

資料R3-198-7

# 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

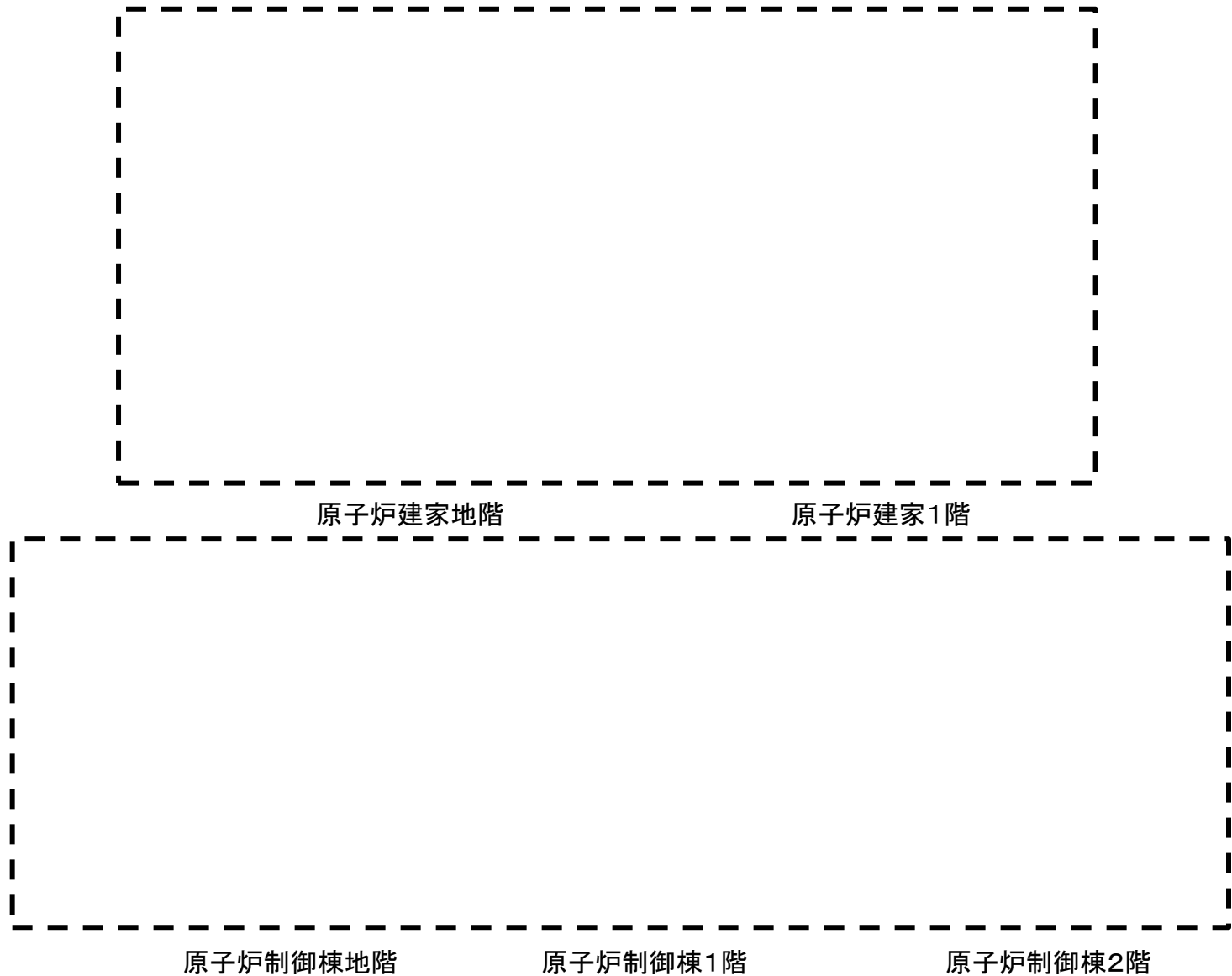
## 内部溢水による安全機能喪失の防止

### ◆ 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>

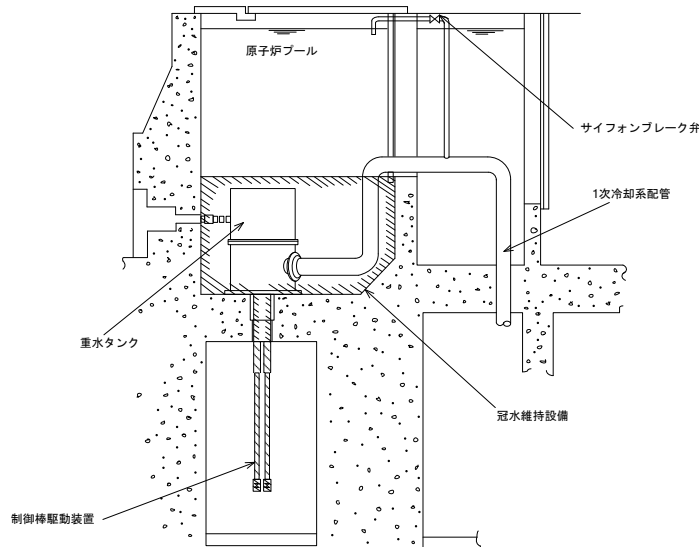


## 内部溢水による安全機能喪失の防止

### ◆ 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

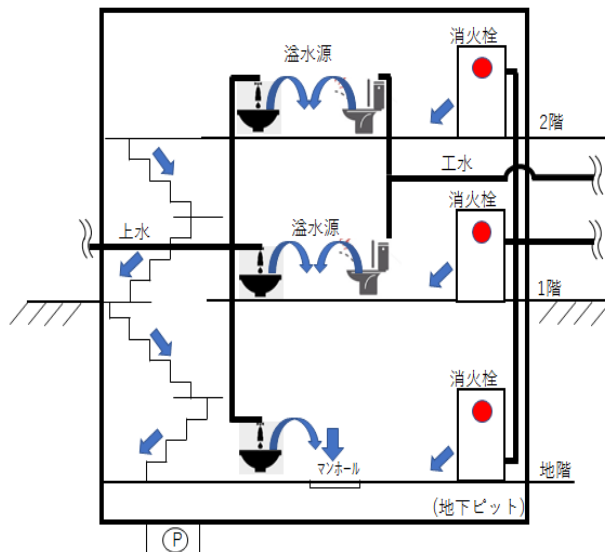
安全機能	構築物 系統及び機器	想定溢水源	防護対象設備への影響
重水を内蔵 する機能	重水タンク	原子炉プール水	・重水タンクは水中にあるため、溢水の影響を受けない。
	重水冷却系設備	1次冷却系設備	・護るべき機能は重水の保持であり、重水冷却系設備の 主要材料はステンレス鋼のため、影響を受けない。
放射性物質 の貯蔵機能	使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラック を含む。)	原子炉プール水 カナルプール水	・使用済燃料プールは鉄筋コンクリート造りであるため、 影響を受けない。 ・使用済燃料貯蔵ラックは水中に設置されているため、 影響を受けない。
原子炉停止 後の除熱	1次冷却材補助ポンプ	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

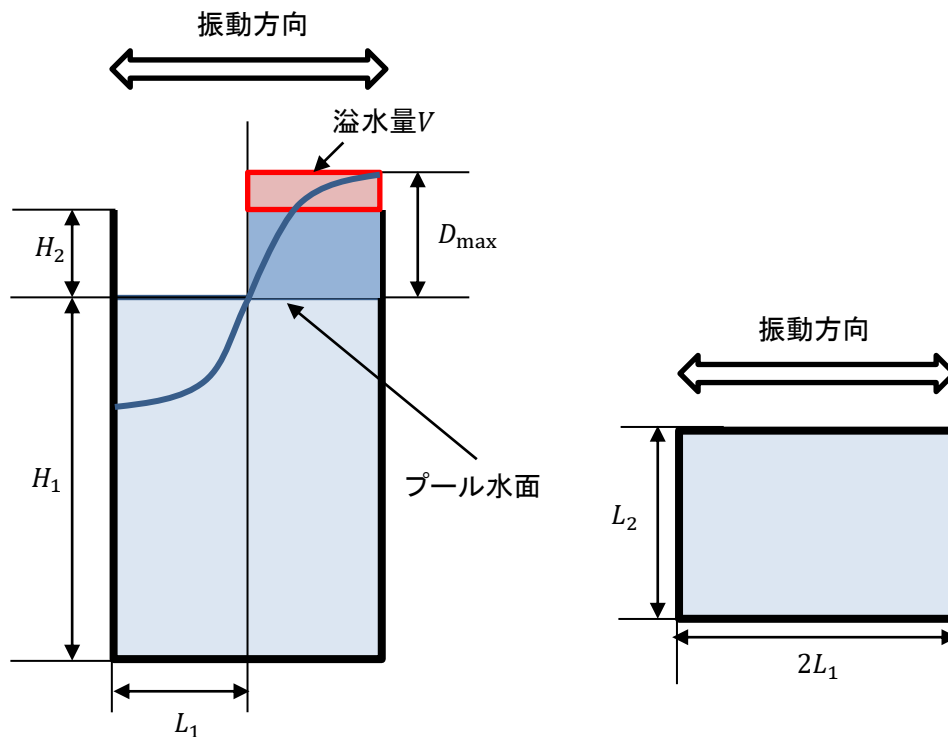
$$f = \frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{\pi}{2L_1} g \times \tanh\left(\frac{\pi H_1}{2L_1}\right)}$$

