射性物質及び不純物の濃度</p>	<p>二 炉周期</p>	使用済燃料貯槽No.1液面計、漏えい検出チャンネル	H2改造時その9	昭和63年5月12日付け63安(原規)第68号	計測制御系統施設 (中性子計装)
<p>ロ 原子炉容器内における温度、圧力、流量及び液位</p>	<p>三 制御棒 (固体の制御材をいう。以下同じ。) の位置</p>	使用済燃料貯槽No.2水位検出器、漏えい検出装置	燃料管理施設の設置	昭和59年4月20日付け59安(原規)第70号	計測制御系統施設 (中性子計装)
<p>2 試験研究用等原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し及び対策を講ずるために必要な試験研究用等原子炉の停止後の温度、液位その他の試験研究用等原子炉施設の状態を示す事項 (以下「パラメータ」という。) を、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視し及び記録することができる設備が設けられていなければならない。</p>	<p>四 一次冷却材に関する次の事項 イ 含有する放射性物質及び不純物の濃度</p>	本申請 (第4編)		昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号	計測制御系統施設 (制御設備)
<p>原子炉制御室等 第三十四条 試験研究用等原子炉施設には、原子炉制御室が設けられていなければならない。</p>	<p>二 炉周期</p>	プロセス放射能監視設備	H2改造時その5	昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号	プロセス計装設備
<p>2 原子炉制御室は、試験研究用等原子炉の運転状態を表示する装置、試験研究用等原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、異常を表示する警報装置その他の試験研究用等原子炉の安全を確保するための主要な装置が集中し、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設置されたものでなければならない。</p>	<p>三 制御棒 (固体の制御材をいう。以下同じ。) の位置</p>	プロセス計装設備	H2改造時その5	昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号	プロセス計装設備
<p>3 原子炉制御室は、従事者が設計基準事故時に容易に避難できる構造でなければならない。</p>	<p>四 一次冷却材に関する次の事項 イ 含有する放射性物質及び不純物の濃度</p>	プロセス計装設備	H2改造時その5	昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号	プロセス計装設備
<p>2 原子炉制御室は、試験研究用等原子炉の運転状態を表示する装置、試験研究用等原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、異常を表示する警報装置その他の試験研究用等原子炉の安全を確保するための主要な装置が集中し、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設置されたものでなければならない。</p>	<p>二 炉周期</p>	プロセス計装設備	H2改造時その5	昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号	プロセス計装設備
<p>3 原子炉制御室は、従事者が設計基準事故時に容易に避難できる構造でなければならない。</p>	<p>三 制御棒 (固体の制御材をいう。以下同じ。) の位置</p>	プロセス計装設備	H2改造時その5	昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号	プロセス計装設備
<p>2 原子炉制御室は、試験研究用等原子炉の運転状態を表示する装置、試験研究用等原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、異常を表示する警報装置その他の試験研究用等原子炉の安全を確保するための主要な装置が集中し、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設置されたものでなければならない。</p>	<p>四 一次冷却材に関する次の事項 イ 含有する放射性物質及び不純物の濃度</p>	プロセス計装設備	H2改造時その5	昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号	プロセス計装設備
<p>3 原子炉制御室は、従事者が設計基準事故時に容易に避難できる構造でなければならない。</p>	<p>二 炉周期</p>	プロセス計装設備	H2改造時その5	昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号	プロセス計装設備
<p>3 原子炉制御室は、従事者が設計基準事故時に容易に避難できる構造でなければならない。</p>	<p>三 制御棒 (固体の制御材をいう。以下同じ。) の位置</p>	プロセス計装設備	H2改造時その5	昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号	プロセス計装設備

添付書類 6 別表 4 設工認その 1 3 において新たに適合性を示している技術基準規則に対する既認可設備の適合性

令和二年三月十七日号外原子力規制委員会規則第七号 試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則	昭和六十二年総理府令第十一号 (最終改正：平成一二年一二月一五日総理府令第一四九号) 試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則	該当する設工認申請	適合性
4 原子炉制御室及びこれに連絡する通路は、試験研究用等原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合において、試験研究用等原子炉の運転の停止その他の試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、かつ、一定期間とどまることができるように、遮蔽設備の設置その他の適切な放射線防護措置が講じられたものでなければならない。	3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路には、原子炉施設の故障、損壊等が生じた場合において、放射線業務従事者が原子炉の運転の停止その他の措置を採るために支障なく原子炉制御室に入り、かつ、一定期間とどまることができるように、しゃへい設備の設置その他の適切な放射線防護措置を講じなければならない。	制御室は原子炉建家と別建家である原子炉制御棟に設けられているため、遮蔽設備等は要しない。	-
5 試験研究用等原子炉施設には、火災その他の要因により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態を維持することができる設備が設けられていなければならない。ただし、試験研究用等原子炉の安全性を確保する上で支障がない場合にあつては、この限りでない。	4 原子炉施設には、火災その他の要因により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる設備を施設しなければならない。ただし、原子炉の安全性を確保する上で支障がない場合にあつては、この限りでない。	原子炉プール水位、炉下室 中性子モニタ H2改造時その 5 昭和62年4月6日付け61安 本申請（第 2 編） （原規）第218号	火災により中央制御室が使用できない場合に、中央制御室以外の場所から原子炉の運転を停止できるよう中央制御室外原子炉停止盤を施設する。また、原子炉の停止操作は、制御棒の挿入操作のみであり、その後の崩壊熱除去においては、原子炉の監視結果に基づく操作は必要なく、その後の停止状態の維持にも必要な動的機器はないため、原子炉プールの冠水が維持できていることが確認できればよい。このため、中央制御室外原子炉停止盤に原子炉プール水位計を施設する。
<p>原子炉格納施設</p> <p>第三十七条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉格納施設が設けられていなければならない。</p> <p>一 通常運転時に、その内部を負圧状態に維持し得るものであり、かつ、所定の漏えい率を超えることがないものであること。ただし、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない場合にあつては、この限りでない。</p> <p>二 設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、原子炉格納施設から放出される放射性物質を低減するものであること。ただし、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない場合にあつては、この限りでない。</p>	<p>原子炉格納施設</p> <p>第二十八条 原子炉施設（次条に該当するものを除く。）にあつては、原子炉格納施設は、その内部を負圧状態に維持しうるものであり、かつ、その内部における原子炉施設の故障、損壊等の際に原子炉格納施設から気体状の放射性物質が排出されることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないように、当該放射性物質の排出を抑制しうるものでなければならない。ただし、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない場合にあつては、この限りでない。</p> <p>(第2項はガス冷却型原子炉に係る要求事項のため省略)</p>	<p>原子炉建家 原子炉建家排気設備 原子炉建家換気空調設備 H2改造時その 1 H2改造時その 6 昭和60年8月2日付け60安 （原規）第91号 昭和62年7月31日付け62安 （原規）第122号 本申請（第 1 6 編）</p> <p>非常用排気設備 H2改造時その 5 昭和62年4月6日付け61安 （原規）第218号</p>	<p>通常運転時に原子炉建家内を適切な負圧に維持できるよう原子炉建家排気設備及び原子炉建家換気空調設備が設けられている。また、原子炉建家、原子炉建家排気設備及び原子炉建家換気空調設備は、原子炉建家の漏えい率が10%/日t なるよう設計されている。</p> <p>設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、原子炉建家から放出される放射性物質を低減するものとして非常用排気設備が設けられている。</p>
<p>警報装置</p> <p>第四十一条 試験研究用等原子炉施設には、その設備の機能の喪失、誤操作その他の要因により試験研究用等原子炉の安全性を著しく損なうおそれが生じたとき、第三十一条第一号の放射性物質の濃度若しくは同条第三号の線量当量が著しく上昇したとき又は液体状の放射性廃棄物を廃棄する設備から液体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じたときに、これらを確実に検知して速やかに警報する装置が設けられていなければならない。</p>	<p>非常用電源設備</p> <p>(第二十九条第1項、第2項は非常用電源設備に係る要求事項のため省略)</p> <p>第二十九条第 3 項 原子炉施設には、その設備の機能の喪失、誤操作その他の要因により原子炉の安全性を著しく損なうおそれが生じたとき、第二十七条第一号の放射性物質の濃度若しくは同条第三号の線量当量が著しく上昇したとき又は液体状の放射性廃棄物を廃棄する設備から液体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じたときに、これらを確実に検知して速やかに警報する設備を施設しなければならない。</p>	<p>プロセス計装設備、放射線管理設備 H2改造時その 5 昭和62年4月6日付け61安 （原規）第218号 本申請（第 4 編）、新規設工認申請（その 1 第 1 編（廃液貯槽漏えい検知器））</p>	<p>JRR-3原子炉施設には、その設備の機能の喪失、誤操作その他の要因により試験研究用等原子炉の安全性を著しく損なうおそれが生じたとき、第三十一条第一号の放射性物質の濃度若しくは同条第三号の線量当量が著しく上昇したとき又は液体状の放射性廃棄物を廃棄する設備から液体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じたときに、これらを確実に検知して速やかに警報する装置として、プロセス計装設備、放射線管理設備、廃液貯槽漏えい検知器、原子炉プール水位警報（原子炉停止時の状態監視用）、使用済燃料プール水位警報が設けられている。</p>

