

資料R3-199-4

# 内部溢水影響評価

【JRR-3設工認その13 第6編】

令和2年6月10日

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

## 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

### 第十九条(溢(いつ)水による損傷の防止)

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。

- 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。

## 適合性について

- 1 原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損(地震起因を含む。)、消火系統等の作動、原子炉プール、カナル、使用済燃料プール又は使用済燃料貯槽のスロッシングにより溢水が発生したとしても、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となっている。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計となっている。
- 2 発生が想定される溢水が放射性物質を含むものである場合については、管理区域からの漏えいを防止する設計となっている。

## 内部溢水による安全機能喪失の防止

JRR-3内に設置された機器及び配管の破損(地震起因を含む。)、消火系統等の破損、誤操作、誤作動、並びに原子炉プール、カナル、使用済燃料プール又は使用済燃料貯槽のスロッシング等により溢水が発生したとしても、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こと。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できること。次の設備を防護対象設備とする。

安全機能	構築物、系統及び機器	設置場所
過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置	原子炉建家(地階)
炉心の形成	炉心構造物	原子炉建家 (原子炉プール内)
	燃料要素	原子炉建家 (原子炉プール内)
炉心の冷却	冠水維持設備(サイフォンブレイク弁を含む。)	原子炉建家 (原子炉プール内)
	1次冷却系設備	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	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	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。)	原子炉建家(1階)
原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構	原子炉建家(1階、地階)
未臨界維持	制御棒	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)	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	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	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*、プロセス計装設備*	原子炉建家(1階、地階) 原子炉制御棟 (中央制御室)

\*: 崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

## 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

表に示す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溢水が、管理区域外へ漏えいしないこと。

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 (地階～1階)
	重水	重水保管タンク	使用済燃料貯槽室 (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 (地階～1階)
	1次冷却材	軽水貯留タンクNo.1	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)
	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)

## 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のための防護対象設備の設計仕様及び配置図を以下に示す。

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、制御棒駆動機構管外駆動部、制御棒駆動機構案内管	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	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)、原子炉プール貫通部シール構造、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、熱交換器、 <sup>16</sup> N減衰タンク、配管	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、熱交換器、配管	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。

## 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のための防護対象設備の設計仕様及び配置図を以下に示す。

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。
制御棒、スクラム機構	中性子吸収体、フォロー型燃料要素、制御棒駆動機構管内駆動部、制御棒案内管、制御棒駆動機構案内管	中性子吸収体、フォロー型燃料要素、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、フォロー型燃料要素、制御棒駆動機構管内駆動部	原子炉プール水中に設置されている。
1次冷却材補助ポンプ	1次冷却材補助ポンプ	原子炉建家地階に設置されている。 溢水発生時において、原子炉停止から30秒の冷却を確保する必要がある(耐震Bクラスに適用される地震力を超える地震発生時を除く)。



防護対象設備の配置図(原子炉建家)

## 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のための防護対象設備の設計仕様及び配置図を以下に示す。

構築物、系統及び機器	主要な構成設備	主要な構造等
安全保護回路(停止系及び工学安全施設)	安全保護系プロセス計装設備、工学的安全施設作動回路	制御盤は原子炉制御棟中央制御室に設置されている。
非常用電源系	非常用発電機、蓄電池、静止型インバータ装置	原子炉制御棟地階に設置されている。 溢水発生時において、原子炉停止から30秒の冷却を確保する必要がある(耐震Bクラスに適用される地震力を超える地震発生時を除く)。
中性子計装設備*、プロセス計装設備*	対数出力炉周期系、安全系、中性子計装盤、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度	制御盤は原子炉制御棟中央制御室に設置されている。



防護対象設備の配置図(原子炉制御棟)

