

設工認その13の補正について（第6編）

令和2年12月16日  
日本原子力研究開発機構  
原子力科学研究所

●第6編 内部溢水影響評価

(1) 1. 構成及び申請範囲の見直し

申請範囲の明確化のため、申請書第6編本文「1. 構成及び申請範囲」の記載を以下のとおり見直す。

1. 構成及び申請範囲

(中略)

今回申請する範囲は、試験研究炉用等原子炉施設の一般構造の(3) その他の主要な構造について、内部溢水影響評価に関するものである。

内部溢水影響評価については、内部溢水による安全機能喪失の防止と管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止に分けて評価を実施する。なお、内部溢水による安全機能喪失の防止に関して、後述する内部溢水に対する防護対象設備のうち1次冷却材補助ポンプについては「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7）」（平成30年11月30日付け30原機（科研）015をもって申請）（以下「設工認その7」という。）にて申請し、非常用電源設備については「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）（以下「設工認その9」という。）にて申請している。

(2) 準拠した基準及び規格の見直し

申請書第6編本文「2. 準拠した基準及び規格」の記載を以下のとおり見直す。

2. 準拠した基準及び規格

「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」

(令和2年原子力規制委員会規則第7号)

「日本産業規格（JIS）」

(3) 3. 設計及び評価の見直し

(3) -1 3.1 設計条件の見直し

申請書第6編本文の表-6.1 内部溢水に対する防護対象設備に、施設の耐震クラスを追記する。

表-6.1 内部溢水に対する防護対象設備

安全機能	構築物、系統及び機器	<u>耐震</u> <u>クラス</u>	設置場所
過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置	<u>S</u>	原子炉建家（地階）
炉心の形成	炉心構造物	<u>S</u>	原子炉建家 （原子炉プール内）
	燃料要素	<u>S</u>	
炉心の冷却	冠水維持設備（サイフォンブレイク弁を含む。）	<u>S</u>	原子炉建家 （原子炉プール内）
	1次冷却系設備	<u>B</u>	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	<u>S</u>	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	<u>S、B*1</u>	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。）	<u>S</u>	原子炉建家（1階）
原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構	<u>S</u>	原子炉建家（1階、地階）
未臨界維持	制御棒	<u>S</u>	原子炉建家（1階）
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（停止系及び工学安全施設）	<u>B</u>	原子炉建家（1階、地階） 原子炉制御棟（中央制御室）
原子炉停止後の除熱	1次冷却材補助ポンプ	<u>B</u>	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	<u>B</u>	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*2、プロセス計装設備*2	<u>B</u>	原子炉建家（1階、地階） 原子炉制御棟（中央制御室）