注）発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（昭和52年6月14日原子力委員会）を参考に認可を受けている。なお、その後JRR-3の審査を参考に水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成3年7月18日原子力安全委員会決定）が策定されている。

添付書類 8 - 3

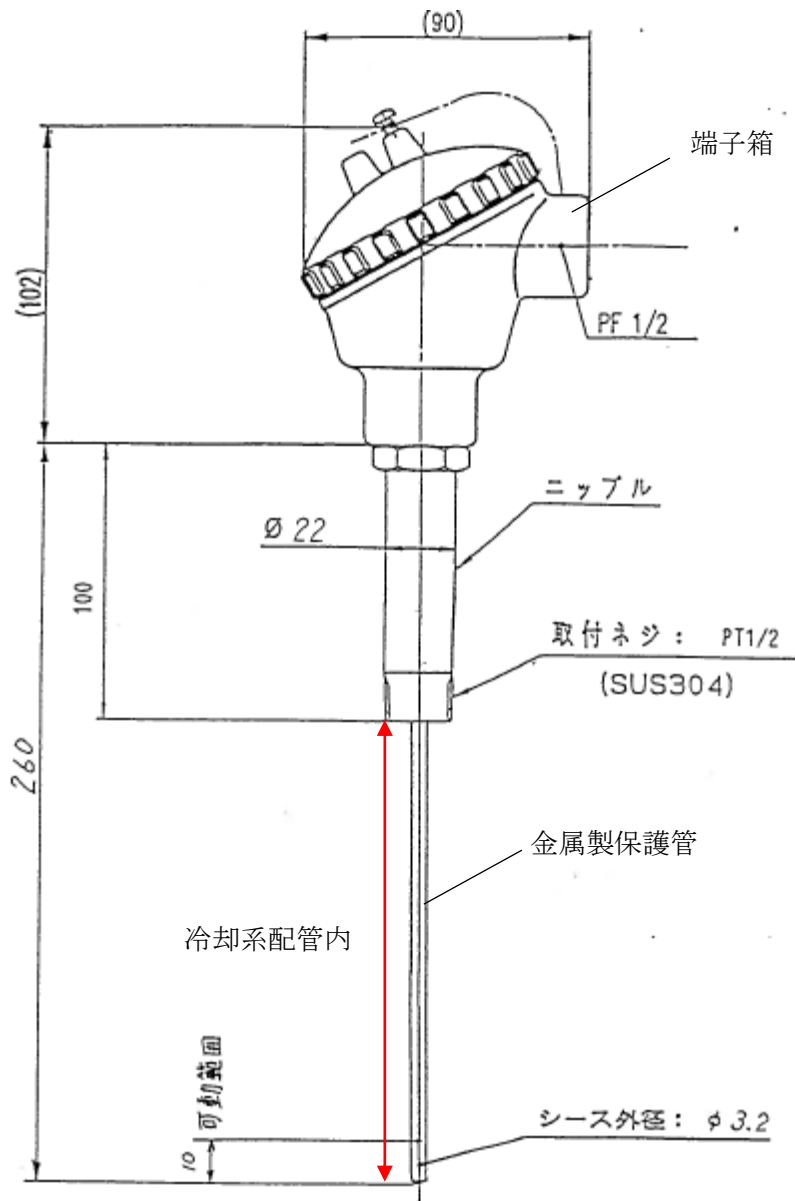
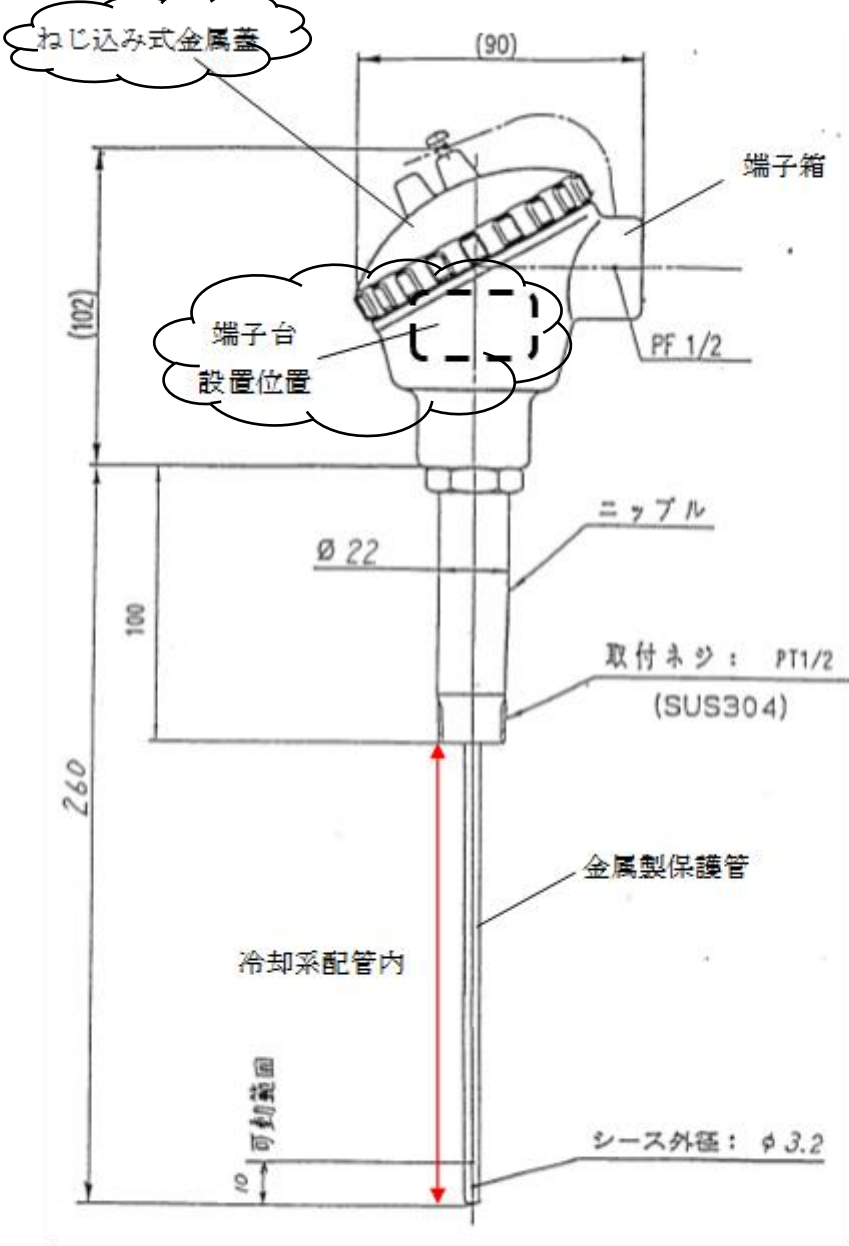
安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価及び内部火災影響評価に関する説明書

