

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

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

令和 2 年 1 2 月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

令02原機(科研)010

令和2年12月18日

原子力規制委員会 殿

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

理事長 児玉 敏雄

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

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

令和2年5月28日付け令02原機(科研)003をもって申請しました国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉施設(JRR-3原子炉施設)の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書(その13)について、下記のとおり一部補正いたします。

記

1. 工事工程表の変更

申請書記載事項第4号「工事工程表」を次のとおり変更する。

(変更前)

本申請は既設設備の評価等に関するものであり、工事を伴うものではない。

(変更後)

本申請は既設設備の評価等に関するものであり、新たに工事を行うものではないため、以下に示す時期に必要な検査を実施する。

項目	年度	令和2				令和3
		I	II	III	IV	I
原子炉制御棟避雷針の設置					△ 外・寸・性・適・品	
中央制御室外原子炉停止盤の設置					△ 外・性・適・品	
中央制御室におけるばい煙対策設備の設置					△ 作・適・品	
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					△ 作・適・品	
外部消火設備の設置					△ 員・適・品	
内部溢水影響評価					△ 寸・適・品	
内部火災影響評価					△ 寸・適・品	
JRR-3 原子炉施設の構造（外部事象影響評価）					△ 適・品	
原子炉容器等の構造（耐震性）					△ 適・品	
原子炉冷却系統施設の構造（耐震性）					△ 適・品	
計測制御系統施設の構造（耐震性）					△ 適・品	
放射性廃棄物の廃棄施設の構造（耐震性）					△ 適・品	
原子炉格納施設の構造（耐震性）					△ 適・品	
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造（耐震性）					△ 適・品	
その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造（耐震性）					△ 適・品	
原子炉建家の負圧維持及び漏えい率に係る設計					△ 漏・性・適・品	

- (1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査
 外観検査（外） 寸法検査（寸） 漏えい検査（漏）
- (2) 機能及び性能の確認に係る検査
 性能検査（性） 作動検査（作） 員数検査（員）
- (3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査
 適合性確認検査（適） 品質マネジメントシステム検査（品）

2. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムの変更

申請書記載事項第5号「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」を次のとおり変更する。

（変更前）

「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」に適合するように策定した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）により設計及び工事の品質管理を行う。

（変更後）

「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第2号）の規定に適合するよう令和2年4月22日付け令02原機（科保）010をもって届け出た保安活動に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項を踏まえて策定した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）により、設計及び工事の品質管理を行う。

3. 別紙の一部補正

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

設計及び工事の方法（第1編から第16編まで）、添付書類1、添付書類2、添付書類3、添付書類4、添付書類5及び添付書類6を別添のとおり変更し、添付書類8を追加する。

なお、添付書類7は変更しない。

以上

設 計 及 び 工 事 の 方 法

- 第 1 編 原子炉制御棟避雷針の設置
- 第 2 編 中央制御室外原子炉停止盤の設置
- 第 3 編 中央制御室におけるばい煙対策設備の設置
- 第 4 編 原子炉プール及び使用済燃料プール水位警報設備の設置
- 第 5 編 外部消火設備の設置
- 第 6 編 内部溢水影響評価
- 第 7 編 内部火災影響評価
- 第 8 編 JRR-3 原子炉施設の構造（外部事象影響）
- 第 9 編 原子炉容器等の構造（耐震性）
- 第 1 0 編 原子炉冷却系統施設の構造（耐震性）
- 第 1 1 編 計測制御系統施設の構造（耐震性）
- 第 1 2 編 放射性廃棄物の廃棄施設の構造（耐震性）
- 第 1 3 編 原子炉格納施設の構造（耐震性）
- 第 1 4 編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造（耐震性）
- 第 1 5 編 その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造（耐震性）
- 第 1 6 編 原子炉建家の負圧維持及び漏えい率に係る設計

第 1 編 原子炉制御棟避雷針の設置

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 1-1
2. 準拠した基準及び規格	本 1-2
3. 設計	本 1-2
3.1 設計条件	本 1-2
3.2 設計仕様	本 1-2
4. 工事の方法	本 1-5
4.1 工事の方法及び手順	本 1-5
4.2 工事上の留意事項	本 1-5
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 1-5

1. 構成及び申請範囲

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、原子炉制御棟避雷針の設置に関するものである。原子炉制御棟の配置図及び申請範囲を図-1.1 に示す。

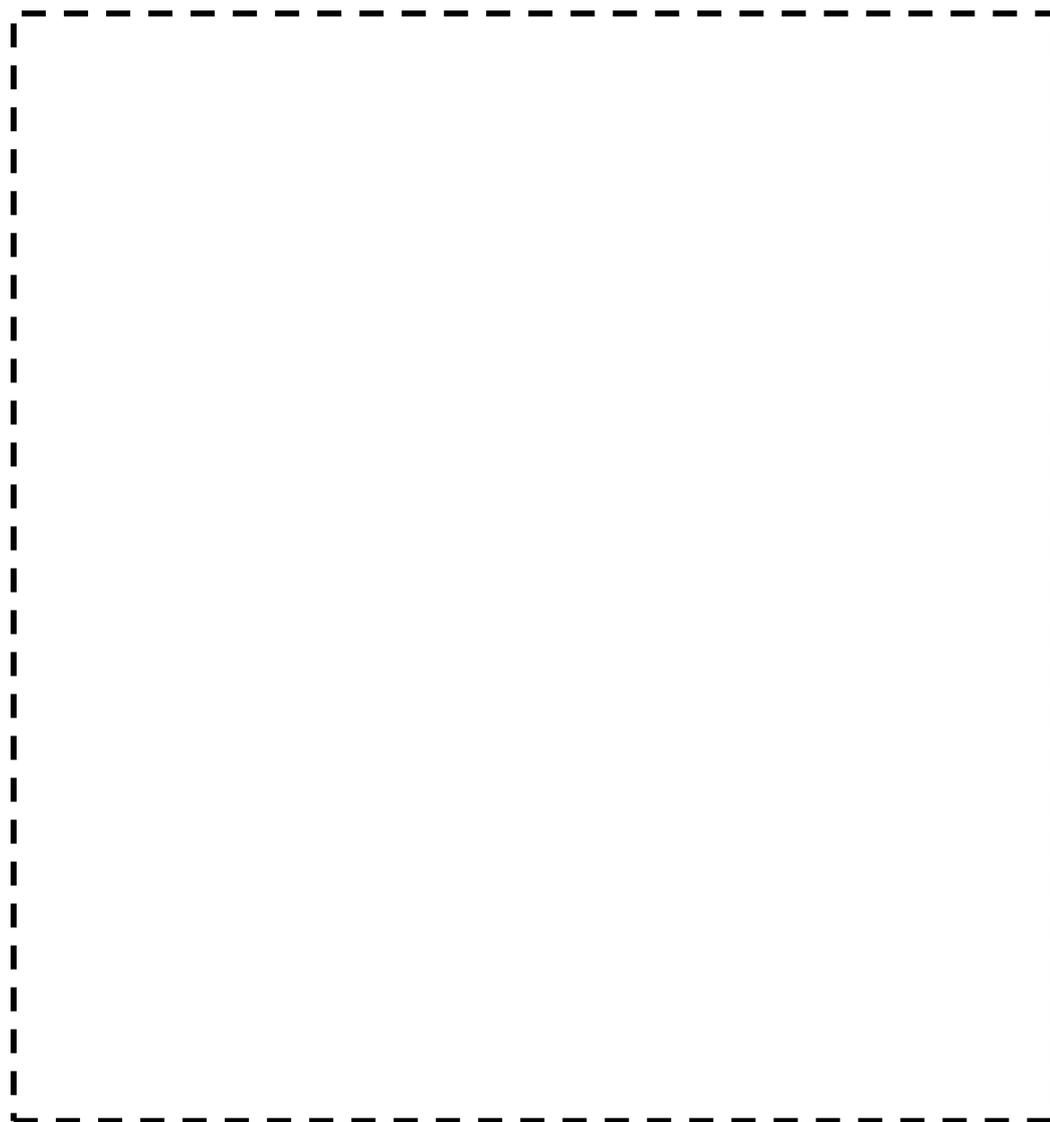


図-1.1 原子炉制御棟の配置図及び申請範囲

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」

(令和2年原子力規制委員会規則第7号)

「建築基準法」(昭和25年法律第201号)

「日本産業規格 (JIS)」

3. 設計

原子炉制御棟(地上高さ約13.5m)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、原子炉の運転に必要な監視及び操作装置が原子炉制御棟内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ける。

3.1 設計条件

(1) 原子炉制御棟への落雷による火災の発生を防止できること。

3.2 設計仕様

本申請に係る避雷針の設計仕様は、以下のとおりとする。なお、本申請に係る避雷針は既設であり、工事を伴うものではない。

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、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
図	図-1.2、図-1.3参照	
備考	既設設備	

※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。

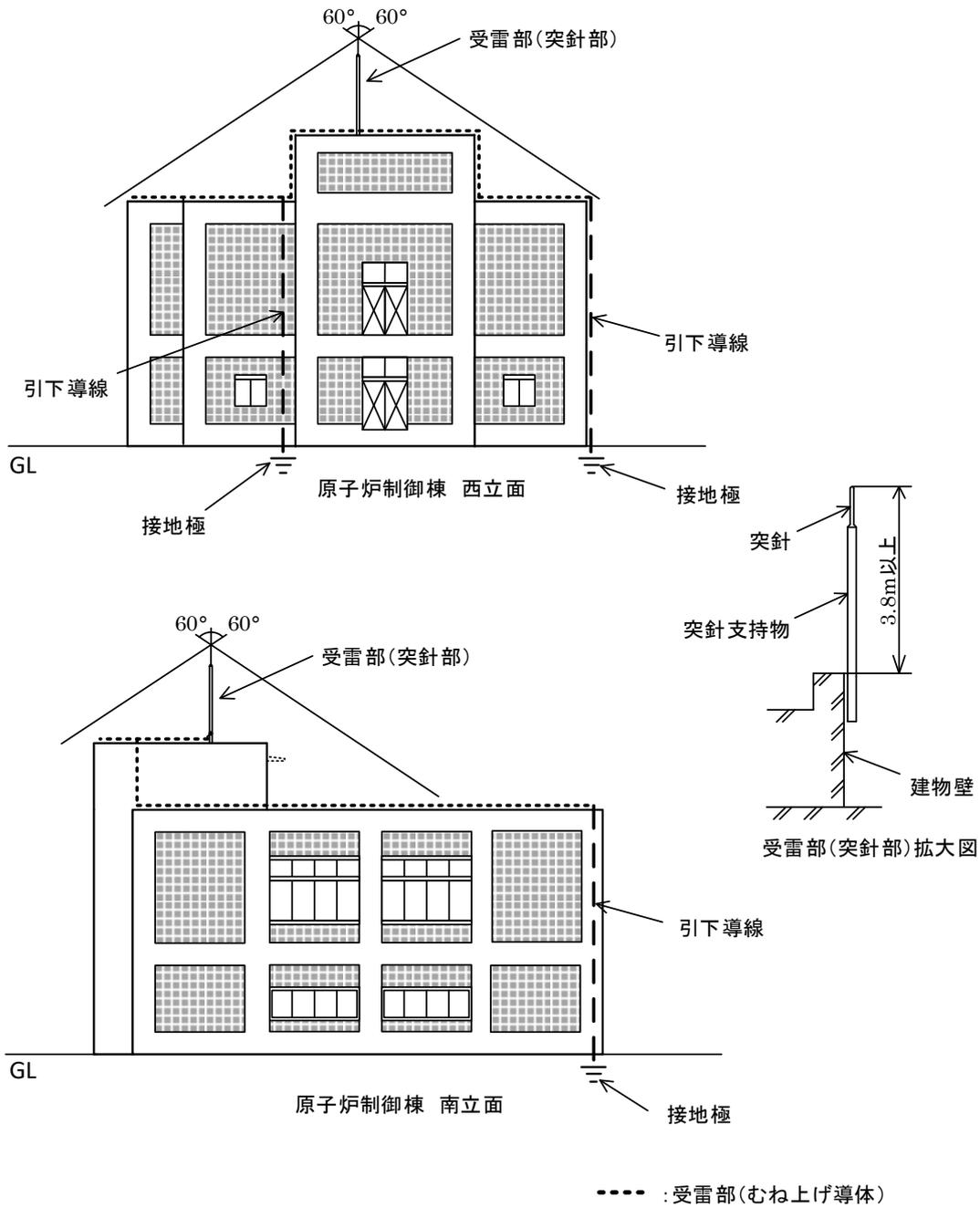


図-1.2 原子炉制御棟立面図

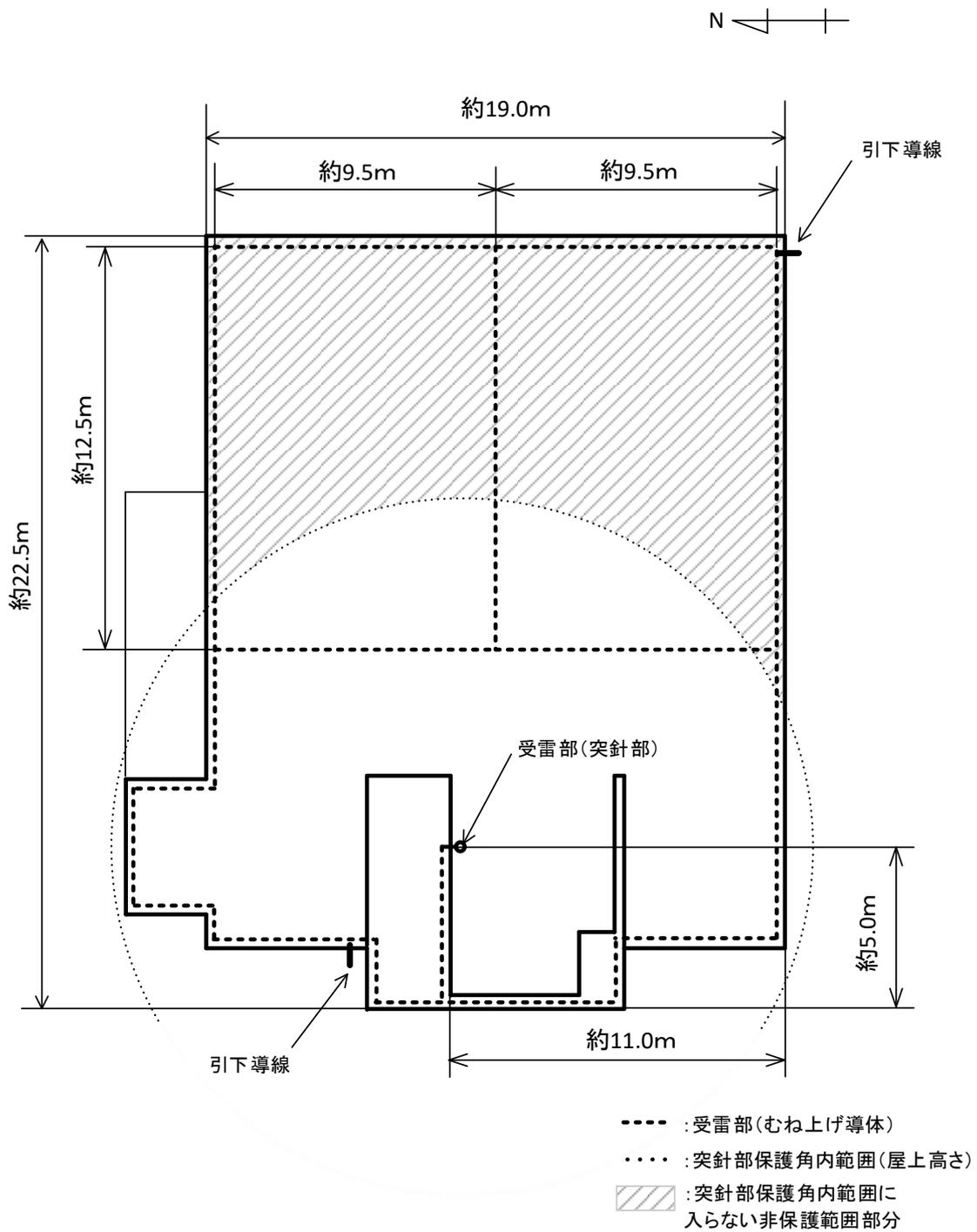


図-1.3 原子炉制御棟平面図

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に4.3に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

イ. 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。

ロ. 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。

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

イ. 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。

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

- ・外部からの衝撃による損傷の防止（第8条）第1項
判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。
 - ・外部からの衝撃による損傷の防止（第8条）第1項
- ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）
- 方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。
- 判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

第 2 編 中央制御室外原子炉停止盤の設置

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 2-1
2. 準拠した基準及び規格	本 2-1
3. 設計	本 2-2
3.1 設計条件	本 2-2
3.2 設計仕様	本 2-2
4. 工事の方法	本 2-6
4.1 工事の方法及び手順	本 2-6
4.2 工事上の留意事項	本 2-6
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 2-6

1. 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。

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」
(令和2年原子力規制委員会規則第7号)

3. 設計

火災その他の要因により中央制御室が使用できない場合に、中央制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができるよう中央制御室外原子炉停止盤を設ける。なお、本原子炉施設は原子炉の停止操作をした後は30秒間の崩壊熱除去運転（原子炉の停止後も冷却系の運転は自動的に継続される。）が達成されれば、その後の停止状態の維持は冠水維持設備により達成される。このため、火災その他の要因により中央制御室が使用できない場合においては、原子炉の停止操作以外に運転員は操作を要しない。

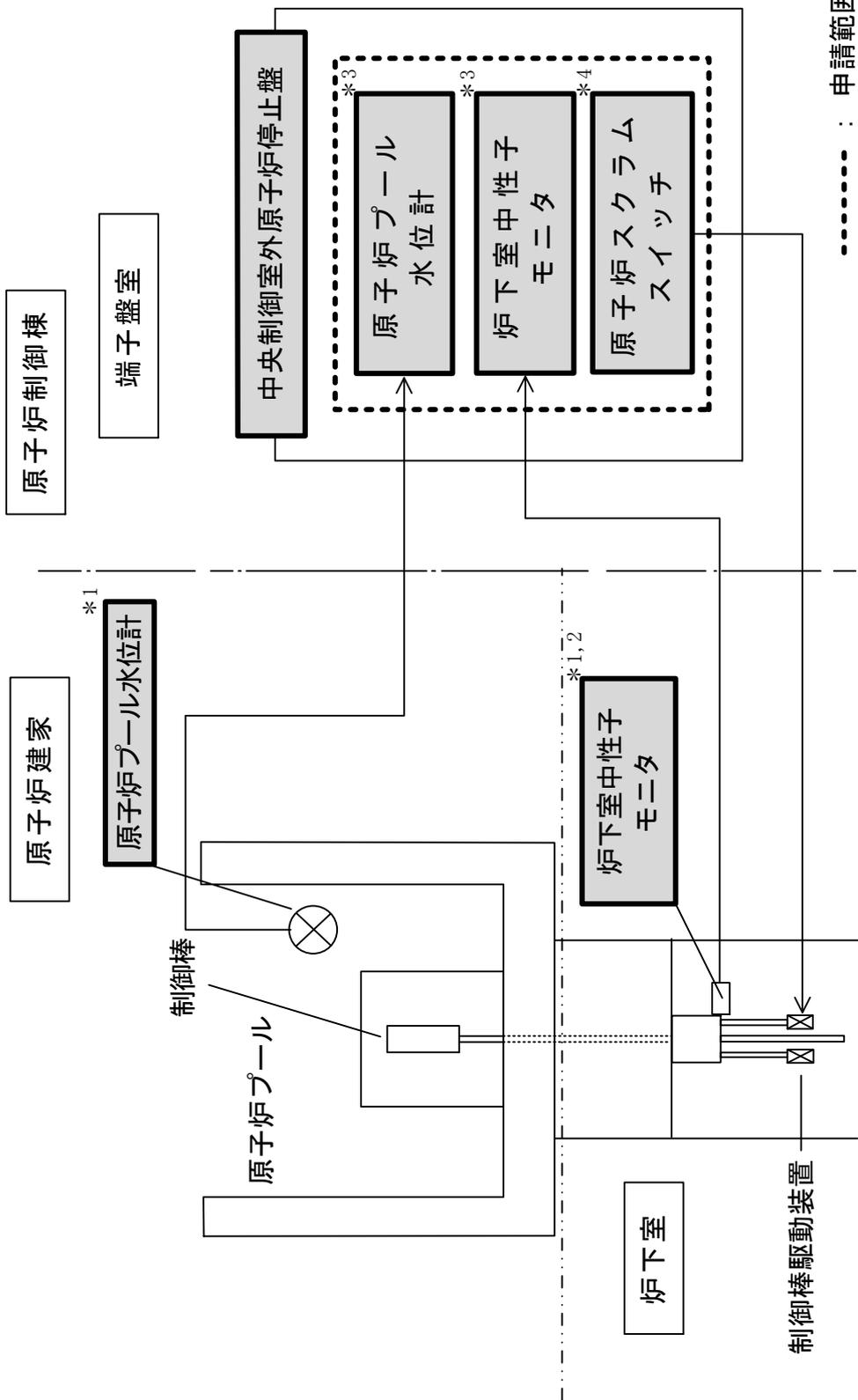
3.1 設計条件

- (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に、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