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

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

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

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

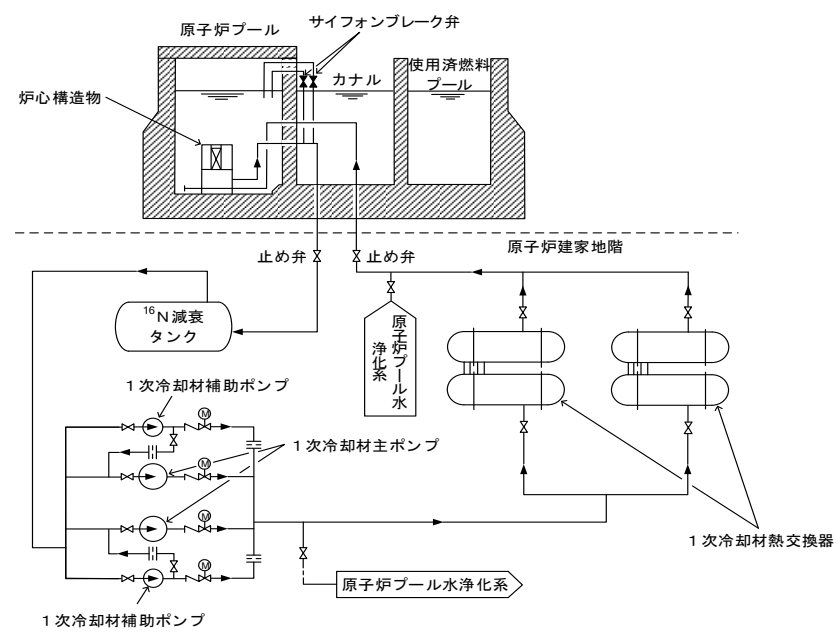
	使用済燃料プール	
	NS方向	EW方向
振動方向のプール長 $2L_1$ [m]	3.00	4.50
振動方向に垂直のプール長 $L_2$ [m]	4.50	3.00
プール水深 $H_1$ [m]	6.99	6.99
基準水位からプール縁までの高さ $H_2$ [m]	0.51	0.51
一時固有周波数 $f$ [Hz]	0.51	0.42
固有周期 $T$ [s]	1.96	2.41
地震による加速度 $\alpha$ [m/s <sup>2</sup> ]	20.5	20.9
最大波高 $D_{max}$ [m]	2.54	3.88
溢水量 $V$ [m <sup>3</sup> ]	13.7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

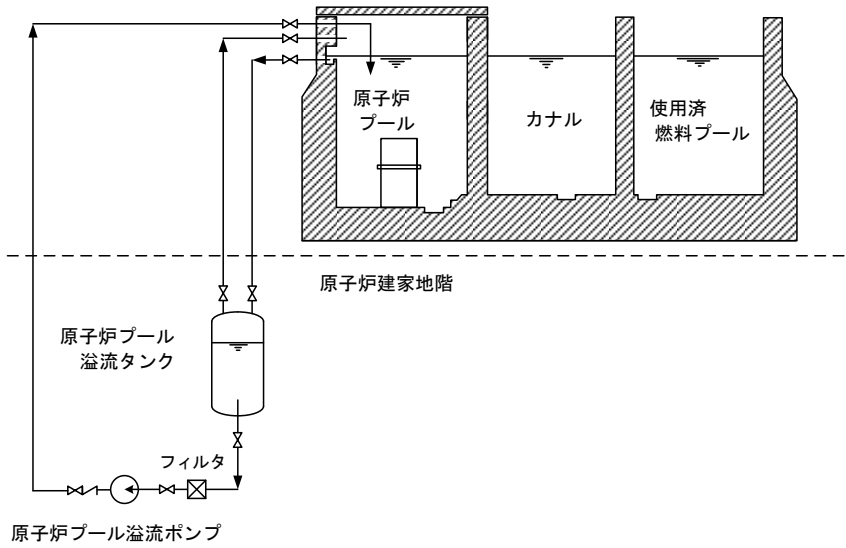


原子炉プール面積(m <sup>2</sup> )	低下する水位(m)	溢水量(m <sup>3</sup> )
21.7	4.1	89.0

## 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。



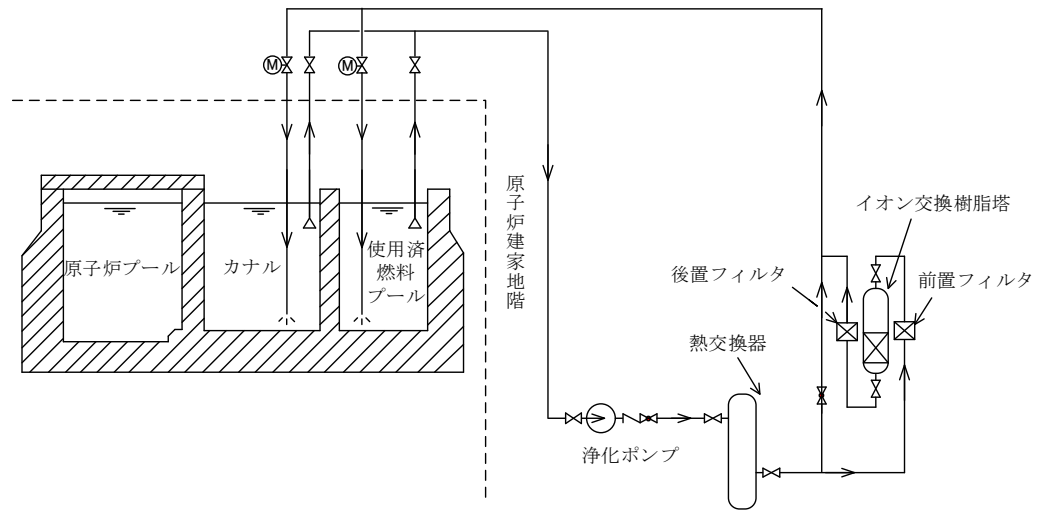
	プール面積(m <sup>2</sup> )	低下する水位(m)	溢水量(m <sup>3</sup> )
原子炉プール	21.7	4.0	86.8
原子炉プール溢流タンク	—	—	3.3

## 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。

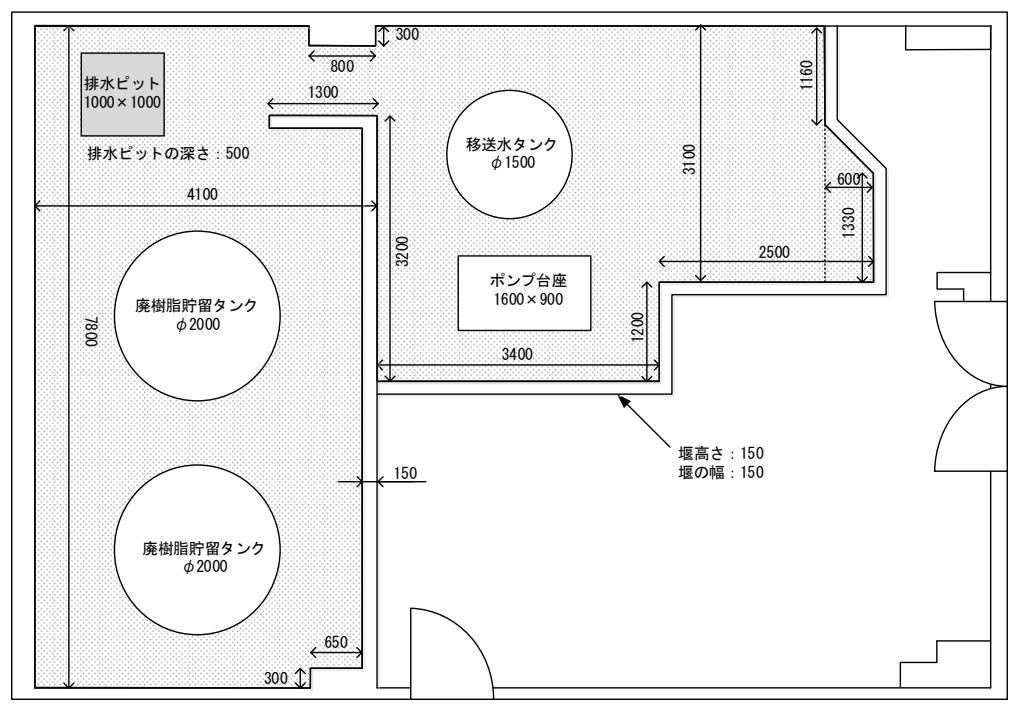
この結果は、「原子炉プール溢流系の破損による原子炉プール水の溢水」の評価結果に包含される。