\*1：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。

\*2：崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

(3) -2 3.2 設計仕様の表-6.3の見直し

申請対象設備の明確化及び設計仕様の明確化のため申請書第6編本文の表-6.3 内部溢水に対する防護対象設備の設計仕様の記載を次のとおり見直す。

表-6.3 内部溢水に対する防護対象設備の設計仕様（1）

構築物、系統及び機器	主要な構成設備	主要な構造等
制御棒駆動装置	制御棒駆動機構管内駆動部 ( <u>制御棒バヨネットロック機構、連結桿、プランジャ</u> )、制御棒駆動機構管外駆動部 ( <u>駆動モータ、減速機、ボールスクリュ、可動コイル、位置指示検出機構</u> )、制御棒駆動機構案内管 ( <u>上部仕切弁、着座器、緩衝器、下部弁</u> )	制御棒駆動機構管内駆動部は制御棒駆動機構案内管内の水中に保持されている。 制御棒駆動機構案内管は原子炉建家地下に設置されており、主要材料はステンレス鋼である。 制御棒駆動機構管外駆動部は原子炉建家地下に設置されている。
炉心構造物	燃料要素、照射筒、ベリリウム反射体、制御棒、制御棒案内管、格子板、格子板支持胴、プレナム、重水タンク、 <u>照射シンプル、ベースプレート、ビームチューブ、冷中性子源真空容器</u>	原子炉プール水中に設置されている。
燃料要素	標準型燃料要素、フォロー型燃料要素	原子炉プール水中に設置されている。
冠水維持設備（サイフォンブレイク弁を含む。）	原子炉プールコンクリート躯体(ライニングを含む)、 <u>下部遮蔽体</u> 、原子炉プール貫通部シール構造 ( <u>前部水封用止板</u> )、 <u>制御棒駆動機構案内管</u> 、サイフォンブレイク弁	原子炉建家1階に設置されており、地震による損傷等で原子炉プール水が漏えいすることがないように、耐震Sクラスで設計されている。
1次冷却系設備	1次冷却材主ポンプ、 <u>1次冷却材熱交換器</u> 、 <sup>16</sup> N減衰タンク、配管、 <u>弁類</u>	原子炉建家地階に設置されている。 溢水発生時において護るべき機能は1次冷却材の保持である。
原子炉プールコンクリート躯体	原子炉プールコンクリート躯体	原子炉建家1階に設置されており、地震による損傷等で原子炉プール水が漏えいすることがないように、耐震Sクラスで設計されている。
重水タンク、重水冷却系設備	重水タンク、重水ポンプ、重水溢流タンク、 <u>重水熱交換器、重水精製系(イオン交換樹脂塔、フィルタ)</u> 、配管、 <u>弁類、重水ドレン汲上ポンプ、重水ドレンタンク、ヘリウム系設備(ヘリウム圧縮機、凝縮器、再結晶器、ヘリウムタンク、配管、弁類)</u> 、 <u>重水ダンプ弁(接続管含む)</u>	重水タンクは原子炉プール水中に設置されている。 重水冷却系設備は原子炉建家地階に設置されている。 溢水発生時において護るべき機能は重水の保持である。

表-6.3 内部溢水に対する防護対象設備の設計仕様（2）

構築物、系統 及び機器	主要な構成設備	主要な構造等
使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む。）	使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック	使用済燃料プールは原子炉建家 1 階に設置されており、使用済燃料貯蔵ラックは使用済燃料プール水中に設置されている。 <u>使用済燃料プールに接続する使用済燃料プール浄化冷却系配管の設置高さ（通常水位-1.2m）は、使用済燃料の冠水維持高さ（通常水位-5.72m）より十分上方である。</u>
制御棒、スクラム機構	中性子吸収体、フォロワ型燃料要素、制御棒駆動機構管内駆動部（ <u>制御棒バヨネットロック機構、連結桿、プランジャ</u> ）、制御棒案内管、制御棒駆動機構案内管（ <u>上部仕切弁、着座器、緩衝器、下部弁</u> ）	中性子吸収体、フォロワ型燃料要素、制御棒駆動機構管内駆動部及び制御棒案内管は原子炉プール水中に設置されている。 制御棒駆動機構案内管は原子炉建家地下に設置されており、主要材料はステンレス鋼である。
制御棒	中性子吸収体、フォロワ型燃料要素、制御棒駆動機構管内駆動部（ <u>制御棒バヨネットロック機構、連結桿、プランジャ</u> ）	原子炉プール水中に設置されている。
安全保護回路（停止系及び工学安全施設）	<u>安全保護系検出器（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、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、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）</u> 工学的安全施設作動回路（ <u>サイフォンブレイク弁作動回路、工学的安全施設作動設備監視装置</u> ）、 <u>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）</u>	制御盤は原子炉制御棟中央制御室に設置されている。 <u>安全保護系検出器のうち、防護する必要のある機器は原子炉建家 1 階又は原子炉建家地階に設置されている。</u>

表-6.3 内部溢水に対する防護対象設備の設計仕様（3）（変更なし）

(3) -3 防護対象設備の配置図の見直し

安全保護系検出器が新たに追加されたため、申請書第6編本文の図-6.1 防護対象設備の配置図を次のとおり見直す。



図-6.1 防護対象設備の配置図

(3) -4 3.2 設計仕様の表-6.4 及び図-6.2 の見直し

申請書第6編本文の表-6.4 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止に係る設計仕様に、溢水が滞留する区画、堰の容量を追記する。