3.2 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	
図	図-2.1～図-2.3	
備考	監視設備の検出器については、「JRR-3の改造(その5)」(昭和61年12月26日付け61原研19第35号をもって申請し、昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号をもって認可)にて設計及び工事の方法の認可を受け、平成2年10月16日付け60安(原規)第173号をもって使用前検査に合格している。	



*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: 炉下室における中性子線量の異常を検知するための放射線
管理設備

*3: 監視ができること (指示値表示)

*4: 原子炉停止ができること (制御棒駆動装置電源断)

図-2.1 中央制御室外原子炉停止盤説明図

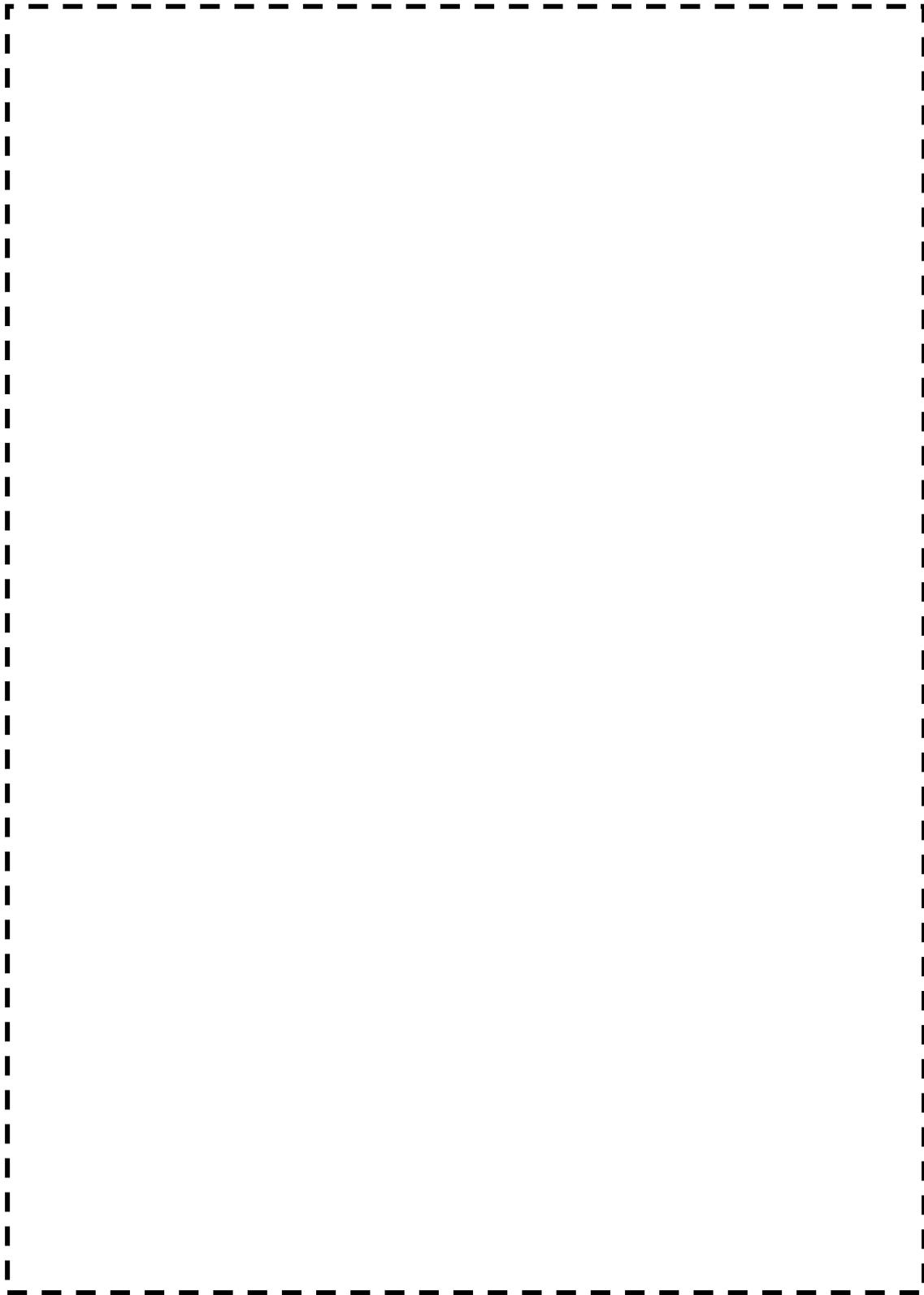
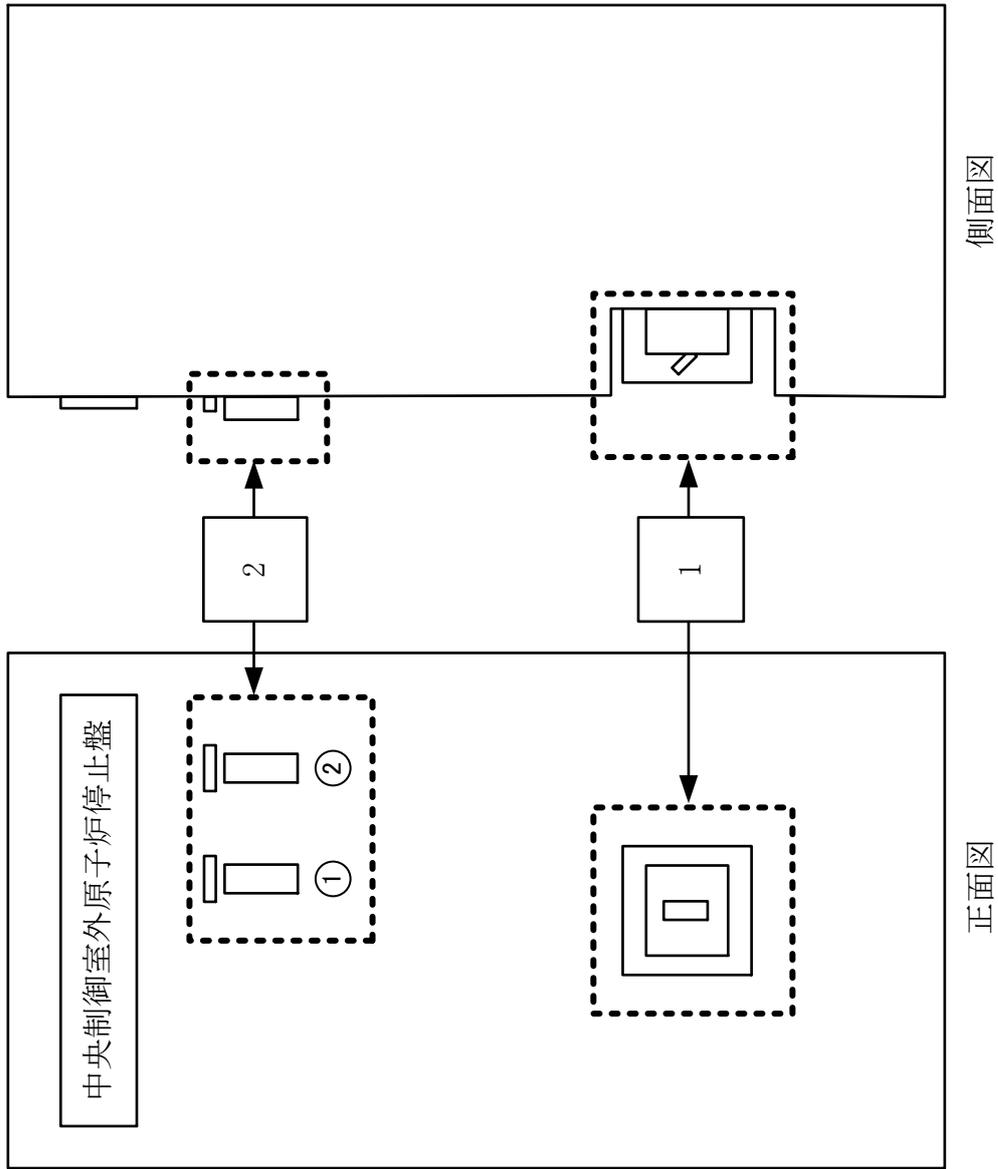


図-2.2 中央制御室外原子炉停止盤の配置



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

..... : 申請範囲

図-2.3 中央制御室外原子炉停止盤概形図

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に 4.3 に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

イ. 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) 機能及び性能の確認に係る検査

イ. 性能検査

方法：a. 中央制御室外原子炉停止盤の原子炉スクラム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。

b. 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。

c. 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：a. 中央制御室外原子炉停止盤の原子炉スクラム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。

b. 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。

c. 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。

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

- ・原子炉制御室等（第34条）第5項

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

- ・原子炉制御室等（第34条）第5項

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

第3編 中央制御室におけるばい煙対策設備の設置

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 3-1
2. 準拠した基準及び規格	本 3-2
3. 設計	本 3-2
3.1 設計条件	本 3-2
3.2 設計仕様	本 3-2
4. 工事の方法	本 3-5
4.1 工事の方法及び手順	本 3-5
4.2 工事上の留意事項	本 3-5
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 3-5

1. 構成及び申請範囲

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の系統概略図を図-3.1 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、原子炉制御棟換気空調設備のダクト、空調機及び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、空調機の停止によって、その下流（中央制御室側）へ空気の流れをなくすことができる。よって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を閉じることで、制御室へのばい煙の進入を防ぐことができる。



図-3.1 原子炉制御棟換気空調設備系統概略図

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」
(令和2年原子力規制委員会規則第7号)

3. 設計

3.1 設計条件

外部火災時のばい煙に対して、外部から中央制御室への進入を防止できること。

3.2 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、換気空調設備を停止し、当該ダンパを閉止することでばい煙の中央制御室への進入を防止することができる。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の系統図及び申請範囲を図-3.2に、ダンパの構造図を図-3.3に示す。

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	手動式風量調整ダンパ
製品名	株式会社吉場製作所製 K-VD
個数	1
図	図-3.2、図-3.3
備考	当該ダンパについては、別途定める手順に従い、本製品と相当するものと交換できるものとする。

	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

 申請範囲

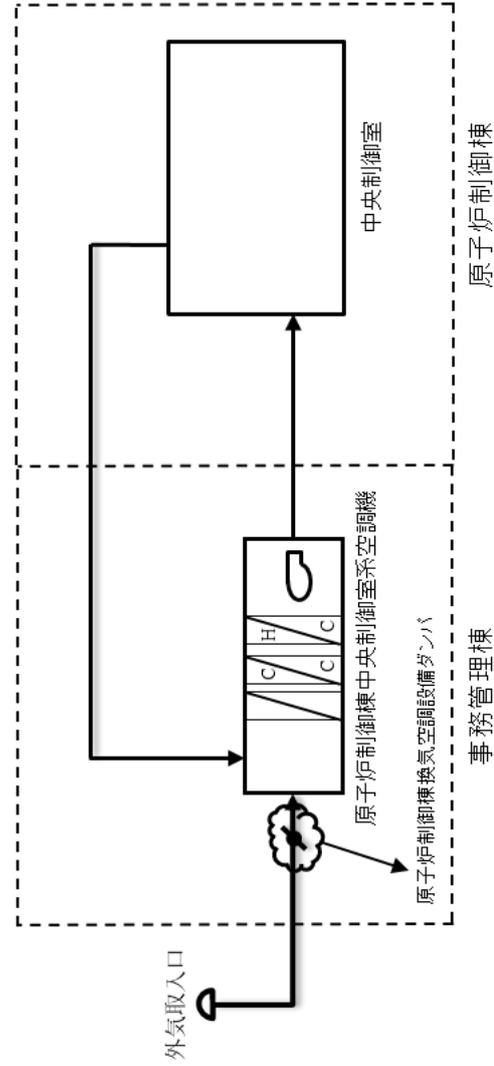


図-3.2 原子炉制御棟換気空調設備系統図及び申請範囲

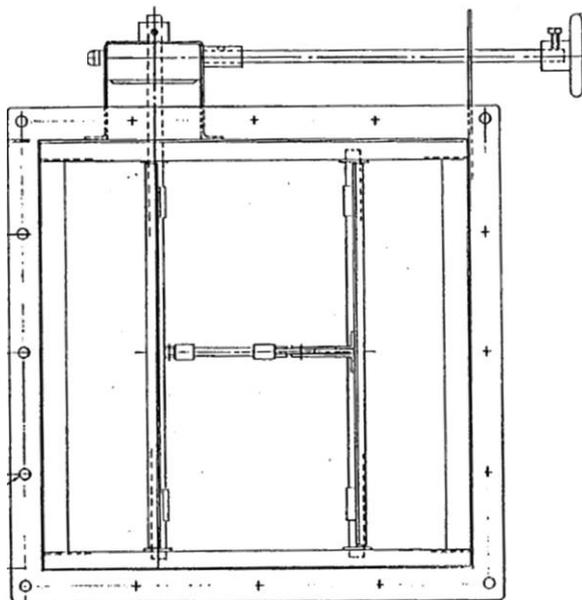
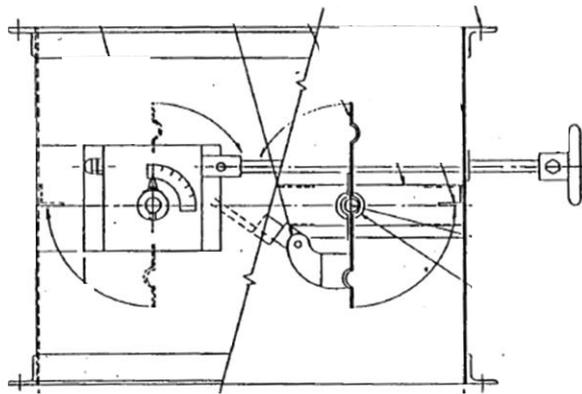


図-3.3 原子炉制御棟換気空調設備ダンパ構造図

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に 4.3 に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

該当なし

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

イ. 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。

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

- ・外部からの衝撃による損傷の防止（第8条）第1項

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

- ・外部からの衝撃による損傷の防止（第8条）第1項

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マ

ネジメント計画書」(QS-P10)に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」(QS-P10)に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

第4編 原子炉プール及び使用済燃料プール
水位警報設備の設置

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 4-1
2. 準拠した基準及び規格	本 4-1
3. 設計	本 4-2
3.1 設計条件	本 4-2
3.2 設計仕様	本 4-2
4. 工事の方法	本 4-5
4.1 工事の方法及び手順	本 4-5
4.2 工事上の留意事項	本 4-5
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 4-5

1. 構成及び申請範囲

計測制御系統施設は、次の各構造及び設備から構成される。

- (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

上記のうち(1)計装は、次の各設備から構成される。

- (i) 核計装
- (ii) その他の主要な計装

次に、核燃料物質の取扱設備及び貯蔵設備は、次の各設備から構成される。

- (1) 核燃料物質取扱設備
- (2) 核燃料物質貯蔵設備

上記のうち(2)核燃料物質貯蔵設備は、次の各設備から構成される。

- (i) 未使用燃料貯蔵設備
- (ii) 使用済燃料貯蔵設備

今回申請する範囲は、計測制御系統施設の(1)計装の(ii)その他の主要な計装のうち原子炉プール水位警報設備の設置、及び核燃料物質の取扱設備及び貯蔵設備の(2)核燃料物質貯蔵設備の(ii)使用済燃料貯蔵設備のうち使用済燃料プール水位警報設備の設置に関するものである。

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」

(令和2年原子力規制委員会規則第7号)

「日本産業規格 (JIS)」

3. 設計

3.1 設計条件

3.1.1 原子炉プール水位警報設備

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。このため、本申請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警報設備を設けるものである。その設計条件は以下のとおり。

名称	原子炉プール水位警報 (原子炉停止中の異常監視用)
設計条件	<ul style="list-style-type: none">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。

3.1.2 使用済燃料プール水位警報設備

使用済燃料プールについて、プール水位を監視する水位警報設備を設ける。その設計条件は以下のとおり。

名称	使用済燃料プール水位警報
設計条件	<ul style="list-style-type: none">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、休日等に使用済燃料プール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。

3.2 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。なお、本申請に係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。

(1) 構成

原子炉プール及び使用済燃料プール水位警報設備（既設）

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 以内	規定水位から-10cm 以内
個数 (チャンネル数)	1	1
図表	図-4.1	

既設の警報盤等

- ・漏洩監視盤（原子炉建家）
- ・常設警報盤（原子炉制御棟）
- ・副警報盤（事務管理棟）

原子炉プール及び使用済燃料プール水位の警報表示及び警報音を発生する機能を有する。

- ・主警報盤※（中央警備室）

※主警報盤については、原子力科学研究所の原子炉施設の共通施設として、設計及び工事の方法の認可を得ている。（平成 30 年 2 月 20 日付け原規規発第 1802207 号）

(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経由し、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ができること。
- ・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経由し、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ができること。

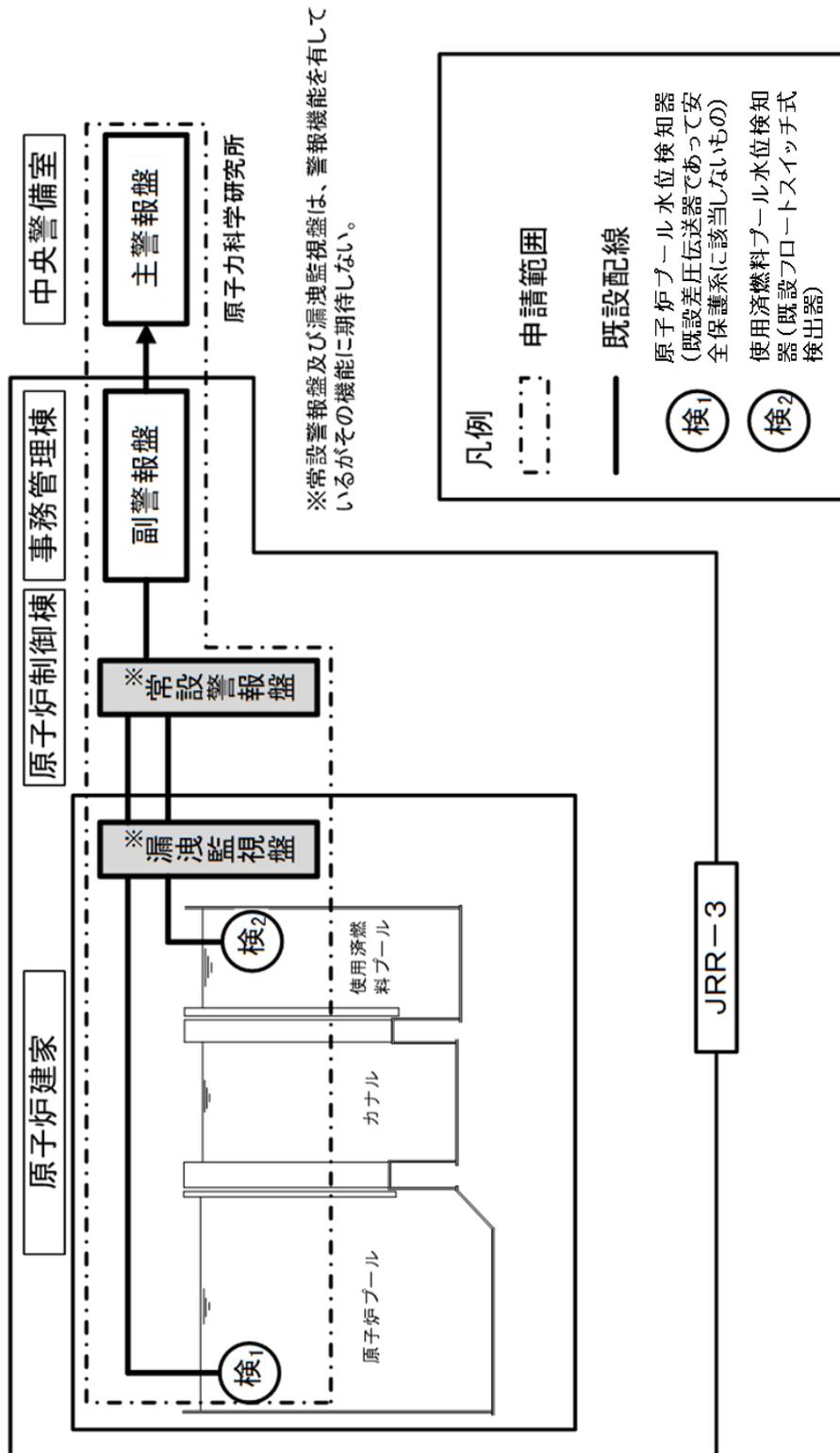


図-4.1 原子炉プール及び使用済燃料プール水位警報設備系統図及び申請範囲

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に4.3に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

