

資料1-1

# 原子炉制御棟避雷針の設置

【JRR-3設工認その13 第1編】

令和2年7月13日

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

JRR-3原子炉施設において避雷針が設置されている建家、構築物

→原子炉建家、原子炉制御棟、排気筒

JRR-3原子炉施設を構成する建家、構築物のうち建築基準法上、避雷針の設置が義務付けられているもの(地上高さ20m以上の建家、構築物)

→原子炉建家、排気筒

○原子炉制御棟は建築基準法上、避雷針の設置を求められる建家ではない(地上高さ約13.5m)が、原子炉の運転に必要な監視及び操作装置は原子炉制御棟内の中央制御室に集中して設置されているため、火災発生防止のための避雷針を設置する。

○排気筒は鉄筋コンクリート造の構築物であり、落雷によって火災が発生することはない。また、排気筒が有する安全機能は影響緩和系(MS-2)であり、仮に落雷を受け損傷し、各建家に設けられた排気設備の排気フィルタを通過した空気を地上放出させたとしてもその影響はないため、排気筒単体の機能喪失は原子炉の安全性に影響しない。

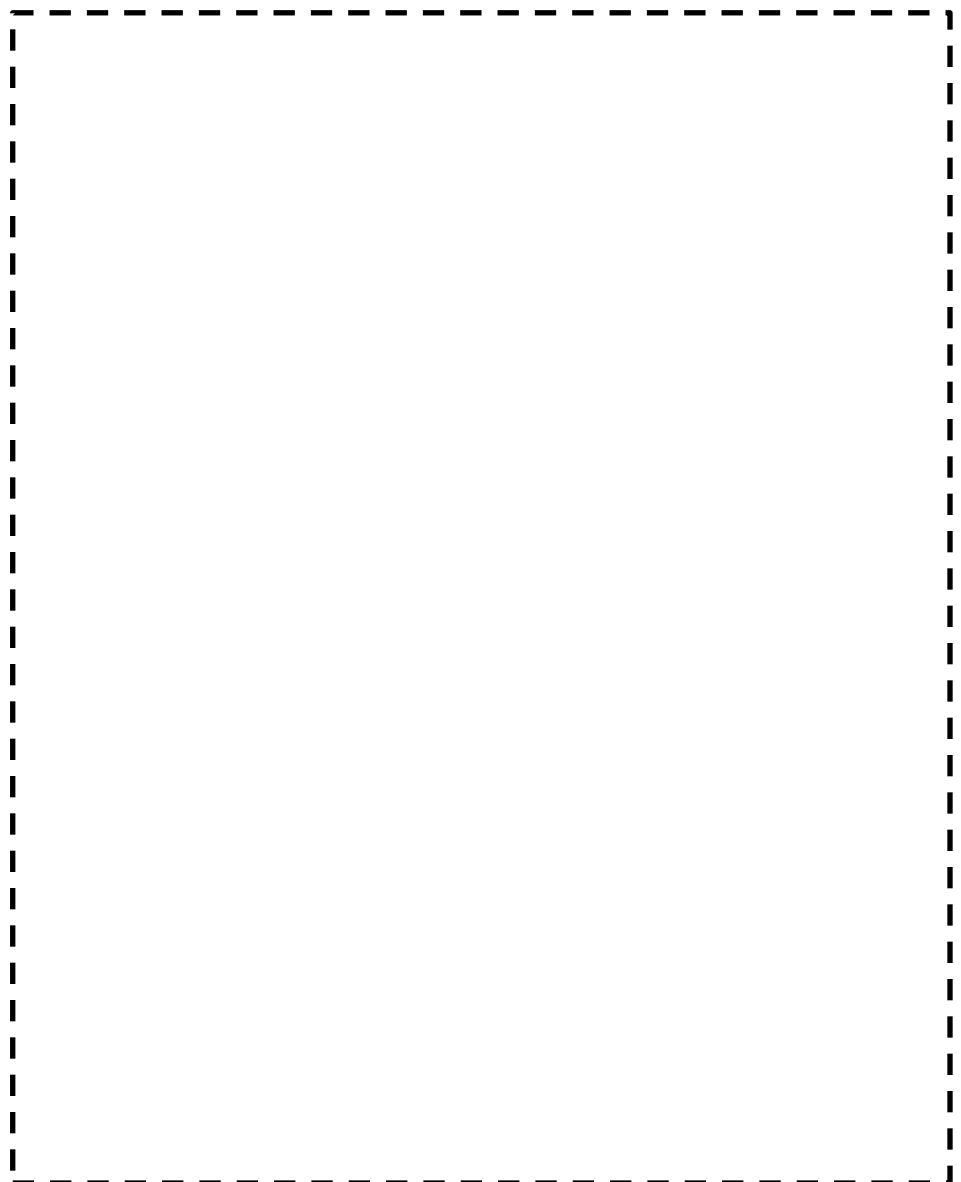
## 概要

本申請は、原子炉制御棟への落雷による火災の発生を防止することを目的に避雷針を設けるものである。

なお、本申請に係わる避雷針は既設であるため、工事を伴うものではない。

落雷による火災発生防止のために避雷針を設けると原子炉設置変更許可申請書に記載した施設は原子炉建家と原子炉制御棟の2つ。

→原子炉制御棟は建築基準法上、避雷針の設置を求められる建家ではないが、内包する設備の特徴を踏まえ、火災発生防止のための避雷針を設置する。

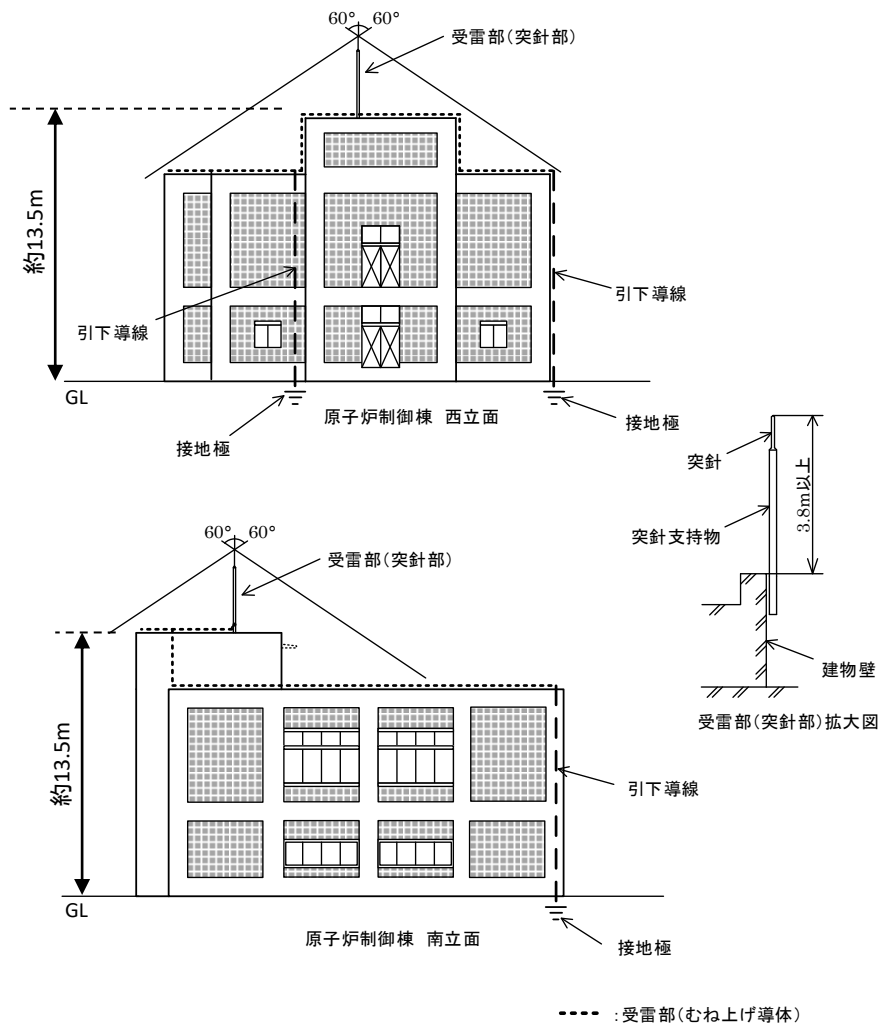


## 構成及び申請範囲

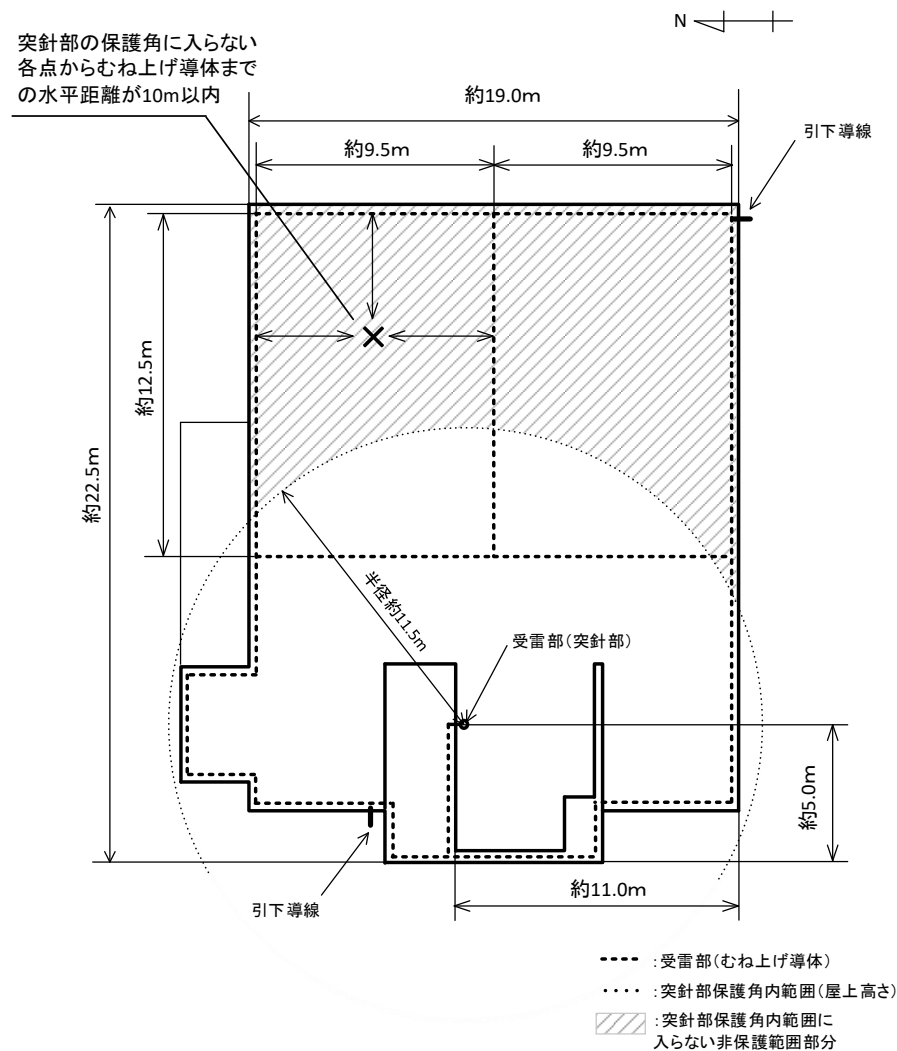
申請する範囲は、原子炉制御棟に設置した避雷針である。

当該避雷針は、突針部、むね上げ導体、引下導線、接地極から構成される。

当該避雷針の設置概略図を次のページに示す。



原子炉制御棟立面図



原子炉制御棟平面図

## 設計仕様

建家	原子炉制御棟	
設置場所	原子炉制御棟屋外	
仕様	JIS A 4201-1992	
	設備構成※1	突針部、むね上げ導体、引下導線、 接地極
	保護角法	60°
	突針部の保護角に入らない箇所の保護	突針部の保護角に入らない部分については、非保護範囲部分の各点からむね上げ導体までの水平距離を10m以下に設置することで屋根全体が保護されるようにする。
突針部	組み合わせ長さ※2	3.8m以上
引下導線	2条とし、被保護物の外周に沿って測った引下導線の間隔は50m以内	
接地極	2か所	
	単独接地抵抗	50Ω以下
	総合接地抵抗	10Ω以下

※1 設備については、日本産業規格(JIS)を満足する規格のものと交換できるものとする。

※2 組み合わせ長さとは突針と突針支持物を接続し、建物上面から突針先端までの長さである。

## (1) 外観検査

方法: 避雷針(突針部、むね上げ導体、引下導線、接地極)を目視により確認する。

判定: 避雷針(突針部、むね上げ導体、引下導線、接地極)が所定の位置に配置され、有害な傷がないこと。

## (2) 寸法検査

方法: a. 突針部の保護角に入らない非保護範囲部分の各点からむね上げ導体までの最大となる水平距離を測定する。

b. 突針部(突針及び支持物有効長)の長さを測定する。

c. 被保護物の外周に沿って測った引下導線の間隔を測定する。

判定: a. 測定した非保護範囲部分の各点からむね上げ導体までの距離が10m以下であること。

b. 突針部(突針及び支持物有効長)の長さが3.8m以上であること。

c. 被保護物の外周に沿って測った引下導線の間隔が50m以内であること。

## (3) 性能検査

方法: 接地極の単独接地抵抗を測定により確認し、得られた単独接地抵抗値から総合接地抵抗値を算出する。

判定: 接地極の単独接地抵抗値が50Ω以下、総合接地抵抗値が10Ω以下であること。

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～第七条		無	—	—
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	第1項	以下に示す。
第九条～第七十一条		無	—	—