	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

資料R3-198-8

# 内部火災影響評価

【JRR-3設工認その13 第7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

## 概要

JRR-3原子炉施設の設置変更許可申請書に示した内部火災に対する防護対象設備について、発生が想定される内部火災から必要な安全機能が護られることを確認した。

## 設計条件

本申請に係る設計条件は、火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の低減の三方策を適切に組み合わせ、火災により原子炉の安全を損なわないことである。このことを確認するため、以下に示す内部火災に対する防護対象設備(以下「防護対象設備」という。)について、原子炉の安全を確保するのに必要な安全機能が火災により喪失しないことを確認する。

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	
炉心の冷却	冠水維持設備(サイフォンブレイク弁を除く。)	原子炉建家(原子炉プール内)
	1次冷却系設備	原子炉建家(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)	原子炉建家(地階、1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(地階、1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。

## 設計仕様

本申請に係る防護対象設備の設計仕様は以下のとおり。防護対象設備の配置を図-7.1に示す。なお、本申請に係る防護対象設備は全て既設であるため、工事を伴うものではない。

名称	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、不燃材により構成されている。
炉心構造物	燃料要素、照射筒、ベリリウム反射体、制御棒案内管、格子板、格子板支持胴、プレナム等	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除く。)	原子炉プール躯体(ライニングを含む)、下部遮蔽体、前部水封用止板、1次冷却系配管(原子炉プール内)	原子炉建家1階に設置されており、いずれも不燃材により構成されている。
1次冷却系設備	1次冷却材主ポンプ、1次冷却材補助ポンプ、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おり、各機器の主要材料には不燃材を用いている。
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、不燃材により構成されている。
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おり、各機器の主要材料には不燃材を用いている。
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、不燃材により構成されている。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。



## 設計仕様

本申請に係る防護対象設備の設計仕様は以下のとおり。なお、本申請に係る防護対象設備は全て既設であるため、工事を伴うものではない。

名称	主要な構成設備	主要な構造等
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、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、不燃材により構成されている。
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。
安全保護回路(停止系)	安全系中性子束高(高設定、低設定)、対数出力炉周期短、1次冷却材流量低、1次冷却材炉心出口温度高、1次冷却材炉心出入口温度差大、原子炉プール水位低、サイフォンブレーク弁開等	構成する機器は不燃材又は難燃材を使用し、ケーブルは難燃性のものを使用しており、可能な限り※鋼材製のケーブルダクト、蓋付きケーブルトレイ又は電線管により外部と隔離している。
1次冷却材補助ポンプ	1次冷却材補助ポンプ	原子炉建家地下に設置されており、主要材料は不燃材を用いている。 2系統あるポンプ電動機間は十分な離隔距離を有している(機器ベース間:30cm)。
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	金属製の筐体を用いている。ケーブルには難燃性のものを使用しており、可能な限り※鋼材製のケーブルダクト、蓋付きケーブルトレイ又は電線管により外部と隔離している。
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、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度	構成機器は不燃材又は難燃材を使用し、ケーブルは難燃性のものを使用しており、検出器から安全保護系制御盤までは、可能な限り※鋼材製のケーブルダクト、蓋付きケーブルトレイ又は電線管により外部と隔離している。

※:原子炉建家貫通部については、別途、ケーブルの分離設備の設計及び工事の計画の認可申請を行う。



図-7.1 防護対象設備の配置図

## 評価条件

- (1) 防護対象設備が設置される区画において火災が発生するおそれがある場合には、火災による防護対象設備への影響を評価する。
- (2) 内部火災により防護対象設備が損傷を受けるおそれのある場合には、護るべき安全機能への影響を評価する。

## 評価結果

内部火災による防護対象設備への影響評価結果を次ページ以降に示す。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、内部火災により喪失することはない。

名称	想定発火源	防護対象設備への影響	護るべき安全機能への影響
制御棒 駆動装置	電源ケーブル、駆動モータ、可動コイル	防護対象設備自身が発火源となり得る。	制御棒駆動装置が火災により機能を喪失した場合、制御棒は即座に自重落下により炉心に挿入され、原子炉は自動停止するため停止機能への影響はない。火災により焼損した場合、自動で機能が復帰することはない、制御棒が引き抜かれることはないため、炉心に正の反応度が添加されることはない。
炉心構造物	炉心構造物、燃料要素は全て不燃材により構成されているうえ、動的設備を有していない。	なし	なし
燃料要素	加えて原子炉プール内に設置されているため、想定される発火源はない。		
冠水維持設備 (サイフォンブレイク弁を除く。)	原子炉建家1階実験設備、原子炉プール躯体周りの電源ケーブル	冠水維持設備は、いずれも不燃材により構成されているため、火災により影響を受けることはない。	なし
1次冷却系 設備	ポンプ電動機、電源ケーブル	防護対象設備自身が発火源となり得る。	1次冷却系設備のポンプ電動機又は電源ケーブルが焼損した場合、「1次冷却材主ポンプ停止」、「1次冷却材補助ポンプ停止」または「1次冷却材流量低」により原子炉は自動停止するため停止機能への影響はない。(原子炉停止後の崩壊熱除去への影響については1次冷却材補助ポンプに記載する) また、各機器の主要材料には不燃材を用いているため、原子炉が停止し、30秒の崩壊熱除去が終了した以降は1次冷却材を保持する機能は喪失することはない。
原子炉プール コンクリート躯体	原子炉建家1階実験設備、原子炉プール躯体周りの電源ケーブル	不燃材により構成されているため、火災により影響を受けることはない。	なし
重水タンク、 重水冷却系設備	ポンプ電動機、電源ケーブル 重水タンクは原子炉プール内に設置されているため、重水タンクに対し想定される発火源はない。	防護対象設備自身が発火源となり得る。	重水冷却系設備のポンプ電動機又は電源ケーブルが焼損した場合、「重水流量低」により原子炉は自動停止するため停止機能への影響はない。 また、各機器の主要材料には不燃材を用いているため、重水を保持する機能は喪失することはない。
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階実験設備、使用済燃料プール(原子炉プール躯体)周りの電源ケーブル ※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ため、これに対する想定される発火源はない。	使用済燃料プールは不燃材により構成されているため、火災により影響を受けることはない。	なし

名称	想定発火源	防護対象設備への影響	護るべき安全機能への影響
制御棒、スクラム機構	制御棒駆動機構管外駆動部(電源ケーブル、駆動モータ、可動コイル) ※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、制御棒案内管は原子炉プール水中に設置されているため、これらに対する想定される発火源はない。	制御棒駆動機構案内管は不燃材により構成されているため、火災により影響を受けることはない。	なし
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は原子炉プール水中に設置されているため、想定される発火源はない。	なし	なし
安全保護回路(停止系)	ケーブル、盤	防護対象設備自身が発火源となり得る。	安全保護回路は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ため、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、もう一方の系統により必要な安全機能は維持されることを確認した。
1次冷却材補助ポンプ	ポンプ電動機、電源ケーブル	防護対象設備自身が発火源となり得る。	1次冷却材補助ポンプ電動機又は電源ケーブルが焼損した場合、「1次冷却材補助ポンプ停止」により原子炉は自動停止するため停止機能への影響はない。原子炉停止後の30秒間の崩壊熱除去のため、2系統あるうちの少なくとも1系統は火災から護られることを確認した。
非常用電源系	非常用発電機、燃料槽、蓄電池、静止型インバータ装置、電源ケーブル	防護対象設備自身が発火源となり得る。	非常用電源系は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ため、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、もう一方の系統により必要な安全機能は維持されることを確認した。
中性子計装設備、プロセス計装設備	ケーブル、盤	防護対象設備自身が発火源となり得る。	護るべき安全機能(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)は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ため、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、もう一方の系統により必要な安全機能は維持されることを確認した。

## 検査項目及び方法

### (1) 寸法検査

方法: 1次冷却材補助ポンプの機器ベース間の寸法を測定により確認する。

判定: 1次冷却材補助ポンプの機器ベース間が30cm以上離れていること。

## 技術基準への適合性

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一条～第二十条		無	—	—
第二十一条	安全設備	有	第1項 第2号	次ページに示す。
第二十二条～第七十一条		無	—	—

## 該当条文

### 第二十一条(安全設備)

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有し、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にあつては、この限りでない。

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、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものであること。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。

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。

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。

ロ 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を設けられていること。

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。

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。

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。

## 適合性について

一 本申請の申請範囲外である。

二 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 本申請の申請範囲外である。

四 本申請の申請範囲外である。

五 本申請の申請範囲外である。

六 本申請の申請範囲外である。

# 参 考



## 概要

原子炉運転中に発生した、一方の1次冷却材補助ポンプ(以下「補助ポンプ」という。)からの潤滑油漏洩火災による他方の補助ポンプへの影響を評価し、離隔距離の妥当性及びそのような状況でも崩壊熱除去運転を継続できることを示す。