新旧対照表

変更前	変更後	備考																																										
<p>8-3. 安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価及び内部火災影響評価に関する説明書</p> <p>目次</p> <p>1. 概要…………… 添 8-3- 1</p> <p>2. 安全保護回路に関する溢水防護、火災防護の基本方針…………… 添 8-3- 1</p> <p>3. 安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価…………… 添 8-3- 4</p> <p>4. 安全保護系検出器に係る内部火災影響評価…………… 添 8-3- 5</p> <p>別紙-8-3.1 安全保護系検出器のうち、1次冷却材炉心出口温度及び重水温度に係る内部溢水影響評価について…………… 添 8-3- 8</p> <p>1. 概要…………… 添 8-3- 8</p> <p>2. 機器概要…………… 添 8-3- 8</p> <p>3. 溢水想定…………… 添 8-3- 8</p> <p>3.1 1次冷却系からの溢水量…………… 添 8-3- 9</p> <p>3.2 重水冷却系からの溢水量…………… 添 8-3- 9</p> <p>4. 溢水影響評価結果…………… 添 8-3-10</p> <p>1. 概要（省略）</p> <p>2. 安全保護回路に関する溢水防護、火災防護の基本方針（省略）</p> <p>3. 安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価</p> <p>内部溢水影響評価に当たっては、地震により発生する溢水と単一の機器破損により発生する溢水の2通りを想定することになっているが、安全保護系検出器については耐震Bクラスで設計されているため、単一の機器破損による溢水のみを想定する。</p> <p>防護対象となる安全保護系検出器の内部溢水影響評価は、表-8-3.2のとおりであり、単一の機器破損による内部溢水に対し、施設の安全性を損なわないことを確認した。</p> <p>表-8-3.2 防護対象となる安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価</p> <table border="1" data-bbox="133 1575 1305 1982"> <thead> <tr> <th rowspan="2">対象回路</th> <th rowspan="2">検出器仕様</th> <th rowspan="2">検出器設置場所</th> <th colspan="2">溢水影響評価</th> </tr> <tr> <th>機能喪失の有無</th> <th>安全性への影響等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>安全系</td> <td>CIC 検出器</td> <td>原子炉プール内</td> <td>無</td> <td rowspan="2">原子炉プール内の核計装案内管内に設置されており、<u>溢水</u>の影響を受けることはない。</td> </tr> <tr> <td>対数出力炉周期系</td> <td>CIC 検出器</td> <td>原子炉プール内</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材流量</td> <td>差圧伝送器</td> <td>原子炉建家地階（重水区画）</td> <td>無</td> <td>防水構造（JIS C 0920、NEMA4 相当）のため、<u>溢水</u>の影響を受けることはない。</td> </tr> </tbody> </table>	対象回路	検出器仕様	検出器設置場所	溢水影響評価		機能喪失の有無	安全性への影響等	安全系	CIC 検出器	原子炉プール内	無	原子炉プール内の核計装案内管内に設置されており、 <u>溢水</u> の影響を受けることはない。	対数出力炉周期系	CIC 検出器	原子炉プール内	無	1次冷却材流量	差圧伝送器	原子炉建家地階（重水区画）	無	防水構造（JIS C 0920、NEMA4 相当）のため、 <u>溢水</u> の影響を受けることはない。	<p>8-3. 安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価及び内部火災影響評価に関する説明書</p> <p>目次</p> <p>1. 概要…………… 添 8-3- 1</p> <p>2. 安全保護回路に関する溢水防護、火災防護の基本方針…………… 添 8-3- 1</p> <p>3. 安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価…………… 添 8-3- 4</p> <p>4. 安全保護系検出器に係る内部火災影響評価…………… 添 8-3- 6</p> <p>別紙-8-3.1 安全保護系検出器のうち、1次冷却材炉心出口温度及び重水温度に係る内部溢水影響評価について…………… 添 8-3- 9</p> <p>1. 概要…………… 添 8-3- 9</p> <p>2. 機器概要…………… 添 8-3- 9</p> <p>3. 溢水想定…………… 添 8-3- 9</p> <p>3.1 1次冷却系からの溢水量…………… 添 8-3-10</p> <p>3.2 重水冷却系からの溢水量…………… 添 8-3-10</p> <p>4. 溢水影響評価結果…………… 添 8-3-11</p> <p>1. 概要（変更なし）</p> <p>2. 安全保護回路に関する溢水防護、火災防護の基本方針（変更なし）</p> <p>3. 安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価</p> <p>内部溢水影響評価に当たっては、地震により発生する溢水と単一の機器破損により発生する溢水の2通りを想定することになっているが、安全保護系検出器については耐震Bクラスで設計されているため、単一の機器破損による溢水のみを想定する。</p> <p>防護対象となる安全保護系検出器の内部溢水影響評価は、表-8-3.2のとおりであり、単一の機器破損による内部溢水に対し、施設の安全性を損なわないことを確認した。</p> <p>表-8-3.2 防護対象となる安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価</p> <table border="1" data-bbox="1418 1575 2591 1982"> <thead> <tr> <th rowspan="2">対象回路</th> <th rowspan="2">検出器仕様</th> <th rowspan="2">検出器設置場所</th> <th colspan="2">溢水影響評価</th> </tr> <tr> <th>機能喪失の有無</th> <th>安全性への影響等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>安全系</td> <td>CIC 検出器</td> <td>原子炉プール内</td> <td>無</td> <td rowspan="2">原子炉プール内の核計装案内管内に設置されており、<u>被水及び没水</u>の影響を受けることはない。</td> </tr> <tr> <td>対数出力炉周期系</td> <td>CIC 検出器</td> <td>原子炉プール内</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材流量</td> <td>差圧伝送器</td> <td>原子炉建家地階（重水区画）</td> <td>無</td> <td>防水構造（JIS C 0920、NEMA4 相当）のため、<u>被水及び没水</u>の影響を受けることはない。</td> </tr> </tbody> </table>	対象回路	検出器仕様	検出器設置場所	溢水影響評価		機能喪失の有無	安全性への影響等	安全系	CIC 検出器	原子炉プール内	無	原子炉プール内の核計装案内管内に設置されており、 <u>被水及び没水</u> の影響を受けることはない。	対数出力炉周期系	CIC 検出器	原子炉プール内	無	1次冷却材流量	差圧伝送器	原子炉建家地階（重水区画）	無	防水構造（JIS C 0920、NEMA4 相当）のため、 <u>被水及び没水</u> の影響を受けることはない。	<p>ページ番号の繰り下げ</p> <p>溢水影響評価の内容について、被水と没水を分けて記載。</p>
対象回路				検出器仕様	検出器設置場所	溢水影響評価																																						
	機能喪失の有無	安全性への影響等																																										
安全系	CIC 検出器	原子炉プール内	無	原子炉プール内の核計装案内管内に設置されており、 <u>溢水</u> の影響を受けることはない。																																								
対数出力炉周期系	CIC 検出器	原子炉プール内	無																																									
1次冷却材流量	差圧伝送器	原子炉建家地階（重水区画）	無	防水構造（JIS C 0920、NEMA4 相当）のため、 <u>溢水</u> の影響を受けることはない。																																								
対象回路	検出器仕様	検出器設置場所	溢水影響評価																																									
			機能喪失の有無	安全性への影響等																																								
安全系	CIC 検出器	原子炉プール内	無	原子炉プール内の核計装案内管内に設置されており、 <u>被水及び没水</u> の影響を受けることはない。																																								
対数出力炉周期系	CIC 検出器	原子炉プール内	無																																									
1次冷却材流量	差圧伝送器	原子炉建家地階（重水区画）	無	防水構造（JIS C 0920、NEMA4 相当）のため、 <u>被水及び没水</u> の影響を受けることはない。																																								

変更前					変更後					備考
1次冷却材炉心出口温度	測温抵抗体	原子炉建家地階 (カナル下)	無	別紙-8-3.1に評価の詳細を示す。	1次冷却材炉心出口温度	測温抵抗体	原子炉建家地階 (カナル下)	無	<u>検出器の密閉構造により被水の影響を受けない。また、検出器は没水するおそれがない高所に設置されている。</u> 別紙-8-3.1に評価の詳細を示す。	
1次冷却材炉心出入口温度差(1次冷却材炉心入口温度)	測温抵抗体	カナルプール内	無	カナルプール内に設置されているため、 <u>溢水</u> の影響を受けない。	1次冷却材炉心出入口温度差(1次冷却材炉心入口温度)	測温抵抗体	カナルプール内	無	カナルプール内に設置されているため、 <u>被水及び没水</u> の影響を受けない。	
原子炉プール水位	差圧伝送器	原子炉建家1階	無	防水構造(JIS C 0920、NEMA4相当)のため、 <u>溢水</u> の影響を受けない。	原子炉プール水位	差圧伝送器	原子炉建家1階	無	防水構造(JIS C 0920、NEMA4相当)のため、 <u>被水及び没水</u> の影響を受けない。	
1次冷却材補助ポンプ停止	接点リレー	原子炉建家地階 (8区画)	無	1次冷却材補助ポンプ電源盤に設置されているため、1次冷却材補助ポンプ電源盤被水対策設備(設工認その7)により防護される。	1次冷却材補助ポンプ停止	接点リレー	原子炉建家地階 (8区画)	無	1次冷却材補助ポンプ電源盤に設置されているため、 <u>被水に対しては1次冷却材補助ポンプ電源盤被水対策設備(設工認その7)により防護される。</u> また、 <u>没水に対しては、別途定められた頻度で1次冷却材補助ポンプ電源盤周囲の溢水の有無を確認するため、溢水により没水することはない。</u>	
重水温度	測温抵抗体	原子炉建家地階 (重水区画)	無	別紙-8-3.1に評価の詳細を示す。	重水温度	測温抵抗体	原子炉建家地階 (重水区画)	無	<u>検出器の密閉構造により被水の影響を受けない。また、検出器は没水するおそれがない高所に設置されている。</u> 別紙-8-3.1に評価の詳細を示す。	
重水流量	差圧伝送器	原子炉建家地階 (重水区画)	無	防水構造(JIS C 0920、NEMA4相当)のため、 <u>溢水</u> の影響を受けない。	重水流量	差圧伝送器	原子炉建家地階 (重水区画)	無	防水構造(JIS C 0920、NEMA4相当)のため、 <u>被水及び没水</u> の影響を受けない。	
重水溢流タンク水位	差圧伝送器	原子炉建家地階 (重水区画)	無	防水構造(JIS C 0920、NEMA4相当)のため、 <u>溢水</u> の影響を受けない。	重水溢流タンク水位	差圧伝送器	原子炉建家地階 (重水区画)	無	防水構造(JIS C 0920、NEMA4相当)のため、 <u>被水及び没水</u> の影響を受けない。	
4. 安全保護系検出器に係る内部火災影響評価(省略)					4. 安全保護系検出器に係る内部火災影響評価(変更なし)					