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。  
 第2項以降は省略。

適合性について

第八条第1項について  
 想定される自然現象のうち、落雷による火災の発生を防止するため、原子炉制御棟には避雷針が設けられている。





資料1-2

# 中央制御室外原子炉停止盤の設置

【JRR-3設工認その13 第2編】

令和2年7月13日

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

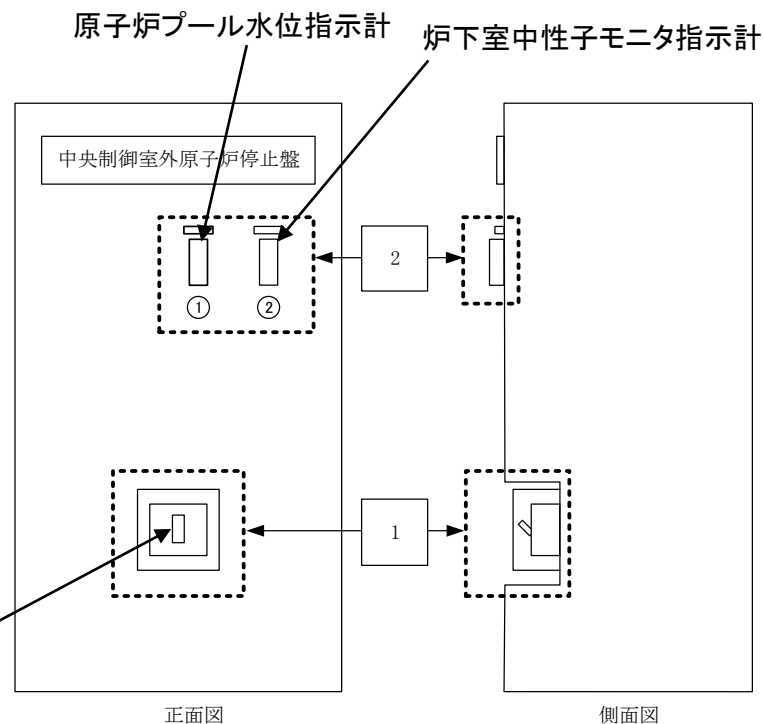
本申請は、火災その他の要因により中央制御室が使用できない場合に、中央制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができるよう中央制御室外原子炉停止盤を施設するものである。なお、中央制御室外原子炉停止盤は既設設備であるため、工事を伴うものではない。



No.	名称
1	原子炉スクラムスイッチ
2	① 原子炉プール水位
	② 炉下室中性子モニタ

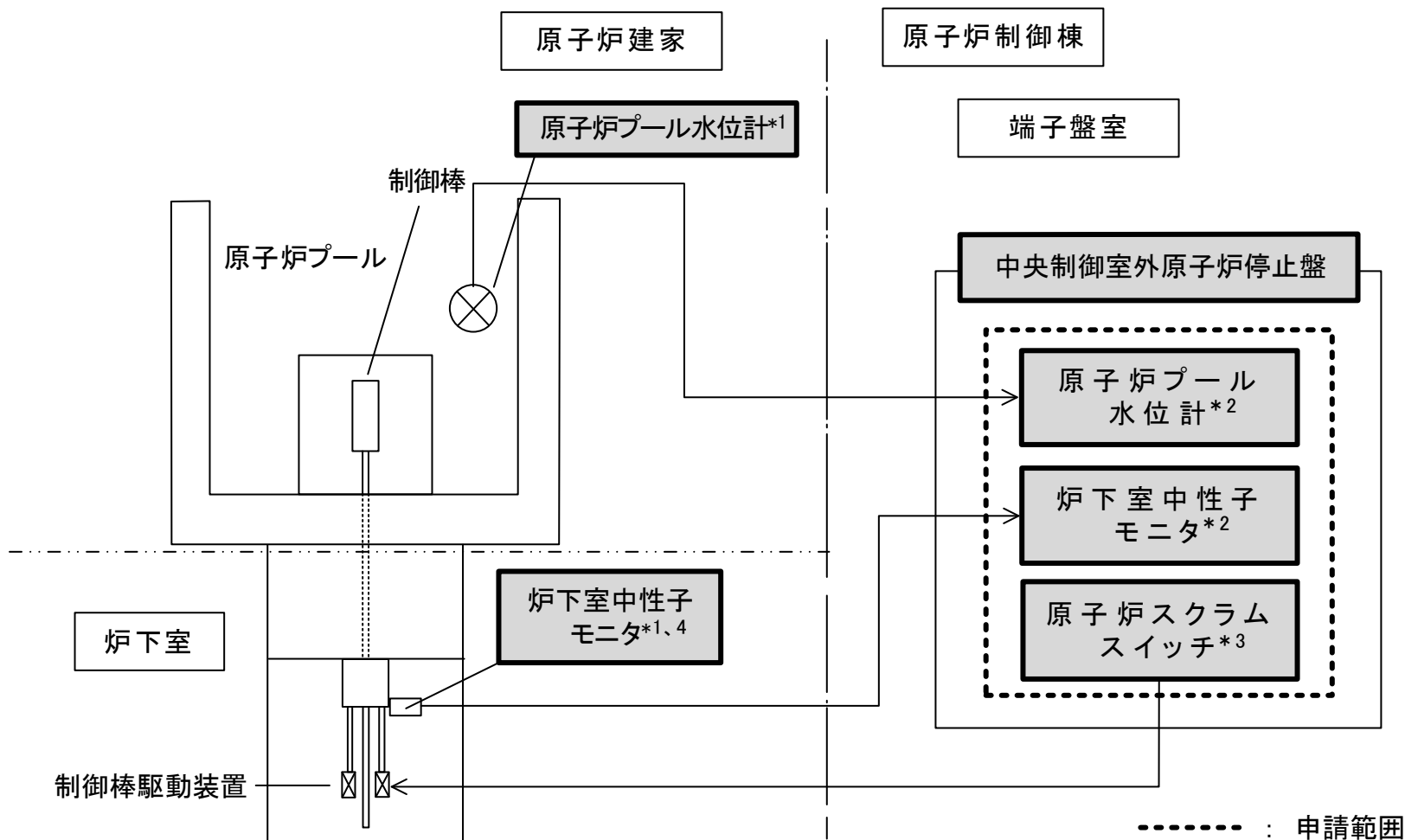
----- : 申請範囲

原子炉スクラムスイッチ  
(電源遮断器)



中央制御室外原子炉停止盤概形図

中央制御室外原子炉停止盤の配置



中央制御室外原子炉停止盤の概略図

- \* 1:「JRR-3の改造(その5)」(昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号をもって認可)
- \* 2:監視ができること(指示値表示)
- \* 3:原子炉停止ができること(制御棒駆動装置電源断)
- \* 4:炉下室における中性子線量の異常を検知するために、放射線管理設備として中性子モニタを設ける。

## 構成及び申請範囲

計測制御系統施設は、次の各設備及び構造から構成される。

- (1) 計装
- (2) 安全保護回路
- (3) 制御設備
- (4) 非常用制御設備
- (5) その他の主要な事項

今回申請する範囲は、(5)その他の主要な事項のうち、中央制御室外原子炉停止盤の設置に関するものである。

## 設計

### 1. 設計条件

- (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。
- (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。
  - イ. 原子炉プール水位
  - ロ. 炉下室中性子空間線量率

### 2. 設計仕様

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。

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	

## (1) 外観検査

方法：中央制御室外原子炉停止盤について、目視により外観を確認する。

判定：中央制御室外原子炉停止盤について、機能上有害な傷等の異常がないこと。

## (2) 性能検査

方法：イ. 中央制御室外原子炉停止盤の手動スイッチを操作することにより、制御棒駆動装置への電源が遮断されることを確認する。

ロ. 原子炉プール水位計に模擬信号を入力し、中央制御室外原子炉停止盤の原子炉プール水位計の読み値を確認する。

ハ. 炉下室中性子モニタに模擬信号を入力し、中央制御室外原子炉停止盤の炉下室中性子モニタの読み値を確認する。

判定：イ. 中央制御室外原子炉停止盤の手動スイッチを操作することにより、制御棒駆動装置への電源が遮断されること。

ロ. 原子炉プール水位計に模擬信号を入力し、中央制御室外原子炉停止盤に設置された原子炉プール水位計でその値が確認できること。

ハ. 炉下室中性子モニタに模擬信号を入力し、中央制御室外原子炉停止盤の炉下室中性子モニタでその値が確認できること。

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～第三十三条		無	—	—
第三十四条	原子炉制御室等	有	第5項	以下に示す。
第三十五条～第七十一条		無	—	—

### 該当条文

#### 第三十四条(原子炉制御室等)

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。

- 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。
- 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。
- 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。
- 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。

### 適合性について

第三十四条に適合するため、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、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。なお、中央制御室外原子炉停止盤は、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。

資料1-3

# 中央制御室における ばい煙対策設備の設置

【JRR-3設工認その13 第3編】

令和2年7月13日  
日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

## 外部火災対策の全体像

①外部火災影響評価(その13第8編にて申請)

②外部火災時のばい煙対策(本編)

その他

- ・外部消火栓

(消火活動に期待せずとも外部火災によって施設の安全性を損なわないことを確認したが、設置許可申請書の記載と整合をとるためにその13第5編にて申請)

## 申請概要

本申請は、外部火災が発生した場合に、外部から原子炉制御棟中央制御室へばい煙の進入を防止するための設備を設けるものである。

なお、本申請に係る設備は既設であるため、工事を伴うものではない。





試験研究用原子炉施設の一般構造は、次の各構造から構成される。

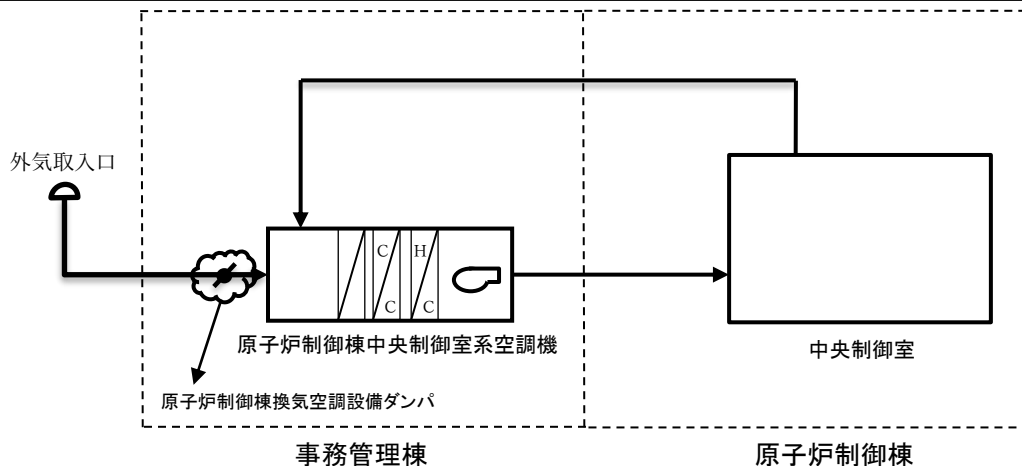
- (1)耐震構造
- (2)耐津波構造
- (3)その他の主要な構造

今回申請する範囲は(3)その他の主要な構造のうち、中央制御室におけるばい煙対策設備の設置に関するものである。原子炉制御棟換気空調設備系統図を以下に示す。

中央制御室にばい煙が進入し、運転員の監視操作等に影響を及ぼすおそれのある場合には、中央制御室系空調機を停止し、換気空調設備の上流(外気取入口側)にある原子炉制御棟換気空調設備ダンパを閉止させることで、ばい煙の進入を防止することができる。

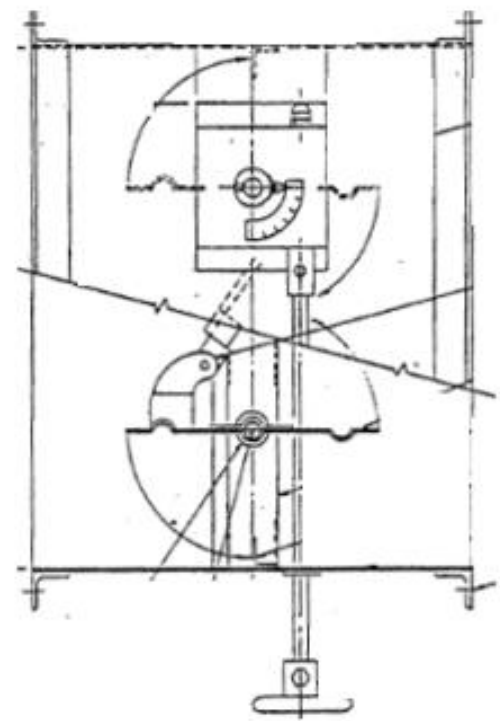
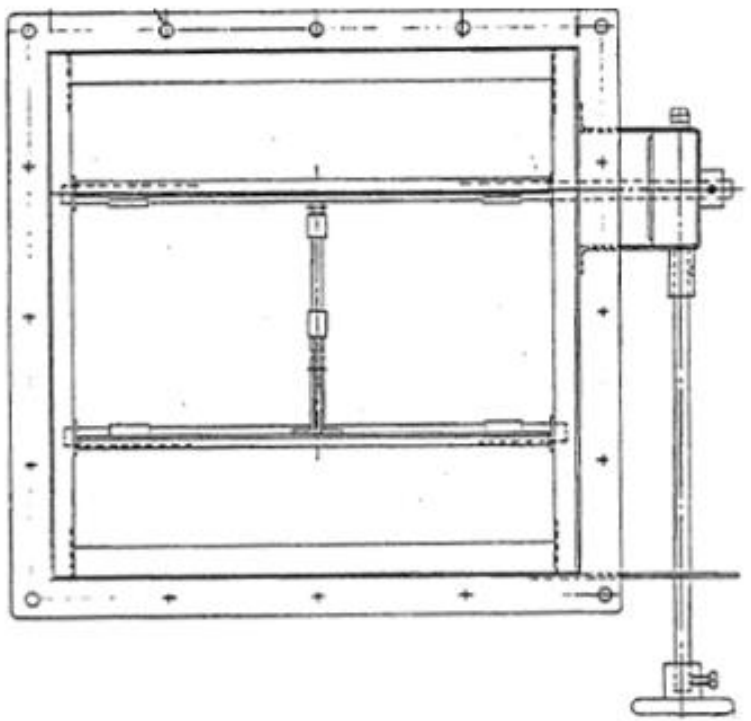
なお、外気取入口を除き、ダクト・空調機・ダンパについては全て屋内に設置されており、当該系統は排風機を持たない。このため、空調機の停止により、その下流(中央制御室側)へ働く風力は無くなり、かつ、外部に晒される外気取入口と接続する原子炉制御棟換気空調設備ダンパさえ閉じれば、ばい煙の侵入が防げる構造になっている。