該当なし

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

イ. 作動検査

方法：a. 原子炉プール水位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。

b. 使用済燃料プール水位を下げることにより使用済燃料プール水位検出器を実動作させる若しくは使用済燃料プール水位検出器を手動にて操作し、所定の値で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：a. 入力した模擬信号の入力値が原子炉プール通常水位-10cmに達する前に、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。

b. 規定水位-10cmに到達する前に、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。

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

- ・核燃料物質貯蔵設備（第26条）第2項第4号ロ
- ・計測設備（第30条）第1項4号ロ
- ・警報装置（第41条）

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

- ・核燃料物質貯蔵設備（第26条）第2項第4号ロ
- ・計測設備（第30条）第1項4号ロ
- ・警報装置（第41条）

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

第 5 編 外部消火設備の設置

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 5-1
2. 準拠した基準及び規格	本 5-1
3. 設計	本 5-2
3.1 設計条件	本 5-2
3.2 設計仕様	本 5-2
4. 工事の方法	本 5-4
4.1 工事の方法及び手順	本 5-4
4.2 工事上の留意事項	本 5-4
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 5-4

1. 構成及び申請範囲

その他試験研究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、外部消火設備の設置に関するものである。

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」

(令和2年原子力規制委員会規則第7号)

「消防法」(昭和23年法律第186号)

3. 設計

3.1 設計条件

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。

本申請に係る外部消火設備の設計仕様は以下のとおり。

名称	外部消火栓
設計条件	<ul style="list-style-type: none">・ JRR-3 原子炉施設周辺で森林火災が発生した場合に、消火活動ができるものであること。・ 消防法を満足するものであること。
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。

3.2 設計仕様

本申請に係る外部消火設備の設計仕様は以下のとおり。なお、本申請に係る外部消火設備は既設であるため、工事を伴うものではない。

名称	外部消火栓
個数	6 基
図	図 5-1
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。

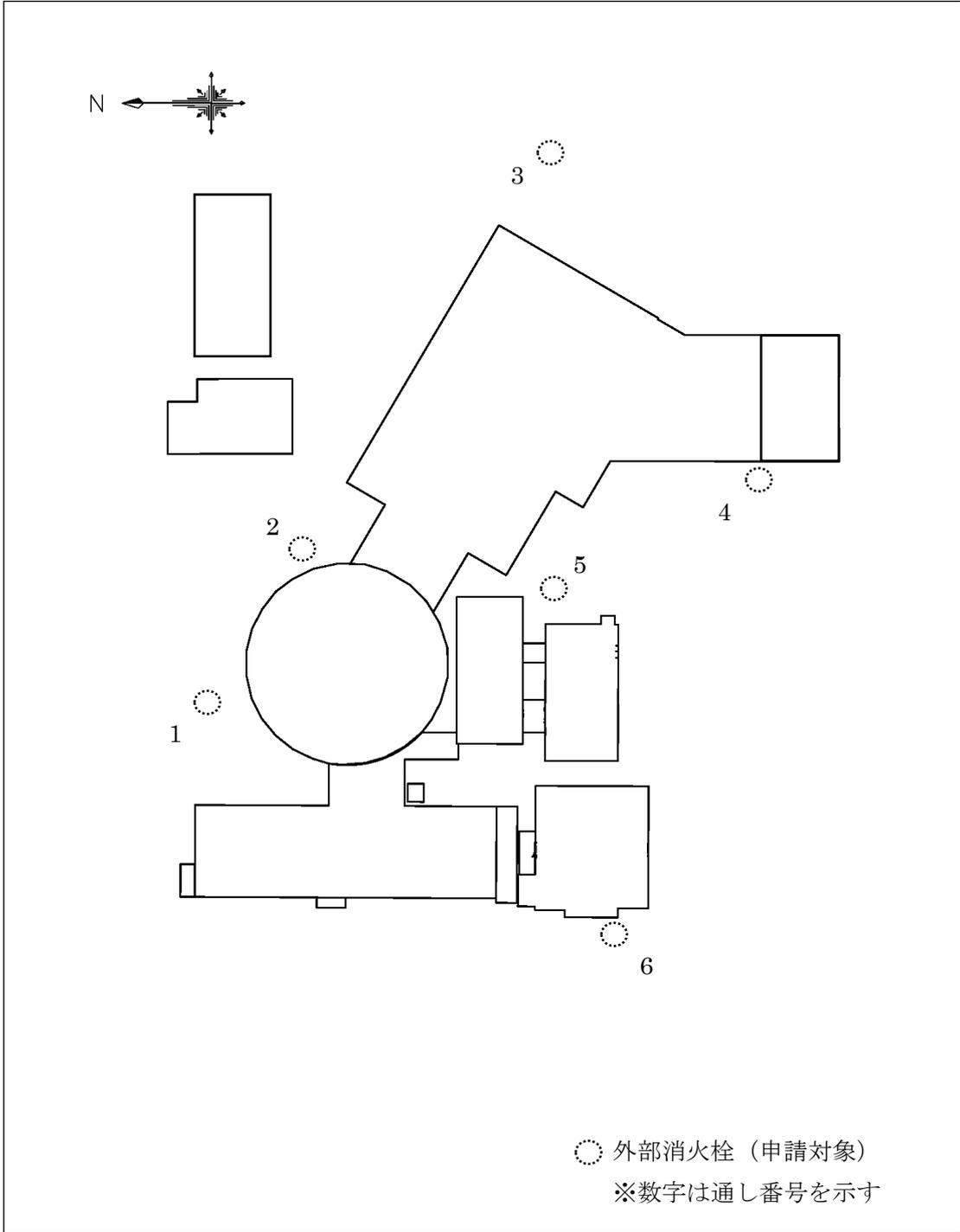


図 5-1 外部消火栓の配置図

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に 4.3 に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

該当なし

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

イ. 員数検査

方法：外部消火栓が図 5-1 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：外部消火栓が図 5-1 に示す所定の位置に所定の数量配置されていること。

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、平成 30 年 11 月 7 日付け原規規発第 1811076 号にて許可を受けた原子力科学研究所原子炉設置許可申請書（JRR-3 原子炉施設）（以下「許可申請書」という。）の記載事項と整合していることを、記録等により確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、許可申請書の記載事項と整合していること。

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載

した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」(QS-P10)に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」(QS-P10)に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

第 6 編 内部溢水影響評価

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 6- 1
2. 準拠した基準及び規格	本 6- 1
3. 設計	本 6- 2
3.1 設計条件	本 6- 2
3.2 設計仕様	本 6- 5
3.3 評価方針	本 6-12
3.4 評価条件	本 6-12
3.5 判定基準	本 6-16
3.6 評価結果	本 6-16
4. 工事の方法	本 6-24
4.1 工事の方法及び手順	本 6-24
4.2 工事上の留意事項	本 6-24
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 6-24

1. 構成及び申請範囲

試験研究用等原子炉施設の一般構造は、次の各構造から構成される。

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

内部溢水影響評価については、内部溢水による安全機能喪失の防止と管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止に分けて評価を実施する。なお、内部溢水による安全機能喪失の防止に関して、後述する内部溢水に対する防護対象設備のうち1次冷却材補助ポンプについては「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その7）」（平成30年11月30日付け30原機（科研）015をもって申請）（以下「設工認その7」という。）にて申請し、非常用電源設備については「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その9）」（平成31年4月2日付け31原機（科工）001をもって申請）（以下「設工認その9」という。）にて申請している。

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」
（令和2年原子力規制委員会規則第7号）
「日本産業規格（JIS）」

3. 設計及び評価

3.1 設計条件

本申請に係る設計条件は、以下のとおり。

1) 内部溢水による安全機能喪失の防止

JRR-3原子炉施設（以下「JRR-3」という。）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、誤操作及び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。表-6.1に内部溢水に対する防護対象設備（以下「防護対象設備」という。）を示す。

2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

表-6.2に示す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。

表-6.1 内部溢水に対する防護対象設備

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

*1：重水タンクは耐震Sクラス、その他の重水冷却系設備は耐震Bクラス。

*2：崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

表-6.2 JRR-3 内に設置された放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管

建家名称	放射性物質を含む液体	内包する設備	設置場所
原子炉建家	原子炉プール水	原子炉プール 原子炉プール溢流系	原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）
	使用済燃料プール水	カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水 浄化冷却系	原子炉建家（1階） 原子炉建家（1階） 原子炉建家（地階）
	1次冷却材	1次冷却系設備	原子炉建家（地階）
	重水	重水冷却系設備	原子炉建家（地階）
使用済燃料貯槽室	使用済燃料貯槽のプール水	使用済燃料貯槽No. 1 オーバーフロー水受槽No. 1	使用済燃料貯槽室 （1階、地階）
	重水	重水保管タンク	使用済燃料貯槽室 （地階）
燃料管理施設	使用済燃料貯槽のプール水	使用済燃料貯槽No. 2 オーバーフロー水受槽No. 2	燃料管理施設 （1階、地階）
	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）

3.2 設計仕様

本申請に係る設計仕様は次のとおりである。なお、本申請に係る設備は全て既設であるため、工事を伴うものではない。

1) 内部溢水による安全機能喪失の防止

内部溢水による安全機能喪失の防止のための防護対象設備の設計仕様を表-6.3に示す。また、防護対象設備の配置図を図-6.1に示す。

表-6.3 内部溢水に対する防護対象設備の設計仕様（1）

構築物、系統 及び機器	主要な構成設備	主要な構造等
制御棒駆動装置	制御棒駆動機構管内駆動部(制御棒バヨネットロック機構、連結桿、プランジャ)、制御棒駆動機構管外駆動部(駆動モータ、減速機、ボールスクリュ、可動コイル、位置指示検出機構)、制御棒駆動機構案内管(上部仕切弁、着座器、緩衝器、下部弁)	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、照射シンプル、ベースプレート、ビームチューブ、冷中性子源真空容器	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)、下部遮蔽体、原子炉プール貫通部シール構造(前部水封用止板)、制御棒駆動機構案内管、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、1次冷却材熱交換器、 ¹⁶ N減衰タンク、配管、弁類	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、重水熱交換器、重水精製系(イオン交換樹脂塔、フィルタ)、配管、弁類、重水ドレン汲上ポンプ、重水ドレンタンク、ヘリウム系設備(ヘリウム圧縮機、凝縮器、再結晶器、ヘリウムタンク、配管、弁類)、重水ダンプ弁(接続管含む)	重水タンクは原子炉プール水中に設置されている。 重水冷却系設備は原子炉建家地階に設置されている。 溢水発生時において護るべき機能は重水の保持である。

表-6.3 内部溢水に対する防護対象設備の設計仕様（2）

構築物、系統 及び機器	主要な構成設備	主要な構造等
使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む。）	使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック	使用済燃料プールは原子炉建家 1 階に設置されており、使用済燃料貯蔵ラックは使用済燃料プール水中に設置されている。 使用済燃料プールに接続する使用済燃料プール浄化冷却系配管の設置高さ（通常水位-1.2m）は、使用済燃料の冠水維持高さ（通常水位-5.72m）より十分上方である。
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（制御棒バヨネットロック機構、連結桿、プランジャ）、制御棒案内管、制御棒駆動機構案内管（上部仕切弁、着座器、緩衝器、下部弁）	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（制御棒バヨネットロック機構、連結桿、プランジャ）	原子炉プール水中に設置されている。
安全保護回路（停止系及び工学安全施設）	安全保護系検出器（安全系、対数出力炉周期系、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度、1次冷却材炉心出入口温度差、1次冷却材補助ポンプ停止、重水温度、重水流量、重水溢流タンク水位、原子炉プール水位）工学的安全施設作動回路（サイフォンブレーク弁作動回路、工学的安全施設作動設備監視装置）、制御盤（安全保護系制御盤、安全保護系アナログ変換器盤、スクラム遮断器、原子炉停止回路）	制御盤は原子炉制御棟中央制御室に設置されている。 安全保護系検出器のうち、防護する必要のある機器は原子炉建家 1 階又は原子炉建家地階に設置されている。

表-6.3 内部溢水に対する防護対象設備の設計仕様（3）

構築物、系統 及び機器	主要な構成設備	主要な構造等
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。）。
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。

*：崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

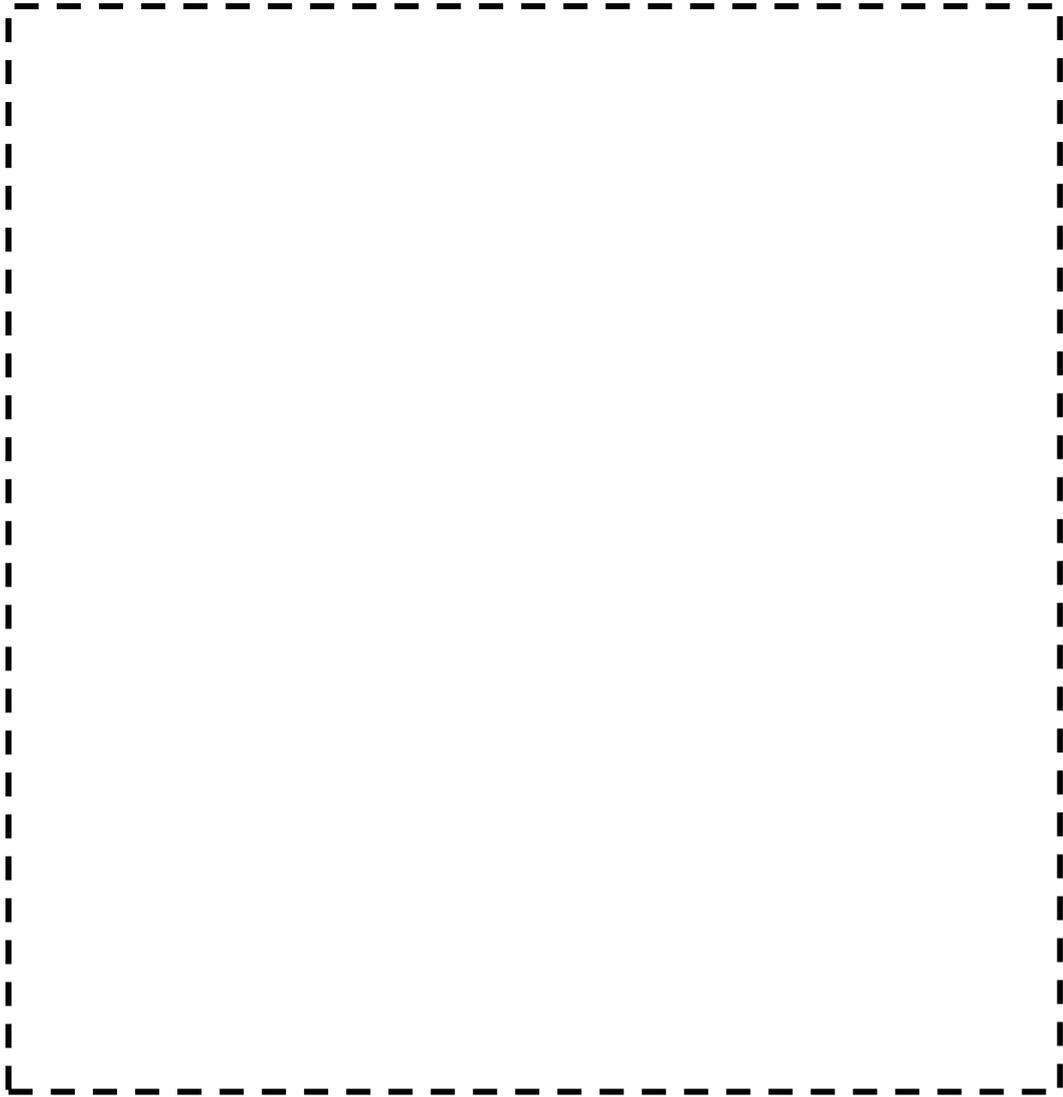


図-6.1 防護対象設備の配置図

2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止の設計仕様を表-6.4に、
想定される溢水源の建家断面図を図-6.2に示す。

表-6.4 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止に係る設計仕様

建家名称	構造等
原子炉建家	発生が予測される最大の溢水量（原子炉プール水、90.1m ³ ）に対し、滞留先である建家の地下が十分な容積（3,000m ³ 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 ³ ）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 ³ ）を有している。
使用済燃料貯蔵施設（北地区）	溢水の発生が予測される設備機器は1階床面よりも低く設置されている。

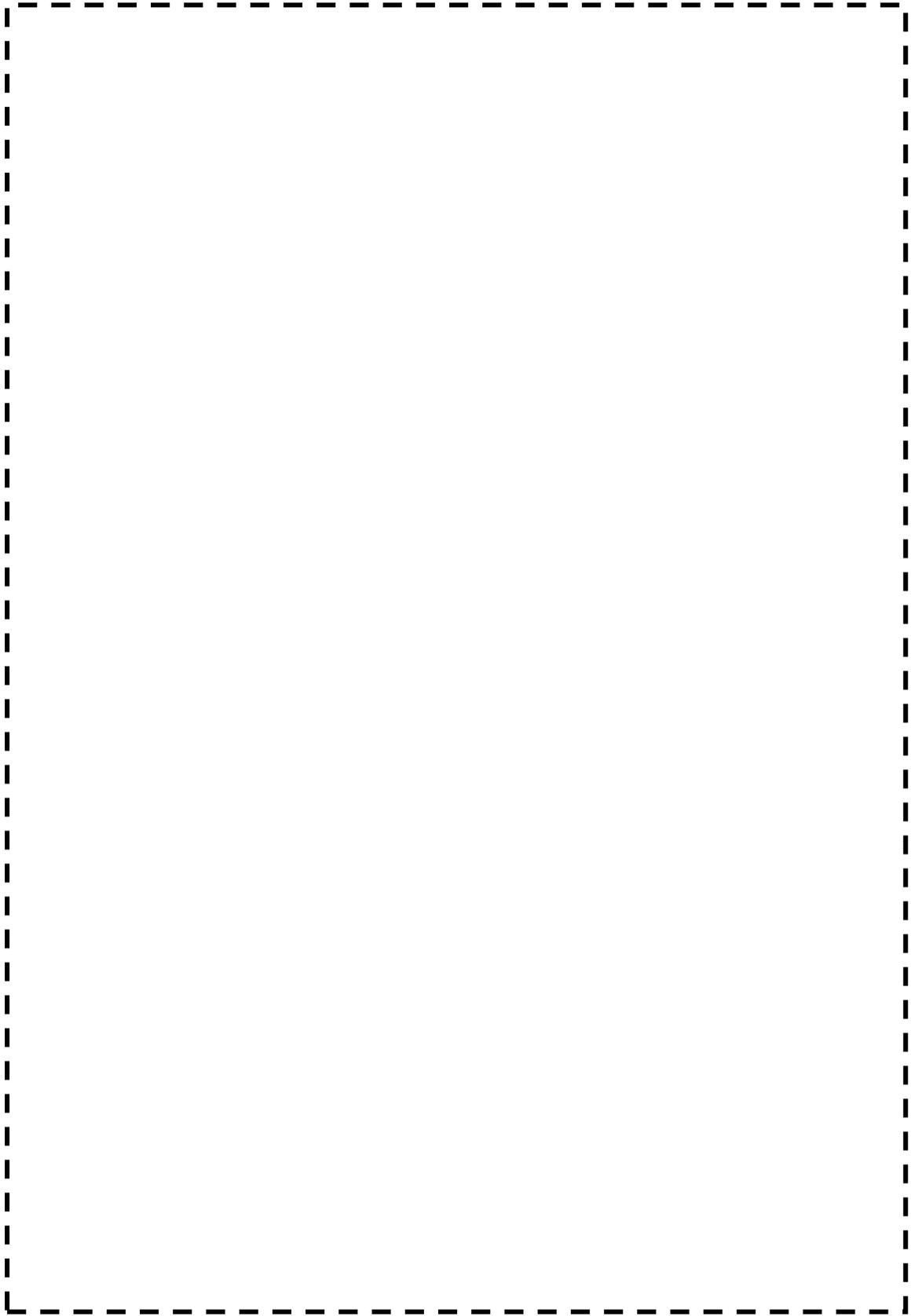


図-6.2 想定される溢水源の建家断面図

3.3 評価方針

本申請に係る内部溢水影響評価の評価方針は以下のとおり。

1) 内部溢水による安全機能喪失の防止

内部溢水による安全機能喪失の防止については、溢水の発生原因により (a) 地震により生じる溢水と (b) 溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水の影響の2通りに分けて評価を実施し、それぞれ想定される溢水から必要な安全機能が護られることを確認する。