## 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及び溢水源の建家断面図を下記に示す。

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。



想定される溢水源の建家断面図



## 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及び溢水源の建家断面図を下記に示す。

建家名称	構造等
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。



想定される溢水源の建家断面図

## 内部溢水による安全機能喪失の防止

### ◆ 地震による溢水

#### ➤ 基準地震動Ssにより生じる内部溢水

基準地震動Ssによる耐震Bクラス以下の設備機器の破損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与える影響を評価する。

#### ➤ 防護すべき安全機能

基準地震動Ssにより耐震Bクラスの設備機器の機能喪失を仮定すると、護るべき安全機能は耐震Sクラスである下記の機能に限定される。

安全機能	構築物、系統及び機器
炉心の形成	炉心構造物
	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。)
炉心の保護	原子炉プールコンクリート躯体
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。)
原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構
未臨界維持	制御棒

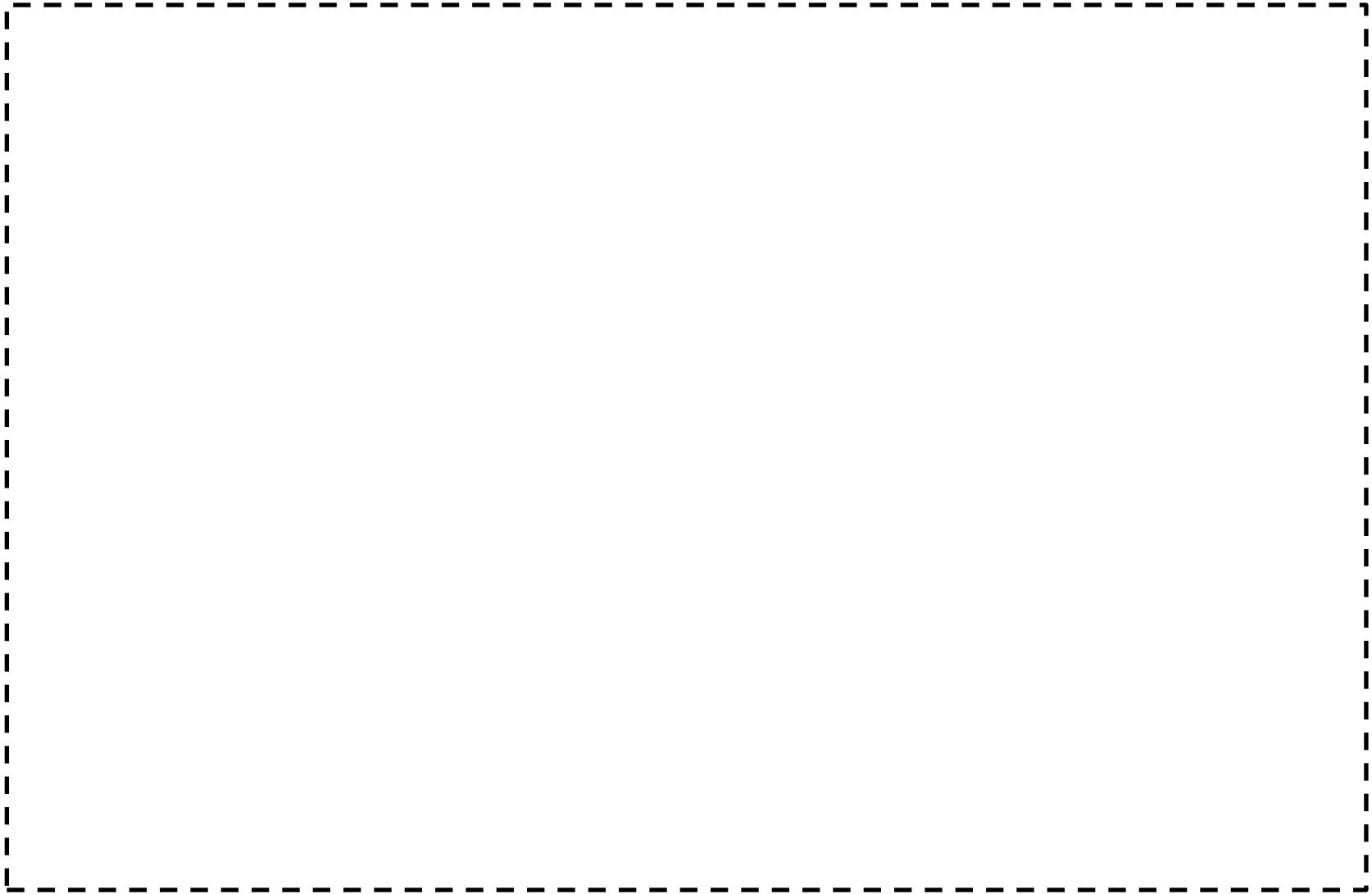
## 内部溢水による安全機能喪失の防止

### ◆ 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ついて、防護対象設備への影響を評価する。

想定される溢水源を 下記に示す。

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)



防護対象設備の周辺の主な溢水源

## 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

設計条件に示した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。

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。

## 内部溢水による安全機能喪失の防止

### ◆ 地震による溢水

#### ➤ 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

基準地震動 $S_s$ 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のとおりであり、原子炉プール及びSF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、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、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、サイフォンブレイク弁等の機能により冠水維持機能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、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。