また、図-6.2 想定される溢水源の建家断面図について、記載の適正化を図る。

表-6.4 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止に係る設計仕様

建家名称	構造等
原子炉建家	発生が予測される最大の溢水量（原子炉プール水、90.1m <sup>3</sup> ）に対し、滞留先である建家の地下が十分な容積（ <u>3,000m<sup>3</sup>以上</u> ）を有している。
使用済燃料貯槽室	溢水の発生が予測される設備機器は1階床面よりも低く設置されている。
燃料管理施設	溢水の発生が予測される設備機器は1階床面よりも低く設置されている。
実験利用棟	溢水の発生が予測される設備機器のうち、廃液貯槽は1階床面よりも低く設置されている。 廃樹脂貯留室にて発生が予測される溢水量（廃樹脂貯留タンク1基分、容量6m <sup>3</sup> ）に対し、滞留先である廃樹脂貯留室の堰の内部が十分な容積（ <u>約6.8m<sup>3</sup></u> ）を有している。
使用済燃料貯蔵施設（北地区）	溢水の発生が予測される設備機器は1階床面よりも低く設置されている。



図-6.2 想定される溢水源の建家断面図

(3) -5 3.3 評価方針の追記

評価内容の明確化のため、評価事項とそれに対する評価方針を以下のとおり追記する。

3.3 評価方針

本申請に係る内部溢水影響評価の評価方針は以下のとおり。

1) 内部溢水による安全機能喪失の防止

内部溢水による安全機能喪失の防止については、溢水の発生原因により (a) 地震により生じる溢水と (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の2通りに分けて評価を実施し、それぞれ想定される溢水から必要な安全機能が護られることを確認する。

2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

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確認する。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。

(3) -6 3.4 評価条件の記載の適正化

申請書第6編本文「3.4 評価条件」について、以下のとおり記載の適正化を行う。

3.4 評価条件

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。

1) 内部溢水による安全機能喪失の防止

(a) 地震により生じる溢水

溢水源となりうる設備機器が設置される建家に適用される地震力または建家に内包する設備機器の耐震重要度のうち最大のクラスによる地震力のどちらか大きい方による設備機器の破損により生じる内部溢水、または当該地震によるプール等のスロッシングにより生じる内部溢水について、防護対象設備への影響を評価する。

詳細な条件は以下のとおり。

① 溢水源となりうる原子炉プール及び使用済燃料プールが耐震Sクラスであるため、基準地震動  $S_s$  の発生を想定する。基準地震動  $S_s$  により耐震Bクラスの設備機器の機能は失われることを仮定すると、防護すべき安全機能は耐震Sクラスである表-6.5の機能 (原子炉の停止状態の維持並びに炉心及び使用済燃料の冠水維持) に限定される。

表-6.5 基準地震動時に内部溢水から防護すべき安全機能（変更なし）

② 基準地震動  $S_s$  により耐震 B クラス以下の設備機器が破損することにより生じる溢水及び建家内のプールのスロッシングにより生じる溢水が、表-6.5 に示した防護すべき安全機能に与える影響を評価する。