変更前	変更後	備考																		
<p>別紙-8-3.1 安全保護系検出器のうち、1次冷却材炉心出口温度及び重水温度に使用している測温抵抗体に係る内部溢水影響評価について</p> <p>1. 概要（省略）</p> <p>2. 機器概要（省略）</p> <p>3. 溢水想定（省略）</p> <p>4. 溢水影響評価結果</p> <p>溢水が滞留する区画はカナル下室及び重水区画（併せて床面積約 58m²）であるが、重水区画には床面に設備機器等が多数設置されていることを考慮し、安全側で評価を行うため、カナル下室(床面積約 12m²)で評価を実施する（原子炉建家地階平面図を図-8-3-1.1 に示す。）。</p> <p>3. で評価した溢水量の水が全てカナル下室に滞留すると仮定すると、水位はそれぞれ以下のとおりとなる。</p> <p>表-8-3-1.2 カナル下室の溢水による水位上昇評価結果</p> <table border="1" data-bbox="409 993 1026 1131"> <thead> <tr> <th>想定溢水源</th> <th>溢水量 (m³)</th> <th>水位 (cm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却系</td> <td>1.0</td> <td>8.4</td> </tr> <tr> <td>重水冷却系</td> <td>8.0</td> <td>66.7</td> </tr> </tbody> </table> <p>1次冷却材炉心出口温度及び重水温度の検出器はそれぞれ床面から 5.2m、4.3m の箇所に設置（各検出器の設置高さを図-8-3-1.2 に示す。）されているため、溢水によって没水することはない。</p> <p>また、溢水によって検出器が被水したとしても、検出器は密閉された構造（図-8-3-1.3 に外形図を示す。）であるため、機能を喪失することはない。</p> <p>図-8-3-1.1（省略）</p> <p>図-8-3-1.2（省略）</p>	想定溢水源	溢水量 (m ³)	水位 (cm)	1次冷却系	1.0	8.4	重水冷却系	8.0	66.7	<p>別紙-8-3.1 安全保護系検出器のうち、1次冷却材炉心出口温度及び重水温度に使用している測温抵抗体に係る内部溢水影響評価について</p> <p>1. 概要（変更なし）</p> <p>2. 機器概要（変更なし）</p> <p>3. 溢水想定（変更なし）</p> <p>4. 溢水影響評価結果</p> <p>溢水が滞留する区画はカナル下室及び重水区画（併せて床面積約 58m²）であるが、重水区画には床面に設備機器等が多数設置されていることを考慮し、安全側で評価を行うため、カナル下室(床面積約 12m²)で評価を実施する（原子炉建家地階平面図を図-8-3-1.1 に示す。）。</p> <p>3. で評価した溢水量の水が全てカナル下室に滞留すると仮定すると、水位はそれぞれ以下のとおりとなる。</p> <p>表-8-3-1.2 カナル下室の溢水による水位上昇評価結果</p> <table border="1" data-bbox="1694 993 2312 1131"> <thead> <tr> <th>想定溢水源</th> <th>溢水量 (m³)</th> <th>水位 (cm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却系</td> <td>1.0</td> <td>8.4</td> </tr> <tr> <td>重水冷却系</td> <td>8.0</td> <td>66.7</td> </tr> </tbody> </table> <p>1次冷却材炉心出口温度及び重水温度の検出器はそれぞれ床面から 5.2m、4.3m の箇所に設置（各検出器の設置高さを図-8-3-1.2 に示す。）されているため、溢水によって没水することはない。</p> <p>また、溢水によって検出器が被水したとしても、検出器はねじ込み式の金属蓋により密閉され、端子台に水が侵入しない構造（図-8-3-1.3 に外形図を示す。）であるため、機能を喪失することはない。</p> <p>図-8-3-1.1（変更なし）</p> <p>図-8-3-1.2（変更なし）</p>	想定溢水源	溢水量 (m ³)	水位 (cm)	1次冷却系	1.0	8.4	重水冷却系	8.0	66.7	<p>検出器の密封構造について追記</p>
想定溢水源	溢水量 (m ³)	水位 (cm)																		
1次冷却系	1.0	8.4																		
重水冷却系	8.0	66.7																		
想定溢水源	溢水量 (m ³)	水位 (cm)																		
1次冷却系	1.0	8.4																		
重水冷却系	8.0	66.7																		

変更前	変更後	備考
 <p>図-8-3-1.3 測温抵抗体外形図</p>	 <p>図-8-3-1.3 測温抵抗体外形図</p>	<p>図の修正 ☁は変更箇所を示す。</p>

添付書類 9 の追加について

次に示す「中央制御室外原子炉停止盤を用いて原子炉を停止させた際の制御棒挿入確認に係る説明書」を添付書類 9 として追加する。

9. 中央制御室外原子炉停止盤を用いて原子炉を停止
させた際の制御棒挿入確認に係る説明書

目次

1. 概要 添 9-1
2. 原子炉停止から制御棒挿入確認までの流れについて 添 9-1
3. 制御棒挿入確認方法について 添 9-1

1. 概要

中央制御室において火災が発生し、中央制御室が使用できず、かつ、原子炉の運転状態が継続している場合には、中央制御室外原子炉停止盤により原子炉を停止させる。本説明書は中央制御室外原子炉停止盤により原子炉を停止させた後の原子炉の停止状態の確認手法について説明するものである。

2. 原子炉停止から制御棒挿入確認までの流れについて

JRR-3 原子炉施設は施設固有の特徴から原子炉を停止させ、崩壊熱除去のための強制冷却を 30 秒行った後の停止状態の維持は冠水維持設備により達成されるため、運転員は停止操作以外の操作を要しない。また、冠水維持設備により炉心の冠水が維持されていることは、中央制御室外原子炉停止盤に設けられた原子炉プール水位計により監視可能である。

このため、中央制御室外原子炉停止盤による原子炉の停止操作及び冠水状態が維持できていることの確認を行った後、運転員は現場で制御棒が炉心に挿入されていることの確認を行う。

3. 制御棒挿入確認方法について

JRR-3 原子炉施設の制御棒は磁気結合（非接触）による駆動方式を採用しており、制御棒駆動機構管外駆動部可動コイル（以下「可動コイル」という。）へ電流を流すことで、可動コイルと制御棒下部のプランジャ内の磁性体が磁気結合し、原子炉プール水中に浮いた状態で保持される。

中央制御室外原子炉停止盤の原子炉停止スイッチは、中央制御室に設置された可動コイル電源盤から原子炉建家地階炉下室に設けられた可動コイルへの給電を遮断する遮断器である。このため、中央制御室外原子炉停止盤により原子炉を停止させた場合、通常の原子炉スクラムと同様、可動コイルが消磁し、制御棒を磁氣的に切り離すことで制御棒は自重により炉心へ挿入される。

上記の作動原理と制御棒（プランジャ内磁性体）及び制御棒駆動機構案内管の構造から、以下の手法にて現場での制御棒挿入確認を行う（図-9.1 に現場での制御棒挿入確認のイメージを示す。）。なお、本確認手法は別途、下部要領等に定めることとする。

- ①原子炉建家地階炉下室前の炉下室エリアモニタ現場表示器により炉下室の空間線量に異常のないことを確認し、炉下室へ入室する（20MW 出力運転時においても炉下室の空間線量は、中性子がバックグラウンドレベル、 γ 線が $1\mu\text{Sv/h}$ 以下である。）。
- ②制御棒駆動機構案内管の制御棒挿入確認範囲に磁性体を近づけ、制御棒駆動機構案内管に磁性体が吸着することを確認する。
- ③制御棒 6 体について順次②の確認を行い、制御棒が挿入され、原子炉が停止できていることを確認する。