	原子炉プール	使用済燃料プール
溢水量[m <sup>3</sup> ]	35.9	22.7
溢水による水位低下量[m]	1.66	1.68
基準水位から燃料露出までの高さ[m]	5.35	5.72

## 内部溢水による安全機能喪失の防止

### ◆ 地震による溢水

#### ➤ 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した場合の影響は次のとおりであり、被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。

安全機能	構築物、系統及び機器	被水による影響
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	

## 内部溢水による安全機能喪失の防止

### ◆ 地震による溢水

➤ 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影響

安全機能	構築物、系統及び機器	被水による影響
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。)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>
原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構	<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> </ul>
未臨界維持	制御棒	<ul style="list-style-type: none"> <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> </ul>

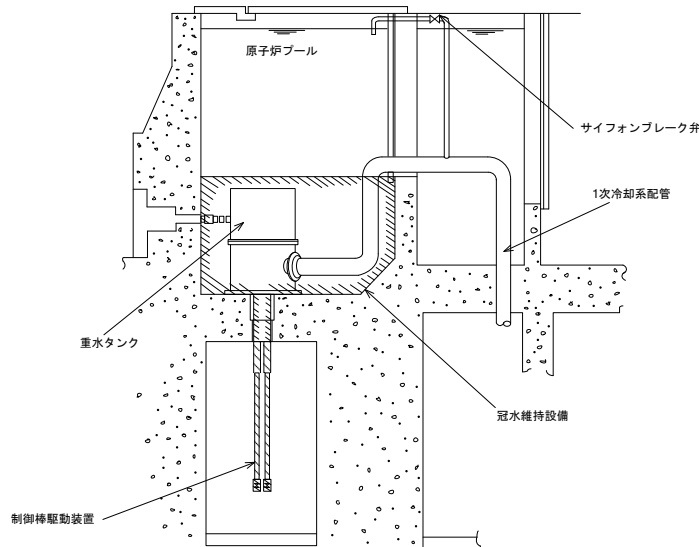


## 内部溢水による安全機能喪失の防止

### ◆ 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。

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		



## 内部溢水による安全機能喪失の防止

### ◆ 機器破損に伴う溢水

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
炉心の形成	炉心構造物 燃料要素	原子炉プール水	・水中に設置されているため、影響を受けない。
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	・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、基準水位より高所に設置しているため、影響を受けない。
	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	・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。 ・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。
炉心の保護	原子炉プール コンクリート躯体	カナルプール水 使用済燃料プール水	・鉄筋コンクリート造りのため、溢水の影響を受けない。