(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

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。

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。

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（変更なし）



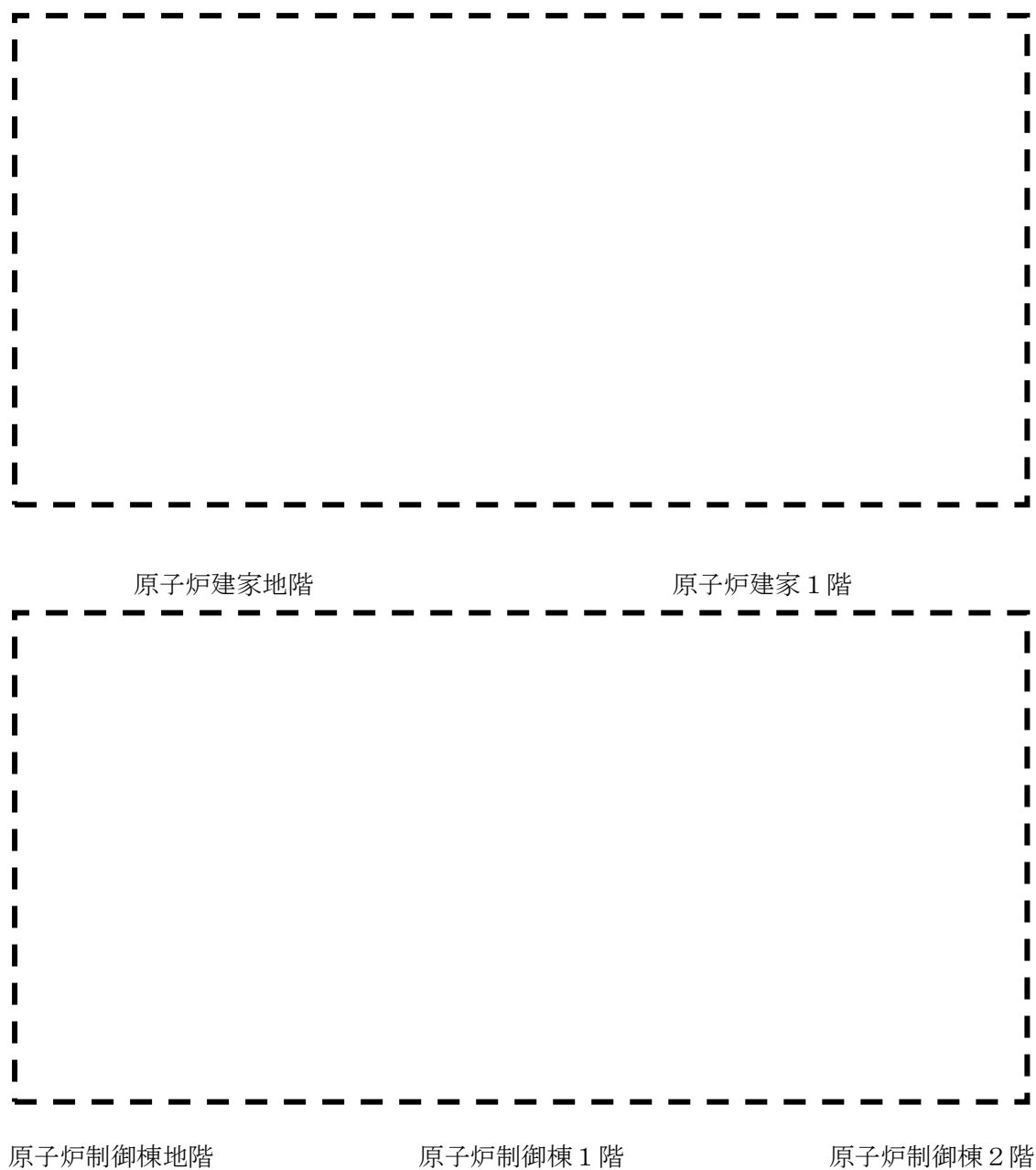


図-6.3 防護対象設備の周辺の主な溢水源

2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

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。

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。

(3) -7 3.5 判定基準の追記

評価内容の明確化のため、評価事項に対する判定基準を以下のとおり追記する。

3.5 判定基準

本申請に係る内部溢水影響評価の判定基準は以下のとおり。

1) 内部溢水による安全機能喪失の防止

(a) 地震により生じる溢水

スロッシングによる溢水若しくはBクラスの機器破損による溢水又はそれらの重ね合わせを想定したとしても、表-6.5に掲げる安全機能が護られること。具体的には次のとおり。