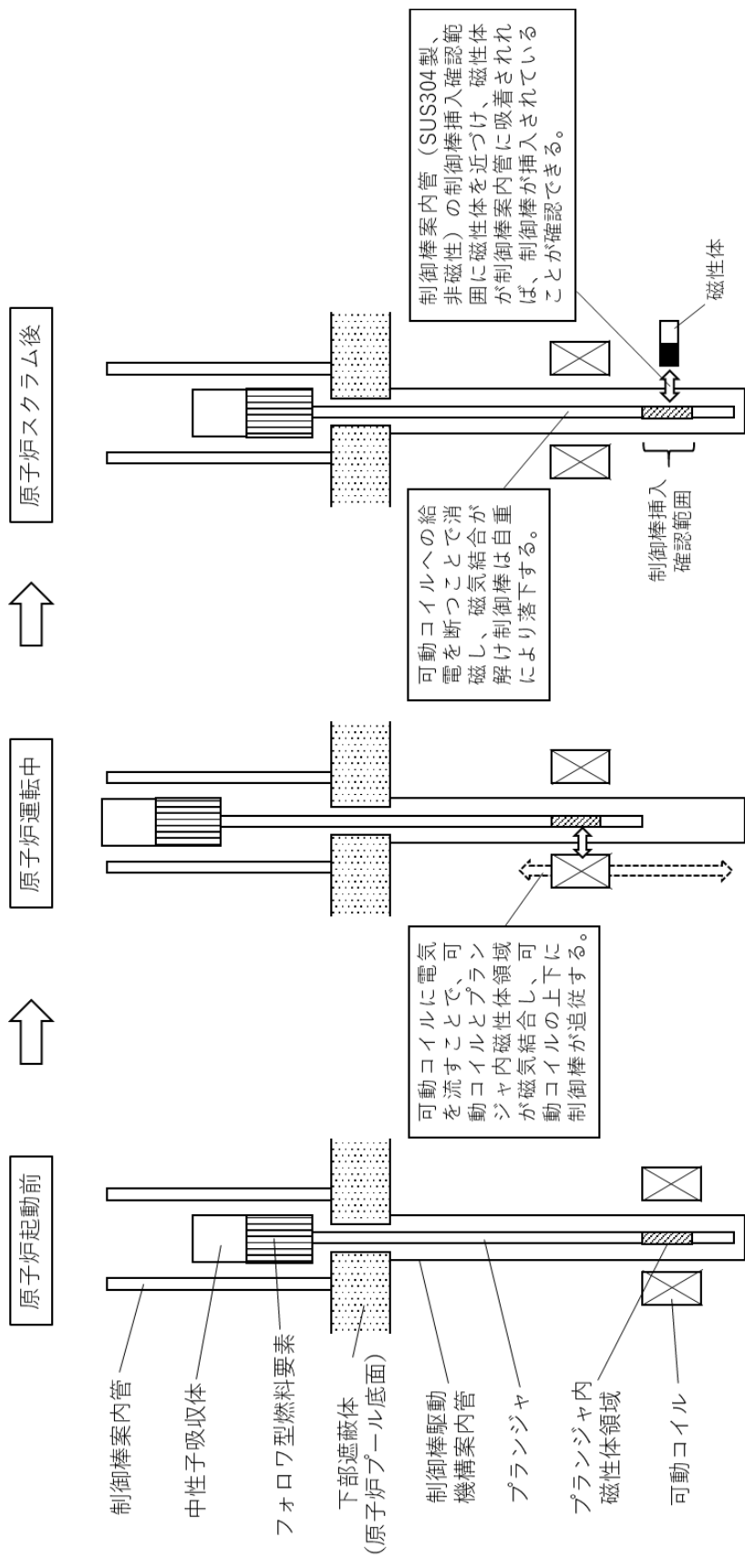


図-9.1 現場での制御棒挿入確認イメージ

添付書類 10 の追加について

次に示す「制御棒駆動装置及びサイフォンブレイク弁の内部溢水による機能喪失想定に関する説明書」を添付書類 10 として追加する。

10. 制御棒駆動装置及びサイフォンブレイク弁の内部
溢水による機能喪失想定に関する説明書

目次

1. 概要 添 10-1
2. 溢水により想定される制御棒駆動装置の機能喪失と
施設の安全性について 添 10-1
3. 溢水により想定されるサイフォンブレイク弁の機能喪失と
施設の安全性について 添 10-1

1. 概要

制御棒駆動装置及びサイフォンブレイク弁については、電源を要する動的な安全機能を有するものであるため、内部溢水（以下「溢水」という。）による被水又は没水によってその機能を喪失した場合*¹に、施設の安全性（止める、冷やす、閉じ込める）に影響を与えないことを確認している*²。本説明書は、制御棒駆動装置及びサイフォンブレイク弁について溢水発生時に想定される機能喪失過程と機能喪失時の施設の安全性を説明するものである。

*¹：設備が水密構造や防水性能等を有していないことから、被水若しくは没水によって短絡、漏電等が起こり機能喪失すること仮定する。

*²：設備の設計がフェールセーフとなっているため、施設の安全性に影響を及ぼすことはない。

2. 溢水により想定される制御棒駆動装置の機能喪失と施設の安全性について

制御棒駆動装置については、制御棒駆動機構管外駆動部（可動コイル、駆動モータ）の端子部にパッキン、シール材等の被水防止措置が取られていないため、端子部への浸水に起因する短絡等による故障を想定する。可動コイルで短絡、漏電に起因する過電流が発生した場合は、制御棒駆動装置の電源設備に内蔵された過電流保護回路により電源は遮断される。なお、制御棒駆動装置の電源設備は原子炉制御棟中央制御室に設けられているため、中央制御室外で発生した溢水の影響を受けるおそれのある場合には、運転員により原子炉を停止することができる。

制御棒駆動装置の安全機能は過大な反応度の添加防止であるが、その機能を喪失した場合でも安全側となるよう、機能喪失時は制御棒の自重により炉心に制御棒が挿入される設計となっている。また、制御棒駆動装置の機能喪失により炉心に急激に負の反応度が添加された場合、反応度制御回路の「誤差出力大」により原子炉は自動停止する。

なお、補修、交換等により制御棒駆動装置の機能を回復させ、運転員による電源の再投入が行われ限りは、一度機能喪失によって挿入された制御棒が引き抜かれることはなく、炉心に正の反応度が添加されることはない。

以上より、溢水により制御棒駆動装置が機能喪失したとしても施設の安全性は損なわれることはない。

3. 溢水により想定されるサイフォンブレイク弁の機能喪失と施設の安全性について

サイフォンブレイク弁については、弁体（電磁弁）の端子部にパッキン、シール材等の被水防止措置が取られていないことから、端子部への浸水に起因する短絡等による故障を想定する。サイフォンブレイク弁の弁体で短絡、漏電に起因する過電流が発生した場合は、サイフォンブレイク弁の電源に設けられたヒューズにより電源は遮断される。なお、サイフォンブレイク弁の電源設備は原子炉制御棟中央制御室に設けられているため、中央制御室外で発生した溢水の影響を受けるおそれのある場合には、運転員に

より原子炉を停止することができる。

サイフォンブレイク弁は冠水維持設備を構成する設備の一部であり、その安全機能は炉心の冷却である。ここでの炉心の冷却は炉心燃料周囲の自然対流による冷却であり、冠水状態が維持されれば、動的な機能は要しない。このため、サイフォンブレイク弁が機能喪失した場合でも安全側となるよう（サイフォンブレイクされるよう）、サイフォンブレイク弁には電磁弁（通電時「閉」、非通電時「開」。）を用いている。なお、原子炉運転時にサイフォンブレイク弁が「開」となった場合、1次冷却材のバイパス経路（1次冷却系主配管（550A）に対し、サイフォンブレイク弁接続管（80A））が形成されるため、安全保護系に「サイフォンブレイク弁開」のスクラム信号を設けている。

以上より、溢水によりサイフォンブレイク弁が機能喪失したとしても施設の安全性は損なわれることはない。

添付書類 1 1 の追加について

次に示す「内部溢水の滞留が想定される区画の塗装に係る説明書」を添付書類 1 1 とし
て追加する。

1 1 . 内部溢水の滞留が想定される区画の塗装に係る
説明書

JRR-3 原子炉施設内において、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発生した溢水の滞留が想定される区画の壁及び床の塗装は以下のとおりであり、溢水が管理区域外へ流出することはない。なお、各施設の塗装について補修等の必要性が生じた場合は、当該塗装と同等以上の性能を有するものにより行うこととする。

建家名称	構造等
原子炉建家	<p>溢水の滞留先である建家の地下は、以下の防水性又は耐水性を有する塗装が施されている。</p> <p>床：エポキシ樹脂、壁（全面）：塩化ビニール樹脂エナメル</p>
使用済燃料貯槽室	<p>溢水の滞留先である建家の地下は、以下の防水性又は耐水性を有する塗装が施されている。</p> <p>床：エポキシ樹脂、壁（全面）：合成樹脂ペイント</p>
燃料管理施設	<p>溢水の滞留先である建家の地下は、以下の防水性又は耐水性を有する塗装が施されている。</p> <p>床：エポキシ樹脂、壁（2m 以上）：エポキシ樹脂、壁（2m 以下）：アクリル樹脂エマルジョンペイント</p>
実験利用棟	<p>溢水の滞留先である廃液貯槽室は、以下の防水性又は耐水性を有する塗装が施されている。</p> <p>床：エポキシ塗りライニング工法、壁（全面）：エポキシ塗装</p>
	<p>堰の内部は、以下の防水性又は耐水性を有する塗装が施されている。</p> <p>廃樹脂貯留室堰内部：エポキシ樹脂</p>
使用済燃料貯蔵施設（北地区）	<p>溢水の滞留先である建家の地下は、以下の防水性又は耐水性を有する塗装が施されている。</p> <p>床：エポキシ樹脂、壁（全面）：合成樹脂ペイント</p>

添付書類 1 2 の追加について

次に示す「Bクラス設備に適用される地震力により発生する溢水の影響評価に係る説明書」を添付書類12として追加する。

1 2. Bクラス設備に適用される地震力により発生する
溢水の影響評価に係る説明書

目次

1. 概要 添 12-1
2. スロッシングによる溢水量 添 12-1
3. 溢水による防護対象設備への影響 添 12-3
4. まとめ 添 12-4

1. 概要

JRR-3 原子炉施設においては、スロッシングによる溢水に関しては、建家に適用される地震力又は建家に内包する機器に適用される地震力の大きい方を考慮することとしているため、基準地震動 S_s によるスロッシングを評価対象とした。本説明書は評価の対象外とした B クラス設備に適用される地震力によるスロッシングによって発生する溢水の施設の安全性への影響を説明するものである。