## 内部溢水による安全機能喪失の防止

### ◆ 機器破損に伴う溢水

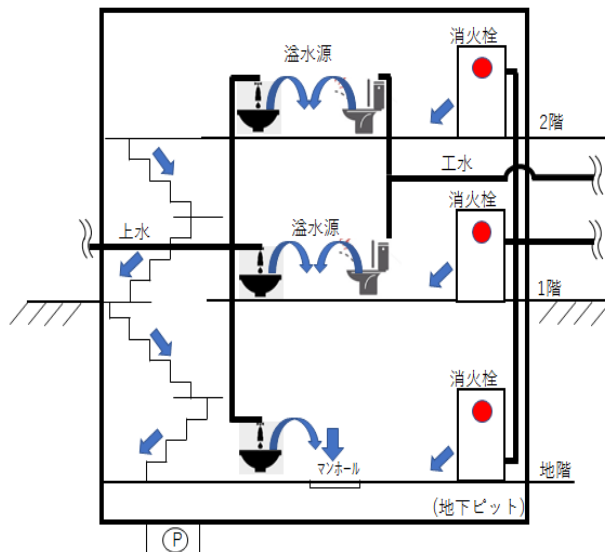
安全機能	構築物 系統及び機器	想定溢水源	防護対象設備への影響
重水を内蔵 する機能	重水タンク	原子炉プール水	・重水タンクは水中にあるため、溢水の影響を受けない。
	重水冷却系設備	1次冷却系設備	・護るべき機能は重水の保持であり、重水冷却系設備の主要材料はステンレス鋼のため、影響を受けない。
放射性物質 の貯蔵機能	使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラック を含む。)	原子炉プール水 カナルプール水	・使用済燃料プールは鉄筋コンクリート造りであるため、影響を受けない。 ・使用済燃料貯蔵ラックは水中に設置されているため、影響を受けない。
原子炉停止 後の除熱	1次冷却材補助ポンプ	原子炉プール溢流系、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。



## 内部溢水による安全機能喪失の防止

### ◆ 機器破損に伴う溢水

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
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)	—	・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。
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。
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。



## 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

タンク及び配管のランダム破損に伴う管理区域外への影響評価結果を表に示す。  
 評価の結果、溢水が発生しても、放射性物質を含む液体が管理区域外に漏えいすることはない。

溢水源	溢水量	管理区域外への影響
原子炉プール水による溢水	90.1 m <sup>3</sup>	・原子炉建家内での溢水は全て原子炉建家地階に流入するため、放射性物質を含む液体が管理区域外に漏えいすることはない。
使用済燃料プール水による溢水	82.0 m <sup>3</sup>	
1次冷却系設備による溢水	—	・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ため評価不要。
重水冷却系設備による溢水	—	・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ため評価不要。
オーバーフロー水受槽No.1による溢水	—	・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ため評価不要。
重水保管タンク1基による溢水	—	・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ため評価不要。
オーバーフロー水水槽No.2による溢水	—	・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ため評価不要。
軽水貯留タンクNo.2による溢水	—	・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ため評価不要。
廃樹脂貯留タンク1基による溢水	6 m <sup>3</sup>	・溢水量は廃樹脂貯留室の堰内容量(約6.8m <sup>3</sup> )よりも少ないことから、放射性物質を含む液体が管理区域外に漏えいすることはない。
廃液貯槽1基による溢水	—	・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ため評価不要。
廃液貯槽タンクによる溢水	—	・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ため評価不要。