原子炉制御棟換気空調設備ダンパ構造図を次ページに示す。



	外気取入口
	換気空調設備 ダンパ
	Preフィルタ
	冷水コイル
	加熱コイル
	送風機

原子炉制御棟換気空調設備系統図



原子炉制御棟換気空調設備ダンパ構造図

## 1. 設計条件

外部火災時のばい煙に対して、外部から原子炉制御棟中央制御室への進入を防止できること。

## 2. 設計仕様

中央制御室が設けられている原子炉制御棟は、専用の換気空調設備を有している。当該換気空調設備にはダンパが設けられており、外部火災時にばい煙が進入し、運転員の監視、操作等に影響を及ぼすおそれのある場合には、中央制御室系空調機を停止し、当該ダンパを閉止することで中央制御室へばい煙の進入を防止することが出来る。

なお、原子炉制御棟は一般区域に該当し、空気汚染のおそれのある管理区域を有しないため、換気空調設備を停止させても、運転員が長期にわたりその場にとどまることが可能である。

原子炉制御棟換気空調設備ダンパの設計仕様は以下のとおり。なお、本申請に係る設備は既設であるため、工事を伴うものではない。

名称	原子炉制御棟換気空調設備ダンパ
形式	株式会社吉場製作所製 K-VD
個数	1
備考	当該ダンパについては本形式と相当するものと交換できるものとする。

## 工事の方法

本申請に係る設備は既設であるため、工事を伴うものではない。

## 検査項目

### (1) 作動検査

方法: 原子炉制御棟換気空調設備を停止させた後、ダンパを手動にて操作し、閉止することを確認する。

判定: ダンパが正常に閉止すること。

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～第七条		無	—	—
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	第1項	以下に示す。
第八条の2～第五十一条		無	—	—

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を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を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を講じられたものでなければならない。

## 適合性について

## 1. (森林火災)

外部火災時のばい煙に対して、外部から原子炉制御棟中央制御室への進入を防止できるよう、換気空調設備にはダンパを設ける。

2. 人為事象は本申請の申請範囲外である。

3. JRR-3原子炉施設は、船舶に設置されるものではないため、本条項の適用を受けない。

4. JRR-3原子炉施設は、航空機の墜落により施設の安全性を損なうおそれはないため、本条項の適用を受けない。

# 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

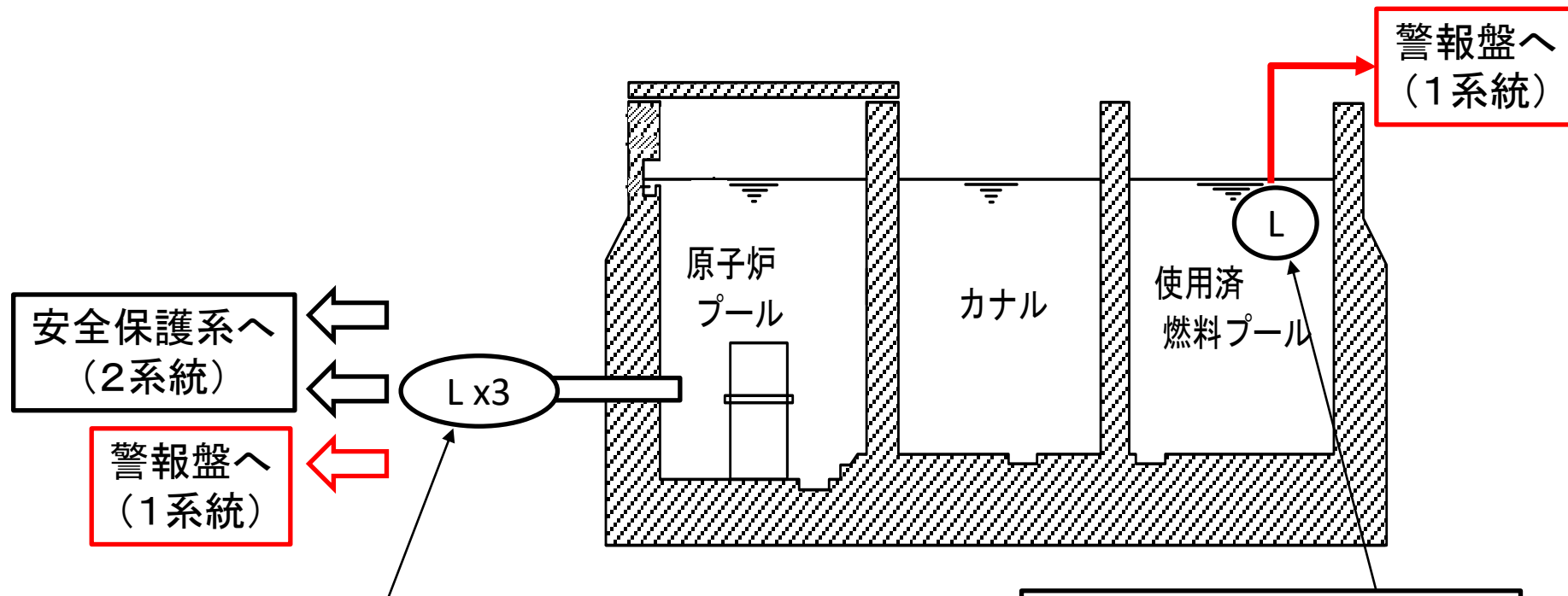
【JRR-3設工認その13 第4編】

令和2年7月13日  
日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

## 概要

本申請は、原子炉プール及び使用済燃料プールの水位低下を検知するための警報設備を設けるものである。なお、原子炉の通常運転時等運転員が中央制御室に滞在している間の原子炉プールの水位監視は、安全保護系の原子炉プール水位計(既設、本申請範囲外)により行う。

また、本申請に係わる原子炉プール及び使用済燃料プール水位警報設備は既設であるため、工事を伴うものではない。

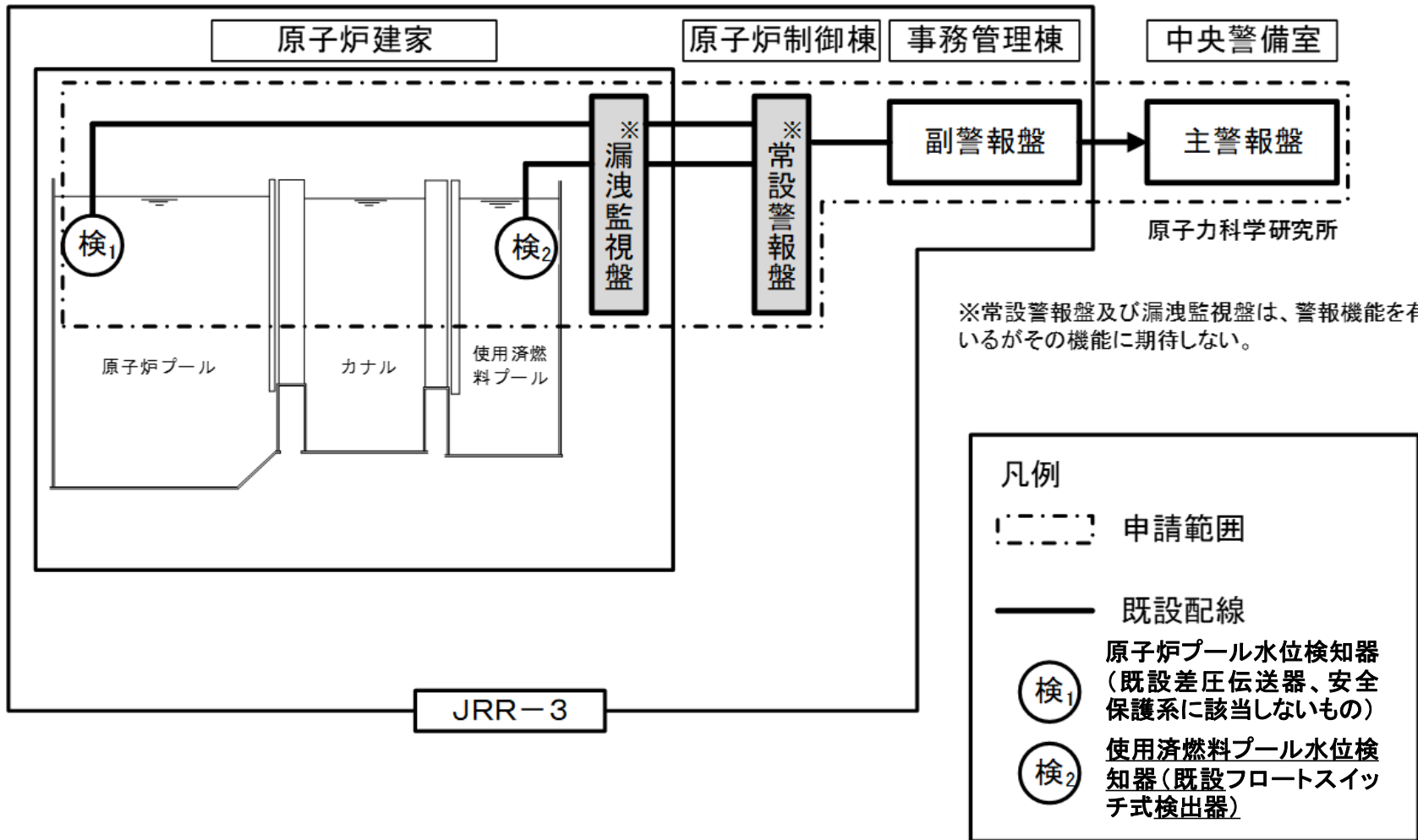


原子炉プールには3器の差圧伝送器が設けられており、そのうち2器を安全保護系(設置時に認可済み)に、残り1器を常設警報に用いている。本申請は常設警報に用いている原子炉プール水位計を申請するものである。

本申請は使用済燃料プールに設けられたフロートスイッチ式の水時計を申請するものである。



構成及び申請範囲



原子炉プール及び使用済燃料プール水位警報設備系統図

## 設計条件

### (1) 原子炉プール水位警報設備

本申請に係わる原子炉プール水位警報設備は、原子炉停止中※に運転員が中央制御室外（事務管理棟に設置された副警報盤又は中央警備室の主警報盤）で原子炉プールの水位低下を検知するための設備である。

原子炉停止中に原子炉プールの水位低下を検知した場合には、事務管理棟に設置された副警報盤に警報を発するものであること。

原子炉停止中の夜間、休日等に水位の低下を検知した場合には、中央警備室の主警報盤に警報を発するものであること。

### (2) 使用済燃料プール水位警報設備

使用済燃料プール水位の低下を検知した場合には、事務管理棟に設置された副警報盤で警報を発するものであること。

原子炉停止時の夜間、休日等に水位の低下を検知した場合には、中央警備室の主警報盤に警報を発するものであること。

※: 原子炉の通常運転時における原子炉プールの水位監視は、安全保護系の原子炉プール水位計(昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号をもっ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)によって行う。

## 設計仕様

原子炉プール及び使用済燃料プール水位警報設備の構成及び機能は以下のとおり。

### (1) 構成

対象	原子炉プール水位	使用済燃料プール水位
形式 (検出方式)	差圧式伝送器	フロートスイッチ式
計測範囲	-400cm ~ 20cm	
警報設定範囲	規定水位から-10cm以下	規定水位から-10cm以下
個数 (チャンネル数)	1	1

### (2) 機能

原子炉停止中に原子炉プールの水位低下を検知し、既設の漏洩監視盤及び常設警報盤を經由し、事務管理棟に設置された副警報盤に警報を発生させること。また、中央警備室の主警報盤に警報を発生させること。

使用済燃料プール水の漏洩等により、プール水位の低下が生じた場合に水位の低下を検知し、既設の漏洩監視盤及び常設警報盤を經由し、事務管理棟の副警報盤に警報を発生させること。また、中央警備室の主警報盤に警報を発生させること。

試験・検査は、次の項目について実施する。

## 作動検査

- 方法:
- イ. 原子炉プール水位の検出器に模擬信号を入力し、事務管理棟に設置された副警報盤及び中央警備室に設置された主警報盤に原子炉プール水位低下の警報が発報することを確認する。
  - ロ. 使用済燃料プール水位の検出器に模擬信号を入力し、事務管理棟に設置された副警報盤及び中央警備室に設置された主警報盤に使用済燃料プール水位低下の警報が発報することを確認する。

- 判定:
- イ. 入力した模擬信号により、事務管理棟に設置された副警報盤及び中央警備室に設置された主警報盤に、原子炉プール水位低下の警報が発報すること。発報した際の模擬の入力値は原子炉プール水位-10cmに達する前の値であること。
  - ロ. 入力した模擬信号により、事務管理棟に設置された副警報盤及び中央警備室に設置された主警報盤に、使用済燃料プール水位低下の警報が発報すること。発報した際の模擬の入力値は、使用済燃料プール水位-10cmに達する前の値であること。

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～第二十五条		無	—	—
第二十六条	核燃料物質貯蔵設備	有	第2項 第4号口	以下に示す。
第三十条	計測設備	有	第1項 第4号口	以下に示す。
第三十一条～第七十一条		無	—	—

該当条文

第二十六条（核燃料物質貯蔵設備）

第1項は省略

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 省略
- 二 省略
- 三 省略

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 省略
- 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。