2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

JRR-3内に設置された放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により生じた溢水が、管理区域外へ漏えいしないことを確認する。なお、建家1階床面よりも低く設置されている設備は、溢水が建家1階に到達しないことが明らかであるため評価対象外とする。

3.4 評価条件

本申請に係る内部溢水影響評価の評価条件は以下のとおり。

1) 内部溢水による安全機能喪失の防止

(a) 地震により生じる溢水

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

詳細な条件は以下のとおり。

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

表-6.5 基準地震動時に内部溢水から防護すべき安全機能

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

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

(b) 溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水

溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水について、表 6-1 に示した防護対象設備への影響を評価する。なお、評価に当たっては溢水源となりうる防護対象設備自身の故障により生じた溢水による当該防護対象自身への影響は考慮しない。

想定される溢水源を表-6.6 に、その主な配置を図-6.3 に示す。

表-6.6 防護対象設備の周辺で溢水源となりうる設備機器

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）

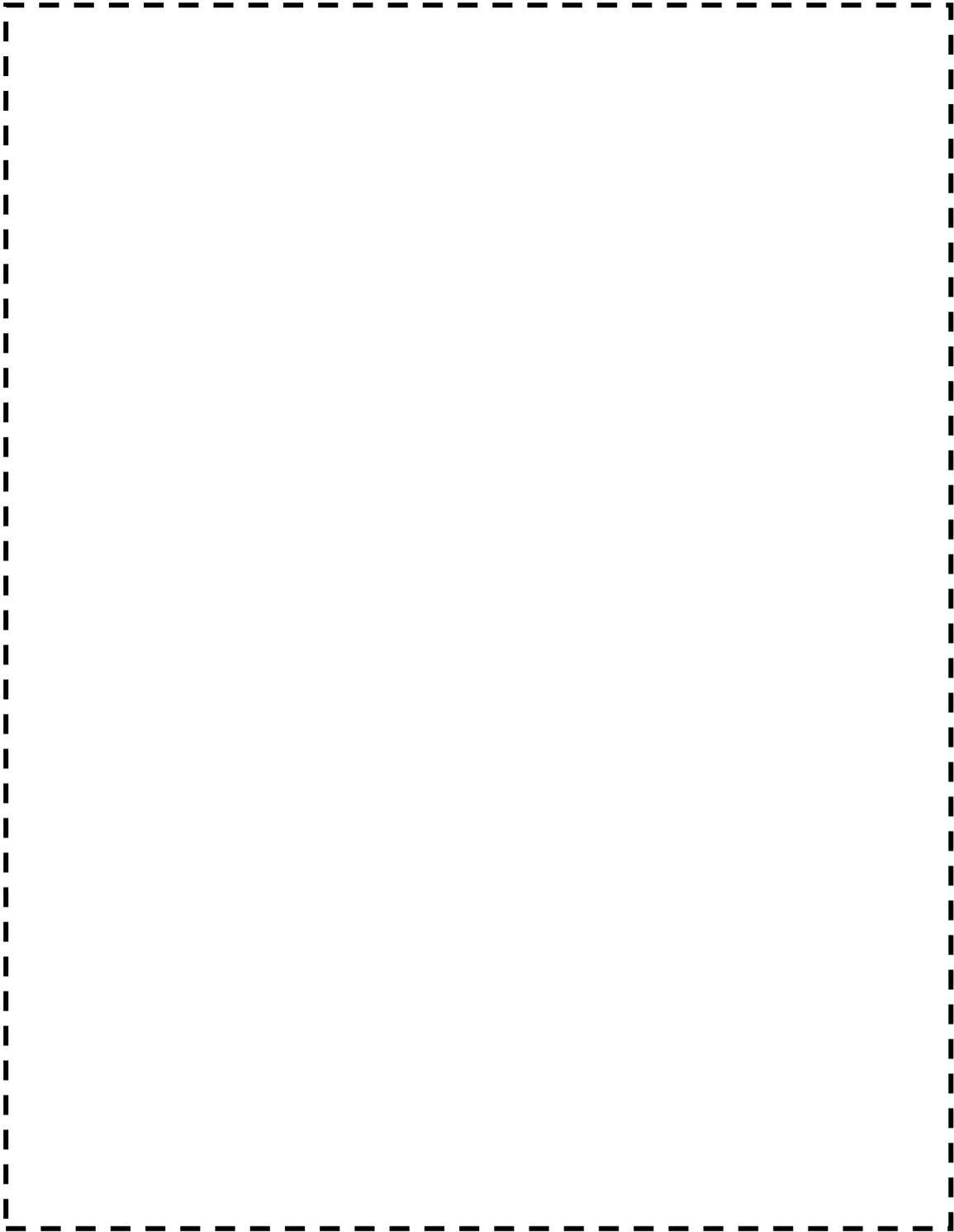


図-6.3 防護対象設備の周辺の主な溢水源

2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

表-6.2 に示した JRR-3 内に設置された放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により生じた溢水が、管理区域外へ漏えいしないことを評価する。溢水は、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管が何らかの原因により破損し、破損箇所から漏えいするものとし、破損が生じる箇所は、溢水量が最も大きくなる箇所 1 か所を想定する。

なお、建家 1 階床面よりも低く設置されている設備は、溢水が建家 1 階に到達しないことが明らかであるため評価対象外とする。

3.5 判定基準

本申請に係る内部溢水影響評価の判定基準は以下のとおり。

1) 内部溢水による安全機能喪失の防止

(a) 地震により生じる溢水

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

イ. スロッシングによる溢水によって炉心及び使用済燃料が露出しないこと。

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

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

ニ. スロッシング若しくは B クラスの機器破損又はそれらの重ね合わせによる溢水によって表-6.5 に掲げる構造物、系統及び機器が被水若しくは没水したとしても、必要な安全機能が失われないこと。

(b) 溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水

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

2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

JRR-3 内に設置された放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により発生が想定される溢水の量に比べ、滞留する区画の容積が上回っていること。

3.6 評価結果

本申請に係る内部溢水影響評価の評価結果は以下のとおり。

1) 内部溢水による安全機能喪失の防止の評価結果

(a) 地震により生じる溢水

イ. 基準地震動時によるスロッシングにより生じる内部溢水の影響

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

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

	原子炉プール	使用済燃料プール
溢水量[m ³]	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

ロ. 耐震 B クラス以下の機器破損による内部溢水の影響

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

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

以上より耐震 B クラス以下の機器破損による溢水に対して、炉心及び使用済燃料が露出することなく冠水状態を維持することができる。

ハ. スロッシングによる溢水と耐震 B クラス以下の機器破損による溢水の重ね合わせ

原子炉プールについて、スロッシングによる溢水と耐震 B クラス以下の機器破損による溢水を重ね合わせても、上記イ. 及びロ. のとおり冠水維持設備の機能を失うことはないため、冠水維持水位よりも原子炉プール水位が低下することはない。

使用済燃料プールについて、上記イ. 及びロ. のスロッシングによる溢水量と耐震 B クラス以下の機器破損による溢水量を保守的に足し合わせたとしても、水位低下量は通常水位-2.88m であり、冠水維持高さ（通常水位-5.72m）より十分上方である。

以上よりスロッシングによる溢水と耐震 B クラス以下の機器破損による溢水を重ね合わせても、炉心及び使用済燃料が露出することなく冠水状態を維持することができる。

ニ. スロッシング若しくは B クラスの機器破損又はそれらの重ね合わせによる溢水によって生じる設備機器の被水若しくは没水の影響

スロッシングにより発生した溢水により設備機器が被水若しくは没水した場合の影響は表-6.8 のとおりであり、被水若しくは没水により護るべき安全機能を喪失することはない。なお、この評価に耐震 B クラス以下の設備機器の破損による溢水の発生を掛け合わせたとしても、被水若しくは没水の程度により評価結果が変わることはないため、護るべき安全機能を喪失することはない。

表-6.8 基準地震動時における溢水による護るべき安全機能への被水又は没水の影響

安全機能	構築物、系統及び機器	被水又は没水による影響
炉心の形成	炉心構造物	・炉心構造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	
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。 ・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。
未臨界維持	制御棒	

(b) 溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水の影響

溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水による防護対象設備への影響評価結果を表-6.9 に示す。評価の結果、原子炉の安全を確保するのに必要な安全機能を、内部溢水により喪失することはない。

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

表-6.9 機器破損に伴う内部溢水による防護対象設備への影響評価結果（1）

安全機能	構築物 系統及び機器	想定溢水源	防護対象設備への影響
過大な反応度の 添加防止	制御棒駆動装置	原子炉プール水、原子炉プール溢流系、使用済燃料プール水浄化冷却系、消火設備、上水配管、工業用水配管	<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒及びスクラム機構のうち制御棒案内管と制御棒駆動機構管内駆動部は水中に設置されているため、影響を受けない。 ・スクラム機構のうち制御棒駆動機構案内管はステンレス鋼により構成されているため、被水により安全機能を喪失することはない。 ・制御棒駆動装置（制御棒駆動機構管外駆動部）はフェールセーフであるため、溢水の影響により損傷したとしても正の反応度が添加されることはなく、原子炉の停止機能は維持される。
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"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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※1。
	1次冷却系設備	原子炉プール溢流系、使用済燃料プール水浄化冷却系、消火設備、上水配管、工業用水配管	
炉心の保護	原子炉プール コンクリート 躯体	カナル水 使用済燃料 プール水	<ul style="list-style-type: none"> ・鉄筋コンクリート造りのため、溢水の影響を受けない。

※1：設工認その7にて申請。

表-6.9 機器破損に伴う内部溢水による防護対象設備への影響評価結果（2）

安全機能	構築物 系統及び機器	想定溢水源	防護対象設備への影響
重水を内蔵する機能	重水タンク	原子炉プール水	・重水タンクは水中にあるため、溢水の影響を受けない。
	重水冷却系設備	1次冷却系設備	・護るべき機能は重水の保持であり、重水冷却系設備の主要材料はステンレス鋼のため、影響を受けない。
放射性物質の貯蔵機能	使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む。)	原子炉プール水 カナル水	・使用済燃料プールは鉄筋コンクリート造りであるため、影響を受けない。 ・使用済燃料貯蔵ラックは水中に設置されているため、影響を受けない。
工学的安全施設及び原子炉停止系統への作動信号の発生	安全保護回路 (停止系及び工学安全施設)	— (中央制御室) 原子炉プール水、カナル水、使用済燃料プール水（原子炉建家1階） 1次冷却系設備、重水冷却系設備（原子炉建家地階）	・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 ^{*1} 。 ・安全保護系検出器は検出器の防水構造又は溢水影響を受けない場所に設置されているため、溢水により必要な安全機能を喪失することはない。
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 ^{*2} 。
安全上特に重要な関連施設	非常用電源系	消火設備、上水配管、工業用水配管	・溢水は原子炉制御棟地階のマンホールに流入するため、影響を受けない ^{*3} 。
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 ^{*1} 。

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

※2：設工認その7にて申請。

※3：設工認その9にて申請。

2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止の評価結果

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伴う管理区域外への影響評価結果を表-6.10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。

表-6.10 内部溢水による管理区域外への影響評価結果

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 ³	・原子炉建家内での溢水は全て原子炉建家地階（容積：3,000m ³ 以上）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	28.1 m ³	
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 ³	・溢水量は廃樹脂貯留室の堰内容量（約6.8m ³ ）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。

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に 4.3 に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

イ. 寸法検査

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

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

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

該当なし

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

- ・ 溢水による損傷の防止（第19条）

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

- ・ 溢水による損傷の防止（第19条）

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載

した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」(QS-P10)に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」(QS-P10)に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

第 7 編 内部火災影響評価

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 7- 1
2. 準拠した基準及び規格	本 7- 1
3. 設計及び評価	本 7- 2
3.1 設計条件	本 7- 2
3.2 設計仕様	本 7- 3
3.3 評価条件	本 7- 9
3.4 評価結果	本 7- 9
4. 工事の方法	本 7-15
4.1 工事の方法及び手順	本 7-15
4.2 工事上の留意事項	本 7-15
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 7-15

1. 構成及び申請範囲

試験研究用等原子炉施設の一般構造は、次の各構造から構成される。

- (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、試験研究用等原子炉施設の一般構造の(3) その他の主要な構造について、内部火災影響評価に関するものである。

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」

(令和2年原子力規制委員会規則第7号)

「米国電気電子工学会 (IEEE) 規格 384」(1977年版)

3. 設計及び評価

3.1 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て、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、表-7.1 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。

なお、発火性または引火性の液体を内包する設備にはパッキンの挿入または堰の設置、電気設備には過電流保護装置を設置し、火災の発生により防護対象機器へ影響しないよう考慮している。

表-7.1 内部火災に対する防護対象設備*1

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
	燃料要素	（原子炉プール内）
炉心の冷却	冠水維持設備（サイフォンブレーク弁を除く。）	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*2、プロセス計装設備*2	原子炉建家（地階、1階） 原子炉制御棟（中央制御室）

- *1：原子炉停止機能の喪失事象、1次冷却材流出事故及び燃料破損事故は内部火災により引き起こされるおそれがないため、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する設備のうち、安全保護回路（工学的安全施設）、冠水維持設備（サイフォンブレイク弁）、非常用排気設備、換気系隔離弁及び重水ダンプ系は内部火災に対する防護対象設備から除外される。
- *2：崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

3.2 設計仕様

表-7.1 に掲げた防護対象設備のうち、火災の発生防止を図ることで防護するものの設計仕様を表-7.2 に、設備の多重化によって機能を確保するものの設計仕様を表-7.3 に示す。また、防護対象設備の配置を図-7.1 に示す。

なお、本申請に係る防護対象設備は全て既設であるため、新たに工事を伴うものではない。

表-7.2 内部火災に対し火災の発生防止を図ることで防護する防護対象設備の設計仕様

安全機能	名称	主要な構成設備	主要な構造、設置場所等
過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置	制御棒駆動機構管内駆動部（制御棒バヨネットロック機構、連結桿、プランジャ）、制御棒駆動機構管外駆動部（駆動モータ、減速機、ボールスクリュ、可動コイル、位置指示検出機構）、制御棒駆動機構案内管（上部仕切弁、着座器、プランジャ案内管、緩衝器、下部弁）	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。
炉心の形成	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、照射シンプル、ベースプレート、ビームチューブ、冷中性子源真空容器	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	
炉心の冷却	冠水維持設備（サイフォンブレイク弁を除く。）	原子炉プール躯体（ライニングを含む）、下部遮蔽体、原子炉プール貫通部シール構造（前部水封用止板）、制御棒駆動機構案内管、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、1次冷却材熱交換器、 ¹⁶ N減衰タンク、配管、弁類	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。
炉心の保護	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。
重水を内蔵する機能	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、重水熱交換器、配管、重水精製系（イオン交換樹脂塔、フィルタ）、弁類、重水ドレン汲上ポンプ、重水ドレンタンク、ヘリウム系設備（ヘリウム圧縮機、凝縮器、再結合器、ヘリウムタンク、配管、弁類）、重水ダンプ弁（接続管含む）	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。
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、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。

安全機能	名称	主要な構成設備	主要な構造、設置場所等
原子炉の緊急停止	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（制御棒バヨネットロック機構、連結桿、プランジャ）、制御棒案内管、制御棒駆動機構案内管（上部仕切弁、着座器、プランジャ案内管、緩衝器、下部弁）	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。
未臨界維持	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（制御棒バヨネットロック機構、連結桿、プランジャ）	

表-7.3 内部火災に対し設備の多重化によって機能を確保する防護対象設備の設計仕様

安全機能	名称	火災から防護する必要がある期間	主要な構成設備	防護方針	防護設計（既設）	
					設備機器	ケーブル
工学的安全施設及び原子炉停止系統への作動信号の発生	安全保護回路（停止系）	火災発生から原子炉停止までの間、機能を確保する必要がある。	制御盤（安全保護系制御盤、安全保護系アナログ変換器盤、スクラム遮断器、原子炉停止回路）、安全保護系制御盤、安全保護系検出器（安全系、対数出力炉周期、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度、1次冷却材炉心出入口温度差、1次冷却材補助ポンプ停止、重水温度、重水流量、重水溢流タンク水位）	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。	安全保護系を構成する設備、回路は2系統それぞれ独立した盤に設ける。盤には金属製の筐体を用いる。 安全保護系検出器は2系統それぞれ独立し設置する。	ケーブルは難燃性のものを使用しており、ケーブルを収納しているケーブルトレイはIEEE384に準拠し、すべて蓋及び底板が設けられ、異なる系統のケーブルトレイ間は水平方向、垂直方向ともに25mm以上の物理的分離が図られている（図-7.2）。ケーブルトレイに収納できない箇所については電線管により外部と隔離 ^{*3} している。
原子炉停止後の除熱	1次冷却材補助ポンプ	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。	1次冷却材補助ポンプ		2系統それぞれ独立した上で、ポンプ及び電動機については十分な離隔距離（機器ベース間：30cm）を確保し設置する。 ポンプ及び電動機の主要材料には不燃材を用いる。	2系統それぞれ独立した区画に設置する。盤には金属製の筐体を用いる。
安全上特に重要な関連施設	非常用電源系 ^{*1}		非常用発電機、蓄電池、静止型インバータ装置			
計測・制御（安全保護機能を除く。）	中性子計装設備 ^{*2} 、プロセス計装設備 ^{*2}		安全系、対数出力炉周期系、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度 （以下、これらを「防護対象計装」という。）		中性子計装設備は2系統それぞれ独立した盤に設け、盤には金属製の筐体を用いる。 検出器は安全保護系検出器を共用する。 プロセス計装設備の現場表示器については1つのものを2系統で共用する ^{*4} 。	防護対象計装は、安全保護系とケーブルを共有しており、2系統に多重化し、それぞれ分離独立して設置されている。

- ※1：非常用電源系の分離独立は「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その9）」（平成31年4月2日付け31原機（科工）001をもって申請）にて申請、本申請は非常用電源設備に接続する負荷（安全上特に重要なものに限る）の電源ケーブルの分離について申請するものである*3。
- ※2：崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。
- ※3：原子炉建家貫通部については、別途、「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その10）」（平成31年4月2日付け31原機（科研）001をもって申請）にて申請。
- ※4：当該表示器はプロセス計装設備（PS-3）に位置付けられているものであり、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度共に中央制御室内の盤又は操作卓に設けられている。これらのプロセス計装設備（PS-3）は、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものに該当しないため、設置許可申請書の記載に従い多重性又は多様性及び独立性は要求されない。