図-7.2に示すように、1次冷却材ポンプはそれぞれ分離独立し設置しており、4基あるポンプのうちいずれかが焼損した場合は即座に「1次冷却材主ポンプ停止」または「1次冷却材補助ポンプ停止」により原子炉は自動停止する。原子炉の自動停止後は4基あるポンプのうちいずれか1基が30秒間運転継続できていれば十分に炉心の崩壊熱は除去される。ポンプ1基の機能喪失により原子炉が自動停止した場合でも、残りの3基は独立し設置しているため運転が継続されるが、安全側の評価を行うため2基が近接し設置されている補助ポンプのうち1基を発火源とし、冷却能力の高い1次冷却材主ポンプ2基の機能喪失を仮定する。

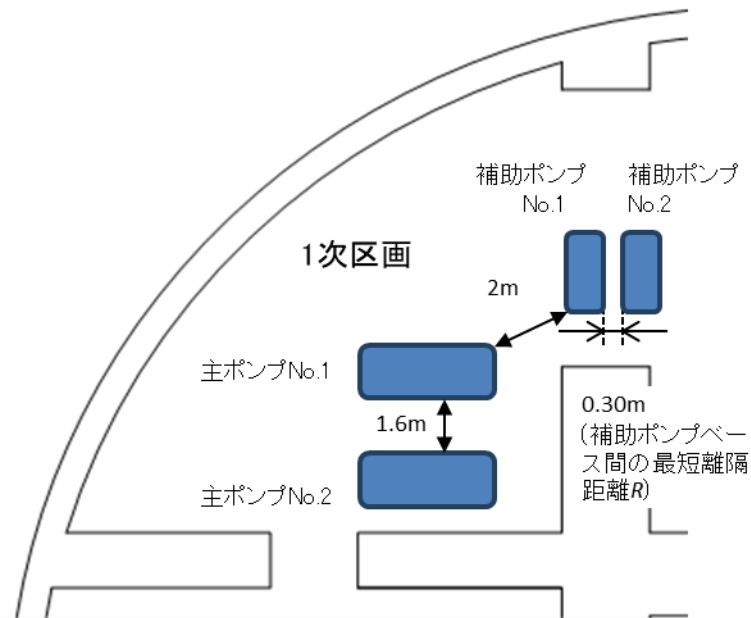


図-7.2 1次冷却材ポンプの配置図

## 評価手法

「原子力規制委員会 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド(平成25年10月)」(以下「ガイド」という。)を参考に、FDT<sup>s</sup>(Fire Dynamics Tools)のモデルを用いて評価する。

ここでポンプが正常に作動していることの評価方法として、周囲温度40℃以下のポンプ連続運転中における軸受許容温度上昇値 $\Delta t_{max} \leq 45^\circ\text{C}$ 及び軸受許容最高温度 $t_{max} \leq 80^\circ\text{C}$ という2つの基準がある。なお、原子炉運転中の軸受温度は約50℃である。図-7.3に示すように軸受はベアリングケース内に存在するため、火災によるベアリングケースの表面温度上昇値 $\Delta T[^\circ\text{C}]$ が、通常運転中の軸受温度50℃と比較し、十分小さいことを示せば、当該事象が発生した場合でも他方の補助ポンプは正常に作動していると評価できる。

補助ポンプのベアリングケースの材質はFC20(ねずみ鉄)である。

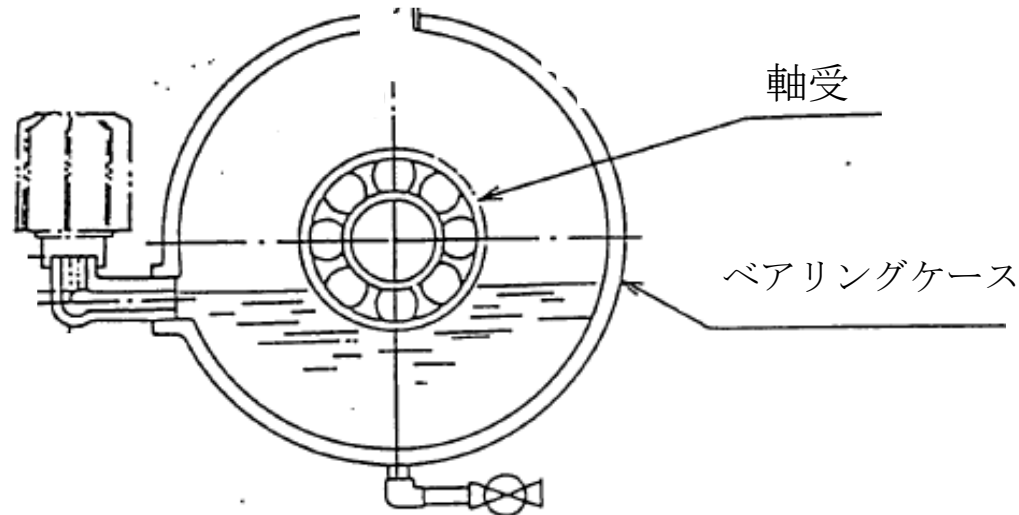


図-7.3 補助ポンプの軸受とベアリングケース

## 評価

補助ポンプは潤滑油としてタービン油を約1.3L内包している。ガイドでは潤滑油漏洩量を内包油量の10%と仮定しているため、ガイドを参考に潤滑油漏洩量を保守的に0.15Lとする。

ターゲット位置における輻射熱流束 $\dot{q}''$  [kW/m<sup>2</sup>]及び燃焼期間 $t_b$  [s]を用いて、離隔距離0.30[m]に位置する他方の補助ポンプのベアリングケース表面温度上昇値 $\Delta T$  [°C]を算出する。

### ①ターゲット位置における輻射熱流束 $\dot{q}''$ [kW/m<sup>2</sup>]

$\dot{q}''$ は以下の式で算出する。

$$\dot{q}'' = HRR \cdot \chi_r / 4\pi R^2$$

ただし、 $HRR = \dot{m}'' \Delta H_{c,eff} \times (1 - e^{-k\beta D}) \cdot A_{dike}$ である。

パラメータ		値	備考
$\dot{m}''$	燃焼速度[kg/m <sup>2</sup> ・s]	0.039	ガイド表B.4より引用
$\Delta H_{c,eff}$	燃焼熱[kJ/kg]	46000	ガイド表B.4より引用
$k\beta$	経験的乗数[m <sup>-1</sup> ]	0.7	ガイド表B.4より引用
$D$	プール火災の直径[m]	0.304	$D = \sqrt{4A_{dike}/\pi}$
$A_{dike}$	燃焼面積[m <sup>2</sup> ]	0.0725	堰の面積(0.25m × 0.29m)
$\chi_r$	放射率[-]	0.30	FDT <sup>s</sup> より引用
$R$	プール火災の中心からターゲットまでの距離[m]	0.30	図-7.2参照

以上より、 $\dot{q}'' = 6.61$  kW/m<sup>2</sup>を得る。

## 評価

②燃焼期間 $t_b$ [s]

$t_b$ は以下の式で算出する。

$$t_b = 4V/\pi D^2 v$$

ただし、 $v = \dot{m}''/\rho$ である。

パラメータ		値	備考
$V$	潤滑油の体積[m <sup>3</sup> ]	$1.5 \times 10^{-4}$	
$D$	プール火災の直径[m]	0.304	
$\dot{m}''$	燃焼速度[kg/m <sup>2</sup> ・s]	0.039	ガイド表B.4より引用
$\rho$	潤滑油の密度[kg/m <sup>3</sup> ]	760	ガイド表B.4より引用

以上より、 $t_b = 40.32s$ を得る。

## 評価

③表面温度上昇値 $\Delta T$  [°C]

$\Delta T$ は以下の式で算出する。

$$\Delta T = \frac{2\dot{q}''\sqrt{a \cdot t_b}}{\lambda} \left[ \frac{1}{\sqrt{\pi}} \exp\left(-\frac{x^2}{4a \cdot t_b}\right) - \frac{x}{2\sqrt{a \cdot t_b}} \operatorname{erfc}\left(\frac{x}{2\sqrt{a \cdot t_b}}\right) \right]$$

ただし、 $a = \frac{\lambda}{\rho \times c_p}$ である。

また、相補誤差関数 $\operatorname{erfc}(x)$ は誤差関数 $\operatorname{erf}(x) = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \int_0^x e^{-u^2} du$ を用いて、

$$\operatorname{erfc}(x) = 1 - \operatorname{erf}(x) = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \int_x^\infty e^{-u^2} du$$

$$\operatorname{erfc}(0) = 1$$

で定義される。

パラメータ		値	備考
$\dot{q}''$	ターゲット位置における輻射熱流束[kW/m <sup>2</sup> ]	6.61	
$t_b$	燃焼期間[s]	40.32	
$\lambda$	FC20(ねずみ鋳鉄)の熱伝導率[W/m・K]	40	参考文献[1]より引用
$\rho$	FC20(ねずみ鋳鉄)の密度[kg/m <sup>3</sup> ]	7106	参考文献[2]より引用
$c_p$	FC20(ねずみ鋳鉄)の比熱[kJ/kg・K]	0.45	参考文献[1]より引用
$x$	表面からの深さ[m]	0	