イ. スロッシングによる溢水によって炉心及び使用済燃料が露出しないこと。

ロ. 耐震Bクラス以下の機器破損による溢水によって炉心及び使用済燃料が露出しないこと。

ハ. スロッシングによる溢水及び耐震Bクラス以下の機器破損による溢水の重ね合わせにより炉心及び使用済燃料が露出しないこと。

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表-6.5に掲げる構築物、系統及び機器が被水若しくは没水したとしても、必要な安全機能が失われないこと。

(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

発生が想定される内部溢水に対し、表-6.1に示す防護対象設備が被水若しくは没水の影響を受けない又は必要な安全機能を失わないよう対策が講じられていること。

2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

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発生が想定される溢水の量に比べ、滞留する区画の容積が上回っていること。

(3) -8 3.6 評価結果の詳細化

評価方針、評価条件及び判定基準の見直しに併せ申請書第6編本文「3.6 評価結果」の記載を以下のとおり見直す。

3.6 評価結果

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。

1) 内部溢水による安全機能喪失の防止の評価結果

(a) 地震により生じる溢水

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

基準地震動によるスロッシングにより生じる溢水量及び原子炉プール等の水位低下量は表-6.7のとおりであり、原子炉プール及び使用済燃料プールにおいて基準地震動によるスロッシングにより溢水が発生したとしても、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。なお、サイフォンブレイク弁が設置されているカナルのスロッシングによる最大波高を評価すると、2.59m となり、サイフォンブレイク弁はスロッシングによって被水してしまうが、サイフォンブレイク弁は電磁弁となっており、被水等による故障時にはフェールセーフ機能により開動作する。よってサイフォンブレイク弁がスロッシングによって被水してしまったとしても、安全機能を損なうことはない。

表-6.7 基準地震動時におけるスロッシングによる溢水量と原子炉プール等の水位低下量  
(変更なし)

ロ. 耐震 B クラス以下の機器破損による内部溢水の影響

原子炉プールにおける耐震 B クラス以下の設備機器の破損による溢水に対しては、耐震 S クラスであるサイフォンブレイク弁等の冠水維持設備の機能により冠水状態を維持することができる。

使用済燃料プールにおける耐震 B クラス以下の設備機器の破損による溢水に対しては、使用済燃料プールに接続する使用済燃料プール浄化冷却系配管（耐震 B クラス）の設置高さ（通常水位-1.2m）が、使用済燃料の冠水維持高さ（通常水位-5.72m）より十分上方であるため、使用済燃料の冠水状態を維持することができる。

以上より耐震 B クラス以下の機器破損による溢水に対して、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。

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

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。

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。

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。

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

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。

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  
(変更なし)

(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

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よる防護対象設備への影響評価結果を表-6.9 に示す。評価の結果、原子炉の安全を確保するのに必要な安全機能を、内部溢水により喪失することはない。

なお、1次冷却材補助ポンプ及び非常用電源設備への内部溢水影響評価は、設工認その7及び設工認その9にて申請しており、原子炉プール溢流系及び使用済燃料プール水浄化冷却系からの溢水量は設工認その7の評価結果に包絡される。

表-6.9 機器破損に伴う内部溢水による防護対象設備への影響評価結果（1）

安全機能	構築物 系統及び機器	想定溢水源	防護対象設備への影響
過大な反応度の 添加防止	制御棒駆動装置	原子炉プール水、原子炉プール溢流系、使用済燃料プール水浄化冷却系、消火設備、上水配管、工業用水配管	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・制御棒駆動装置（制御棒駆動機構管外駆動部）はフェールセーフであるため、溢水の影響により損傷したとしても正の反応度が添加されることはなく、原子炉の停止機能は維持される。</li> </ul>
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		
炉心の形成	炉心構造物 燃料要素	原子炉プール水	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水中に設置されているため、影響を受けない。</li> </ul>
炉心の冷却	冠水維持設備 （サイフォンブレイク弁を含む。）	原子炉プール水	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・サイフォンブレイク弁は、基準水位より高所に設置しているため、影響を受けない。</li> <li>・1次冷却材補助ポンプを除く1次冷却系設備が護るべき機能は、1次冷却材の保持であり、1次冷却系設備の主要材料はステンレス鋼のため、溢水の影響を受けない。</li> <li>・1次冷却材補助ポンプ及び電源盤は、溢水を考慮した基礎の高さを確保するとともに被水対策用の防護カバーを設置しているため、影響を受けない<sup>※1</sup>。</li> </ul>
	1次冷却系設備	原子炉プール溢流系、使用済燃料プール水浄化冷却系、消火設備、上水配管、工業用水配管	
炉心の保護	原子炉プール コンクリート 躯体	カナル水 使用済燃料 プール水	<ul style="list-style-type: none"> <li>・鉄筋コンクリート造りのため、溢水の影響を受けない。</li> </ul>