図-7.1 防護対象設備の配置図

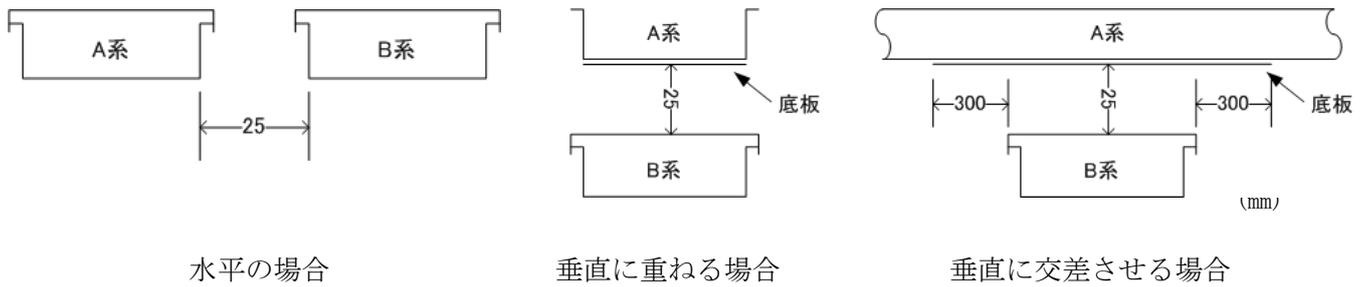


図-7.2 IEEE384 の要求事項（蓋及び底板があるケーブルトレイの場合）

3.3 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。発火源の想定は次のとおり。
 - ・施設内への発火性物質、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。

3.4 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表-7.4 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。

表-7.4 内部火災による防護対象設備への影響評価結果 (1)

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。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。	なし	なし
燃料要素			
冠水維持設備 (サイフォンブ レーク弁を除く。)	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

表-7.4 内部火災による防護対象設備への影響評価結果 (2)

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
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。

表-7.4 内部火災による防護対象設備への影響評価結果 (3)

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
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
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。	安全保護回路及び安全保護系検出器は 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。

表-7.4 内部火災による防護対象設備への影響評価結果 (4)

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
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*1。
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*2。
中性子計装設備*3、プロセス計装設備*3	ケーブル、盤	防護対象設備自身が発火源となり得る。	防護対象計装は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、4。

*1：一部建家貫通部の分離独立のみ「JRR-3原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その10）」（平成31年4月2日付け31原機（科研）001をもって申請）にて申請。

*2：非常用電源系の分離独立は「JRR-3原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その9）」（平成31年4月2日付け31原機（科工）001をもって申請）、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）の電源ケーブルのうち、一部建家貫通部の分離独立のみ「JRR-3原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その10）」（平成31年4月2日付け31原機（科研）001をもって申請）にて申請。

*3：崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

*4：プロセス計装設備の現場表示器については2系統で1つの表示器を共有しているが、中央制御室に設置されているため当該表示器が発火源となり火災が発生したとしても運転員により初期消火、原子炉停止等の対応が可能である。また、当該表示器への入力信号は安全保護系の信号を信号絶縁器により分岐したものをを用いているが、当該表示器は安全保護系の設備とは分離された盤又は操作卓に設置されているため、当該表示器を発火源とする火災が上流側の安全保護系へ影響を及ぼすことはない。

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に 4.3 に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

イ. 寸法検査

方法：a. 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。
b. 表-7.3 に示す防護対象設備のケーブルを収納するケーブルトレイについて、異系統間の最近接距離が 25mm 以上であることを図面又は実測等により確認する。

判定：a. 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。
b. 表-7.3 に示す防護対象設備のケーブルを収納するケーブルトレイについて、異系統間の最近接距離が 25mm 以上であること。

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

該当なし

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

- ・安全設備（第21条）第1項

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

- ・安全設備（第21条）第1項

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

第8編 JRR-3 原子炉施設の構造（外部事象影響）

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 8-1
2. 準拠した基準及び規格	本 8-3
3. 設計及び評価	本 8-3
3.1 設計条件	本 8-3
3.2 評価条件	本 8-4
3.3 評価結果	本 8-5
4. 工事の方法	本 8-5
4.1 工事の方法及び手順	本 8-5
4.2 工事上の留意事項	本 8-5
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 8-5

1. 構成及び申請範囲

試験研究用等原子炉施設の一般構造は、次の各構造から構成される。

- (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、JRR-3 原子炉施設の建物及び構築物に関して外部事象影響の評価を行うものである。JRR-3 原子炉施設の建物及び構築物は、次の各施設から構成される。

- (イ) 原子炉建家
- (ロ) 原子炉制御棟
- (ハ) 実験利用棟
- (ニ) 使用済燃料貯槽室
- (ホ) 燃料管理施設
- (ヘ) 使用済燃料貯蔵施設
- (ト) コンプレッサ棟
- (チ) 冷却塔
- (リ) 排気筒
- (ヌ) 事務管理棟

(イ)原子炉建家、(ロ)原子炉制御棟、(ハ)実験利用棟、(ニ)使用済燃料貯槽室、(ホ)燃料管理施設、(ヘ)使用済燃料貯蔵施設及び(リ)排気筒に関して、外部事象影響の評価を行う。なお、(チ)冷却塔については、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれのある外部事象発生時には、原子炉を停止することで必要な安全機能が維持されるため、評価を実施しない。また、(ト)コンプレッサ棟、(ヌ)事務管理棟については、安全施設には該当せず、安全施設を内包しないため、評価を実施しない。各建家の配置図及び申請範囲を図-8.1 に示す。

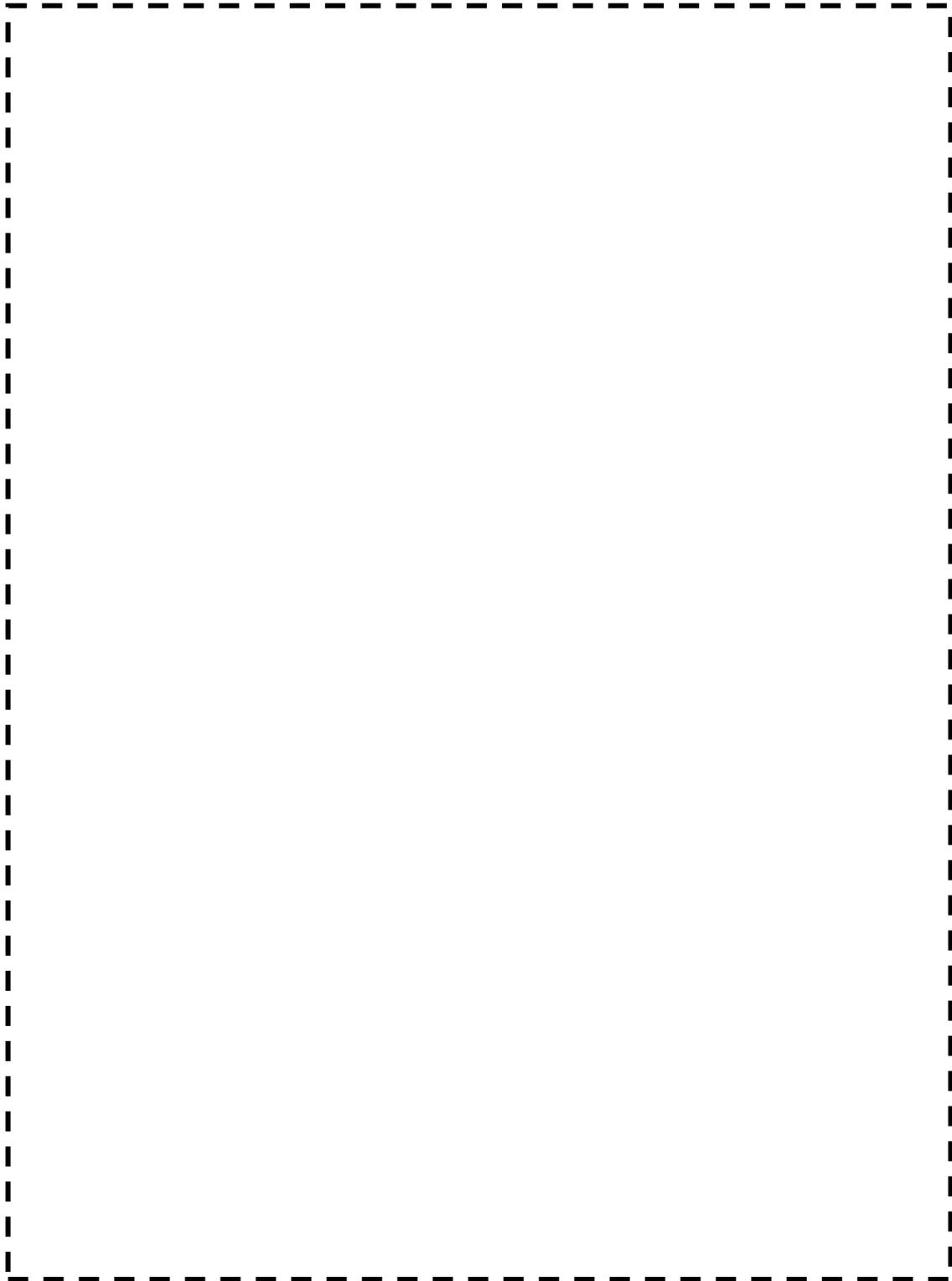


図-8.1 各建家配置図及び申請範囲

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」
(令和2年原子力規制委員会規則第7号)

3. 設計及び評価

3.1 設計条件

自然現象（洪水・降水、風（台風）、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象及び森林火災）及び原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（以下「人為事象」という。）（飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害）については、原子炉施設への影響を及ぼさないことを確認している。本申請では、前述した自然現象及び人為事象のうち原子炉施設への影響に対し評価計算を要する外部火災（森林火災、爆発、近隣工場等の火災及び航空機の落下による火災）及び竜巻について確認する。以下に外部火災及び竜巻に係る設計条件を示す。

(1) 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 JRR-3 原子炉施設に迫った場合でも、施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計する。
- ・ 原科研敷地内に LNG タンク等を設置する場合は、その爆発による JRR-3 原子炉施設への影響を考慮して設置する。
- ・ 原科研敷地外の近隣工場等（半径 10km 以内）において火災が発生した場合に、JRR-3 原子炉施設の安全性に影響を与えるおそれがあるときは、必要に応じて防護対策をとる。
- ・ 原科研敷地内に重油タンク等を設置する場合は、その火災による JRR-3 原子炉施設への影響を考慮して設置する。
- ・ 原科研の敷地への航空機の落下により発生する火災を想定しても、JRR-3 原子炉施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計し、必要に応じて対策を講じる。
- ・ JRR-3 原子炉施設に隣接する森林については、森林が拡大しないよう樹木を管理することを保安規定及び下部規定等に定めることとする。

(2) 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、JRR-3 原子炉施設の安全性を確保するために必要な安全機能を損なわない設計とする。
- ・ 当該竜巻で JRR-3 原子炉施設の構造健全性に影響を及ぼすことを確認した飛来物については、飛来防止対策等を講ずることを保安規定及び下部規定等に定めることとする。
- ・ 竜巻以外の自然現象による荷重

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。

・ 竜巻随件事象の考慮について

竜巻随件事象（火災、溢水、電源喪失）に関しては、以下の理由により JRR-3 原子炉施設の外殻の健全性が損なわれなければ、影響が相乗することはなく、JRR-3 原子炉施設の安全性が損なわれることはない。このため、竜巻の発生を想定した場合において JRR-3 原子炉施設の外殻の健全性が維持されることが確認できた場合は、竜巻随件事象を考慮しない。

①火災

竜巻により JRR-3 原子炉施設周辺の危険物タンクが倒壊又は損傷し、火災又は爆発が発生した場合の影響については外部火災影響評価に包含される。

②溢水

竜巻に対して安全機能を有する設備の外殻となる施設の健全性が維持されるため、竜巻による気圧低下等に起因した溢水は起こらない。

③外部電源喪失

JRR-3 原子炉施設が立地する原科研周辺で竜巻発生のおそれがある場合は事前に原子炉を停止するため、原子炉停止後 30 秒間の崩壊熱除去のための強制循環冷却及びそれに必要な監視設備の機能は達成でき、以降の安全機能を有する設備の機能の維持に外部電源は必要ないため、竜巻により外部電源を喪失した場合でも安全機能を有する設備の機能は維持される。

3.2 評価条件

安全施設を内包する建家として評価対象である原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、実験利用棟、原子炉制御棟、使用済燃料貯蔵施設並びに安全施設として評価対象である排気筒（以下「評価対象施設」という。）に対し外部火災及び竜巻への影響を評価することにより、安全施設が機能を損なわないことを確認する。評価対象施設はすべて鉄筋コンクリート構造である。なお、安全施設のうち冷却塔については、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれのある外部事象発生時には、原子炉を停止することで必要な安全機能が達成されることから、本申請での評価対象外とする。

評価対象施設が 3.1 に示した設計条件を満足することを以下のとおり確認する。

(1) 外部火災

- ・ 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。

3.3 評価結果

(1) 外部火災

- ・ 想定される外部火災による影響評価の結果、外部火災が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないため、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。なお、評価において、森林火災の際に外部消火栓による消火活動を考慮せずとも、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。

(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、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は、既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に 4.3 に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

該当なし

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

該当なし

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

- ・ 外部からの衝撃による損傷の防止（第8条）第1項

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

- ・ 外部からの衝撃による損傷の防止（第8条）第1項

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載

した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

第9編 原子炉容器等の構造（耐震性）

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 9-1
2. 準拠した基準及び規格	本 9-2
3. 設計	本 9-3
3.1 設計条件	本 9-3
3.2 設計仕様	本 9-4
4. 工事の方法	本 9-4
4.1 工事の方法及び手順	本 9-4
4.2 工事上の留意事項	本 9-4
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 9-4

1. 構成及び申請範囲

JRR-3 原子炉施設の原子炉本体は、次の各設備から構成される。

- (1) 炉心
- (2) 燃料体
- (3) 減速材及び反射材
- (4) 原子炉容器
- (5) 放射線遮蔽体

上記のうち、(4) 原子炉容器及び (5) 放射線遮蔽体は、次の各設備から構成される。

- (4) 原子炉容器
 - イ. 原子炉プール
 - ロ. プールゲート (No.1 ゲート)
- (5) 放射線遮蔽体
 - イ. 上部遮蔽体
 - ロ. 下部遮蔽体

今回申請する範囲は、(4) のうちロ. プールゲート (No.1 ゲート)、(5) のうちイ. 上部遮蔽体及びロ. 下部遮蔽体の耐震性を確認するものである。プールゲート (No.1 ゲート)、上部遮蔽体及び下部遮蔽体の概略図及び申請範囲を図-9.1 及び図-9.2 に示す。

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」

(令和 2 年原子力規制委員会規則第 7 号)

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」

(平成 25 年原子力規制委員会規則第 21 号)

「日本産業規格 (JIS)」

「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(日本機械学会)

「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)」(日本電気協会)

「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601)」(日本電気協会)

「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」(15 科原安第 13 号)

3. 設計

3.1 設計条件

名称	プールゲート (No. 1 ゲート)
機器種別	第 3 種支持構造物
耐震クラス	B
流体の種類	軽水
最高使用圧力	静水頭
最高使用温度 (°C)	43
備考	<p>設置時の添付計算書における地震力 (設計震度 : 水平 0.82、鉛直 0.29) の方が今回適用する地震力 (水平設計震度 0.41) より大きいため、耐震性再評価の必要なし。</p> <p>(据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL+7.50m)</p> <p>耐震クラスを変更するための申請である。</p>

名称	上部遮蔽体
機器種別	第 3 種支持構造物
耐震クラス	B
最高使用圧力	常圧
最高使用温度 (°C)	43
備考	耐震上位クラスである炉心構造物への上位波及影響を考慮する。

名称	下部遮蔽体
機器種別	第3種容器
耐震クラス	S
流体の種類	軽水
最高使用圧力	静水頭
最高使用温度 (°C)	43
備考	—

3.2 設計仕様

プールゲート (No.1 ゲート) は耐震性再評価の必要がないため、当該施設に対する新たな工事は行わない。また、上部遮蔽体及び下部遮蔽体については耐震性再評価の結果、評価基準値を満足することが確認されたため、当該施設に対する新たな工事は行わない。

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事 (建家耐震改修工事等) の状況を踏まえ、適切な時期に 4.3 に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

該当なし

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

該当なし

- (3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査
- イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）
方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。
- ・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項
- 判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。
- ・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項
- ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）
方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。
- 判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。



図-9.1 プールゲート (No.1 ゲート) の申請範囲



図-9.2 上部遮蔽体、下部遮蔽体の申請範囲

第 10 編 原子炉冷却系統施設の構造（耐震性）

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 10- 1
2. 準拠した基準及び規格	本 10- 4
3. 設計	本 10- 5
3.1 設計条件	本 10- 5
3.1.1 1次冷却系設備	本 10- 5
3.1.2 2次冷却系設備	本 10-10
3.1.3 重水系設備	本 10-11
3.1.4 ヘリウム系設備	本 10-14
3.1.5 サイフォンブレイク弁	本 10-17
3.1.6 自然循環弁	本 10-18
3.1.7 原子炉プール溢流系設備	本 10-19
3.2 設計仕様	本 10-19
4. 工事の方法	本 10-19
4.1 工事の方法及び手順	本 10-19
4.2 工事上の留意事項	本 10-19
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 10-19

1. 構成及び申請範囲

JRR-3 原子炉施設の原子炉冷却系統施設は、次の各設備から構成される。

- (1) 1次冷却設備
- (2) 2次冷却設備
- (4) その他の主要な事項

上記原子炉冷却系統施設のうち、(1) 1次冷却設備は、次の各設備から構成される。

- イ. 1次冷却系設備
 - (イ) 1次冷却材
 - (ロ) 1次冷却材主ポンプ
 - (ハ) 1次冷却材補助ポンプ
 - (ニ) 1次冷却材熱交換器
 - (ホ) ^{16}N 減衰タンク
 - (ヘ) ディフューザ
 - (ト) 1次冷却材ストレーナ
 - (チ) 主配管
 - (リ) 主要弁

上記原子炉冷却系統施設のうち、(2) 2次冷却設備は、次の各設備から構成される。

- イ. 2次冷却系設備
 - (イ) 2次冷却材
 - (ロ) 2次冷却材ポンプ
 - (ハ) 捕集器
 - (ニ) 主配管
 - (ホ) 主要弁
- ロ. 補機冷却系設備
 - (イ) 補機冷却ポンプ
 - (ロ) 主配管
 - (ハ) 主要弁
- ハ. 冷却塔

上記原子炉冷却系統施設のうち、(4) その他の主要な事項は、次の各設備から構成される。

- イ. 重水冷却設備
 - (イ) 重水系設備
 - a. 重水系冷却材

- b. 重水ポンプ
- c. 重水ドレン汲上ポンプ
- d. 重水熱交換器
- e. 重水溢流タンク
- f. 重水ドレンタンク
- g. 重水イオン交換樹脂塔
- h. 重水前置フィルタ
- i. 重水後置フィルタ
- j. 主配管
- k. 主要弁

(ロ) ヘリウム系設備

- a. ヘリウム圧縮機
- b. 吸込タンク
- c. 吐出タンク
- d. ヘリウムタンク
- e. 再結合器
- f. ドレンセパレータ
- g. 凝縮器
- h. 主配管
- i. 主要弁

ロ. 冠水維持設備

- (イ) 原子炉プール躯体
- (ロ) 原子炉プール貫通部のシール構造
- (ハ) サイフォンブレイク弁
 - a. 接続管
 - b. 弁
- (ニ) 制御棒駆動機構案内管

ハ. 自然循環弁

- (イ) 接続管
- (ロ) 弁

ニ. プール水浄化系設備

ホ. 軽水貯留設備

- (イ) 軽水貯留系設備
- (ロ) 原子炉プール溢流系設備
 - a. 原子炉プール溢流ポンプ
 - b. 原子炉プール溢流タンク

- c. 原子炉プール溢流フィルタ
- d. 主配管

今回申請する範囲は、以下に示す設備の耐震性を確認するものである。

- 1) (1) のうちイ. の (ロ) 1次冷却材主ポンプ、(ハ) 1次冷却材補助ポンプ、(ニ) 1次冷却材熱交換器、(ホ) ^{16}N 減衰タンク、(ヘ) ディフューザ、(ト) 1次冷却材ストレーナ及び (チ) 主配管
- 2) (2) のうちイ. の (ニ) 主配管
- 3) (4) のイ. のうち (イ) の b. 重水ポンプ、c. 重水ドレン汲上ポンプ、d. 重水熱交換器、e. 重水溢流タンク、f. 重水ドレンタンク、g. 重水イオン交換樹脂塔、h. 重水前置フィルタ、i. 重水後置フィルタ、j. 主配管及び (ロ) の a. ヘリウム圧縮機、b. 吸込タンク、c. 吐出タンク、d. ヘリウムタンク、e. 再結合器、f. ドレンセパレータ、g. 凝縮器、h. 主配管
- 4) (4) のロ. のうち (ハ) サイフォンブレイク弁
- 5) (4) のうちハ. 自然循環弁
- 6) (4) のホ. のうち (ロ) の b. 原子炉プール溢流タンク