# 参 考

## スロッシングによる溢水量の計算方法

直方体容器内のスロッシングの固有周波数 $f$ 、固有周期 $T$ 、最大波高 $D_{\max}$ 及び溢水量 $V$ は、以下の式で算出する。

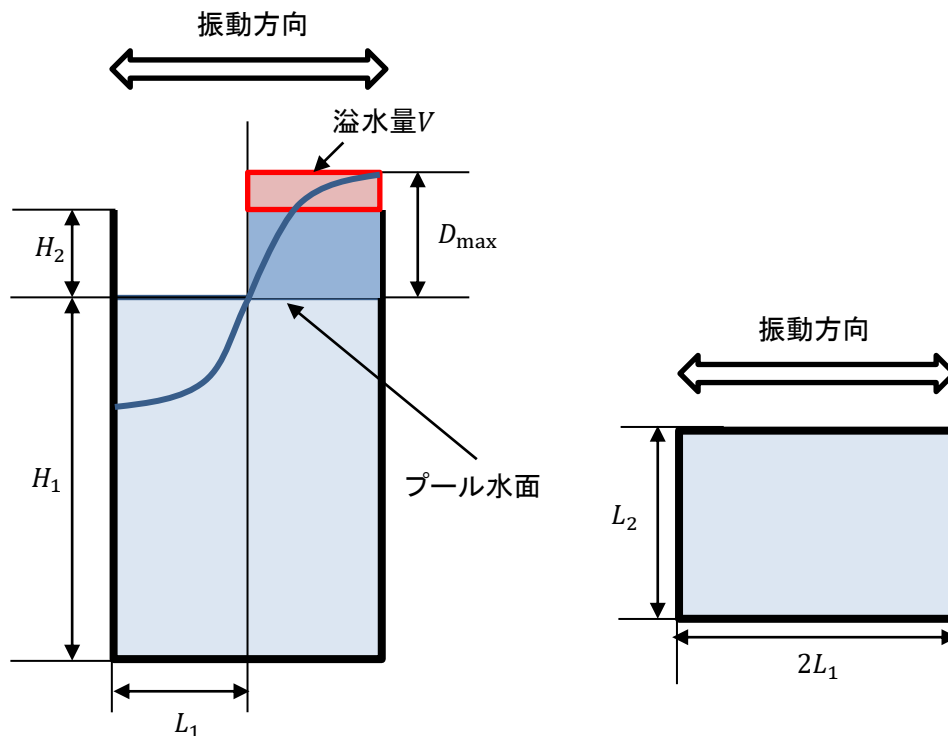
$$f = \frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{\pi}{2L_1} g \times \tanh\left(\frac{\pi H_1}{2L_1}\right)}$$

$$T = \frac{1}{f}$$

$$D_{\max} = 0.811 \frac{L_1}{g} \alpha$$

$$V = L_1 L_2 (D_{\max} - H_2)$$

ただし、 $\alpha$ は固有周期 $T$ に対する地震による加速度である。



## 原子炉プールの溢水量

	長方形モデル		正方形モデル	
	NS方向	EW方向	NS方向	EW方向
振動方向のプール長 $2L_1$ [m]	6.25	3.00	4.5	4.5
振動方向に垂直のプール長 $L_2$ [m]	3.00	6.25	4.5	4.5
プール水深 $H_1$ [m]	8.06	8.06	8.06	8.06
基準水位からプール縁までの高さ $H_2$ [m]	0.44	0.44	0.44	0.44
一時固有周波数 $f$ [Hz]	0.35	0.51	0.42	0.42
固有周期 $T$ [s]	2.83	1.96	2.40	2.40
地震による加速度 $\alpha$ [m/s <sup>2</sup> ]	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 <sup>3</sup> ]	35.9	20.1	30.1	34.8

溢水量 $V$ (m <sup>3</sup> )	原子炉プール面積(m <sup>2</sup> )	低下する水位(m)	基準水位から燃料要素上部までの高さ(m)
35.9	21.7	1.66	5.35



## カナルの溢水量

	カナル	
	NS方向	EW方向
振動方向のプール長 $2L_1$ [m]	3.30	3.00
振動方向に垂直のプール長 $L_2$ [m]	3.00	3.30
プール水深 $H_1$ [m]	6.99	6.99
基準水位からプール縁までの高さ $H_2$ [m]	0.51	0.51
一時固有周波数 $f$ [Hz]	0.49	0.51
固有周期 $T$ [s]	2.06	1.96
地震による加速度 $\alpha$ [m/s <sup>2</sup> ]	18.3	20.9
最大波高 $D_{max}$ [m]	2.50	2.59
溢水量 $V$ [m <sup>3</sup> ]	9.84	10.3