以上より、 $\Delta T = 4.2^\circ\text{C}$ を得る。

## まとめ

潤滑油漏洩量	離隔距離	離隔位置における 輻射熱流束	燃焼期間	ベアリングケース 表面温度上昇値
0.15 L	0.30 m	6.61 kW/m <sup>2</sup>	40.32 s	4.2 °C

一方の補助ポンプからの潤滑油漏洩火災が起きた場合、他方の補助ポンプのベアリングケース表面温度上昇値 $\Delta T$ は4.2°C程度と通常運転中の軸受温度50°Cより十分小さいことから、他方の補助ポンプの運転継続に影響を与えず離隔距離は十分である。よって、当該事象が発生した場合でも崩壊熱除去を継続することができる。

## 参考文献

- [1] 「金型鋳造した鋳鉄の熱的性質及び耐摩耗性」日本鋳造工学会, 1993年
- [2] 「鋳鉄の密度と音速に及ぼす空げきの影響」日本鋳造工学会, 1986年

資料R3-198-9

# JRR-3原子炉施設の構造 (外部事象影響)

【JRR-3設工認その13 第8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

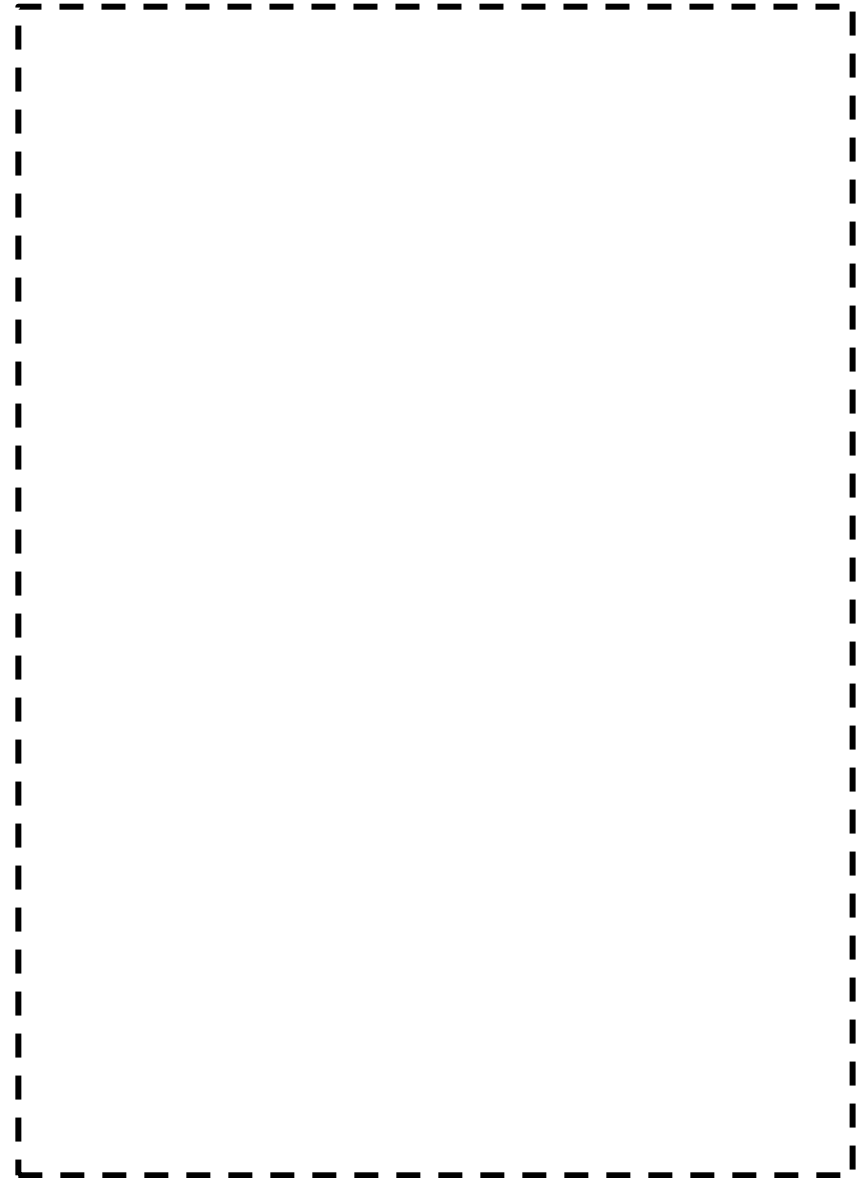
## 概要

外部事象影響のうち、外部火災(森林火災、近隣の産業施設等の火災・爆発及び航空機落下火災)及び竜巻が発生した場合でも、安全施設の安全機能に影響を及ぼさないか評価により確認する。

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。

- (1) 原子炉建家
- (2) 原子炉制御棟
- (3) 実験利用棟
- (4) 使用済燃料貯槽室
- (5) 燃料管理施設
- (6) 使用済燃料貯蔵施設
- (7) コンプレッサ棟
- (8) 冷却塔
- (9) 排気筒
- (10) 事務管理棟

今回申請する範囲は、(1)原子炉建家、(2)原子炉制御棟、(3)実験利用棟、(4)使用済燃料貯槽室、(5)燃料管理施設、(6)使用済燃料貯蔵施設、(9)排気筒に関して、外部事象影響の評価を行うものである。



各建家配置図及び申請範囲



## 設計条件

自然現象及び人為事象によるもののうち、原子炉施設への影響に対し評価計算を要する「外部火災及び竜巻」について確認する。

### <外部火災>

- ・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、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、原子炉施設の安全性に影響を及ぼさないよう設計し、必要に応じて対策を講じる。

### <竜巻>

- ・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。

#### ・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。

#### 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。

#### 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。

#### 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。

#### 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。

## 評価条件

評価対象施設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。なお、安全施設のうち、代替手段により機能を維持できるものについては本申請での評価対象外とする。

### (1) 外部火災

本施設で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。

### (2) 竜巻

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。

## 評価結果

### (1) 外部火災

本施設で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、森林火災の際に屋外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。

### (2) 竜巻

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、原子炉施設の安全機能を損なわないことを確認した。

なお、評価結果の詳細については添付計算書に記す。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	第1項 第2項	下記に示すとおり

該当条文

第八条(外部からの衝撃による損傷の防止)

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。

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。

3 試験研究用等原子炉を船舶に設置する場合にあつては、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。

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。

## 適合性について

1. 安全施設は、原子力科学研究所(以下「原科研」という。)敷地内又はその周辺において想定される自然現象(地震及び津波を除く。)又はその組合せに遭遇した場合においても、安全機能を損なうおそれがない設計となっている。  
特に本申請で評価を行った外部火災(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、以下のとおり「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」に掲げる技術上の基準との適合性を示す。  
原科研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設計となっている。なお、航空機の落下確率が $10^{-7}$ (回/炉・年)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を損なうおそれはない。(添付書類1-1参照)  
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、安全施設の安全機能を損なわない設計となっている。  
また、当該竜巻で安全施設に損傷を与えるような飛来物の飛来防止対策を行う。(添付書類1-2参照)
2. 安全施設は、原科研敷地内又はその周辺において想定される人為事象(故意によるものを除く。)に対して、安全機能を損なうおそれがない設計となっている。  
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わない設計となっている。(添付書類1-1参照)  
原科研の敷地周辺には、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。原科研の敷地内に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影響を考慮して設置する。  
原科研の敷地外の近隣工場等(半径10km以内)において火災による原子炉施設への影響を評価し、原子炉施設の安全機能を損なわない設計となっている。(添付書類1-1参照)  
原科研の敷地内に設置された重油タンク等の火災による原子炉施設への影響を評価し、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なっている。(添付書類1-1参照)
3. JRR-3は、船舶に設置する原子炉ではない。よって、本項の適用を受けない。
4. 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4号)」等に基づき評価した結果、防護設計の要否を判断する基準を超えないことから、航空機落下に対する考慮をする必要はない。よって、本項の適用を受けない。

# 添付計算書 外部事象影響 (外部火災)

## 【想定する外部火災】

外部火災としては、森林火災、近隣の産業施設等の火災・爆発及び航空機落下による火災を対象とする。これらからの評価対象施設に対する影響について評価を実施し、評価対象施設への影響がないことを確認する。