2. スロッシングによる溢水量

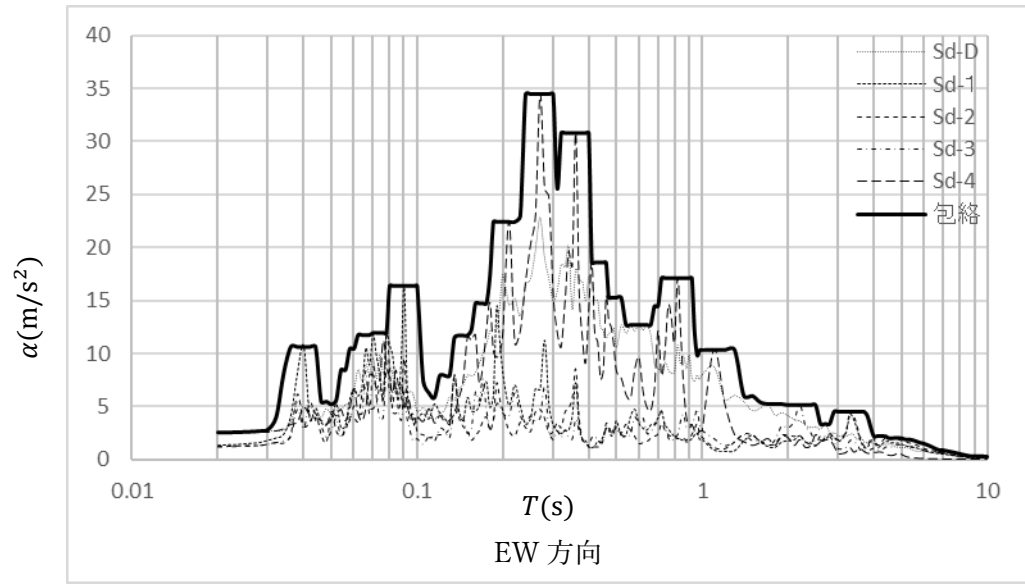
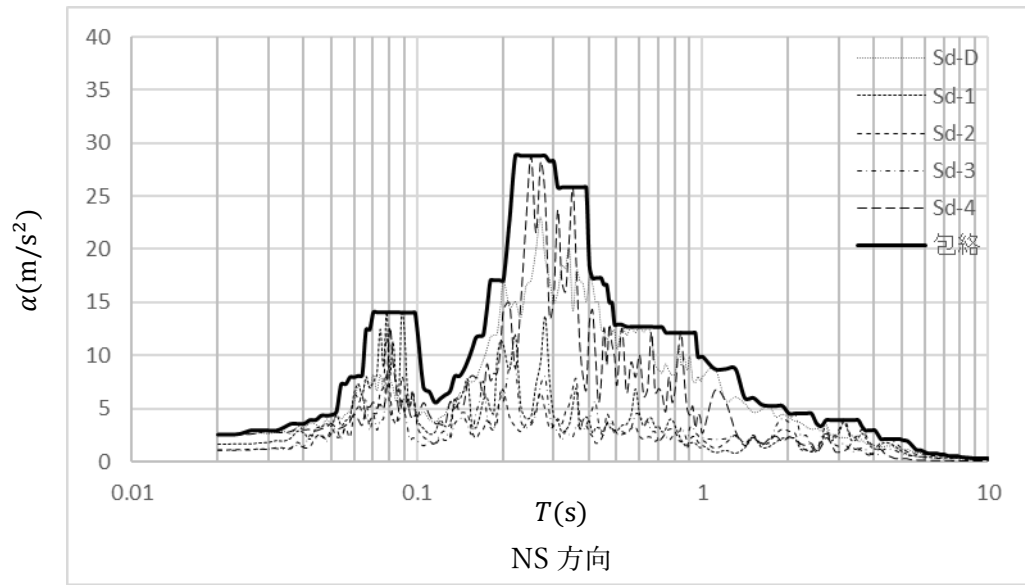
B クラス設備に適用される地震力（弾性設計用地震動 S_d の $1/2$ ($1/2S_d$)) により発生する溢水量は表-12.1 及び表-12.2 のとおりである（評価の詳細は本申請の添付書類 2-1-1 参照）。この結果から $1/2S_d$ 時のスロッシングによる溢水量を保守的に見積もると合計 9.23m^3 となる。

表-12.1 原子炉プールの溢水量

		長方形型モデル		正方形型モデル	
		NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
B クラス ($1/2S_d$)	地震による加速度 α [m/s^2]	3.97	5.30	4.59	5.19
	最大波高 D_{\max} [m]	1.03	0.66	0.86	0.97
	溢水量 V [m^3]	5.47	2.01	4.17	4.49
S クラス (S_s) 【参考】	地震による加速度 α [m/s^2]	16.5	20.9	18.3	20.9
	最大波高 D_{\max} [m]	4.27	2.59	3.41	3.88
	溢水量 V [m^3]	35.9	20.1	30.1	34.8

表-12.2 カナル、使用済燃料プールの溢水量

		カナル		使用済燃料プール	
		NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
B クラス ($1/2S_d$)	地震による加速度 α [m/s^2]	4.59	5.30	4.59	5.19
	最大波高 D_{\max} [m]	0.63	0.66	0.57	0.97
	溢水量 V [m^3]	0.56	0.71	0.37	3.05
S クラス (S_s) 【参考】	地震による加速度 α [m/s^2]	18.3	20.9	20.5	20.9
	最大波高 D_{\max} [m]	2.50	2.59	2.54	3.88
	溢水量 V [m^3]	9.84	10.3	13.7	22.7



【参考】 1/2Sd 原子炉プール上端 床応答スペクトル

3. 溢水による防護対象設備への影響

JRR-3 は安全保護系に「地震動大（水平：80gal、鉛直：40gal）」のスクラム信号を設けており、1/2Sd 時には原子炉はスクラムする（地震計設置面である原子炉建家地階の 1/2Sd 時の時刻歴の最大床応答加速度を表-12.3 に、時刻歴を図-12.1 に示す。）。このため、1/2Sd の地震に伴うスロッシング発生時に防護すべき安全機能は表-12.4 の設備に限定される。

表-12.3 原子炉建家地階の 1/2Sd 時刻歴の最大床応答加速度（単位：gal）

地震波	NS	EW	UD
1/2Sd-d	200.972	202.354	201.956
1/2Sd-1	142.405	130.703	121.939
1/2Sd-2	93.632	106.987	108.586
1/2Sd-3	94.777	85.918	127.597
1/2Sd-4	182.835	186.364	169.959

表-12.4 1/2Sd 発生時に防護すべき安全機能

安全機能	構築物、系統及び機器	耐震クラス	設置場所
炉心の形成	炉心構造物	S	原子炉建家（原子炉プール内）
	燃料要素	S	
炉心の冷却	冠水維持設備（サイフォンブレイク弁を含む。）	S	原子炉建家（原子炉プール内）
	1次冷却系設備*1	B	原子炉建家（地階、原子炉プール内）
炉心の保護	原子炉プールコンクリート躯体	S	原子炉建家（1階）
重水を内蔵する機能	重水タンク、重水冷却系設備*3	S、B*2	原子炉建家（地階、原子炉プール内）
放射性物質の貯蔵機能	使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む。）	S	原子炉建家（1階）
未臨界維持	制御棒	S	原子炉建家（1階）
原子炉停止後の除熱	1次冷却材補助ポンプ	B	原子炉建家（地階）
安全上特に重要な関連施設	非常用電源系	B	原子炉制御棟（地階）
計測・制御（安全保護機能を除く。）	中性子計装設備*4、プロセス計装設備*4	B	原子炉建家（1階、地階） 原子炉制御棟（中央制御室）

*1：護るべき安全機能は1次冷却材の保持である。

*2：重水タンクは耐震Sクラス、その他の重水冷却系設備は耐震Bクラス。

*3： 護るべき安全機能は重水の保持である。

*4： 崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

2. で算出された溢水量は基準地震動 S_s 時のものより少ないため、炉心及び使用済燃料が露出することはない。また、冠水維持設備を構成するサイフォンブレイク弁が被水により故障したとしても、フェールセーフ機能により開動作するため、必要な安全機能は達成される。よって、表-12.3 に掲げた設備のうち、護るべき安全機能として動的機能を有し、かつスロッシングによる溢水が到達するおそれがあるものは 1 次冷却材補助ポンプ電源盤に限定される（防護対象設備の配置を図-12.2 に示す。）。

1/2 S_d 時のスロッシングにより発生する 9.23m^3 の溢水が、1 次冷却材補助ポンプ電源盤へ与える影響について検討する。

1 次冷却材補助ポンプ電源盤に対する上方からの被水については、被水防護カバーにより防護される。また、浸水については「設工認その 7 * 添付書類 1-2」にて評価した一般系配管（工業用水配管（65A））の破損による溢水量 14.6m^3 （2 時間の漏えい）よりも今回の想定溢水量（ 9.23m^3 ）が少ないため、仮に全ての溢水が当該電源盤の設置された区画へ流入したとしても、電源盤は浸水によって機能喪失することはない。