## 使用済燃料プールの溢水量

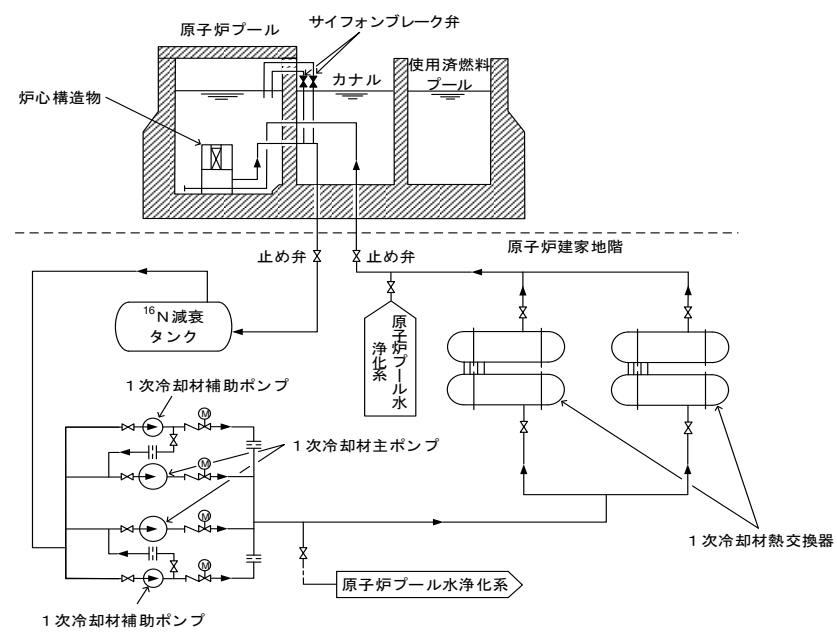
	使用済燃料プール	
	NS方向	EW方向
振動方向のプール長 $2L_1$ [m]	3.00	4.50
振動方向に垂直のプール長 $L_2$ [m]	4.50	3.00
プール水深 $H_1$ [m]	6.99	6.99
基準水位からプール縁までの高さ $H_2$ [m]	0.51	0.51
一時固有周波数 $f$ [Hz]	0.51	0.42
固有周期 $T$ [s]	1.96	2.41
地震による加速度 $\alpha$ [m/s <sup>2</sup> ]	20.5	20.9
最大波高 $D_{max}$ [m]	2.54	3.88
溢水量 $V$ [m <sup>3</sup> ]	13.7	22.7

溢水量 $V$ (m <sup>3</sup> )	原子炉プール面積(m <sup>2</sup> )	低下する水位(m)	基準水位から燃料要素上部までの高さ(m)
22.7	13.5	1.68	5.72

## 1次冷却系配管の破損による原子炉プール水の溢水

1次冷却系配管が破損した場合、原子炉プール水が漏えいし、プールの水位が低下するが、プール水位が通常水位から4.1m低下すると、サイフォンブレーク弁により漏えいが停止する。

1次冷却系配管は、全て原子炉建家地階に設置されているため、破損により生じる溢水は全て原子炉建家地階に滞留し、その溢水量は89.0m<sup>3</sup>である。これに対し、原子炉建家地階の容積は3000m<sup>3</sup>以上あり、原子炉建家地階は他の区域に通じる出入口等を有していないため、想定される溢水が原子炉建家外に漏えいすることはない。