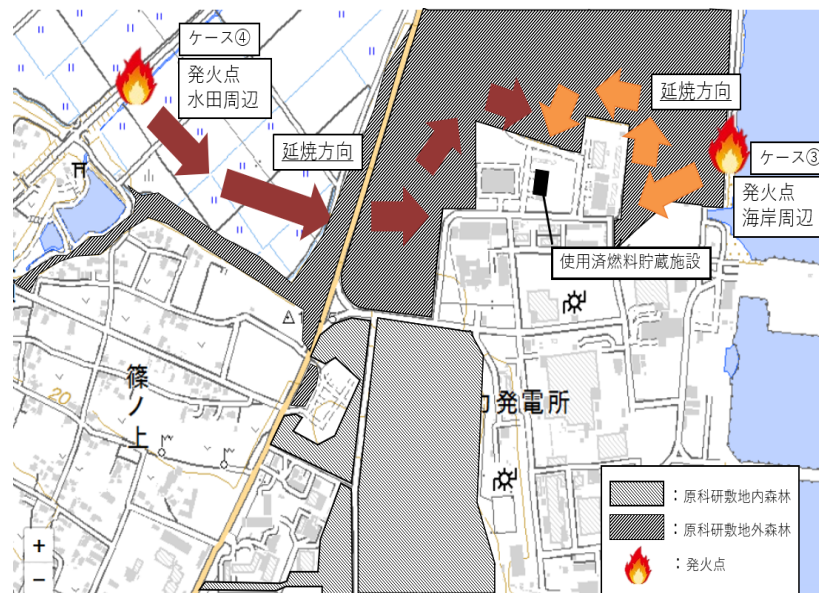
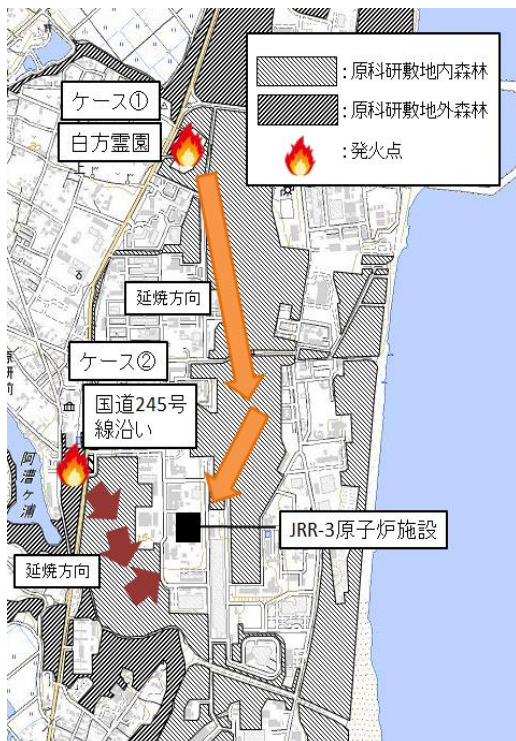
## 【評価の方法】

各評価は、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイドを参考に行う。

### 外部火災の影響評価事象

火災の種類	考慮すべき火災	評価内容	評価項目
森林火災	原子力科学研究所敷地外10km以内に発火点を設定した評価対象施設に迫る森林火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>・森林火災シミュレーション解析コード (FARSITE) を基にした森林火災評価</li> <li>・森林火災評価に基づく評価対象施設への影響評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・熱影響評価</li> </ul>
近隣の産業施設等の火災・爆発	原科研敷地外10km以内の近隣の産業施設等の火災・爆発(原科研敷地内についても代表的な施設を対象に評価)	近隣の産業施設等について評価対象施設との距離等を考慮した影響評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>・熱影響評価</li> <li>・爆発影響評価</li> </ul>
航空機落下による火災	航空機の落下確率が $10^{-7}$ 以上となる面積の外周部に航空機が落下し、炎上した場合の火災	航空機の落下により発生する火災による影響評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>・熱影響評価</li> </ul>





## 【評価結果】

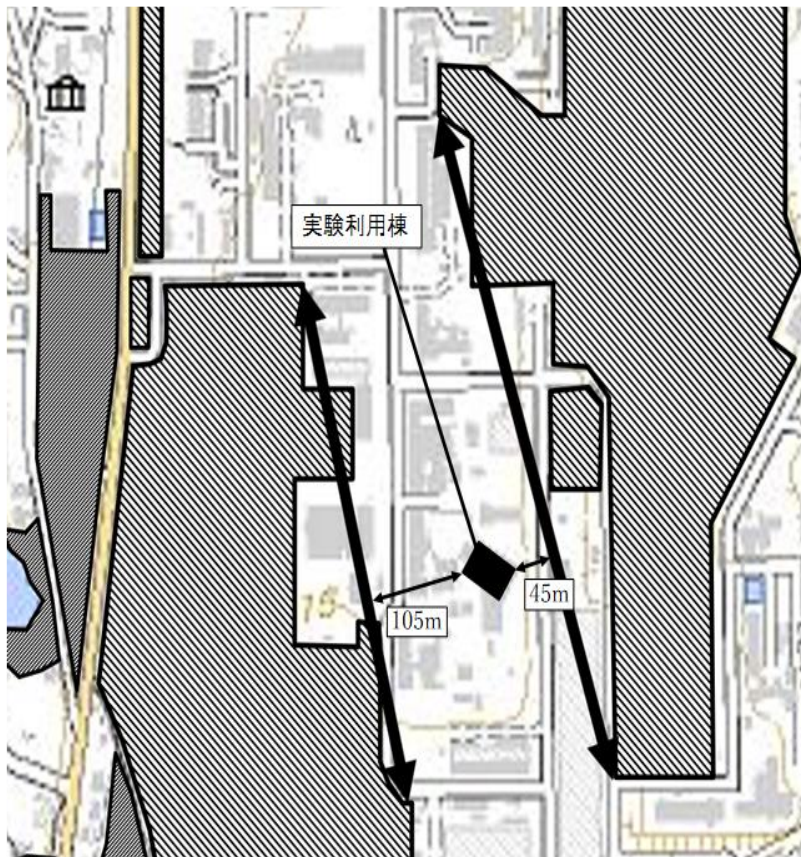
発火点の位置	JRR-3原子炉施設	JRR-3原子炉施設	使用済燃料貯蔵施設
森林の位置	東側	西側	西側
熱影響評価対象施設	実験利用棟	原子炉制御棟	使用済燃料貯蔵施設
外壁面温度	118℃	92℃	101℃

森林火災による評価対象施設の外壁表面温度は、最大で118℃であり、コンクリート強度に影響がないとされている温度(200℃)以下である。このため、JRR-3施設の安全性に影響はない。

今後、施設外壁と森林間の離隔距離については、評価で用いた離隔距離が確保できるように草木の管理(離隔距離の内側へ森林を拡大させない)を行う。

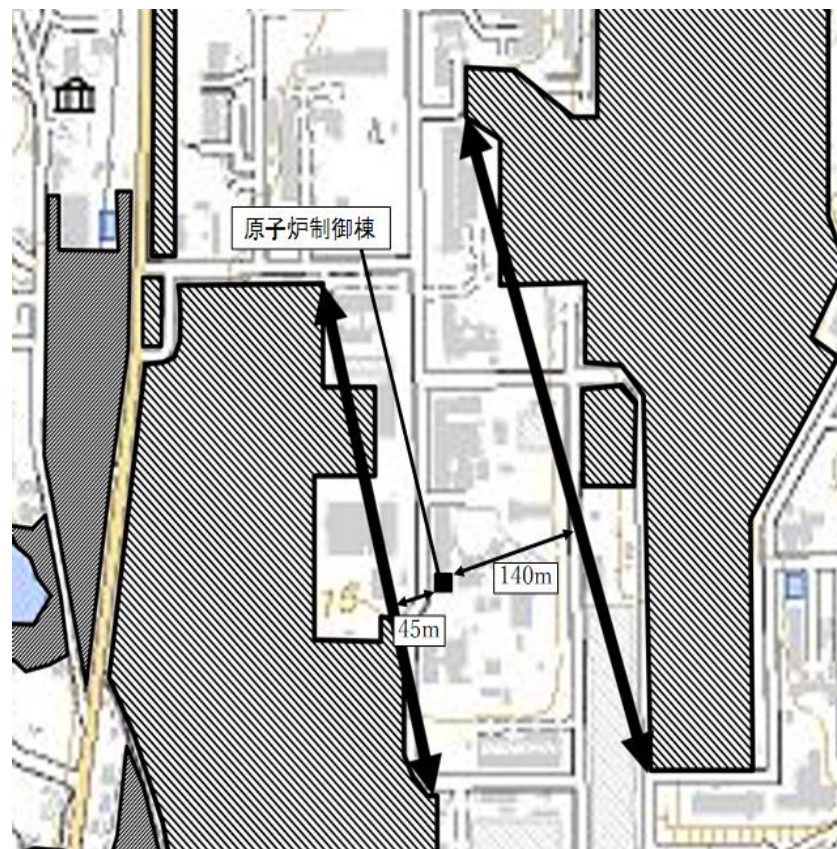


## 評価対象施設と森林との位置関係



出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）

### JRR-3原子炉施設(実験利用棟)



出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）

### JRR-3原子炉施設(原子炉制御棟)



## 評価対象施設と森林との位置関係



出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）

### 使用済燃料貯蔵施設

## 熱影響評価条件及び結果

想定火災場所	想定火災源	内容物	最大貯蔵量 (kℓ)	距離及び温度 (JRR-3原子炉施設)	距離及び温度 (使用済燃料貯蔵施設)
原科研敷地外	①常陸那珂港火力発電所軽油タンク	軽油	7000	2500m (51°C)	3500m (51°C)
	②核燃料サイクル工学研究所重油タンク	重油	588	2100m (51°C)	3800m (51°C)
	③東海第二発電所重油タンク	重油	500	1000m (51°C)	400m (54°C)
	④日立オイルターミナル及び日立油槽所重油タンク	重油	10885	5000m (51°C)	3900m (51°C)
原科研敷地内	⑥中央変電所重油タンク	重油	30	470m (51°C)	-