なお、地震時のスロッシングによる溢水と一般系配管の破損による溢水を重ね合わせたとしても、防護すべき期間は地震による原子炉停止から崩壊熱除去完了の 30 秒間であり、工業用水のポンプの送水能力が $0.666\text{m}^3/\text{min} \times 3$ 台であることから 30 秒間に 1m^3 以上の溢水が発生することはないため、合計の溢水量は最大でも 10.23m^3 であり、設工認その 7 の評価値（ 14.6m^3 ）を上回ることはなく、電源盤は浸水によって機能を喪失することはない。

また、C クラスの機器は一般機器と同等の安全性を保持すればよいものとして、適用する地震力が $C_i=0.2$ （200gal）で設計されているのに対し、原子炉がスクラムする地震は水平 80gal、鉛直 40gal であり、C クラス機器や一般機器が破損するような地震が発生した際は原子炉がスクラムするため 30 秒の冷却により施設の安全性が確保される。この場合、溢水量としては、単一の系統としては前述の工業用水による 1m^3 が最大であるため、仮に上水配管で同程度の溢水を見込んだとしても合計 2m^3 程度であるため、施設の安全性に影響はない。

4. まとめ

B クラス設備に適用される地震が発生した際は、原子炉が停止し、スロッシングによる溢水に対して、必要な安全機能は喪失しないことを確認した。

*：「JRR-3 の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請（その 7）」（平成 30 年 11 月 30 日 付け 30 原機（科研）015 をもって申請。）

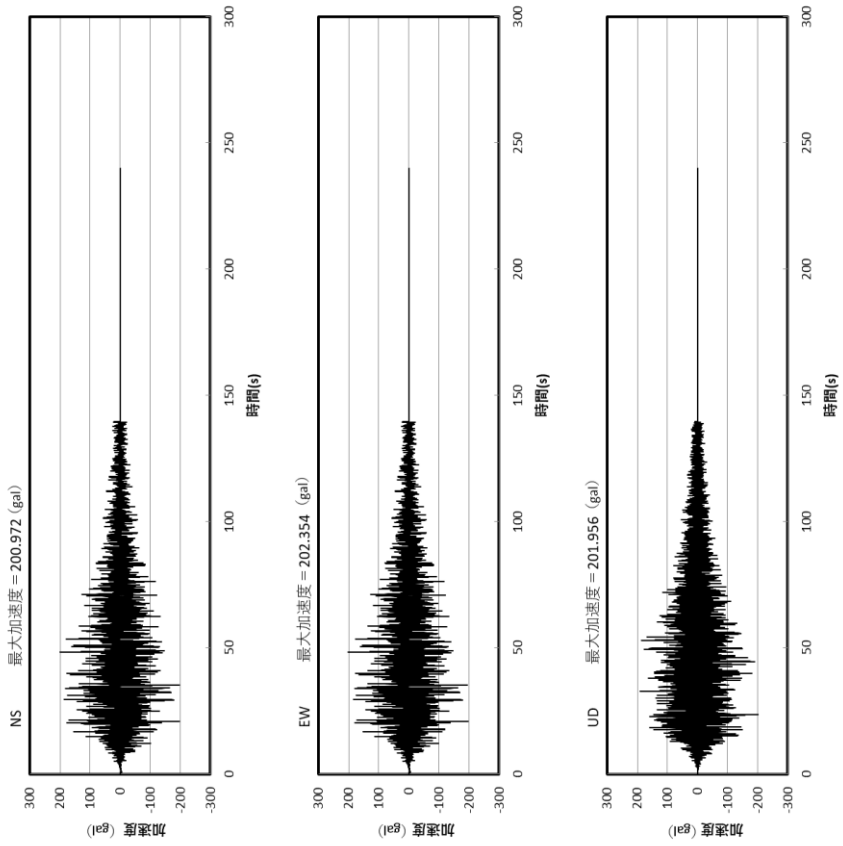


圖-12.1 (1) 原子炉建家地階床応答加速度時刻歴 (1/2Sd-D)

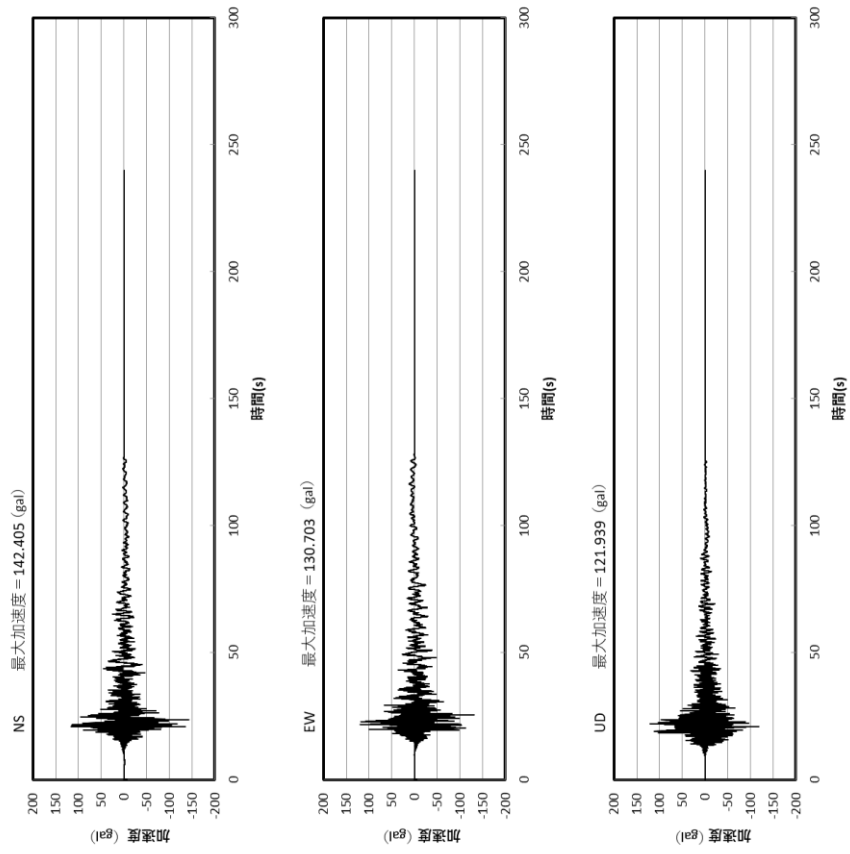


圖-12.1 (2) 原子炉建家地階床応答加速度時刻歴 (1/2Sd-1)

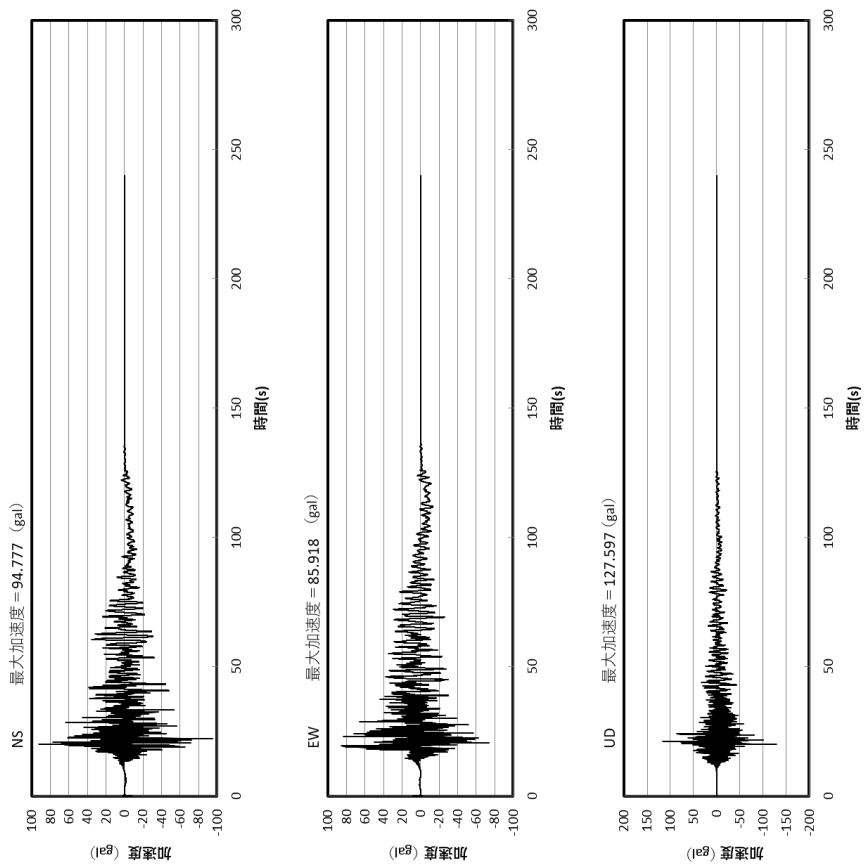


圖-12.1 (4) 原子炉建家地階床芯管加速度時刻歴 (1/2Sd-3)