第三十条（計測設備）

試験研究用等原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する設備が設けられていなければならない。この場合において、当該事項を直接計測することが困難な場合は、これを間接的に計測する設備をもって代えることができる。

- 一 省略
- 二 省略
- 三 省略

四 一次冷却材に関する次の事項

- イ 省略
- ロ 原子炉容器内における温度、圧力、流量及び液位

第2項は省略。

## 適合性について

本申請に係る使用済燃料燃料プール水位警報設備は、液位を計測する設備であり、燃料を貯蔵する設備ではないため、第二十六条第2項第四号ロが該当し、第二十六条第1項から第2項第四号イまでは申請範囲外である。第二十六条第2項第四号ロについて、使用済燃料燃料プールの液位を測定し、異常を検知できるよう使用済燃料プールに水位計を設ける。

本申請に係る原子炉プール水位警報設備は、液位を計測する設備であるため、第三十条第1項第四号ロが該当し、第三十条第1項のその他の条項及び第2項は申請範囲外である。第三十条第1項第四号ロについて、原子炉停止時に原子炉プールの液位を測定し、制御室外で異常を検知できるよう原子炉プールに水位計を設ける。なお、通常運転時の液位の監視及び設計基準事故時の状況把握並びに対策を講ずるために必要な原子炉停止後の液位の監視及び記録は安全保護系の原子炉プール水位計(昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号をもっ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)を用いる。

# 外部消火設備の設置

【JRR-3設工認その13 第5編】

令和2年7月13日

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

## 外部火災対策の全体像

- ①外部火災影響評価(その13第8編にて申請)
- ②外部火災時のばい煙対策(その13第3編にて申請)
- その他

- ・外部消火栓

(消火活動に期待せずとも外部火災によって施設の安全性を損なわないことを確認したが、設置許可申請書の記載と整合をとるために本編にて申請)

## 概要

JRR-3原子炉施設の設置変更許可申請書に記載したとおり、JRR-3原子炉施設周辺で**森林火災が発生した場合に備え**、建家周辺に消火栓を設ける。なお、森林火災によるJRR-3原子炉施設への影響を評価した結果、外部消火栓の機能に期待しなくとも施設の安全性を損なわないことを確認している。

また、本申請に係る外部消火栓は全て既設であり、本申請にて新たに工事を実施するものではない。

## 構成及び申請範囲

その他試験研究炉用等原子炉の附属施設は、次の各構造及び設備から構成される。

- (1) 非常用電源設備
- (2) 主要な実験設備の構造
- (3) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための設備
- (4) その他の主要な事項

今回申請する範囲は、その他試験研究炉用等原子炉の附属施設の(4) その他の主要な事項について、外部消火栓の設置に関するものである。

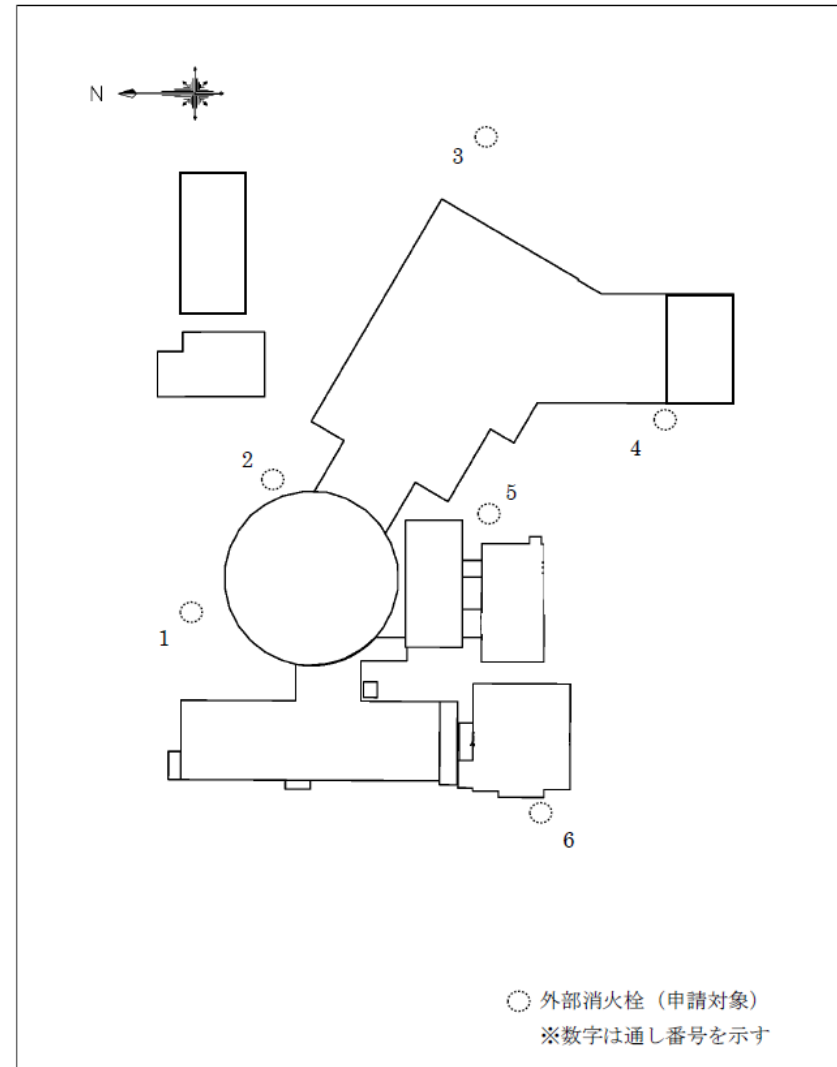


## 設計条件

名称	外部消火栓
設計条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>・JRR-3原子炉施設周辺で森林火災が発生した場合に、消火活動が出来るものであること。</li> <li>・消防法を満足するものであること。</li> </ul>
備考	森林火災によるJRR-3原子炉施設への影響を評価した結果、外部消火栓の機能に期待しなくとも施設の安全性を損なわないことを確認している。

## 設計仕様

名称	外部消火栓
個数	6基
図	右図に配置を示す。
備考	消火栓は、消防法を満足する規格のものと交換できるものとする。



外部消火栓の配置図

## 検査項目及び方法

### (1) 員数検査

方法: 外部消火栓が配置図に示す所定の位置に所定の数量配置されていることを目視により確認する。

判定: 外部消火栓が配置図に示す所定の位置に所定の数量配置されていること。

## 技術基準への適合性について

森林火災による影響評価において、外部消火設備の機能に期待しなくとも施設の安全性を損なわないことが確認できたため、外部消火設備が適合性を示すべき「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」の適用を受けない。

資料1-6

# 内部溢水影響評価

【JRR-3設工認その13 第6編】

令和2年7月13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。

### ①第十九条第一項の要求事項

- ・内部溢水に対する防護対象設備が、溢水により安全機能を喪失しないこと  
→以下の**2パターン**について**評価を実施**
  - (a)地震による溢水(基準地震動 $S_s$ による機器破損+スロッシング)  
(本資料7~9ページ)
  - (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  
(本資料10~13ページ)

### ②第十九条第二項の要求事項

- ・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  
(本資料14~17ページ)

## ①第十九条第一項

・内部溢水に対する防護対象設備が、溢水により安全機能を喪失しないこと

(a) 地震による溢水(基準地震動 $S_s$ による機器破損+スロッシング)

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 $S_s$ によるスロッシングの発生を考える。加えて起因事象である基準地震動 $S_s$ による耐震B,Cクラスの機器破損による溢水も同時に起こることを考える。

- ①基準地震動 $S_s$ の発生時には、防護対象設備は耐震Sクラスの防護対象設備に限定される(原子炉の停止状態の維持炉心及び使用済燃料の冠水維持)(本資料7ページ)
- ②基準地震動 $S_s$ によって発生するスロッシングにより炉心及び使用済燃料が露出しないことを確認する。(本資料8ページ)
- ③耐震B,Cクラスの設備機器の損傷による溢水を考慮しても炉心及び使用済燃料が露出しないことを確認し、スロッシングによる溢水と重ね合わせても炉心及び使用済燃料が露出しないことを確認する。(本資料8ページ)
- ④耐震Sクラスの防護対象設備への被水による影響を確認する。(本資料9ページ)

(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

→防護対象設備について、想定される溢水源からの影響を確認する。(本資料10～13ページ)

## ②第十九条第二項

・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

→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。(本資料14～17ページ)

## 設計条件

### 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。

→前述のとおり(a)地震による溢水と(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パターンに分けて、次ページに示す防護対象設備のうちそれぞれの場合に必要な機能が維持できることを確認する。

防護対象設備の配置図(原子炉建家)

防護対象設備の配置図(原子炉制御棟)

原子炉設置変更許可申請書の設計方針に記載した内部溢水から防護すべき安全機能は以下のとおり。

## 内部溢水から防護すべき安全機能

安全機能	構築物、 系統及び機器	設置場所	耐震 クラス	分割 申請
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)	S	本申請
炉心の形成	炉心構造物	原子炉建家 (原子炉プール内)	S	本申請
	燃料要素			
炉心の冷却	冠水維持設備(サイフォンブ レーク弁を含む。)	原子炉建家 (地階、原子炉プール内)	B	本申請
	1次冷却系設備	原子炉建家 (地階、原子炉プール内)	B	本申請
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)	S	本申請
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)	S、B*1	本申請
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)	S	本申請
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)	S	本申請
未臨界維持	制御棒	原子炉建家(1階)	S	本申請
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)	B	本申請
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)	B	その7
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)	B	その9
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	原子炉建家(1階、地階) 原子炉制御棟(中央制御室)	B	本申請

\*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。

## 設計仕様(1/2)

### 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を以下に示す。なお、本申請に係る防護対象設備は全て既設であり、新たに工事を行うものはない。

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、フォロワ型燃料要素	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。



## 設計仕様(2/2)

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。
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)。
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。

## 評価条件

### 内部溢水による安全機能喪失の防止

#### ◆ (a)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。

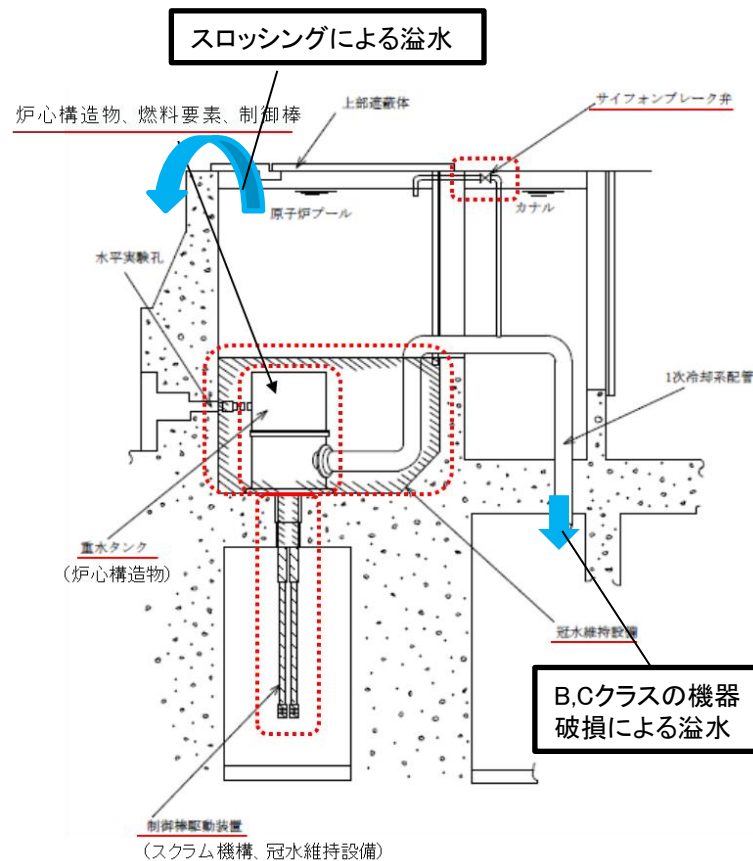
##### ➢ 防護すべき安全機能

基準地震動Ssによって護るべき安全機能のうち耐震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クラスである以下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	炉心構築物
	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

→これらは動的な機能を有するものではないため、被水により機能を喪失することはない\*(被水影響の評価については後述する)。このため、基準地震動Ssによる内部溢水発生時には、燃料の冠水が維持されていればよい。

\* :サイフォンブレイク弁は電磁弁となっており、被水により故障し電磁力を失った場合、自動的に開動作する(フェイルセーフ設計)ため、必要な安全機能は達成される。



地震による溢水に関しては、地震により生じるスロッシング+B,Cクラスの機器破損により生じる溢水に対して、冠水維持設備の機能が維持できることを確認する。

## 評価結果(1/2)

### 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

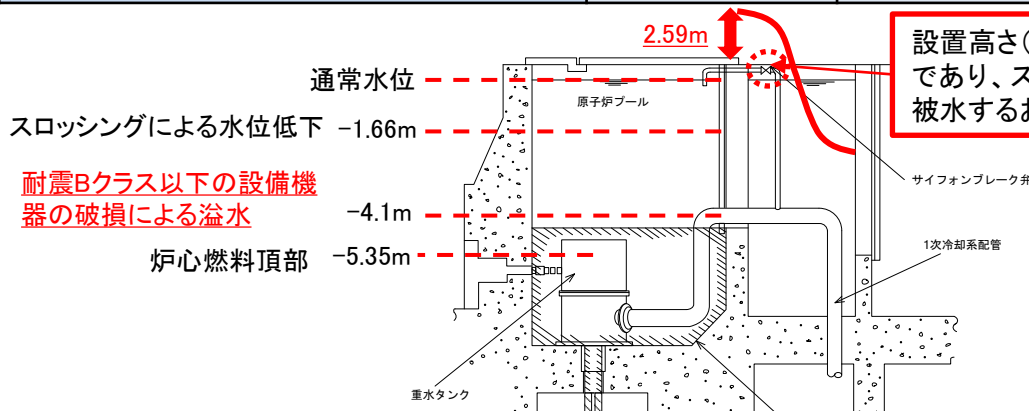
基準地震動 $S_s$ によるスロッシングにより生じる溢水量及び原子炉プール等の水位低下量は下表のとおりであり、原子炉プール及び使用済燃料プールにおいて基準地震動によるスロッシングにより溢水が発生したとしても、燃料が露出することなく冠水状態を維持することができる。