## 爆発の影響評価条件及び結果

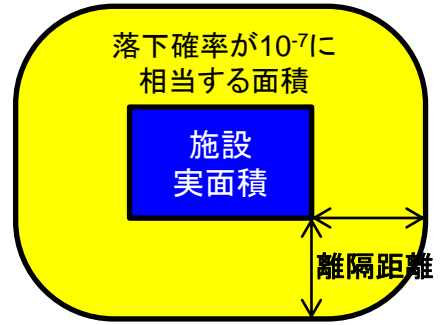
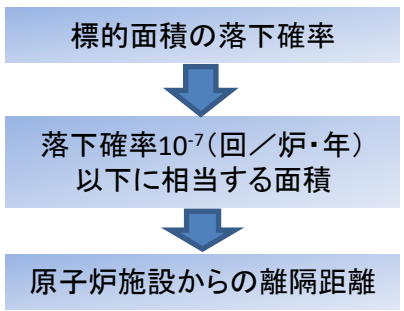
想定爆発場所	想定爆発源	内容物	最大貯蔵量	JRR-3原子炉施設からの距離	使用済燃料貯蔵施設からの距離	危険限界距離 (m)	保安距離 (m)
原科研敷地外	⑤日立LNG基地 LNG及びLPG	液化天然ガス (LNG)	23万kℓ	3400m	1800m	350	—
		プロパン (LPG)	5万kℓ	3400m	1800m	311	—
		液化天然ガス・プロパン	23万kℓ+5万kℓ	3400m	1800m	373	—
原科研敷地内	⑦第2ボイラー液化天然ガス (LNG) タンク	液化天然ガス (LNG)	154kℓ	60m	—	—	33

**【火災】**原科研敷地内外にある産業施設の火災による熱影響評価の結果、評価対象施設外壁表面温度は、最大で54°Cとなり、コンクリートの強度に影響がないとされている温度(200°C)以下である。

**【爆発】**原科研敷地外にある想定爆発源と評価対象施設外壁の離隔距離は、危険限界距離以上である。原科研敷地内の想定爆発源に対しては、関係法令で規定される保安距離以上である。

## 航空機落下地点の想定

「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率」(平成14・07・29原院4号)に基づき、航空機落下確率が $10^{-7}$ (回/炉・年)に相当する面積から離隔距離を算出。



航空機落下地点の想定モデル

## 航空機落下による火災の影響評価結果

カテゴリ	民間航空機			自衛隊機、米軍機	
	計器飛行方式		有視界飛行方式	訓練空域外を飛行中	基地-訓練空域間往復時
	飛行場での離着陸時	航空路を巡航中			
想定機種	B747-400		AS332L1	KC-767	F-15
原子炉建家	58°C (379m)		71°C (42m)	55°C (360m)	82°C (45m)
使用済燃料貯槽室	57°C (389m)		64°C (51m)	55°C (370m)	72°C (54m)
燃料管理施設	57°C (389m)		64°C (51m)	55°C (370m)	72°C (55m)
実験利用棟	58°C (372m)		79°C (35m)	55°C (352m)	94°C (38m)
原子炉制御棟	57°C (388m)		65°C (49m)	55°C (368m)	74°C (52m)
排気筒	57°C (388m)		61°C (59m)	55°C (378m)	67°C (62m)
使用済燃料貯蔵施設	58°C (377m)		73°C (39m)	55°C (357m)	87°C (42m)

想定する機種における航空機落下による評価対象施設の外壁表面温度は、最大で94°Cであり、コンクリートの強度に影響がないとされている温度(200°C)以下である。このため、JRR-3施設の安全性に影響はない。

# 添付計算書 外部事象影響 (竜巻)

## ➤ 屋根の評価方法及び評価結果

原子炉建家屋根については耐震補強工事に伴い、既設屋根の撤去と新設屋根の設置を行うため、既設屋根の評価を新設屋根の評価に変更した。

新設屋根の評価方法として、屋根の鉄骨部と鉄板部をモデル化し、風荷重及び竜巻荷重により構成部材に発生する応力を求め、屋根の許容応力と比較することで健全性を確認する。

新設屋根において、構成部材に発生する応力と許容応力の比(部材検定比)が1を超えないため屋根は破断しない。

新設屋根の構造健全性評価結果

評価対象	風圧力 ( $kN/m^2$ ) ( $W_w$ )	気圧差 ( $kN/m^2$ ) ( $W_p$ )	衝撃荷重 ( $kN/m^2$ ) ( $W_M$ ) (配電盤)	複合荷重 ( $kN/m^2$ ) ( $W_{T1}$ )	複合荷重 ( $kN/m^2$ ) ( $W_{T2}$ )	部材検定比
原子炉建家 (屋根・上面)	-1.046~0.586	2.200	0	2.200	0.054~1.686	0.67
原子炉建家 (屋根・側面)	1.904	2.200	0	2.200	3.004	0.71

## 新設屋根の構造健全性評価手法について

### (1) 解析モデル

新設屋根の解析モデルは、応力を詳細に評価するため、3次元FEMモデルを用いた。応力解析には解析コード「iGen (MIDAS Information Technology Co., Ltd)」を用いている。

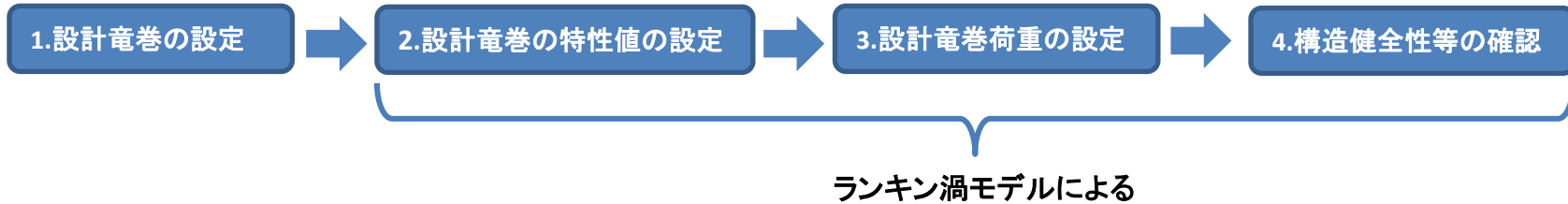
### (2) 竜巻による荷重の算出

竜巻による複合荷重は「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」の記載に基づき以下の式を用いて算定している。

$$W_{T1} = W_p$$

$$W_{T2} = W_w + 0.5W_p + W_M$$

外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全評価のうち、竜巻によるJRR-3原子炉施設への影響について評価を実施した。評価の結果、竜巻により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うおそれはないことを確認した。竜巻影響評価は、以下のフローに沿って実施する。



## 1. 設計竜巻の設定

竜巻影響評価に用いる竜巻の最大風速はグレーデッドアプローチを適用し、49m/sを用いることとする。

## 2. 設計竜巻の特性値の設定

設計竜巻の特性値(最大風速、移動速度、最大接線風速、最大接線風速半径、最大気圧低下量、最大気圧低下率)を竜巻評価ガイド(ランキン渦モデル)に従って求める。

## 3. 設計竜巻荷重の設定

### (1) 設計飛来物の選定

原子力科学研究所内における想定飛来物に係る現地調査結果と竜巻評価ガイド等を参考に、設計飛来物を選定する。現地調査による確認された飛来物について、サイズ、柔・剛による分類及び飛来物の形状(棒状、板状、塊状)による分類を実施し、浮上する物の中で最も運動エネルギーが大きく、衝突時の衝撃荷重も大きい配電盤を設計飛来物として選定した。

### (2) 複合荷重の設定

竜巻評価ガイドに従い、設計竜巻による風圧力による荷重( $W_w$ )、気圧差による荷重( $W_p$ )及び設計飛来物(配電盤)による衝撃荷重( $W_M$ )を組み合わせ、複合荷重を算出する。

## (1) 原子炉建家の構造健全性評価

### ・円筒壁

設計竜巻による複合荷重により生じるせん断力が、保有水平耐力を下回ることを確認する。なお、設計飛来物による衝突荷重は、保守的に円筒壁全ての層へ作用するものとして評価する。

### ・屋根

原子炉建家屋根については、複合荷重によって屋根が破断しないことを確認するため、構成部材に発生する応力と許容応力の比(部材検定比)が1を超えないことを確認する。

## (2) 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、制御棟の構造健全性評価

設計竜巻による複合荷重により生じるせん断力が、保有水平耐力を下回ることを確認する。なお、設計飛来物による衝突荷重は、保守的に全ての層へ作用するものとして評価する。