※1：設工認その7にて申請。

表-6.9 機器破損に伴う内部溢水による防護対象設備への影響評価結果（2）

安全機能	構築物 系統及び機器	想定溢水源	防護対象設備への影響
重水を内蔵する機能	重水タンク	原子炉プール水	・重水タンクは水中にあるため、溢水の影響を受けない。
	重水冷却系設備	1次冷却系設備	・護るべき機能は重水の保持であり、重水冷却系設備の主要材料はステンレス鋼のため、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。)	原子炉プール水 カナル水	・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。
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 (停止系及び工学安全施設)	— <u>(中央制御室)</u> <u>原子炉プール水、カナル水、使用済燃料プール水（原子炉建家1階）</u> <u>1次冷却系設備、重水冷却系設備（原子炉建家地階）</u>	・制御盤は設置場所（中央制御室）に溢水源がなく、他の区画から原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれのある溢水が流入するような場合は、手動にて原子炉を停止することができる <sup>※1</sup> 。 ・ <u>安全保護系検出器は検出器の防水構造又は溢水影響を受けない場所に設置されているため、溢水により必要な安全機能を喪失することはない。</u>
原子炉停止後の除熱	1次冷却材補助ポンプ	原子炉プール溢流系、使用済燃料プール水浄化冷却系、消火設備、上水配管、工業用水配管	・1次冷却材補助ポンプ及び電源盤は、溢水を考慮した基礎の高さを確保するとともに被水対策用の防護カバーを設置しているため、影響を受けない <sup>※2</sup> 。
安全上特に重要な関連施設	非常用電源系	消火設備、上水配管、工業用水配管	・溢水は原子炉制御棟地階のマンホールに流入するため、影響を受けない <sup>※3</sup> 。
計測・制御 (安全保護機能を除く。)	中性子計装設備、プロセス計装設備	—	・制御盤は設置場所（中央制御室）に溢水源がなく、他の区画から原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれのある溢水が流入するような場合は、手動にて原子炉を停止することができる <sup>※1</sup> 。

※1：制御室周辺で溢水が発生した際の原子炉の停止操作については保安規定及び下部規定等に定める。

※2：設工認その7にて申請。 ※3：設工認その9にて申請。

(注：制御室周辺で溢水が発生した際の原子炉の停止操作については保安規定第59条(点検等において異常を認めた場合の措置)に含まれる。)

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)

(3) 4.3 使用前事業者検査の項目及び方法の見直し

3.2 設計仕様の見直しに伴い、溢水が滞留する区画、堰の容量が想定溢水量に対し十分であることを確認する寸法検査を、以下のとおり申請書第6編本文「4.3 使用前事業者検査の項目及び方法」に追加する。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

検査は、他の新規制基準対応に係る工事(建家耐震改修工事等)の状況を踏まえ、次の項目について適切な時期に実施する。なお、検査の詳細については、「使用前事業者検査要領書」に定める。

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

イ. 寸法検査

方法：原子炉建家地下及び廃樹脂貯留室の堰内が、発生が想定される溢水量に対し十分な容量を有することを図面又は実測により確認する。

判定：原子炉建家地下及び廃樹脂貯留室の堰内が、発生が想定される溢水量に対し十分な容量を有すること。