また、耐震Bクラス以下の設備機器の破損による溢水の発生(原子炉プール水の流出)時には、冠水維持設備(Sクラス)の機能は喪失しないため、必ずサイフォンブレイクレベル(通常水位-4.1m)で1次冷却材の流出は停止することから、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(左下図参照)。

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サイフォンブレイク弁は被水してしまう(サイフォンブレイク弁設置高さ通常水位+0.15m)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(右下図参照)。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。

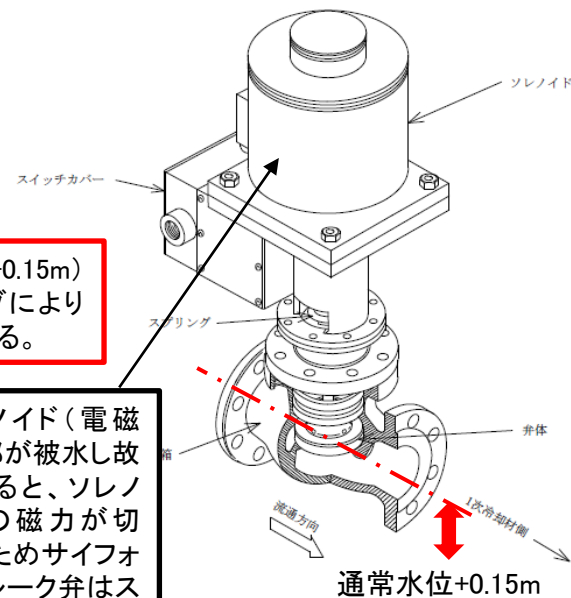
基準地震動 $S_s$ によるスロッシングにより生じる溢水量とプール水位低下量

	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



設置高さ(通常水位+0.15m)であり、スロッシングにより被水するおそれがある。

ソレノイド(電磁石)部が被水し故障すると、ソレノイドの磁力が切れるためサイフォンブレイク弁はスプリングの力によって開となる



サイフォンブレイク弁構造図

評価結果(2/2)

内部溢水による安全機能喪失の防止

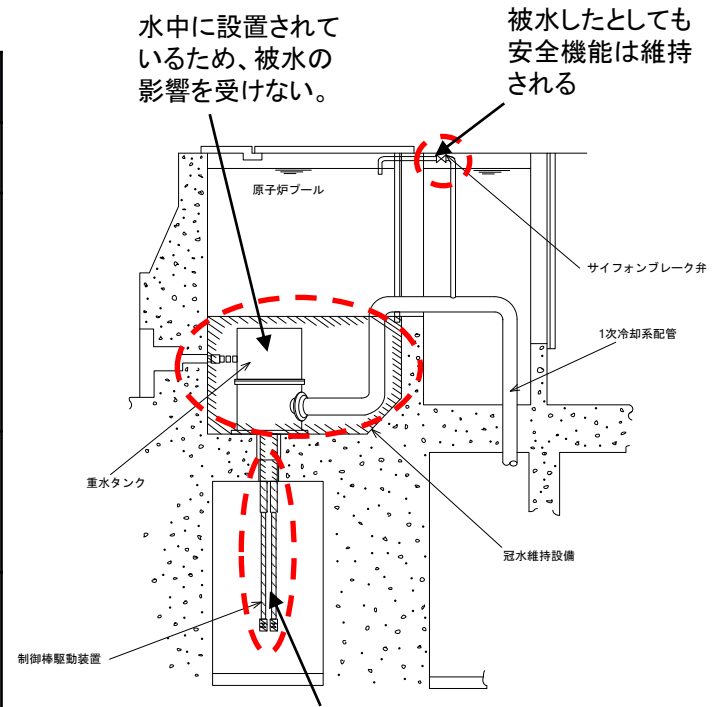
◆ 地震による溢水

▶ 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。

また、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により設備機器が被水した場合にも、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 燃料要素	・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。
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	
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。)	・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。
原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構	・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。
未臨界維持	制御棒	・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。



ステンレス鋼により構成されているため、被水したとしても必要な安全機能(冠水維持)は維持される。

## 評価条件(1/2)

### 内部溢水による安全機能喪失の防止

◆ (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

➢ 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、防護対象設備への影響を評価する。想定される溢水源を以下に示す。

➢ 防護すべき安全機能

護るべき安全機能と該当する設備機器の配置は本資料2ページに記載のとおり。

### 想定される溢水源

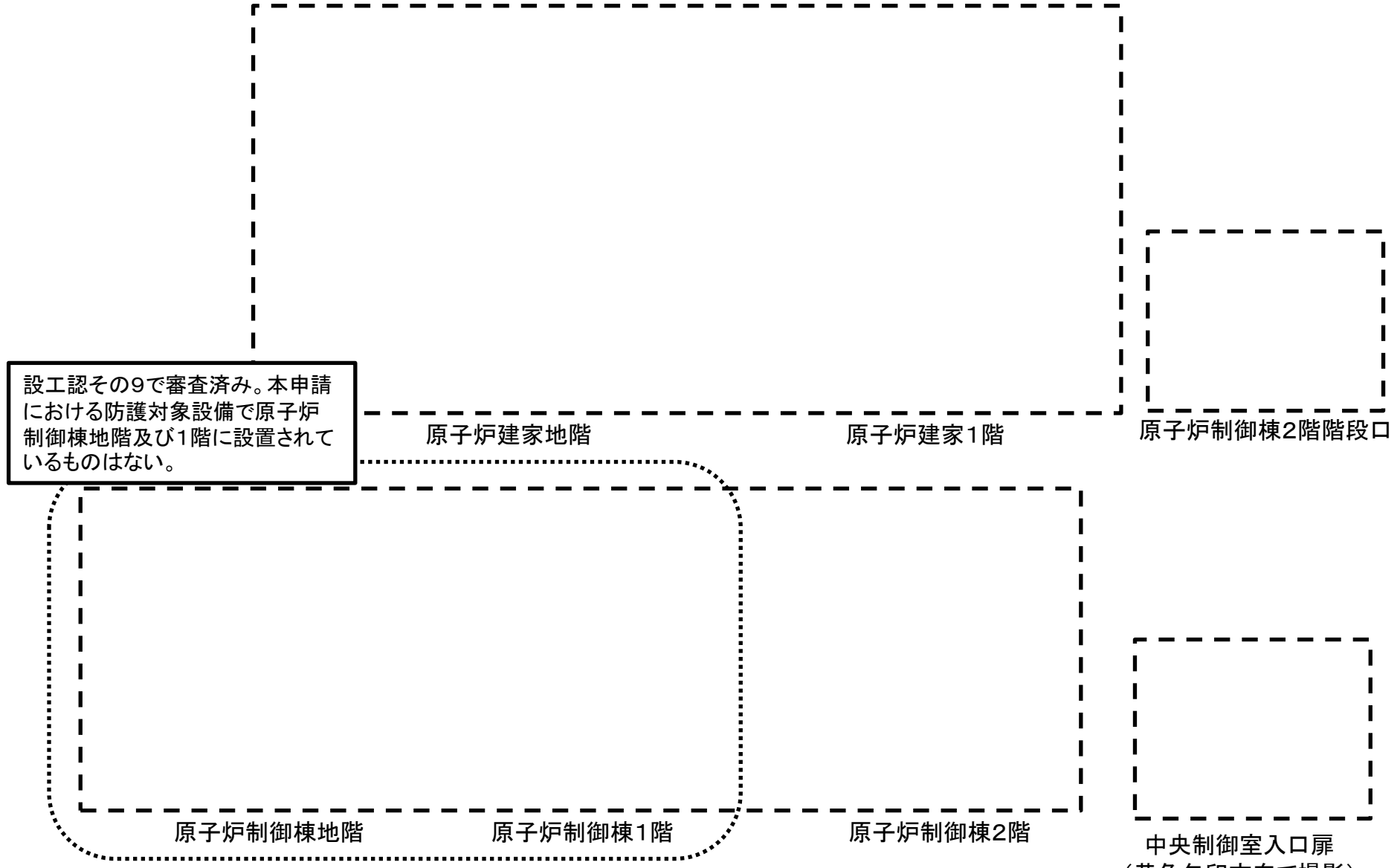
建家名称	想定溢水源		設置場所
原子炉建家	原子炉プール水	原子炉プール 1次冷却設備 原子炉プール溢流系	原子炉建家(1階) 原子炉建家(地階) 原子炉建家(地階)
	使用済燃料プール水	カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水浄化冷却系	原子炉建家(1階) 原子炉建家(1階) 原子炉建家(地階)
	1次冷却材	1次冷却系	原子炉建家(地階)
	重水	重水冷却系	原子炉建家(地階)
	上水、工業用水、 屋内消火栓用水	上水配管、工業用水配管、 屋内消火設備	原子炉建家(地階、1階)
原子炉制御棟	上水、工業用水、 屋内消火栓用水	上水配管、工業用水配管、 屋内消火設備	原子炉制御棟 (2階、1階、地階)

設備機器の単一故障により生じる内部溢水に対しては、護るべき安全機能のうち、動的機能を期待する1次冷却材補助ポンプ及び非常用電源設備はそれぞれ設工認その7、その9で溢水対策について認可を受けている。

その他の設備について、必要な安全機能が溢水から守られることを本申請で示す。



評価条件(2/2)



防護対象設備の周辺の主な溢水源(平面図)

中央制御室入口扉  
(黄色矢印方向で撮影)

評価結果(1/2)

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>・溢水の影響により電源が喪失すると、制御棒の保持電力も失われ、その結果、制御棒は自重により炉心に装荷され(フェイルセーフ設計)、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。</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	カナルプール水 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>

設工認その7

評価結果(2/2)

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

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。
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)	消火設備、上水配管、工業用水配管(他の区画からの流入を考慮する)	・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。停止等の措置については保安規定に定める。
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	消火設備、上水配管、工業用水配管(他の区画からの流入を考慮する)	・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。停止等の措置については保安規定に定める。

設工認その7

設工認その9



## 設計条件(1/2)

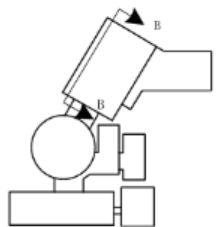
### 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

下表に示す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。

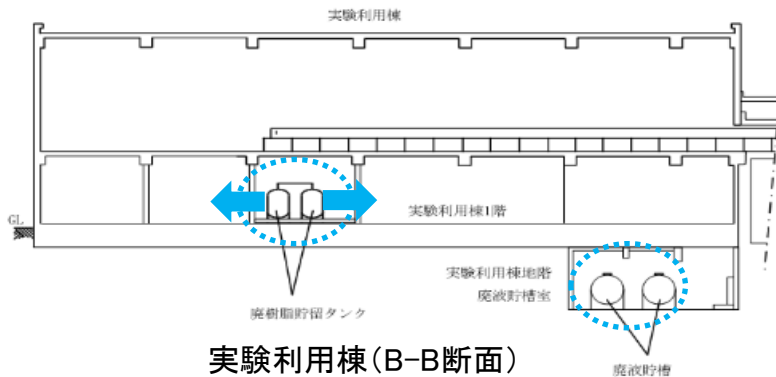
JRR-3内に設置された放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管

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)

設計条件(2/2)



原子炉建家、使用済燃料貯槽室及び燃料管理施設(A-A断面)



実験利用棟(B-B断面)



使用済燃料貯蔵施設(北地区)(C-C断面)

想定される溢水源の建家断面図

## 設計仕様

### 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(3000m <sup>3</sup> 以上)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(約6.8m <sup>3</sup> )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。

## 評価条件

### 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。

放射性物質を含む溢水源の多くは建家の地下に設置されているため、評価対象外となる。地表高さより上方に設置されている原子炉プール、使用済燃料プール及び廃樹脂貯留タンクに関して、容器・配管等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。

## 評価結果

### 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。

## 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。

# 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。

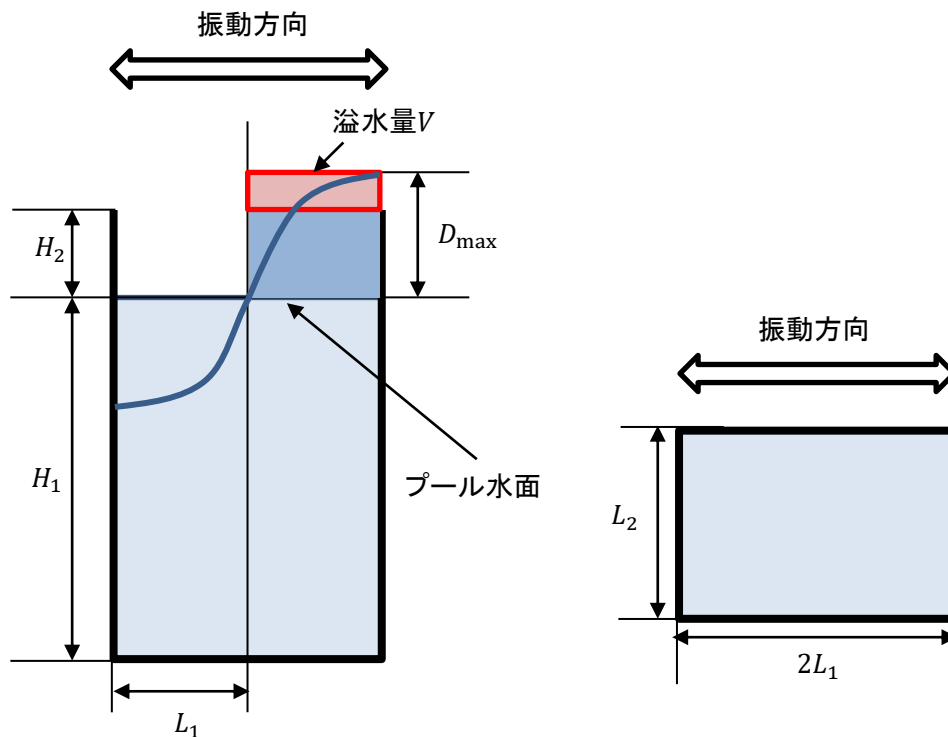
$$f = \frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{\pi}{2L_1} g \times \tanh\left(\frac{\pi H_1}{2L_1}\right)}$$