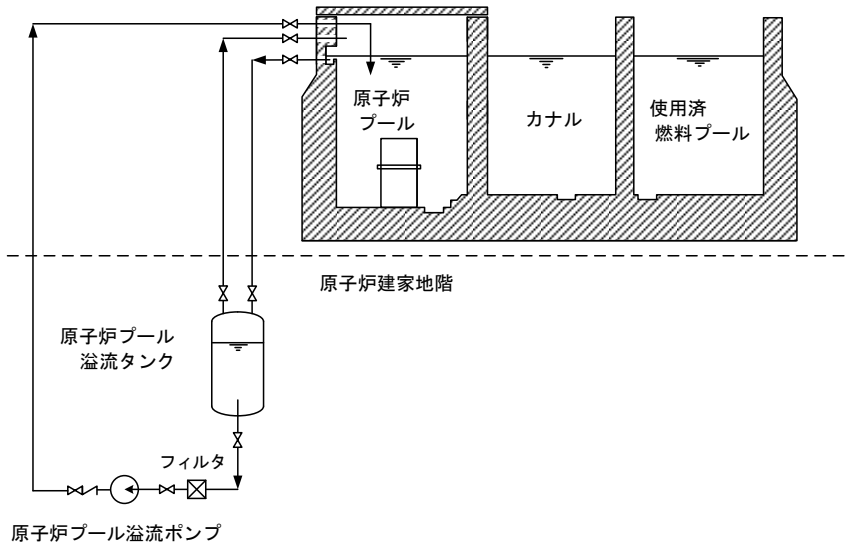


原子炉プール面積(m <sup>2</sup> )	低下する水位(m)	溢水量(m <sup>3</sup> )
21.7	4.1	89.0

## 原子炉プール溢流系の破損による原子炉プール水の溢水

原子炉プール溢流系の配管は、原子炉プールの水面下4mまで挿入されているため、水位が通常水位から4m低下すると、配管の端部が気中に露出しプール水の漏えいが停止する。また、溢流タンクが破損するため、漏えいするプール水に加え、溢流タンク内(容量3.3m<sup>3</sup>)の水も全て漏えいする。

破損を想定した原子炉プール溢流タンクは原子炉建家地階に設置されているため、破損により生じる溢水は全て原子炉建家地階に滞留し、その溢水量は原子炉プール水と溢流タンク内の水を合わせて90.1m<sup>3</sup>である。これに対し、原子炉建家地階の容積は3000m<sup>3</sup>以上あり、原子炉建家地階は他の区域に通じる出入口等を有していないため、想定される溢水が原子炉建家外に漏えいすることはない。



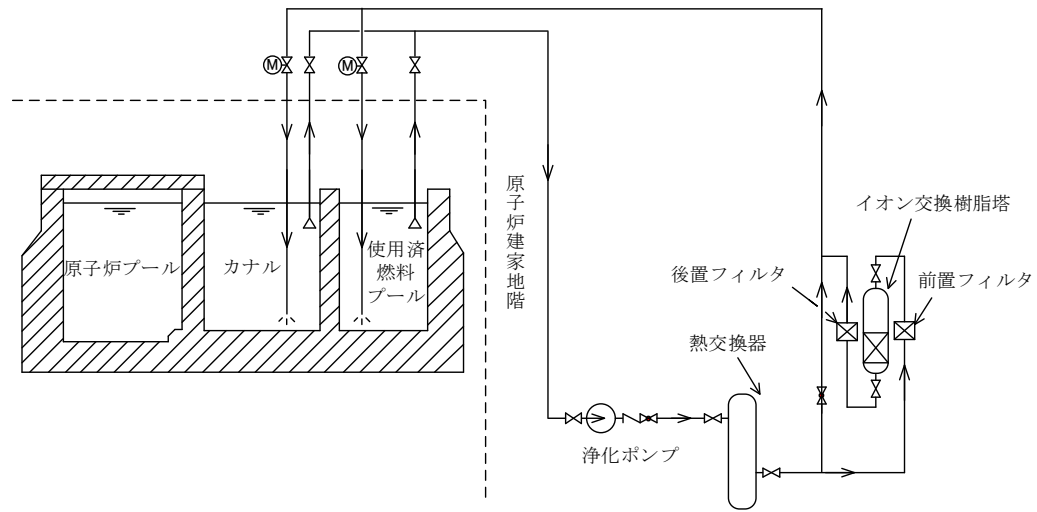
	プール面積(m <sup>2</sup> )	低下する水位(m)	溢水量(m <sup>3</sup> )
原子炉プール	21.7	4.0	86.8
原子炉プール溢流タンク	—	—	3.3