各申請設備の概略図及び申請範囲を図-10.1 から図-10.10 に示す。

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」

(令和 2 年原子力規制委員会規則第 7 号)

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」

(平成 25 年原子力規制委員会規則第 21 号)

「日本産業規格 (JIS)」

「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(日本機械学会)

「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)」(日本電気協会)

「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601)」(日本電気協会)

「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」(15 科原安第 13 号)

3. 設計

3.1 設計条件

3.1.1 1次冷却系設備

名称	1次冷却材主ポンプ	1次冷却材補助ポンプ
機器種別	第3種ポンプ	
耐震クラス	B	
流体の種類	軽水	
最高使用圧力	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	
最高使用温度 (°C)	43	
備考	<p>設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平0.30、鉛直0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。</p> <p>（据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-7.95m） 耐震クラスを変更するための申請である。</p>	

名称		1次冷却材熱交換器
機器種別		第3種容器
耐震クラス		B
胴側 (1次側)	流体の種類	軽水
	最高使用圧力	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)
	最高使用温度 (°C)	55
管側 (2次側)	流体の種類	軽水
	最高使用圧力	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)
	最高使用温度 (°C)	55
備考		—

名称	¹⁶ N減衰タンク	
機器種別	第3種容器	
耐震クラス	B	
流体の種類	軽水	
最高使用圧力	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)
最高使用温度 (°C)	55	
備考	<p>設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.30、鉛直 0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。</p> <p>（据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-7.95m）</p> <p>耐震クラスを変更するための申請である。</p>	

名称	ディフューザ
耐震クラス	B
流体の種類	軽水
最高使用圧力	静水頭
最高使用温度 (°C)	55
備考	<p>設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.58、鉛直 0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.29）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。</p> <p>（据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-1.0m）耐震クラスを変更するための申請である。</p>

名称	1次冷却材ストレーナ
機器種別	第3種管
耐震クラス	B
流体の種類	軽水
最高使用圧力	8.0kgf/cm^2 (0.7845MPa)
最高使用温度 (°C)	55
備考	<p>1次冷却系設備主配管の評価モデル（PCS-R-3）に含まれる。</p>

名称		機器種別	耐震 クラス	流体 の 種類	最高使用圧力		最高使 用温度 (°C)
主 配 管	原子炉プール内の炉心構造体から KV21-01 まで※1	第3種管	B	軽水	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	2.0kgf/cm ² (外圧) (0.1961MPa)	55
	KV21-01 から ¹⁶ N 減衰タンクまで	第3種管	B	軽水	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
	¹⁶ N 減衰タンクから KV21-02、KV21-03 まで	第3種管	B	軽水	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
	KV21-02、KV21-03 から 1次冷却材主ポンプまで	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55
	1次冷却材主ポンプから 1次冷却材熱交換器まで	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55
	1次冷却材熱交換器から 1次冷却材ストレーナまで	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55
	1次冷却材ストレーナから KV21-12 まで	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55
	KV21-12 から原子炉プール内のディフューザまで※1	第3種管	B	軽水	静水頭		55
	「 ¹⁶ N 減衰タンクから KV21-02、KV21-03 まで」の分岐点から KV21-22 まで	第3種管	B	軽水	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
	「 ¹⁶ N 減衰タンクから KV21-02、KV21-03 まで」の分岐点から KV21-13、KV21-14 まで	第3種管	B	軽水	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
KV21-13、KV21-14 から 1次冷却材補助ポンプまで	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55	

※1：原子炉プール内配管は上位波及影響を考慮する

名称		機器種別	耐震 クラス	流体 の 種類	最高使用圧力		最高使用温度 (°C)
主 配 管	1次冷却材補助ポンプから「1次冷却材主ポンプから1次冷却材熱交換機まで」の合流点まで	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55
	「 ¹⁶ N減衰タンクからKV21-02、KV21-03まで」の分岐点からKV21-19まで	第3種管	B	軽水	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
	「1次冷却材主ポンプから1次冷却材熱交換器まで」の分岐点からKV21-20まで	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55
	KV21-21から「1次冷却材熱交換器から1次冷却材ストレーナまで」の合流点まで	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55

3.1.2 2次冷却系設備

名称	機器種別	耐震 クラス	流体 の 種類	最高使用圧力	最高使用温度 (°C)	
主配管	KV22-07 から 1 次冷却材熱交換器まで	第 4 種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55
	1 次冷却材熱交換器から KV22-12 まで	第 4 種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55
	「KV22-07 から 1 次冷却材熱交換器まで」の分岐点から使用済燃料プール水熱交換器まで	第 4 種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55
	使用済燃料プール水熱交換器から「1 次冷却材熱交換器から KV22-12 まで」の合流点まで	第 4 種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55
	「KV22-07 から 1 次冷却材熱交換器まで」の分岐点から重水熱交換器まで	第 4 種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55
	重水熱交換器から「1 次冷却材熱交換器から KV22-12 まで」の合流点まで	第 4 種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55
	重水熱交換器の入口管の分岐点から制御棒駆動装置冷却水熱交換器まで	第 4 種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55
	制御棒駆動装置冷却水熱交換器から重水熱交換器の出口管の合流点まで	第 4 種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55
	KV22-20 から「KV22-07 から 1 次冷却材熱交換器までの分岐点から使用済燃料プール水熱交換器まで」の合流点まで	第 4 種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55
KV22-23 から「重水熱交換器の入口管の分岐点から制御棒駆動装置冷却水熱交換器まで」の合流点まで	第 4 種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55	

3.1.3 重水系設備

名称	重水ポンプ	重水ドレン汲上ポンプ
耐震クラス	B	
流体の種類	重水	
最高使用圧力	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)	
最高使用温度 (°C)	55	
備考	※2	

名称		重水熱交換器
機器種別		第4種容器
耐震クラス		B
胴側	流体の種類	重水
	最高使用圧力	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)
	最高使用温度 (°C)	55
管側	流体の種類	軽水
	最高使用圧力	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)
	最高使用温度 (°C)	55
備考		※2

名称	重水溢流タンク	重水ドレンタンク
機器種別	第4種容器	
耐震クラス	B	
流体の種類	重水	
最高使用圧力	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)	
最高使用温度 (°C)	55	
備考	—	※2

名称	重水イオン交換樹脂塔	重水前置フィルタ
機器種別	第4種容器 (一部 第4種管)	
耐震クラス	B	
流体の種類	重水	
最高使用圧力	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)	
最高使用温度 (°C)	55	
備考	※2	

名称	重水後置フィルタ	
耐震クラス	B	
流体の種類	重水	
最高使用圧力	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)	
最高使用温度 (°C)	55	
備考	※2	

※2	<p>設置時の添付計算書における地震力(設計震度:水平0.30、鉛直0.29)の方が今回適用する地震力(水平設計震度0.18)より大きいため、耐震性再評価の必要なし。</p> <p>(据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-7.95m)</p> <p>耐震クラスを変更するための申請である。</p>
----	--

名称		機器種別	耐震 クラス	流体 の 種類	最高使用圧力		最高使 用温度 (°C)
主	原子炉プール内の 重水タンクから KV23 - 01 まで	第 4 種管	B	重水 (内側)	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
			B	軽水 (外側)			
配	KV23 - 01 から重水 溢流タンクまで	第 4 種管	B	重水	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)		55
	重水溢流タンクか ら KV23 - 02 まで	第 4 種管	B	重水	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)		55
管	KV23 - 02 から重水 ポンプまで	第 4 種管	B	重水	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)		55
	重水ポンプから重 水熱交換器まで	第 4 種管	B	重水	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)		55
管	重水熱交換器から KV23 - 07 まで	第 4 種管	B	重水	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)		55
	KV23 - 07 から原子 炉プール内の重水 タンクまで	第 4 種管	B	重水 (内側)	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
軽水 (外側)							

3.1.4 ヘリウム系設備

名称	ヘリウム圧縮機
耐震クラス	B
流体の種類	ヘリウムガス
最高使用圧力	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)
最高使用温度 (°C)	55
備考	—

名称	吸込タンク	吐出タンク
機器種別	第4種容器	
耐震クラス	B	
流体の種類	ヘリウムガス	
最高使用圧力	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)	
最高使用温度 (°C)	55	
備考	※3	

名称	ヘリウムタンク
機器種別	第4種容器
耐震クラス	B
流体の種類	ヘリウムガス
最高使用圧力	200 mmAq (0.0020MPa)
最高使用温度 (°C)	55
備考	※3

名称	再結合器
機器種別	第4種容器
耐震クラス	B
流体の種類	ヘリウムガス
最高使用圧力	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)
最高使用温度 (°C)	150
備考	ヘリウム系設備主配管の評価モデル (HGS-R-7) に含まれる。

名称	ドレンセパレータ	
	No. 1 ドレンセパレータ	No. 2 ドレンセパレータ
機器種別	第4種容器	
耐震クラス	B	
流体の種類	ヘリウムガス、重水	
最高使用圧力	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)	
最高使用温度 (°C)	55	150
備考	以下のヘリウム系設備主配管の評価モデルに含まれる。	
	HGS-R-4	HGS-R-7

名称	凝縮器		
		No. 1 凝縮器	No. 2 凝縮器
機器種別	第4種管		
耐震クラス	B		
流体の種類	内管	ヘリウムガス	
	外管	軽水	
最高使用圧力	内管	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)	
	外管	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)	
最高使用温度 (°C)	内管	55	150
	外管	55	55
備考	以下のヘリウム系設備主配管の評価モデルに含まれる。		
		HGS-R-4	HGS-R-7

※3	<p>設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.30、鉛直 0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。</p> <p>（据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-7.95m）</p> <p>耐震クラスを変更するための申請である。</p>
----	---

名 称		機器種別	耐震 クラス	流体 の種類	最高使用圧力		最高使用 温度 (°C)
主 配 管	原子炉プール内の重水 タンクから KV24 - 01 まで	第 4 種管	B	ヘリウ ムガス (内側)	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
			B	軽水 (外側)			
	KV24 - 01 から No.1 凝 縮器まで	第 4 種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		55
	No.1 凝縮器から No.1 ドレンセパレータまで	第 4 種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		55
	No.1 ドレンセパレー タから吸込タンクまで	第 4 種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		55
	吸込タンクからヘリウ ム圧縮機まで	第 4 種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		55
	ヘリウム圧縮機から吐 出タンクまで	第 4 種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		55
	吐出タンクから KV24 - 06 まで	第 4 種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		55
	KV24 - 06 から再結合 器まで	第 4 種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		150
	再結合器から No.2 凝 縮器まで	第 4 種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		150
	No.2 凝縮器から No.2 ドレンセパレータまで	第 4 種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		150
	No.2 ドレンセパレー タから KV24 - 09 まで	第 4 種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		150
	KV24 - 09 から KV24 - 11 まで	第 4 種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		55
	KV24 - 11 から原子炉 プール内の重水タンク まで	第 4 種管	B	ヘリウ ムガス (内側)	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
軽水 (外側)							

3.1.5 サイフォンブレイク弁

名称	サイフォンブレイク弁接続管	
機器種別	第3種管	
耐震クラス	S	
流体の種類	軽水	
最高使用圧力	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	2.0kgf/cm ² (外圧) (0.1961MPa)
最高使用温度 (°C)	55	
備考	—	

名称	サイフォンブレイク弁	
機器種別	第3種弁	
耐震クラス	S	
流体の種類	軽水	
最高使用圧力	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	2.0kgf/cm ² (外圧) (0.1961MPa)
最高使用温度 (°C)	55	
備考	—	

3.1.6 自然循環弁

名称		自然循環弁接続管
機器種別		第4種管
耐震クラス		B
流体の種類	内側	軽水
	外側	軽水
最高使用圧力		1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)
最高使用温度 (°C)		55
備考		※4

名称		自然循環弁
耐震クラス		B
流体の種類	内側	軽水
	外側	軽水
最高使用圧力		1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)
最高使用温度 (°C)		55
備考		自然循環弁接続管の評価モデルに含まれる。

※4	<p>設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平0.58、鉛直0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度0.29）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。</p> <p>（据付場所及び床面高さは原子炉建家1FL）耐震クラスを変更するための申請である。</p>
----	---

3.1.7 原子炉プール溢流系設備

名称	原子炉プール溢流タンク
機器種別	第4種容器
耐震クラス	B
流体の種類	軽水
最高使用圧力	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)
最高使用温度(℃)	55
備考	—

3.2 設計仕様

1次冷却材主ポンプ、1次冷却材補助ポンプ、¹⁶N減衰タンク、ディフューザ、重水ポンプ、重水ドレン汲上ポンプ、重水熱交換器、重水ドレンタンク、重水イオン交換樹脂塔、重水前置フィルタ、重水後置フィルタ、吸込タンク、吐出タンク、ヘリウムタンク、再結合器、ドレンセパレータ、凝縮器、自然循環弁接続管及び自然循環弁については耐震性再評価の必要性がないため、当該施設に対する新たな工事は行わない。また、1次冷却材熱交換器、1次冷却材ストレナ、1次冷却系設備主配管、2次冷却系設備主配管、重水溢流タンク、重水系設備主配管、ヘリウム圧縮機、ヘリウム系設備主配管、サイフォンブレイク弁、サイフォンブレイク弁接続管及び原子炉プール溢流タンクについては耐震性再評価の結果、評価基準値を満足することが確認されたため、当該施設に対する新たな工事は行わない。

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に4.3に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

該当なし

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

該当なし

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

- ・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

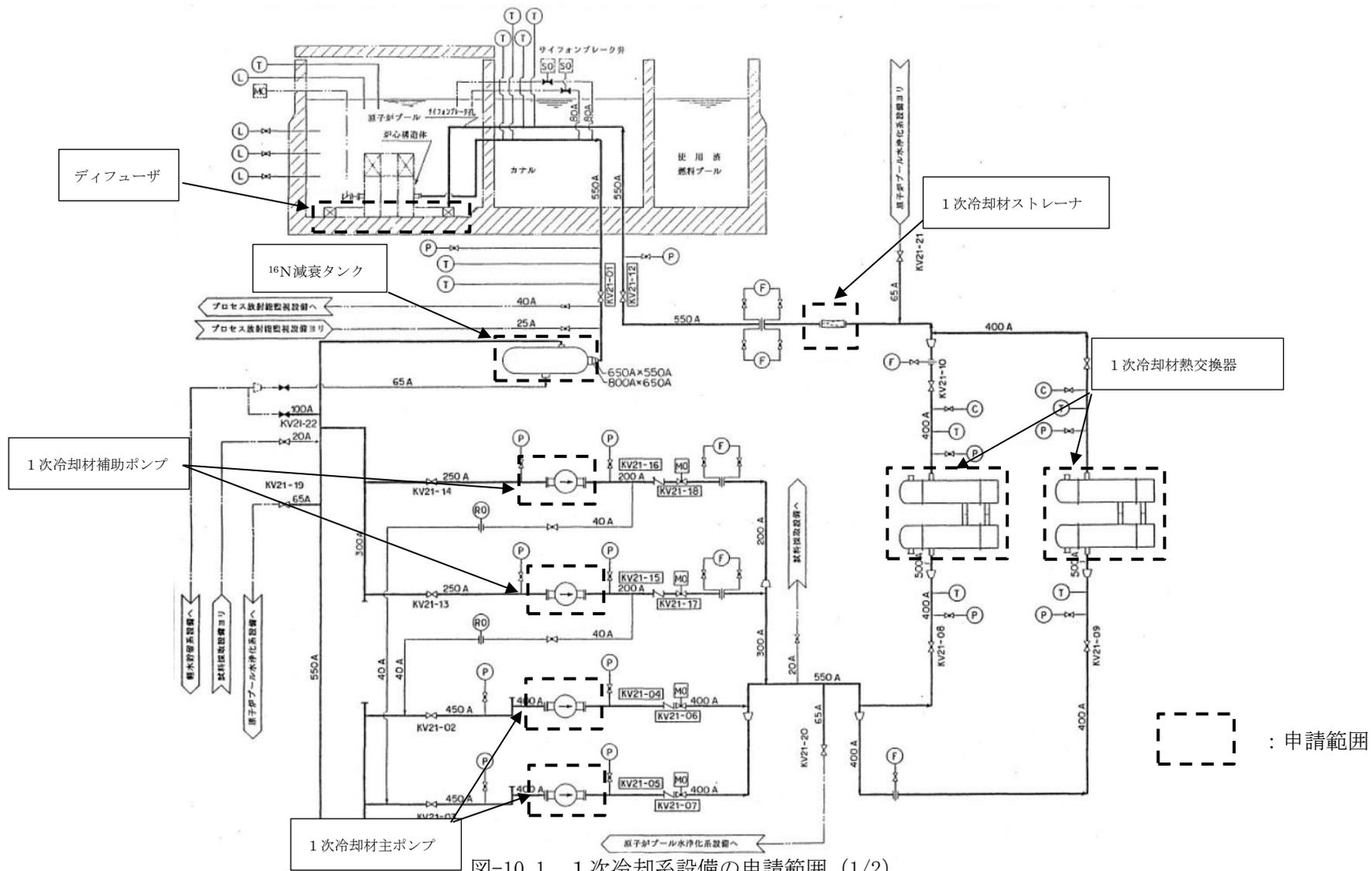
判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

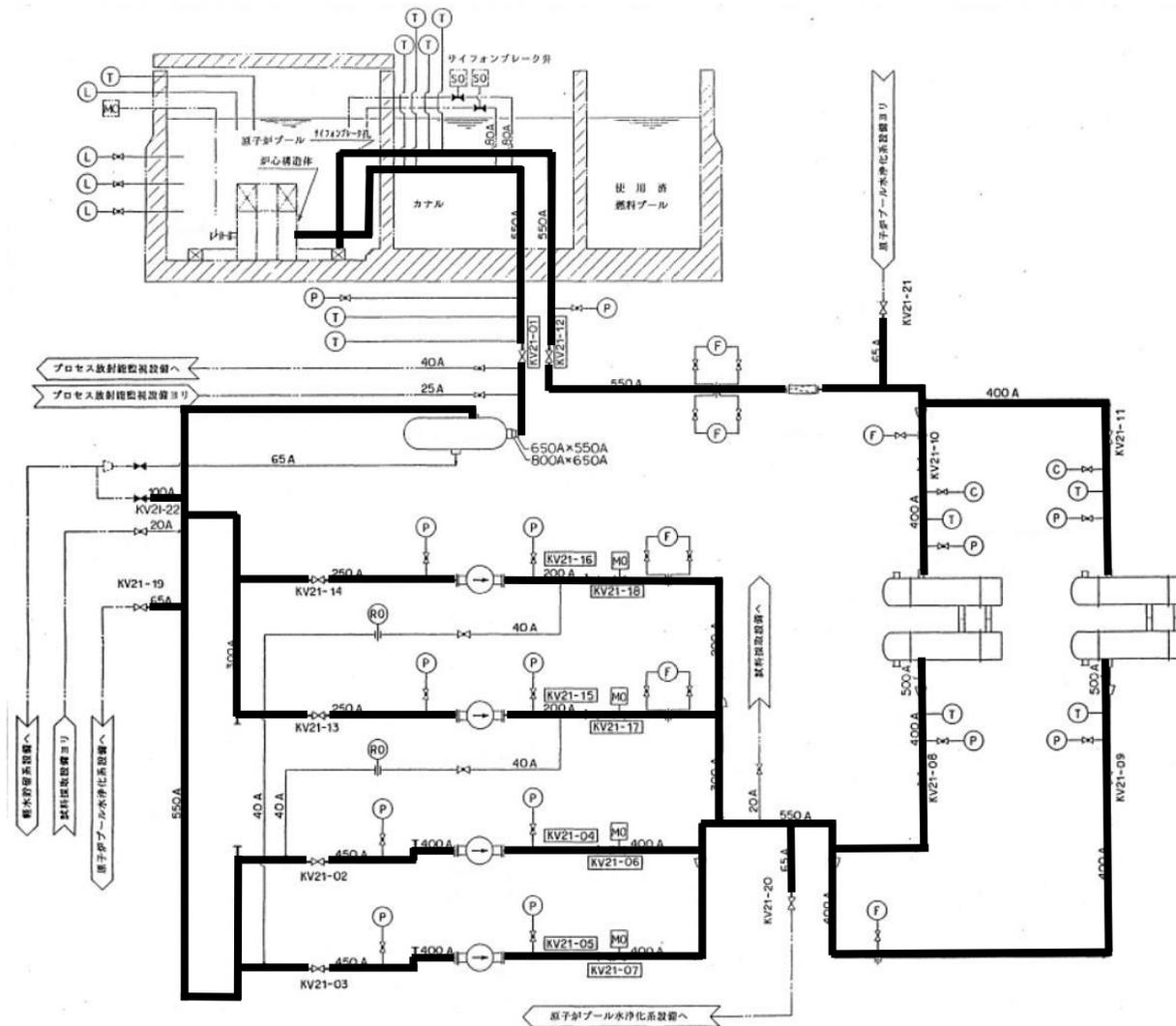
- ・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。