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

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

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

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

	長方形型モデル		正方形型モデル	
	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

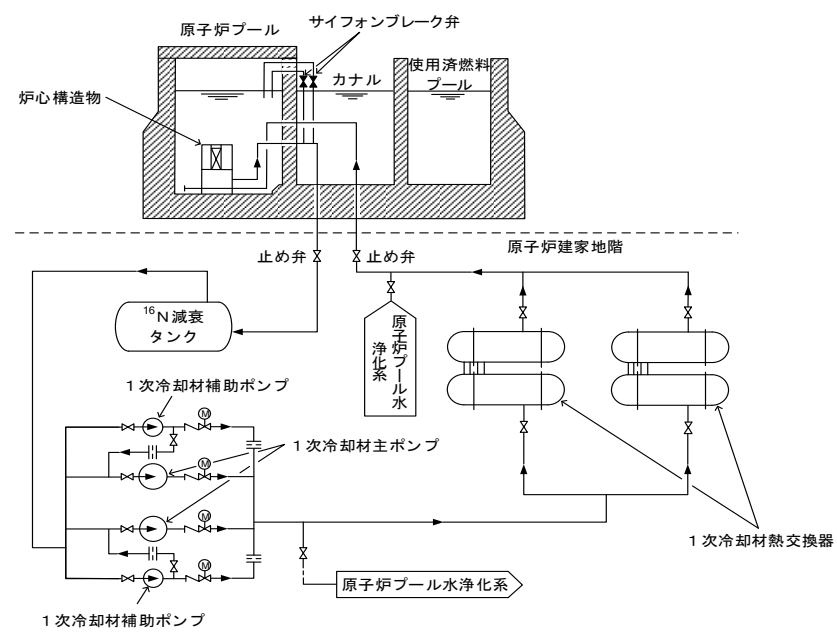
	使用済燃料プール	
	NS方向	EW方向
振動方向のプール長 $2L_1$ [m]	3.00	4.50
振動方向に垂直のプール長 $L_2$ [m]	4.50	3.00
プール水深 $H_1$ [m]	6.99	6.99
基準水位からプール縁までの高さ $H_2$ [m]	0.51	0.51
一時固有周波数 $f$ [Hz]	0.51	0.42
固有周期 $T$ [s]	1.96	2.41
地震による加速度 $\alpha$ [m/s <sup>2</sup> ]	20.5	20.9
最大波高 $D_{max}$ [m]	2.54	3.88
溢水量 $V$ [m <sup>3</sup> ]	13.7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

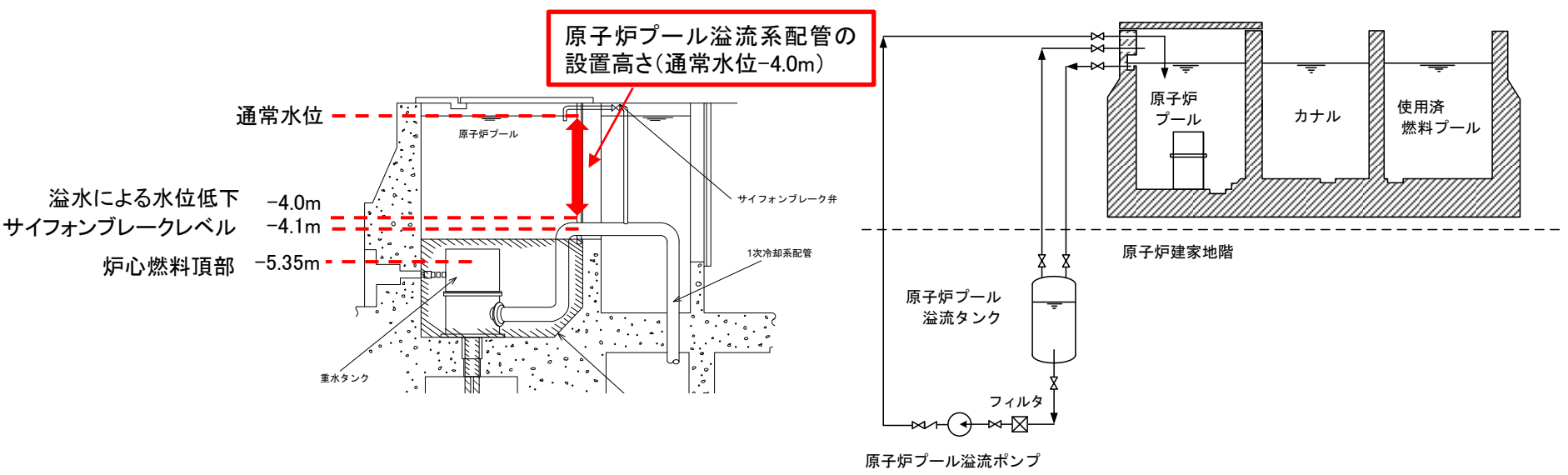


原子炉プール面積(m <sup>2</sup> )	低下する水位(m)	溢水量(m <sup>3</sup> )
21.7	4.1	89.0

## 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。



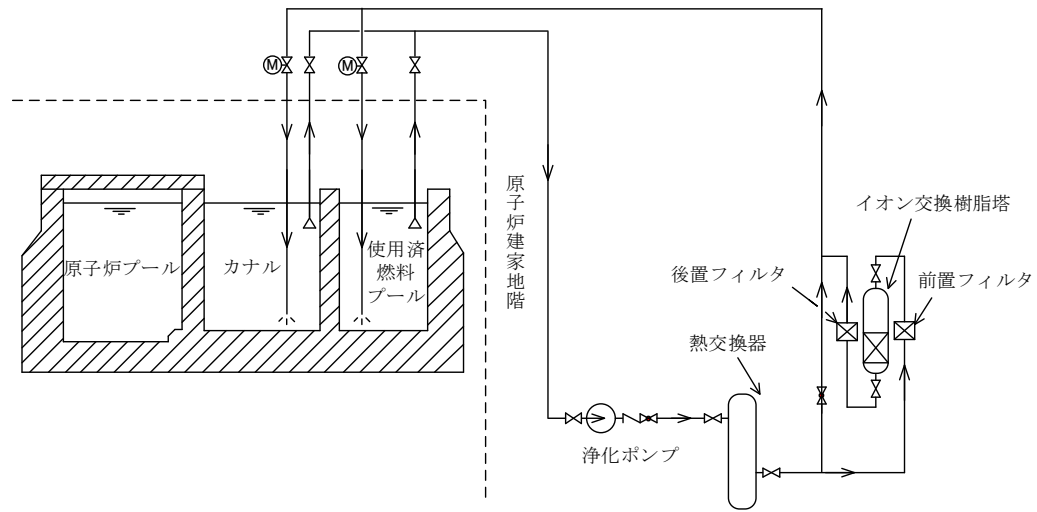
	プール面積(m <sup>2</sup> )	低下する水位(m)	溢水量(m <sup>3</sup> )
原子炉プール	21.7	4.0	86.8
原子炉プール溢流タンク	—	—	3.3

## 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。

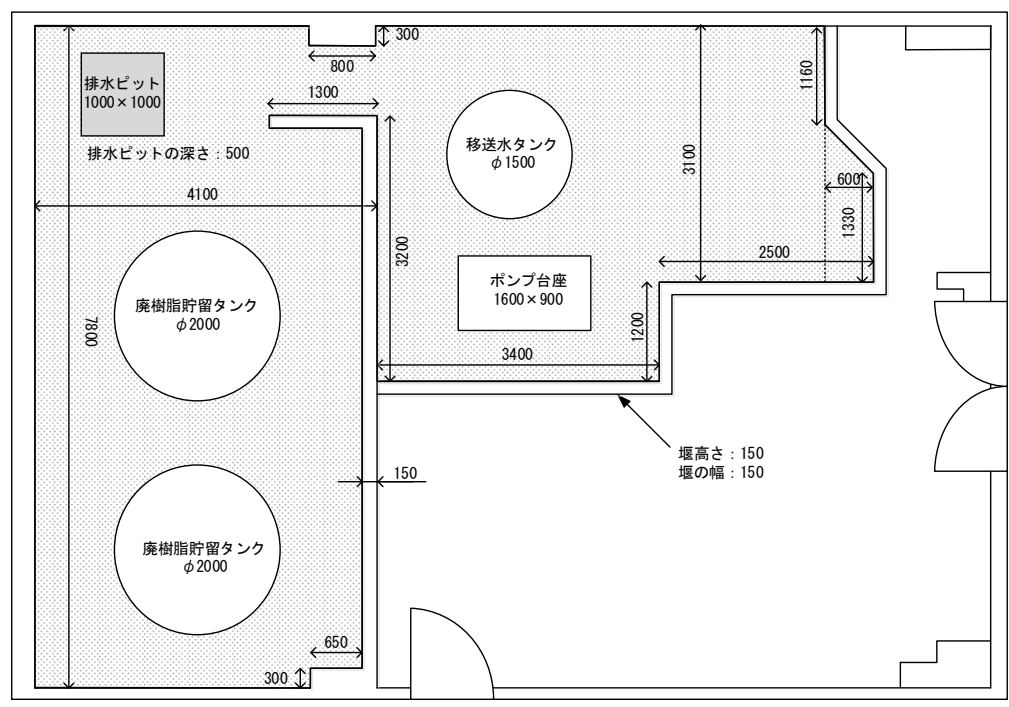
この結果は、「原子炉プール溢流系の破損による原子炉プール水の溢水」の評価結果に包含される。



	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

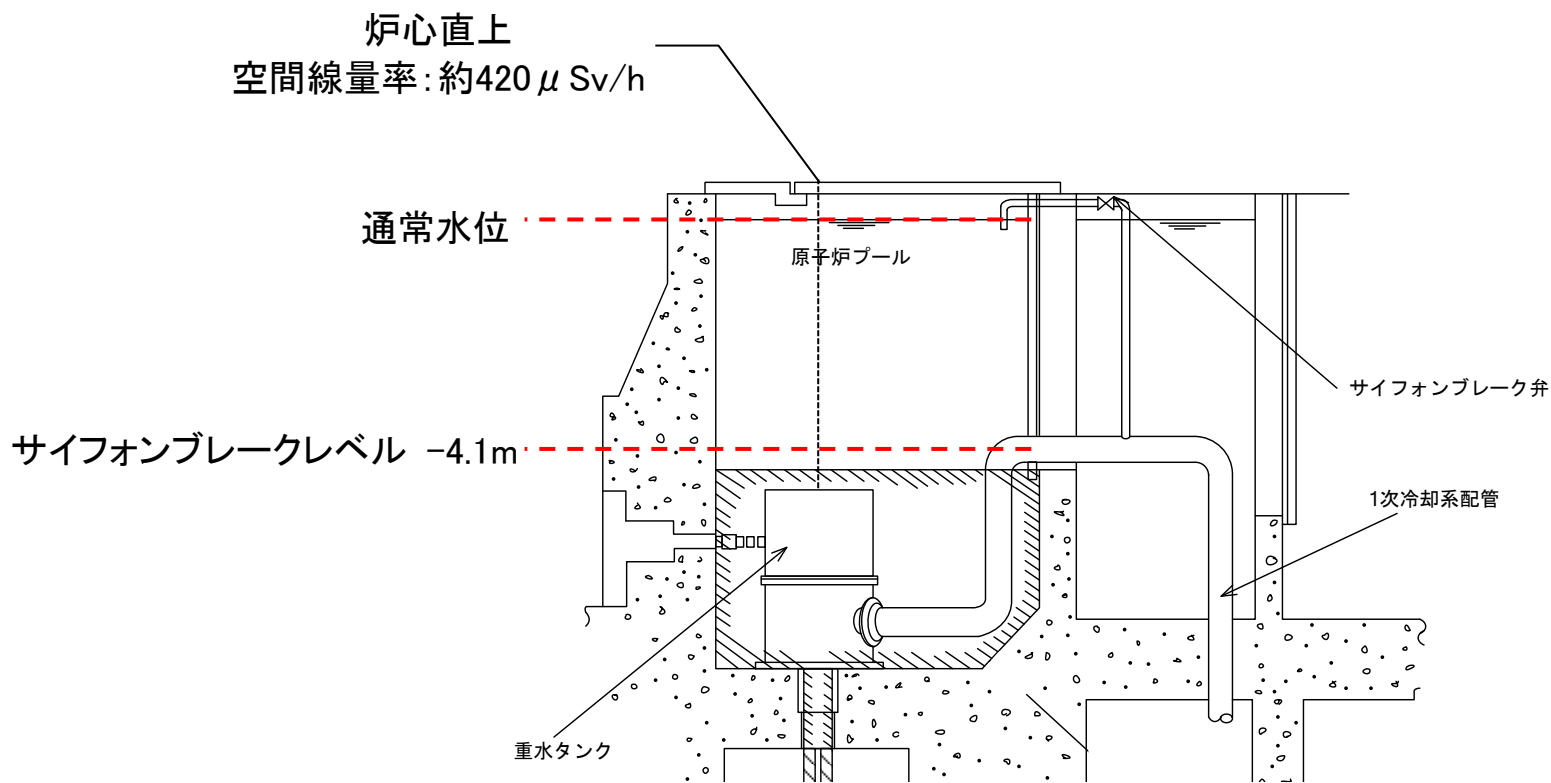
## 廃樹脂貯留タンクからのプール水の溢水

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

原子炉プールの水位低下により、原子炉建家内炉頂の空間線量率が上昇する。溢水によって原子炉プール水位がサイフオンブレイクレベル(-4.1m)まで低下した場合、線量が最も高い炉頂の炉心直上の床面の空間線量率は約 $420 \mu\text{Sv/h}$ まで上昇する。原子炉運転直後における評価でも線量が最も高い炉頂の炉心直上の床面の空間線量率が約 $420 \mu\text{Sv/h}$ であり、炉心の冠水が維持されているため時間的な余裕もあることから、その後の復旧作業については年間線量限度である $50\text{mSv}$ 以下で十分被ばく管理を行うことができる。