## 使用済燃料プール水の溢水による影響

使用済燃料プール水浄化冷却系の配管は、水面下約3.5mまで挿入されているため、漏えいによりカナル又は使用済燃料プールの水位が配管下端まで低下すると、配管の端部が気中に露出しプール水の漏えいが停止する。

使用済燃料プール浄化冷却系の浄化ポンプは、原子炉建家地階に設置されているため、生じた溢水は全て原子炉建家地階に滞留し、その溢水量はカナル及び使用済燃料プールからの漏えい量を合わせて82.0m<sup>3</sup>である。

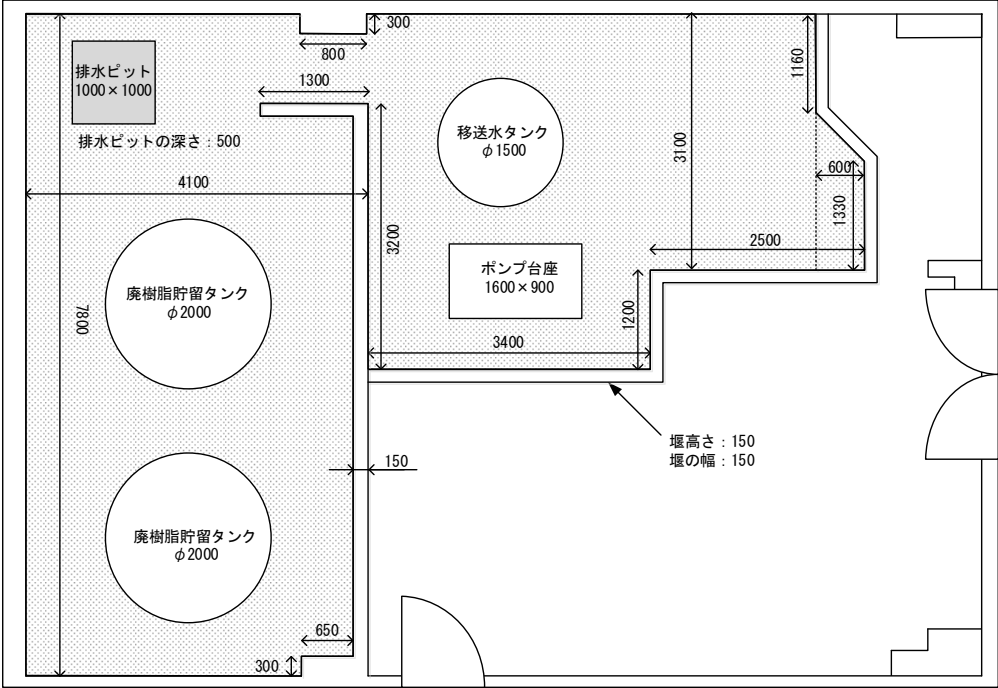
この結果は、「原子炉プール溢流系の破損による原子炉プール水の溢水」の評価結果に包含される。



	プール面積(m <sup>2</sup> )	低下する水位(m)	溢水量(m <sup>3</sup> )
カナル	9.9	3.5	34.7
使用済燃料プール	13.5	3.5	47.3

## 廃樹脂貯留タンクからのプール水の溢水

廃樹脂貯留タンクが満水状態であるとし、その容量(6m<sup>3</sup>)全量を溢水量とする。廃樹脂貯留設備の設置場所には、漏えいに備えて堰が設けられている。堰の高さは150mm、堰の内側の容積は6.8m<sup>3</sup>である。これは、想定される溢水量6m<sup>3</sup>よりも大きいため、漏えいした水が堰を超えて管理区域外に漏えいすることは無い。



単位：mm