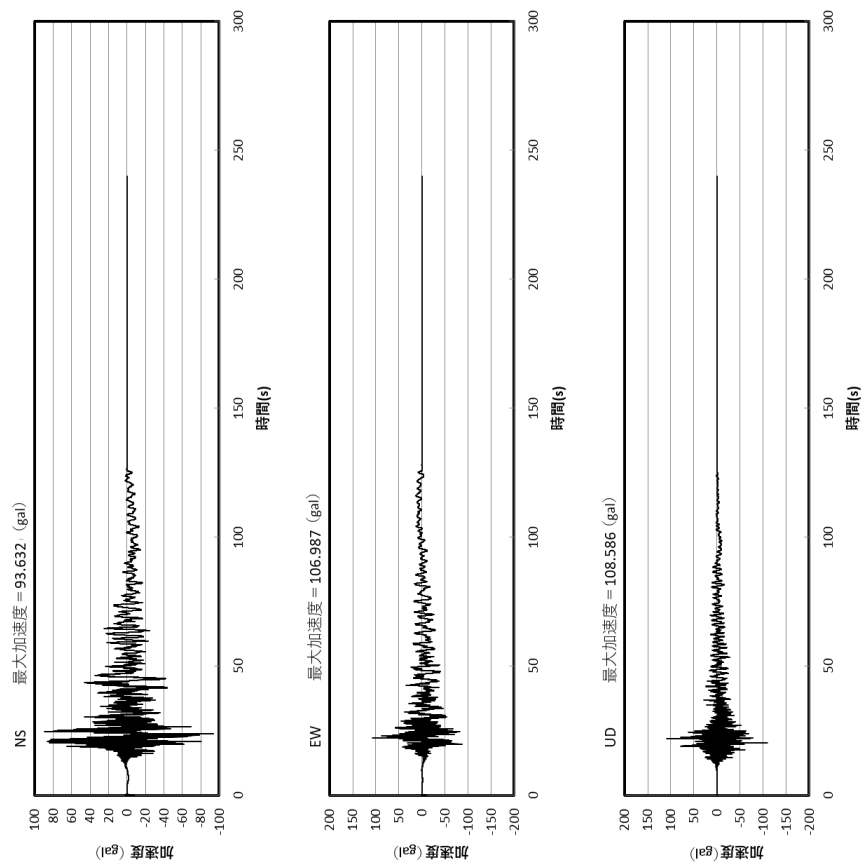


圖-12.1 (3) 原子炉建家地階床芯管加速度時刻歴 (1/2Sd-2)

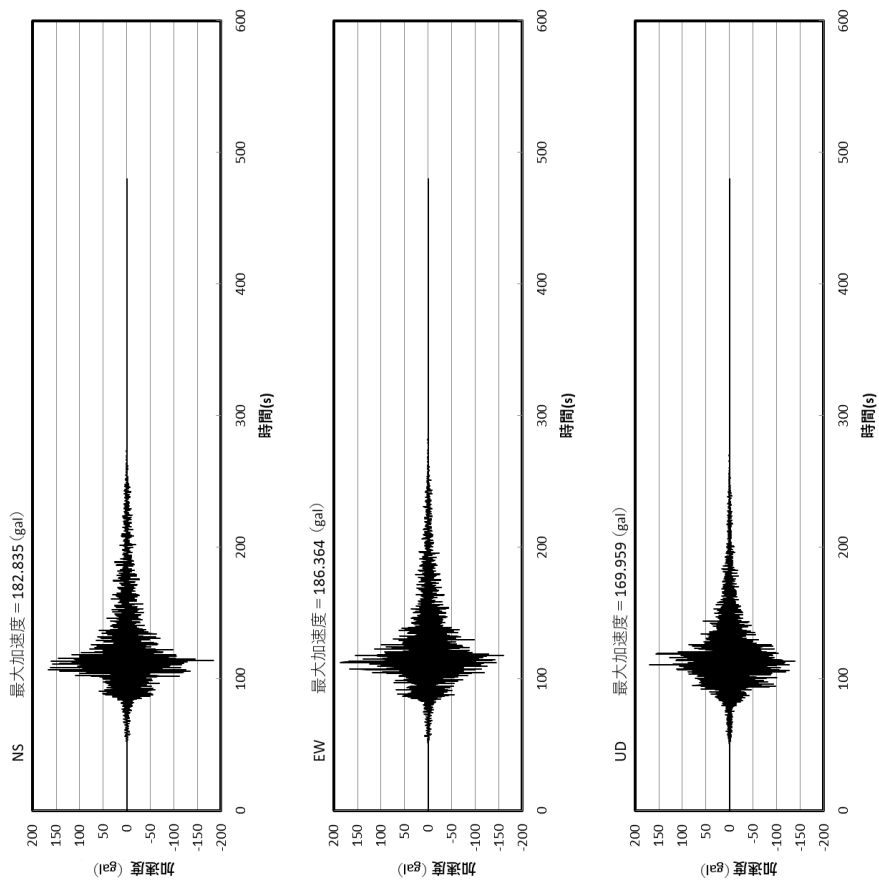


图-12.1 (5) 原子炉建家地階床芯答加速度時刻歴 (1/2sd-4)

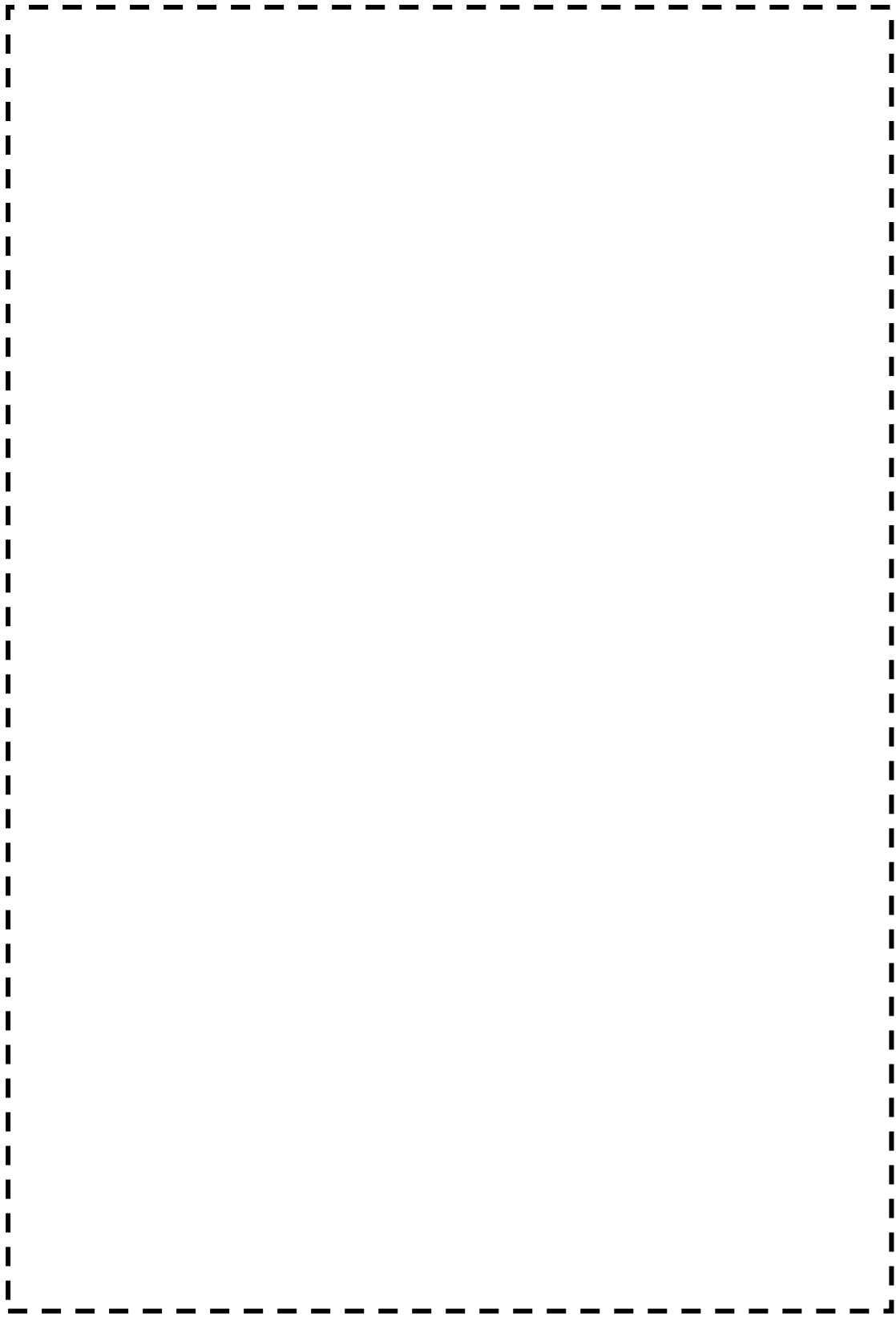


図-12.2 防護対象設備配置図