資料1-7

# 内部火災影響評価

【JRR-3設工認その13 第7編】

令和2年7月13日

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

## 内部火災に対する設計方針

原子炉設置変更許可申請書で示した内部火災に対する設計方針は次のとおり。

JRR-3においては、火災発生を確認した時には原子炉を停止することとしている。火災発見時の原子炉の停止と火災発生防止、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て、火災により原子炉の安全を損なわないことがJRR-3の火災防護に対する考え方である。

この考え方の下、内部火災に対する防護対象設備を以下のとおり選定した。

安全機能	構築物、系統及び機器
過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置
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除く。)
	1次冷却系設備
炉心の保護	原子炉プールコンクリート躯体
重水を内蔵する機能	重水タンク、重水冷却系設備
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
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)
原子炉停止後の除熱	1次冷却材補助ポンプ
安全上特に重要な関連施設	非常用電源系
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*

\*：崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

なお、これらの設備は原子炉の停止、原子炉停止後の崩壊熱除去、原子炉の停止状態の維持及び放射性物質の閉じ込めに必要な設備である。

## 本申請の位置付け

設工認申請項目の整理(本年1月27日審査会合)において、JRR-3原子炉施設の護るべき安全機能が内部火災から防護されることを確認する申請を行うとしたものである。

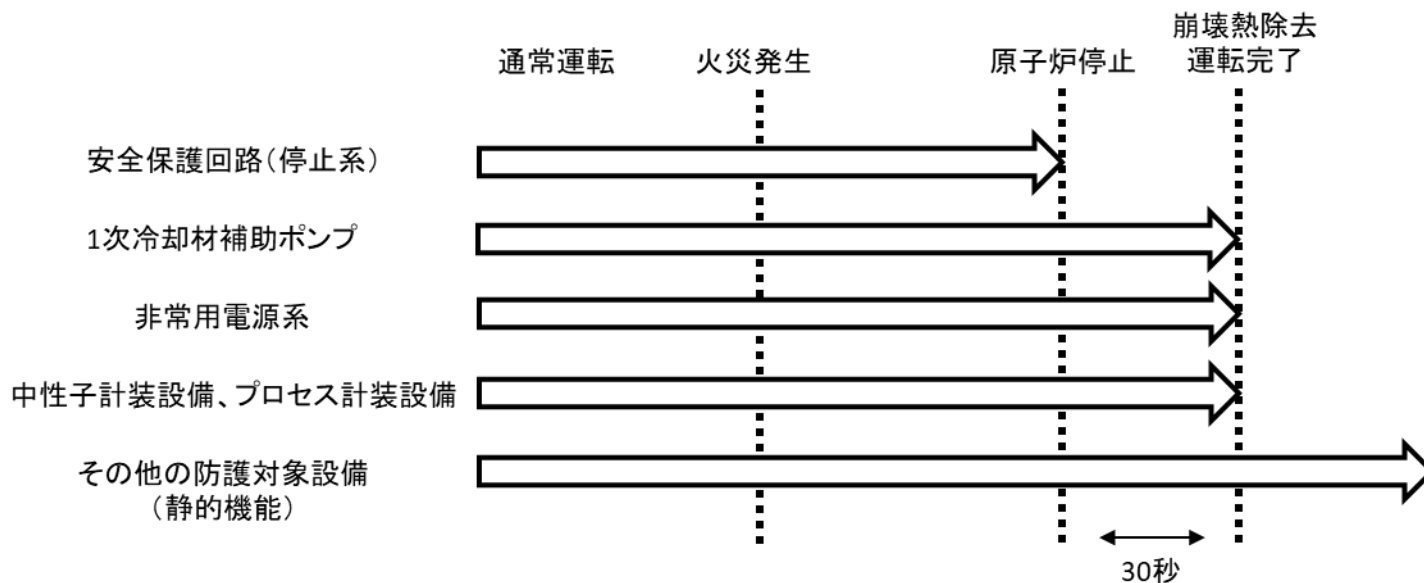
- 火災の検知、消火設備 → 設工認その7、設工認その9(非常用電源設備に係るもの)
- 建家貫通部の安全保護系ケーブル分離 → 設工認その10
- 非常用電源設備の独立性、多重性 → 設工認その9
- 昨年度の設工認の整理で示すことになった1次冷却材補助ポンプの分離に関する評価 → 本申請**



内部火災に対する防護対象のうち、火災発生後も動的な機能を確保する必要がある設備は以下のとおり。

- 安全保護回路(停止系) (火災発生確認から原子炉停止後までに限る)
- 1次冷却材補助ポンプ(火災発生確認から原子炉停止後30秒までに限る)
- 非常用電源系(火災発生確認から原子炉停止後30秒までに限る)
- 中性子計装設備、プロセス計装設備(崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備で、火災発生確認から原子炉停止後30秒までに限る)

なお、上記の設備は通常運転時から運転状態であるため、火災発生後、必要な期間運転状態を継続出来ればよい。



防護対象設備のうち、静的機能を期待するものの火災からの防護方法は以下のとおり。構造や設置場所から火災の影響を受けることはない。

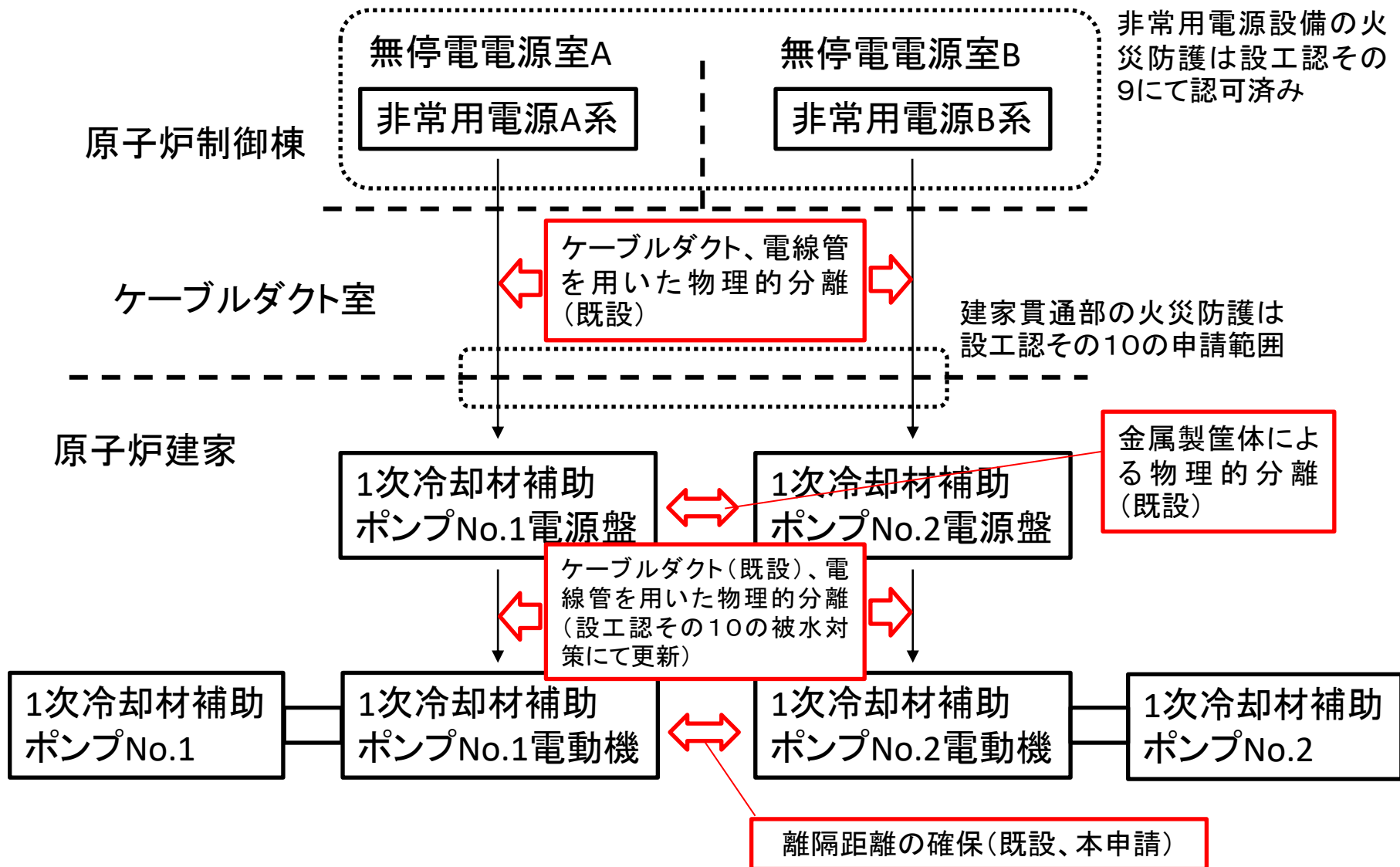
安全機能	構築物、系統及び機器	火災による影響の有無	防護措置
過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置	火災により機能を喪失した場合、制御棒は即座に自重落下により炉心に挿入され、原子炉は自動停止するため停止機能への影響はない。火災により焼損した場合、自動で機能が復帰することはない。制御棒が引き抜かれることはないため、炉心に正の反応度が添加されることはない。	新たな防護措置を要しない
炉心の形成	炉心構築物 燃料要素	原子炉プール水中に設置されているため、火災の影響を受けない。	
炉心の冷却	冠水維持設備（サイフォンブレイク弁を除く。） 1次冷却系設備※	いずれも不燃材（金属または鉄筋コンクリート）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。	
炉心の保護	原子炉プールコンクリート躯体		
重水を内蔵する機能	重水タンク、重水冷却系設備※	重水タンクは原子炉プール水中に設置されているため、火災の影響を受けない。 その他の重水冷却系設備は不燃材（金属）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。	
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。）	使用済燃料プールは不燃材（鉄筋コンクリート）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。 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、火災の影響を受けない。	
原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構	制御棒及びスクラム機構のうち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、火災の影響を受けない。 スクラム機構のうち制御棒駆動機構案内管は不燃材（金属）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。	
未臨界維持	制御棒		

※要求される安全機能は、1次冷却材の保持または重水の保持であり、動的機能は要求されない。

防護対象設備のうち、動的機能を期待するものの火災防護に係る設計は以下のとおり。

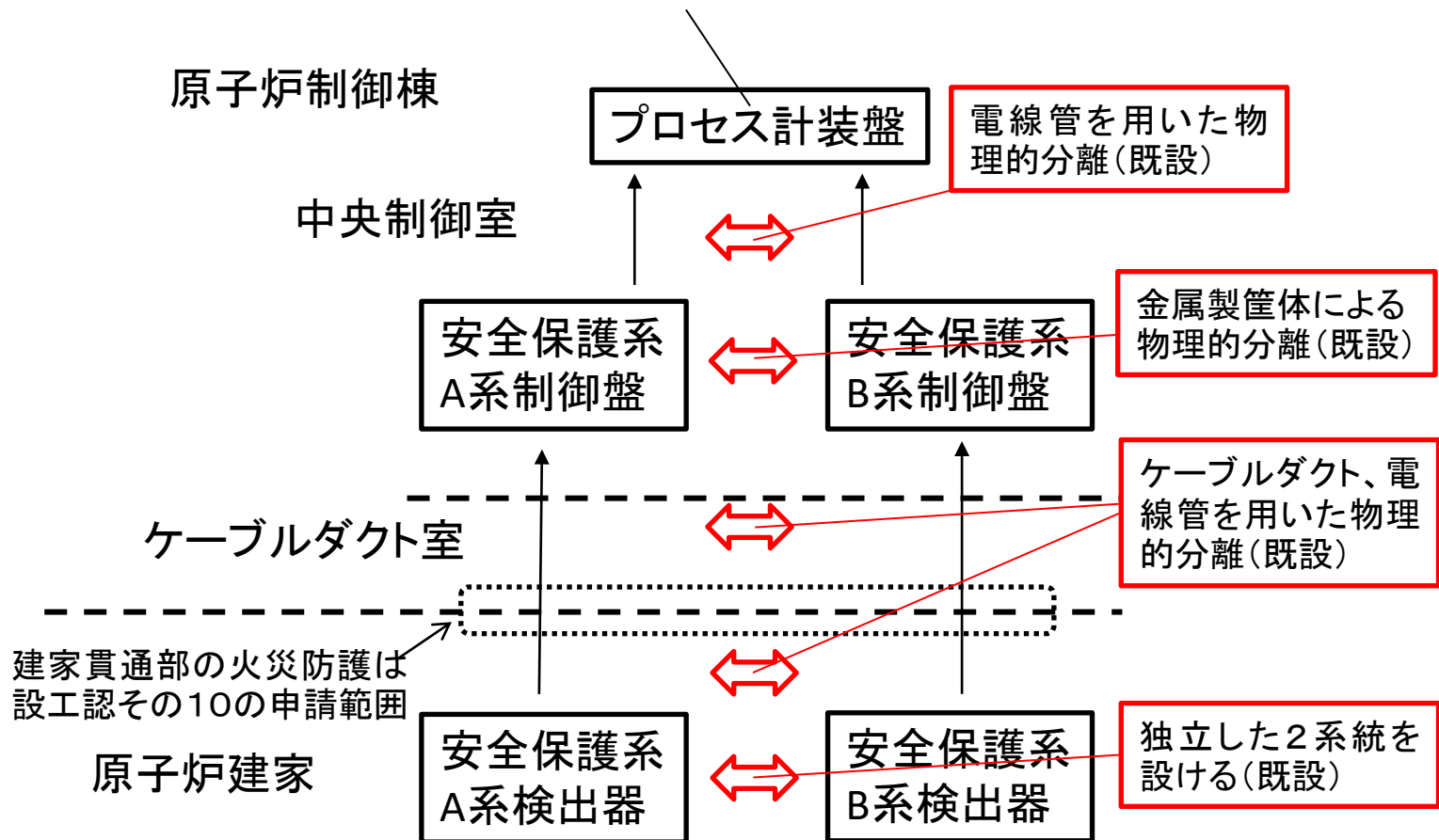
安全機能	構築物、 系統及び機 器	火災から防護す る必要 のある期間	防護方針	防護設計	
				設備機器	ケーブル
工学的安全施設 及び原子炉停止 系統への作動信 号の発生	安全保護回路 (停止系)	火災発生から原子炉 停止までの間、機能 を確保する必要があ る。	2系統に多重化 し、それぞれ分 離独立して設置 することにより、 一方の系統が火 災により機能を 喪失した場合に おいても、もう一 方の系統により 必要な安全機能 を維持する設計 とする。	2系統それぞれ独立した盤 に設けられている。	2系統に多重化し、それ ぞれ分離独立して設置さ れている。
原子炉停止後の 除熱	1次冷却材補 助ポンプ			2系統それぞれ独立したう えで、ポンプ及び電動機に ついては十分な離隔距離 を確保し設置されている。	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。
安全上特に重要 な関連施設	非常用電源系	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。		2系統それぞれ独立した区 画に設置されている。	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*、プロセス 計装設備*			中性子計装設備は2系統 それぞれ独立した盤に設 けられている。 プロセス計装設備の現場 表示機については共用す 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、 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。