— : 申請範囲 (主配管)

図-10.2 1次冷却系設備の申請範囲 (2/2)

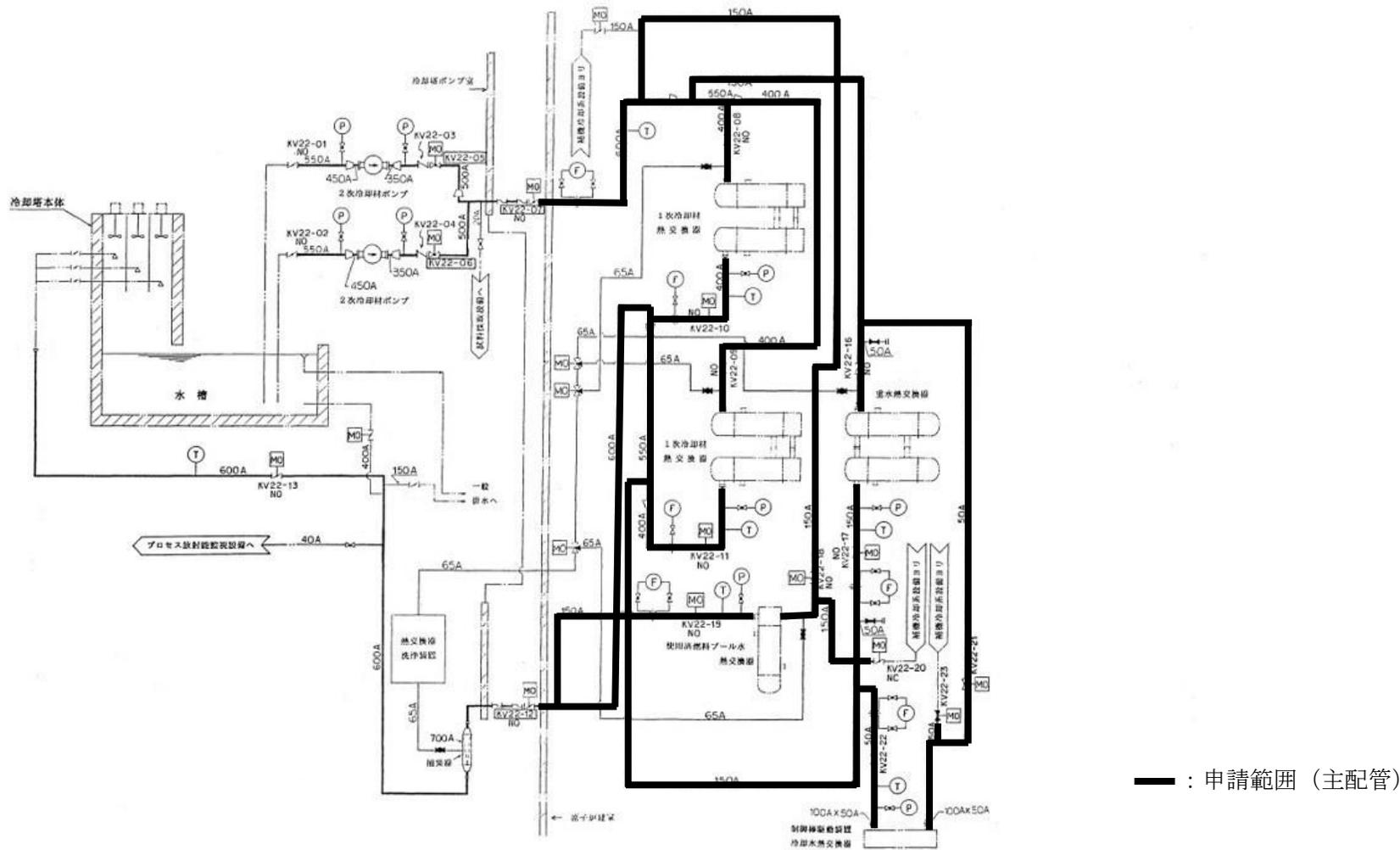


図-10.3 2次冷却設備の申請範囲

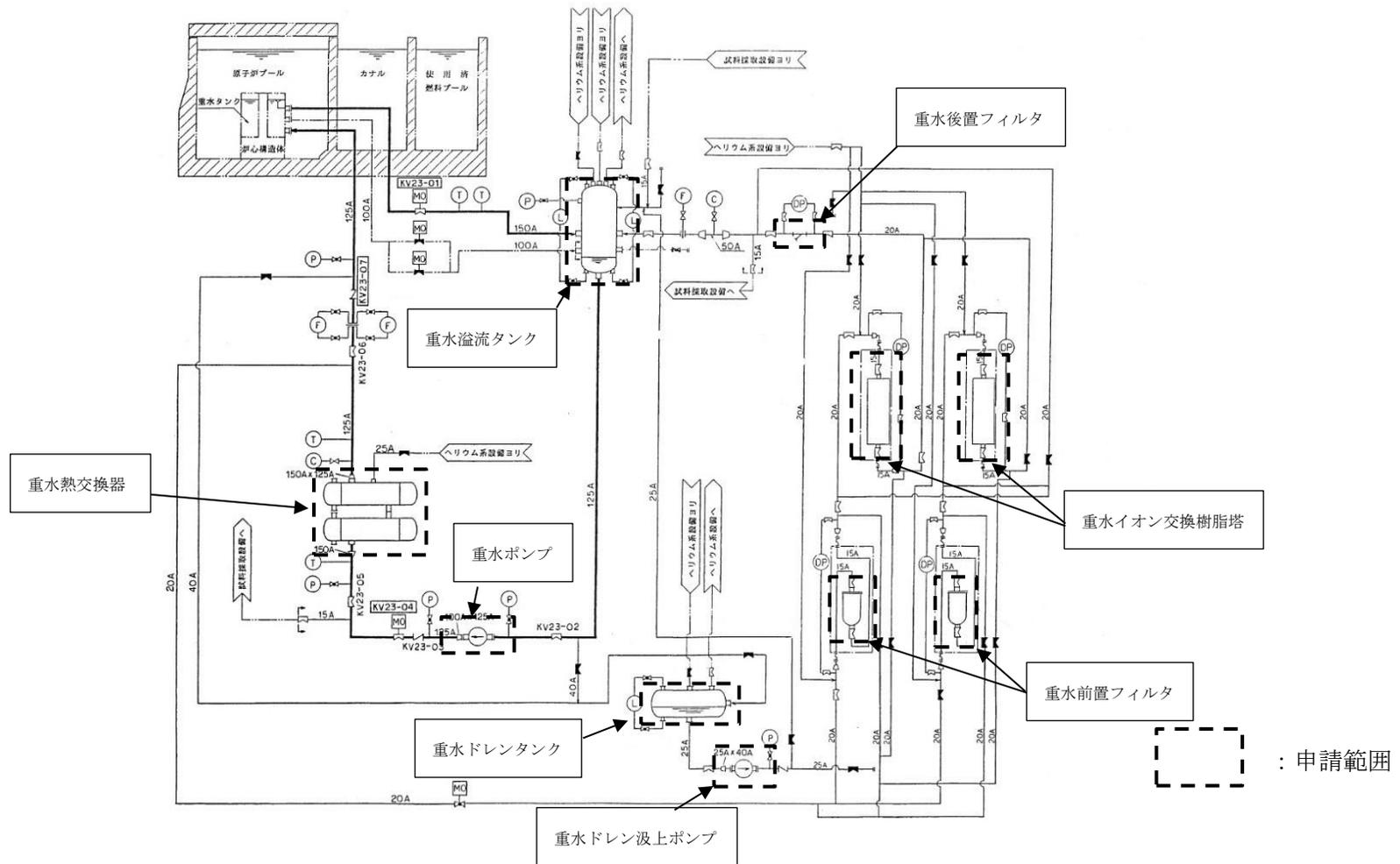


図-10.4 重水系設備の申請範囲 (1/2)

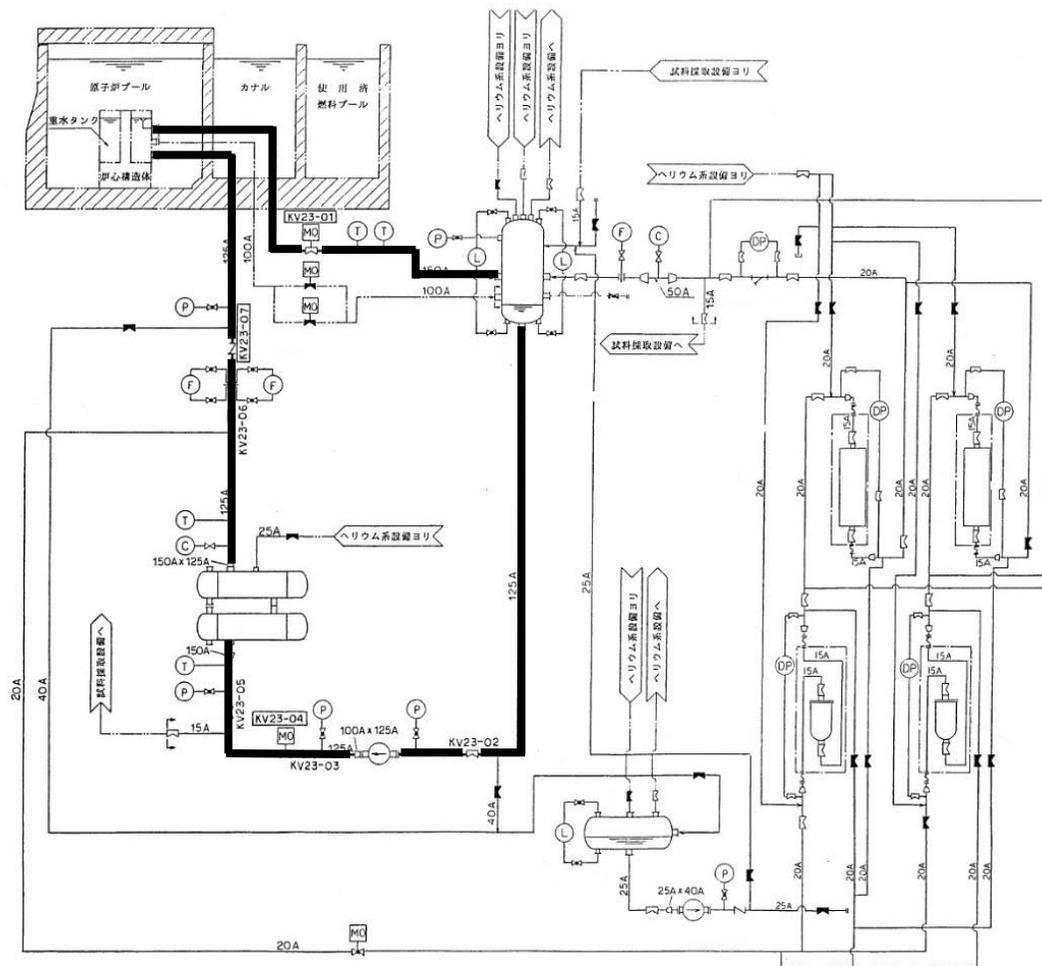


図-10.5 重水系設備の申請範囲 (2/2)

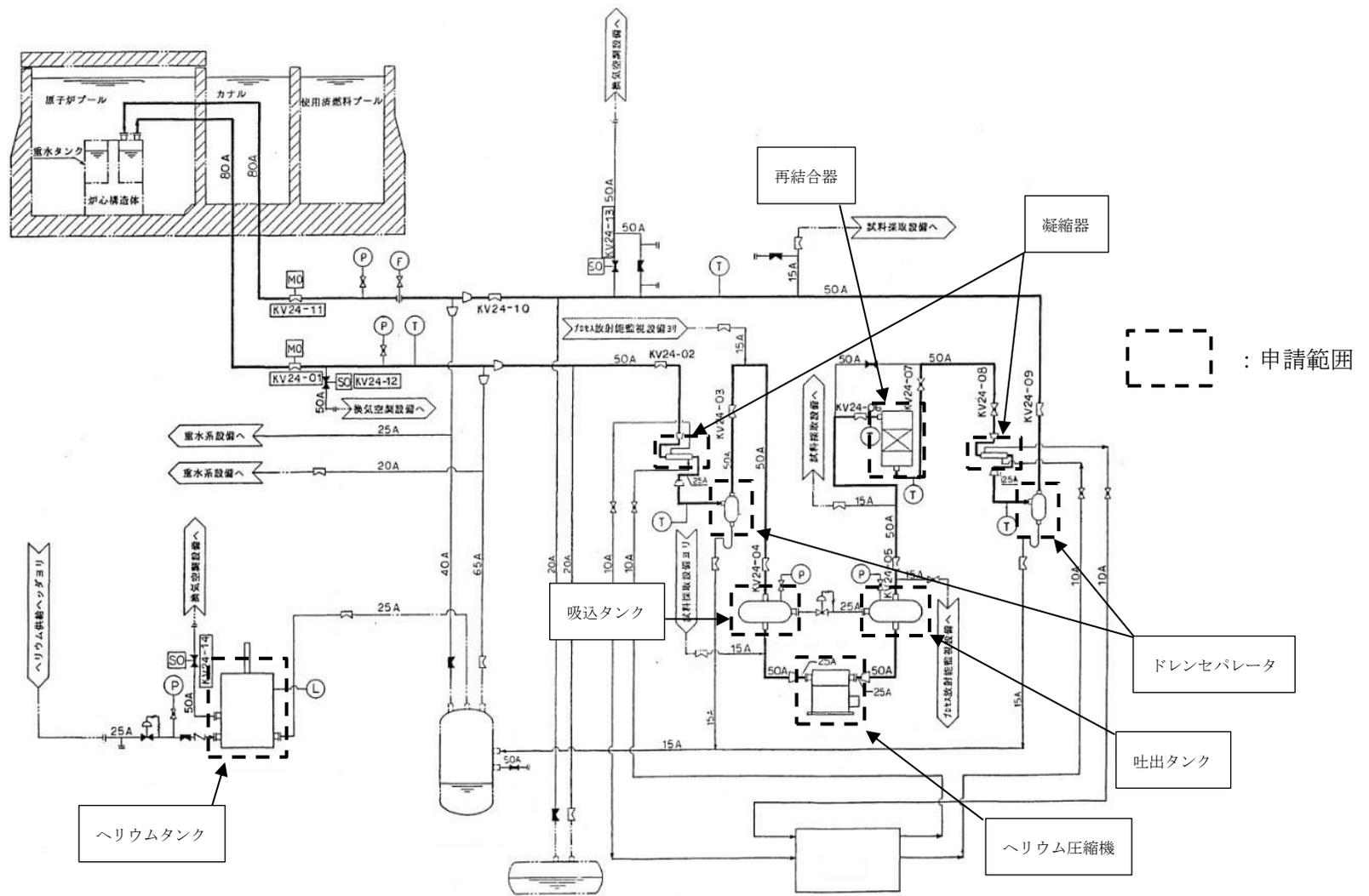


図-10.6 ヘリウム系設備の申請範囲 (1/2)

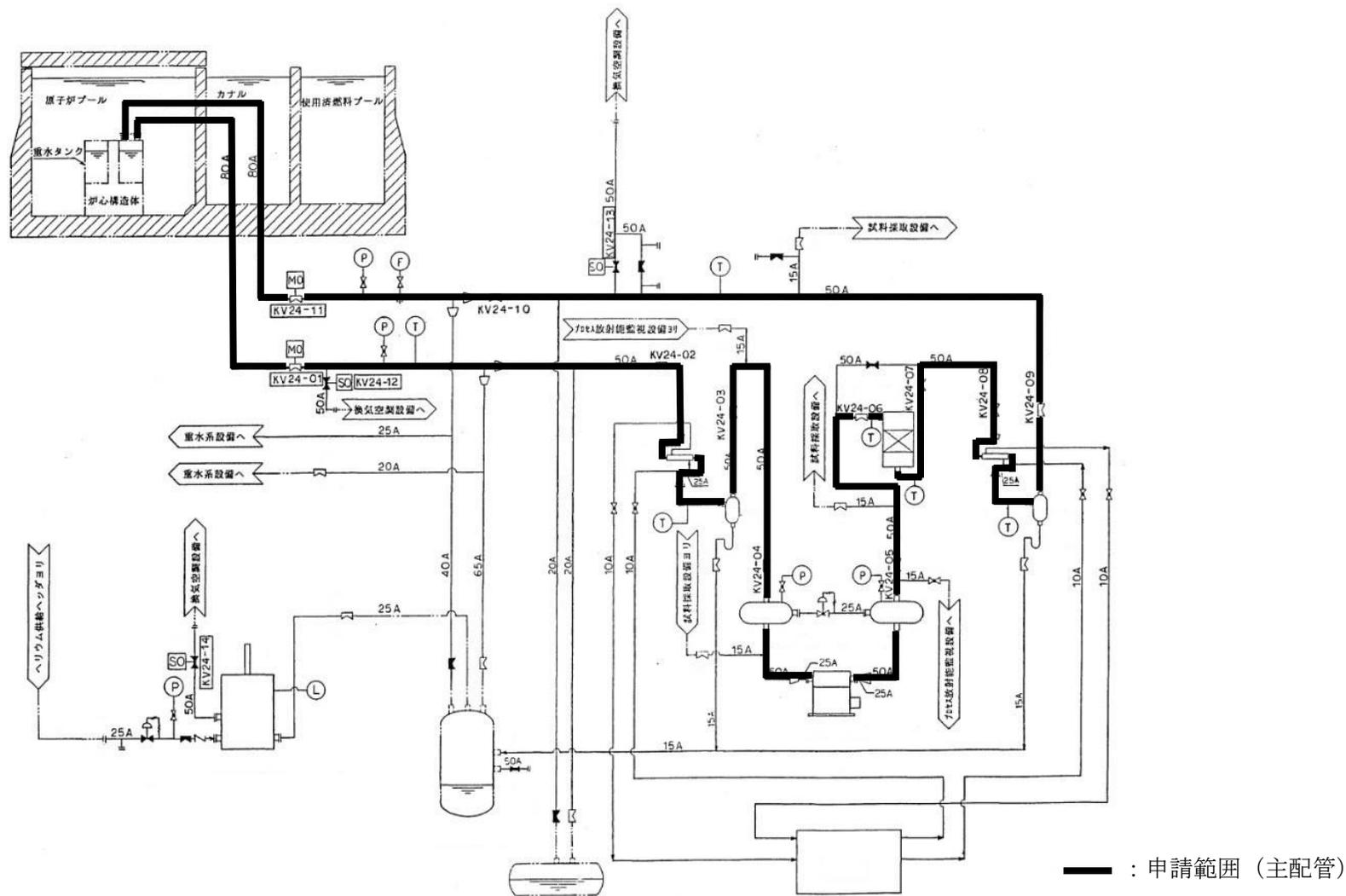


図-10.7 ヘリウム系設備の申請範囲 (2/2)