## (3) 排気筒の構造健全性評価

設計竜巻による複合荷重により生じる曲げモーメントが、終局曲げモーメントを下回ることを確認する。風圧力による荷重、気圧差による荷重については各層への等分布荷重とし、設計飛来物による衝突荷重は飛散高さ(地上5m)に相当する層にのみ作用させる。

## (4) 設計飛来物の各施設への衝突に対する評価

安全機能を有する設備の外殻を構成する施設について、設計飛来物の衝突に対する裏面剥離または貫通を生じさせないための必要最小厚さを評価部材の厚さと比較する。

鋼板部については、衝突した場合の貫通限界厚さと鋼板部の板厚を比較する。

なお、屋根に対しては設計飛来物の最大飛散高さを評価し、屋根に到達しない場合には、屋根への衝突はないものとする。

## ➤ 構造健全性等の評価結果

設計竜巻による複合荷重に対する評価対象施設(原子炉建家屋根を除く。)の構造健全性の評価結果を以下に示す。設計竜巻による複合荷重に対して評価対象施設(原子炉建家屋根を除く。)の保有水平耐力が十分な裕度を有しており、損壊しない。

構造健全性評価結果

評価対象	方向	※層	複合荷重( $W_{T1}$ ) (kN)	複合荷重( $W_{T2}$ ) (kN)	保有水平耐力(kN) ( $Q_u$ )
原子炉建家 (円筒壁)	NS・EW	1	1495	2248	47288
使用済燃料貯槽室	NS	1	692	1123	9085.5
燃料管理施設	NS	1	675	1100	13107.7
使用済燃料貯蔵施設	EW	1	1017	1578	24454.7
実験利用棟	NS	2	1234	1882	52443
制御棟	NS	2	248	502	18119.5

評価対象	方向	※層	複合荷重による 曲げモーメント (kN・m)	終局曲げモーメント (kN・m)
排気筒	NS・EW	1	17788	28430

※各層の保有水平耐力に対して複合荷重が最も大きい層のみの計算結果を記載。



## (4) 設計飛来物の各施設への衝突に対する評価結果

設計飛来物の衝突に対して裏面剥離または貫通が生じないための必要最低厚さをそれぞれ算出し、評価部材の最小厚さと比較した結果、各施設に貫通及び裏面剥離が生じないことを確認した。さらに、設計飛来物の最大飛散高さを評価した結果、各施設(排気筒を除く)の屋根に到達することはなく、屋根への設計飛来物の衝突はない。

### 設計飛来物による裏面剥離、貫通評価結果

	評価対象	部材厚さ (mm)	貫通限界厚さ (mm)	裏面剥離 限界厚さ (mm)	評価結果	
					貫通	裏面剥離
原子炉建家円筒壁	コンクリート壁	400	50	139	無	無
使用済燃料貯槽室	コンクリート壁	150	50	139	無	無
燃料管理施設	コンクリート壁	275	50	139	無	無
	金属扉	1.6	1.3	—	無	—
使用済燃料貯蔵施設	コンクリート壁	250	50	139	無	無
実験利用棟	コンクリート壁	200	50	139	無	無
制御棟	コンクリート壁	300	50	139	無	無
排気筒	コンクリート壁	295※	50	139	無	無

※設計飛来物の飛散高さである地上5mでの厚さ。

## (1)コンクリート構造物の貫通限界厚さ

貫通限界厚さは、修正NDRC<sup>[2]</sup>式とDegen式<sup>[3]</sup>により算出する。

・修正NDRC式 
$$x_c = 0.23 \times \alpha_c \sqrt{4KWND \left( \frac{V}{1000D} \right)^{1.8}}$$

$x_c$  : 貫入深さ(m)

$K$  :  $180/\sqrt{F_c}$

$W$  : 重量(kg)

$F_c$  : コンクリート強度(N/m<sup>2</sup>)

$D$  : 飛来物直径(m)

$V$  : 衝突速度(m/s)

$N$  : 形状係数 0.72(配電盤)

$\alpha_c$  : 飛来物低減係数 1

・Degen式 
$$t_p = \alpha_p D \left\{ 2.2 \left( \frac{x_c}{\alpha_c D} \right) - 0.3 \left( \frac{x_c}{\alpha_c D} \right)^2 \right\}$$

$t_p$  : 貫通限界厚さ(m)

$\alpha_p$  : 飛来物低減係数 1

## (2)コンクリート構造物の裏面剥離限界厚さ

裏面剥離は、以下のChang式<sup>[4]</sup>により算出する。

・Chang式 
$$t_s = 4.44 \times 1.84 \times \alpha_s \times \left\{ \frac{V_0}{V} \right\}^{0.13} \frac{(MV^2)^{0.4}}{(D/12)^{0.2} (144F_c)^{0.4}}$$

$t_s$  : 裏面剥離限界厚さ(m)

$V_0$  : 基準速度(=61)(m/s)

$V$  : 衝突速度(m/s)

$M$  : 質量(kg)

$D$  : 飛来物直径(m)

$F_c$  : コンクリート強度(N/m<sup>2</sup>)

$\alpha_s$  : 飛来物低減係数 1

## (3)鋼板部の貫通限界厚さ

鋼板部の貫通限界厚さはBRL式<sup>[5]</sup>により算出する。

・BRL式 
$$T^{3/2} = \frac{0.5MV^2}{1.4396 \times 10^9 K^2 D^{3/2}}$$

$T$  : 鋼板厚さ(m)

$M$  : 飛来物質量(kg)

## (4)衝撃荷重

衝撃荷重は飛来物の衝突前の運動量が力積に等しいと仮定してRiera式<sup>[1]</sup>により算出する。

・Riera式 
$$W_M = m \times V^2 / L_1$$

$W_M$  : 飛来物の衝撃荷重(N)

$m$  : 飛来物の質量(kg)

$V$  : 飛来物の衝突速度(水平)(m/s)

$L_1$  : 飛来物の最も短い辺の全長(m)

## 原子力科学研究所敷地内における現地調査結果(想定飛来物の選定結果) (1/2)

分類	形状	名称	長さ※	幅※	高さ※	質量※	空力パラメータ $C_D A/m$	衝突荷重 Riera <sup>[3]</sup>	最大速度 $V_{max}$	飛来物の運動 エネルギー	飛来物選定の考え方
			m	m	m	kg	$m^2/kg$	kN	m/s	kJ	
柔 飛 来 物 ( <small>小</small> )	棒状	カラーコーン	0.40	0.40	0.70	1.0	0.234960	5	45	2	配電盤に包絡される
	塊状	スピーカー	0.60	0.60	0.60	3.6	0.198000	12	45	4	配電盤に包絡される
	板状	自転車	1.90	1.10	0.60	25	0.083688	68	41	21	配電盤に包絡される
	板状	看板	0.30	0.40	0.80	2	0.176880	13	44	2	配電盤に包絡される
	塊状	消火器箱	0.20	0.30	0.70	28	0.009664	0	0	0	浮上しない
剛 飛 来 物 ( <small>小</small> )	棒状	バリケード	1.20	0.05	0.40	20	0.006897	0	0	0	浮上しない
	板状	グレーチング	0.50	0.50	0.05	17	0.010871	0	0	0	浮上しない
	板状	マンホール蓋	0.60	0.60	0.05	78	0.003351	0	0	0	浮上しない

※現地調査の結果等を基に代表的な寸法及び質量を定めた。

原子力科学研究所敷地内における現地調査結果(想定飛来物の選定結果) (2/2)

分類	形状	名称	長さ※	幅※	高さ※	質量※	空力パラメータ $C_D A/m$	衝突荷重 Riera <sup>[3]</sup>	最大速度 $V_{max}$	飛来物の運動 エネルギー	飛来物選定の考え方
			m	m	m	kg	$m^2/kg$		kN	m/s	
(中) 柔飛来物	板状	ベンチ	1.80	0.56	0.74	10	0.144239	33	44	10	配電盤に包絡される
	塊状	空調室外機	0.30	0.25	0.80	60	0.005665	0	0	0	浮上しない
剛飛来物 (中)	棒状	鋼製材	4.20	0.30	0.20	135	0.006453	0	0	0	浮上しない
	板状	コンクリート板	1.50	1.00	0.15	540	0.002108	0	0	0	浮上しない
(大) 柔飛来物	塊状	配電盤	0.7	0.4	1.4	60	0.020020	155	33	32	設計飛来物に選定する
	塊状	自動販売機	0.82	1.38	1.83	500	0.006808	0	0	0	浮上しない
*一部剛 柔飛来物(大)	塊状	トラック	5.00	1.90	1.30	4750	0.002566	0	0	0	浮上しない
	塊状	クレーン車	12.00	6.30	4.99	102500	0.001075	0	0	0	浮上しない
	塊状	乗用車(ミニバン)	4.885	1.84	1.905	2110	0.006819	0	0	0	浮上しない

※現地調査の結果等を基に代表的な寸法及び質量を定めた。