## 1次冷却材補助ポンプと非常用電源設備の火災防護イメージ

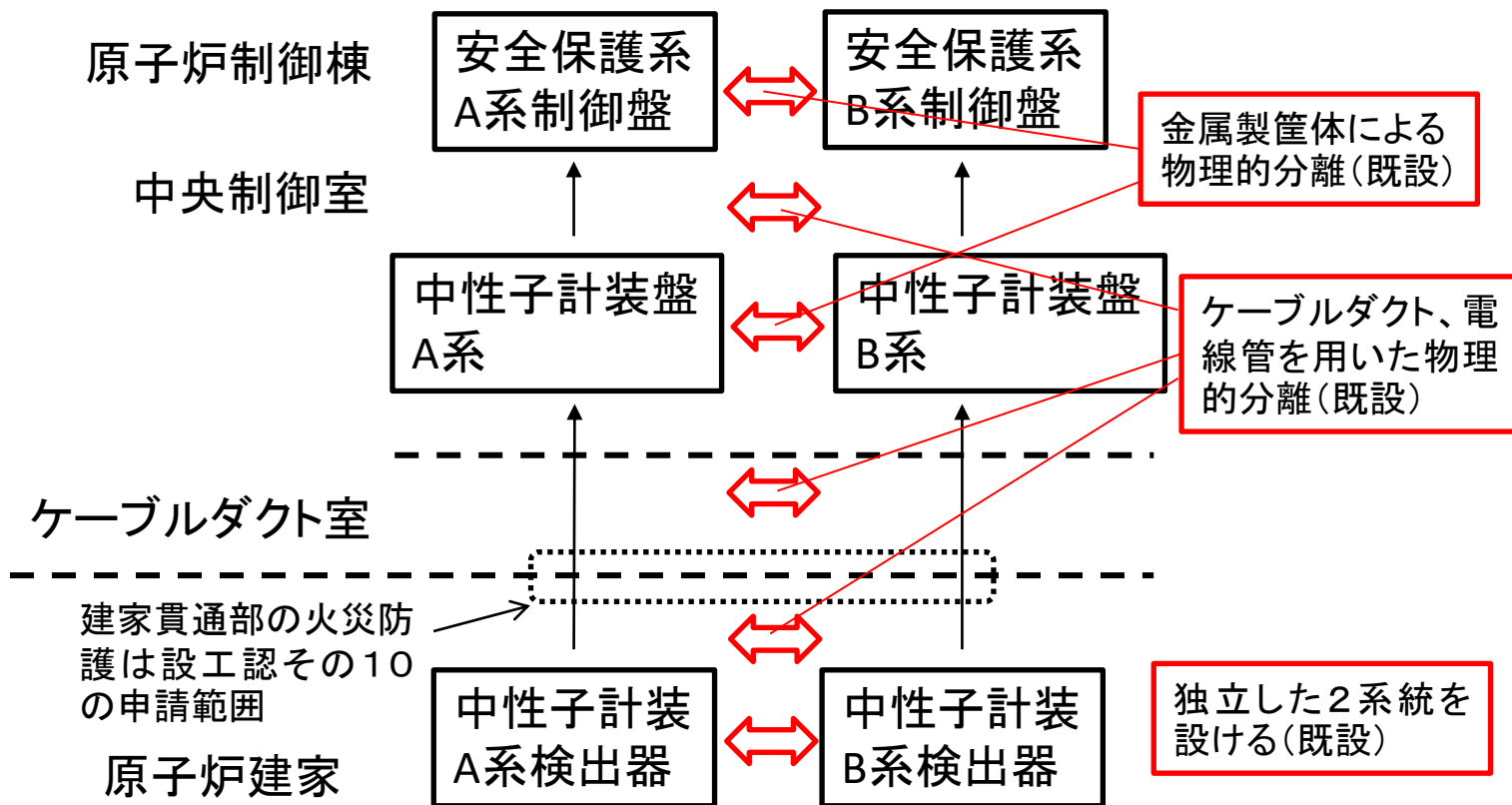


## 安全保護回路(停止系)とプロセス計装設備の火災防護イメージ

崩壊熱除去運転の確認に必要なパラメータ(原子炉プール水位、1次冷却材炉心出口温度、1次冷却材流量)に限る



## 中性子計装設備の火災防護イメージ





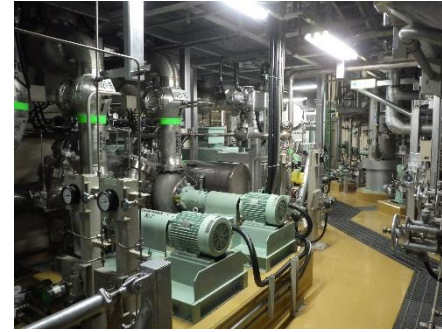
制御棒駆動装置



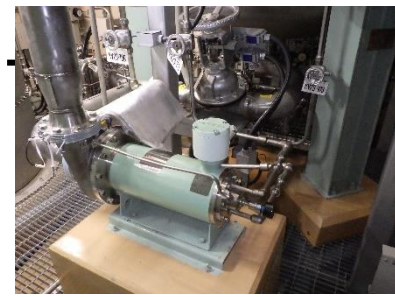
1次冷却材主ポンプ



1次冷却材補助ポンプ



重水ポンプ



防護対象設備の配置図

中央制御室

設工認その9

無停電電源室A,B

安全保護回路



無停電電源室A

無停電電源室B



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。
- 想定する発火源について
 

施設内への可燃物、引火性物質の持込は制限するため、防護対象設備が設置されている区画全域で火災が起こるとは考えられない。このため、防護対象設備自身が発火するおそれのある場合は防護対象設備自身の発火を想定する。加えて防護対象設備周辺のケーブル火災、電気火災、油脂類を内包する設備機器の火災を想定する。
- (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、火災によって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 <sup>※1</sup> 。
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 <sup>※2</sup> 。
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 <sup>※3</sup> 。
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 <sup>※1</sup> 。

※1: 安全保護回路、中性子計装設備及びプロセス計装設備の分離独立については「JRR-3の改造(その5)」(昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号をもって認可)、一部建家貫通部の分離独立のみ「JRR-3の変更(その10)」(審査中)

※2: 1次冷却材補助ポンプの電源ケーブルの分離独立(被水対策に伴いケーブルを更新)は「JRR-3の変更(その7)」(令和2年1月22日付け原規規発第2001221号をもって認可)、一部建家貫通部の分離独立のみ「JRR-3の変更(その10)」(審査中)

※3: 非常用電源系の分離独立は「JRR-3の変更(その9)」(令和元年11月14日付け原規規発第1911143号をもって認可)、非常用電源に接続する負荷(安全上特に重要なものに限る)の電源ケーブルの分離独立は「JRR-3の改造(その5)」(昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号をもって認可)

## 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した上で、内部火災に対する防護対象設備である補助ポンプ※のうち1基を発火源とし、もう1基の補助ポンプが機能を喪失しないことを評価により確認する。

※補助ポンプについては、商用電源喪失時においてもその機能を喪失することがないように非常用電源系に接続されているものである。

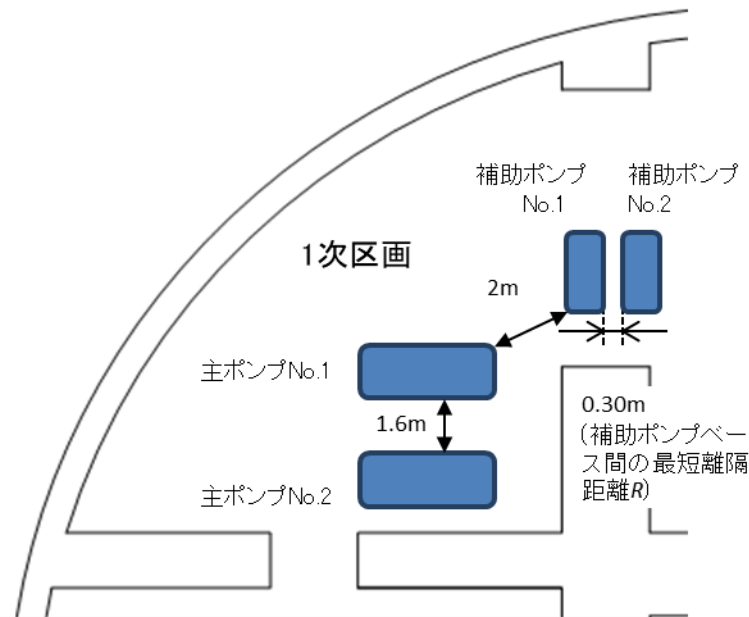


図-7.2 1次冷却材ポンプの配置図

## 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)」<sup>[1]</sup>(以下「ガイド」という。)を参考に、FDT<sup>s</sup>(Fire Dynamics Tools)<sup>[2]</sup>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°C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<sup>[3]</sup>がある。なお、原子炉運転中の軸受温度は約50°C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 $\Delta T$ [°C]が、通常運転中の軸受温度50°C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。

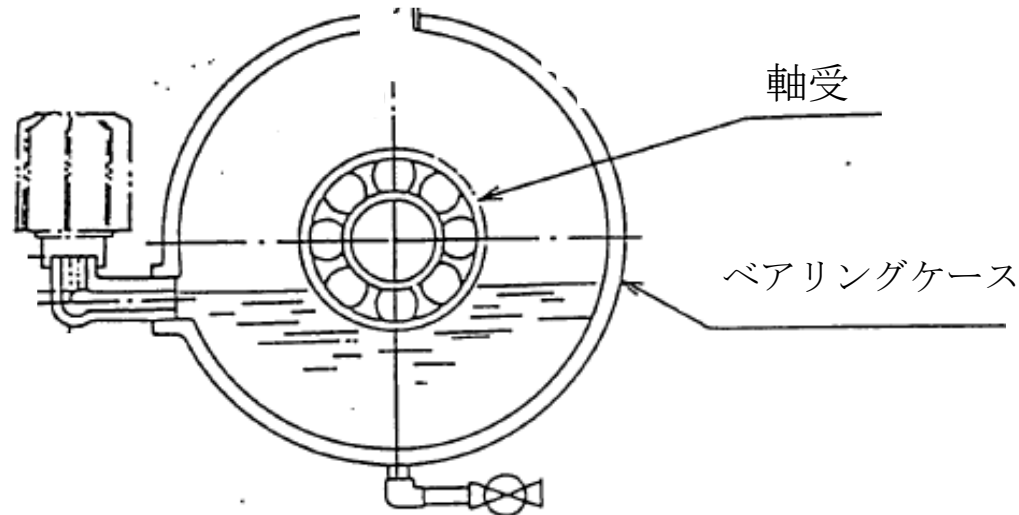


図-7.3 補助ポンプの軸受とベアリングケース



## 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<sup>[4]</sup>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[5]より引用
$\rho$	FC20(ねずみ鋳鉄)の密度[kg/m <sup>3</sup> ]	7106	参考文献[6]より引用
$c_p$	FC20(ねずみ鋳鉄)の比熱[kJ/kg・K]	0.45	参考文献[5]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より十分小さく、周囲温度40°C以下(通常運転時の原子炉建家内室温:約20°C)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 $t_{max} \leq 80^\circ\text{C}$ と比較しても小さいことから、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] 「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」 原子力規制委員会, 平成25年10月
- [2] “Fire Dynamics Tools (FDT<sup>s</sup>), Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program (NUREG-1805), “December 2004
- [3] 「JIS B 8301 : 2018」 日本産業規格, 2018年
- [4] 「伝熱工学資料 改訂第5版」 日本機械学会, 平成21年5月20日
- [5] 「金型鑄造した鑄鉄の熱的性質及び耐摩耗性」 日本鑄造工学会, 1993年3月15日
- [6] 「鑄鉄の密度と音速に及ぼす空げきの影響」 日本鑄造工学会, 1986年2月25日

## 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。