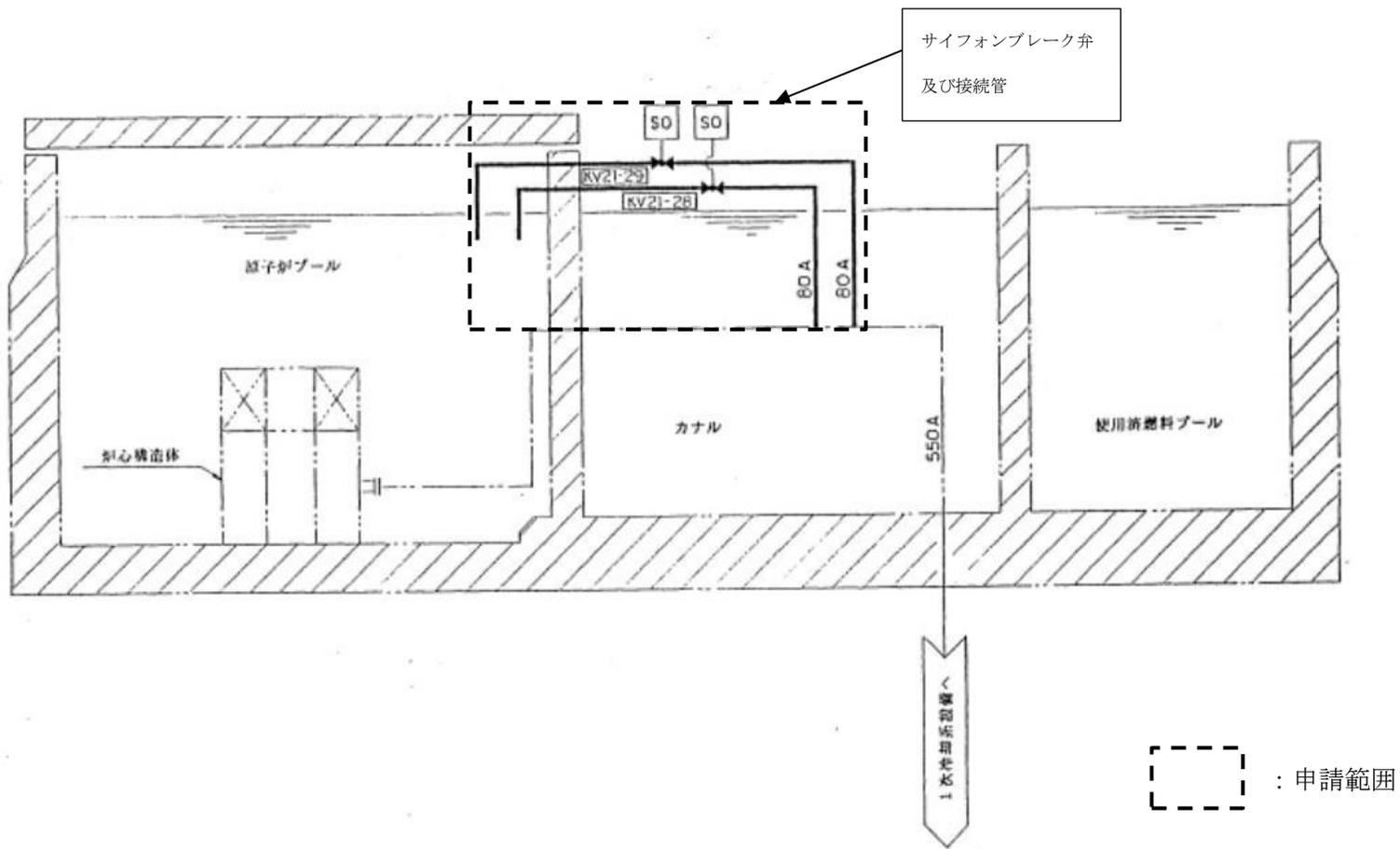


図-10.8 サイフォンブレイク弁及び接続管の申請範囲

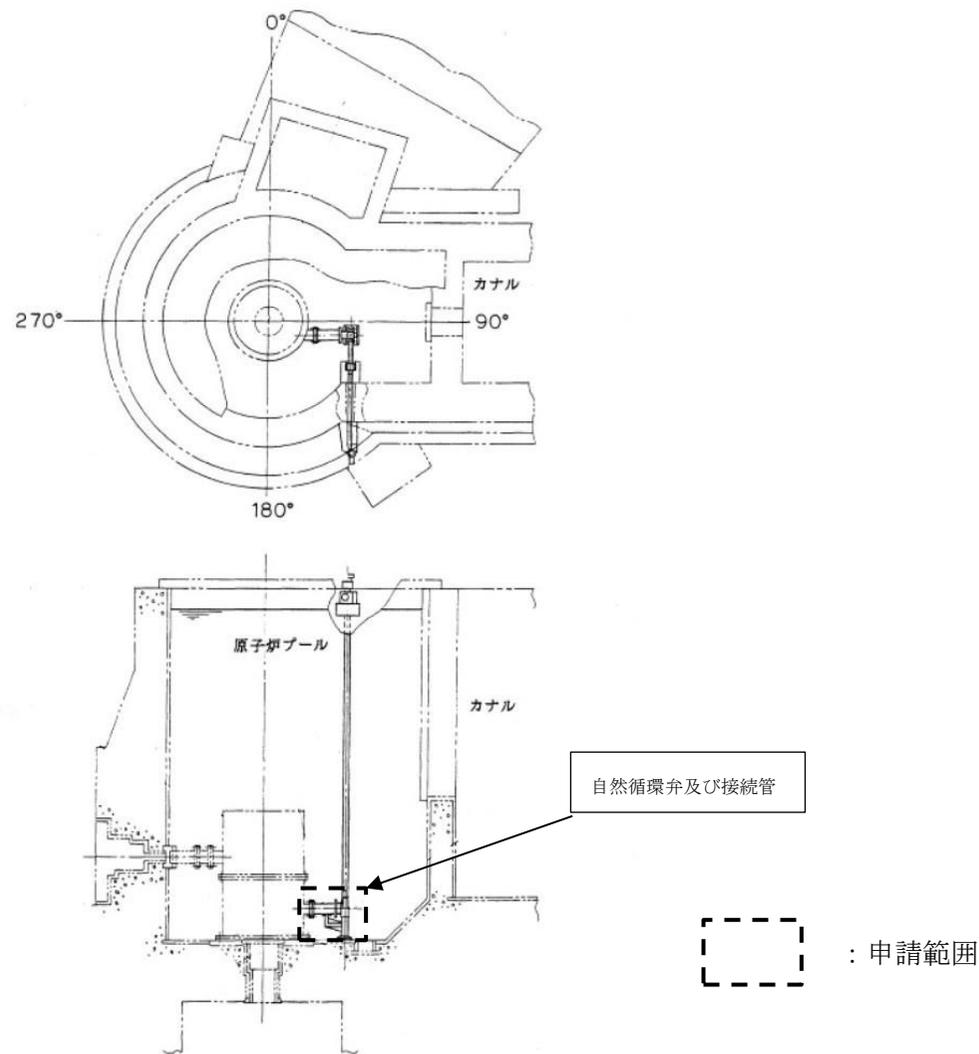


図-10.9 自然循環弁及び接続管の申請範囲

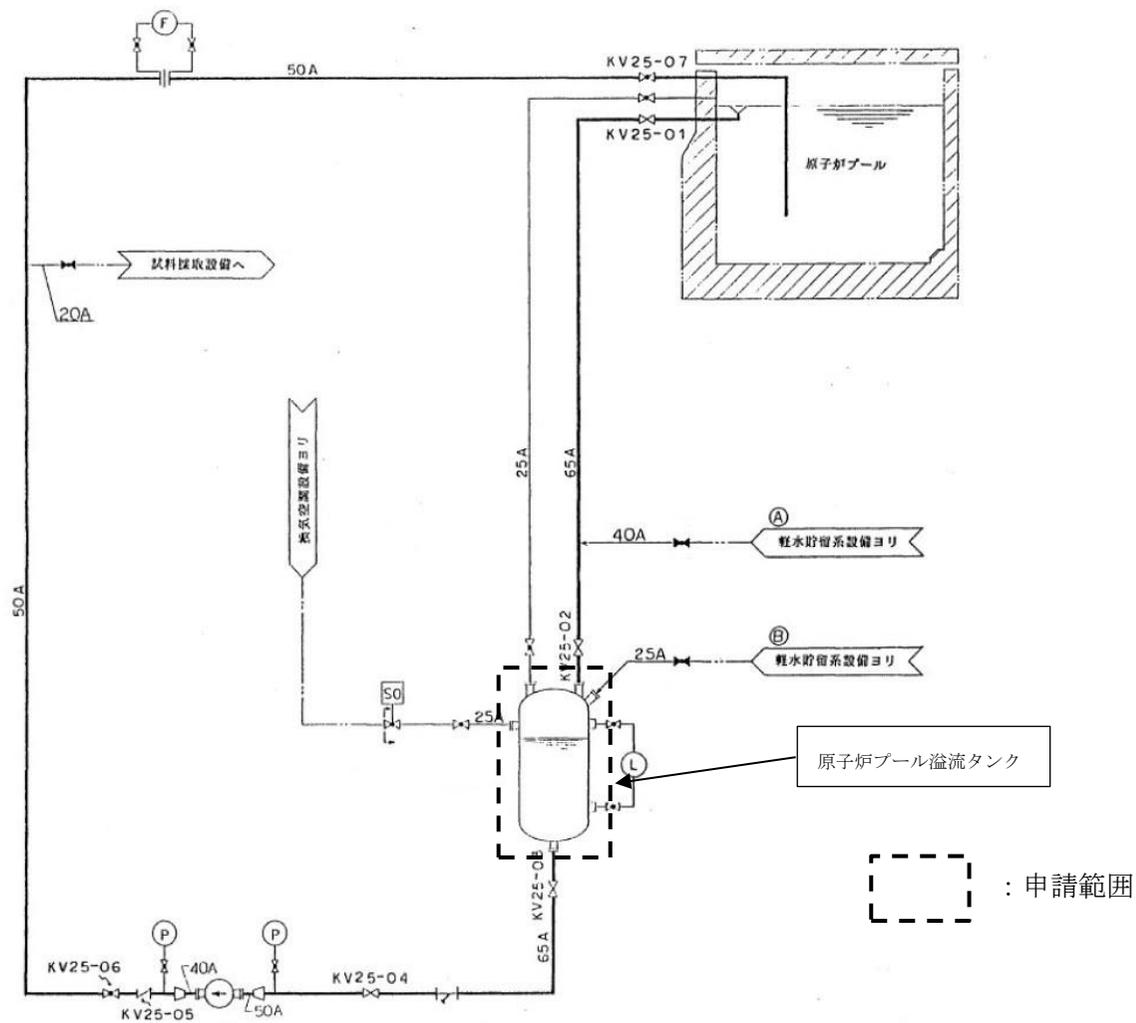


図-10.10 原子炉プール溢流系設備の申請範囲

第 1 1 編 計測制御系統施設の構造（耐震性）

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 11-1
2. 準拠した基準及び規格	本 11-3
3. 設計	本 11-4
3.1 設計条件	本 11-4
3.1.1 核計装	本 11-4
3.1.2 その他の主要な計装（プロセス計装設備）	本 11-4
3.1.3 その他の主要な計装（プロセス放射能監視設備）	本 11-4
3.1.4 附帯設備	本 11-5
3.1.5 安全保護回路	本 11-5
3.1.6 制御設備	本 11-5
3.1.7 非常用制御設備	本 11-6
3.2 設計仕様	本 11-6
4. 工事の方法	本 11-6
4.1 工事の方法及び手順	本 11-6
4.2 工事上の留意事項	本 11-7
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 11-7

1. 構成及び申請範囲

JRR-3 原子炉施設の計測制御系統施設は、次の各設備から構成される。

- (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

上記のうち、(1) 計装は、次の各設備から構成される。

イ. 核計装

- (イ) 起動系
- (ロ) 線形出力系
- (ハ) 対数出力炉周期系
- (ニ) 安全系

ロ. その他の主要な計装

(イ) プロセス計装設備

- a. 1次冷却材流量
- b. 1次冷却材炉心入口温度
- c. 1次冷却材炉心出口温度
- d. 2次冷却系流量
- e. 2次冷却塔入口温度
- f. 2次冷却塔出口温度
- g. 重水流量
- h. 重水温度
- i. 重水溢流タンク水位
- j. ヘリウム流量
- k. 重水再結合器温度
- l. 原子炉プール水位 (安全保護系)
- m. 原子炉プール水位 (計測制御系)

(ロ) プロセス放射能監視設備

- a. 燃料事故モニタ
- b. プロセスモニタ
- c. 破損燃料検出装置

ハ. 附帯設備

計測制御系統施設のうち、(2) 安全保護回路は、次の各設備から構成される。

- イ. 原子炉停止回路
- ロ. 工学的安全施設作動回路

計測制御系統施設のうち、(3) 制御設備は、次の各設備から構成される。

- イ. 制御棒
- ロ. 制御棒駆動装置

計測制御系統施設のうち、(4) 非常用制御設備は、次の各設備から構成される。

- イ. 重水ダンプ弁
 - (イ) 接続管
 - (ロ) 弁

今回申請する範囲は、以下に示す設備の耐震性を確認するものである。

- 1) (1) のイ. のうち (ハ) 対数出力炉周期系及び (ニ) 安全系
- 2) (1) のロ. の (イ) のうち a. 1次冷却材流量、b. 1次冷却材炉心入口温度、c. 1次冷却材炉心出口温度、g. 重水流量、h. 重水温度、i. 重水溢流タンク水位及び 1. 原子炉プール水位 (安全保護系)
- 3) (1) のロ. の (ロ) のうち a. 燃料事故モニタ
- 4) (1) のうちハ. 附帯設備
- 5) (2) 安全保護回路、(3) 制御設備のうちロ. 制御棒駆動装置及び (4) 非常用制御設備

各申請設備の概略図及び申請範囲を図-11.1 から図-11.9 に示す。

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」

(令和2年原子力規制委員会規則第7号)

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」

(平成25年原子力規制委員会規則第21号)

「日本産業規格 (JIS)」

「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(日本機械学会)

「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)」(日本電気協会)

「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601)」(日本電気協会)

「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」(15科原安第13号)

3. 設計

3.1 設計条件

3.1.1 核計装

名称	耐震クラス	備考
対数出力炉周期系	B	—
安全系	B	—

3.1.2 その他の主要な計装（プロセス計装設備）

名称	耐震クラス	備考
1次冷却材流量	B	※1
1次冷却材炉心入口温度	B	
1次冷却材炉心出口温度	B	
重水流量	B	
重水温度	B	
重水溢流タンク水位	B	
原子炉プール水位	B	

※1	<p>全て計器用スタンションを用いて計器を設置しており、最も厳しい評価となる原子炉プール水位に関して、設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平0.58、鉛直0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度0.29）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。</p> <p>（据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL±0m）</p> <p>耐震クラスを変更するための申請である。</p>
----	---

3.1.3 その他の主要な計装（プロセス放射能監視設備）

名称	燃料事故モニタ
耐震クラス	B
備考	<p>計器用スタンションを用いて計器を設置しており、最も厳しい評価となる原子炉プール水位に関して、設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平0.58、鉛直0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度0.29）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。</p> <p>（据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-7.95m）</p> <p>耐震クラスを変更するための申請である。</p>

3.1.4 附帯設備

名称	制御盤
耐震クラス	B
備考	設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.72、鉛直 0.36）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.46）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉制御棟 FL+4.9m（2F）） 耐震クラスを変更するための申請である。

3.1.5 安全保護回路

名称	耐震クラス	備考
原子炉停止回路	B	設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.72、鉛直 0.36）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.46）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉制御棟 FL+4.9m（2F）） 耐震クラスを変更するための申請である。
工学的安全施設 作動回路	B	

3.1.6 制御設備

名称	制御棒駆動装置
機器種別	第3種容器 （上部仕切弁は、第3種弁）
耐震クラス	S
流体の種類	軽水
最高使用圧力	（上部仕切弁、着座器、プランジャ案内管） 10.0kgf/cm ² （0.9807MPa） （緩衝器、下部弁カバー） 40.0kgf/cm ² （3.9227MPa）
最高使用温度（℃）	43
備考	制御棒駆動機構案内管を含む。

3.1.7 非常用制御設備

名称		機器種別	耐震クラス	流体の種類	最高使用圧力		最高使用温度 (°C)
重水ダンプ弁接続管	原子炉プール内の重水タンクからKV23-08, KV23-09まで	第3種管	B	(内側)重水	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
			B	(外側)軽水			
	KV23-08, KV23-09から重水溢流タンクまで	第3種管	B	重水	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)		55

名称	重水ダンプ弁
機器種別	第3種弁
耐震クラス	B
流体の種類	重水
最高使用圧力	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)
最高使用温度 (°C)	55
備考	重水ダンプ弁接続管の評価モデル(HWS-R-11)に含まれる。

3.2 設計仕様

計器用スタンション（1次冷却材流量、1次冷却材炉心入口温度、1次冷却材炉心出口温度、重水流量、重水温度、重水溢流タンク水位及び原子炉プール水位）及び盤（制御盤、原子炉停止回路及び工学的安全施設作動回路）については耐震性再評価の必要がないため、当該施設に対する新たな工事を行わない。また、核計装案内管（対数出力炉周期系、安全系）、制御棒駆動装置、重水ダンプ弁接続管及び重水ダンプ弁については耐震性再評価の結果、評価基準値を満足することが確認されたため、当該施設に対する新たな工事を行わない。

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対

応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に 4.3 に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

該当なし

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

該当なし

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

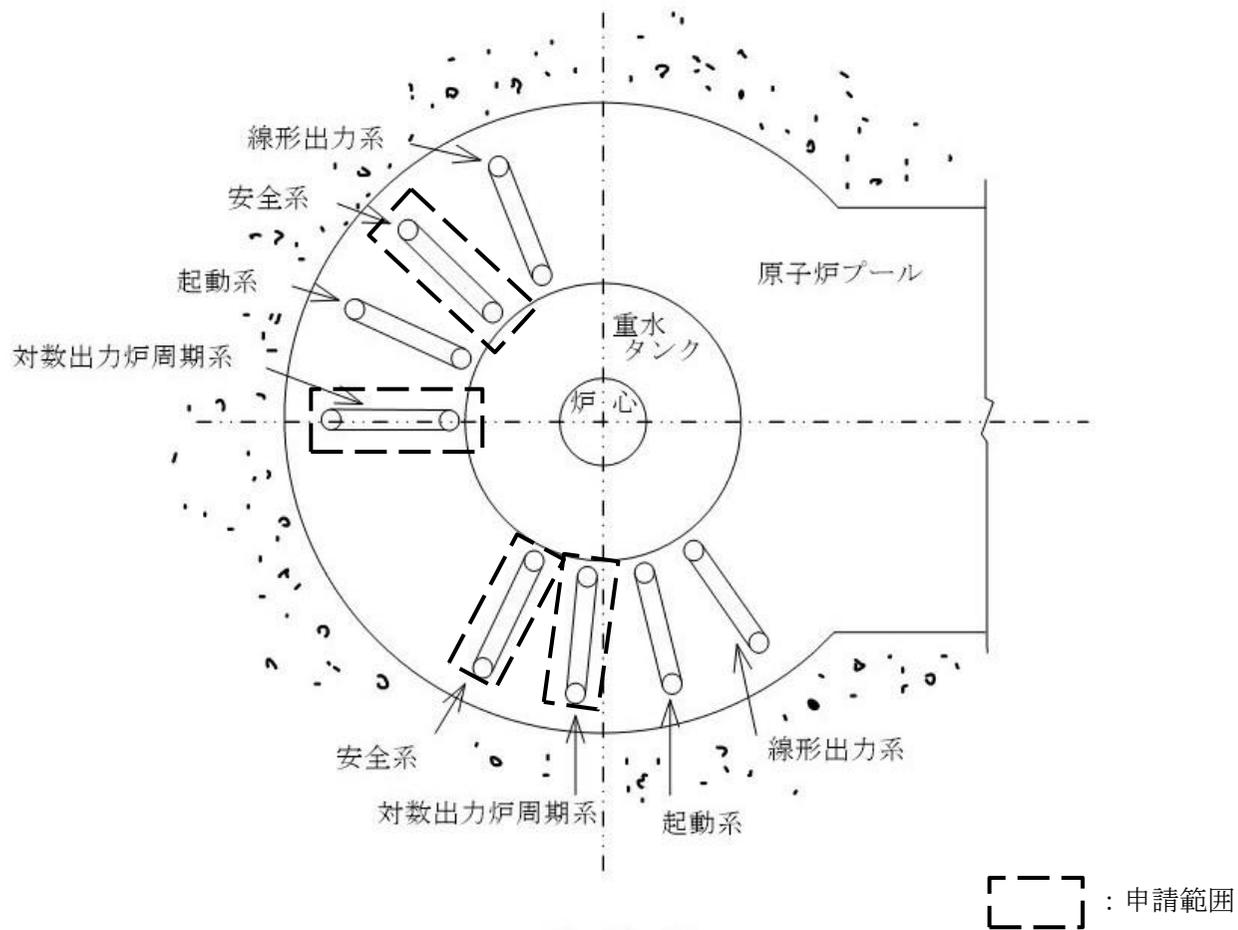


図-11.1 核計装の申請範囲

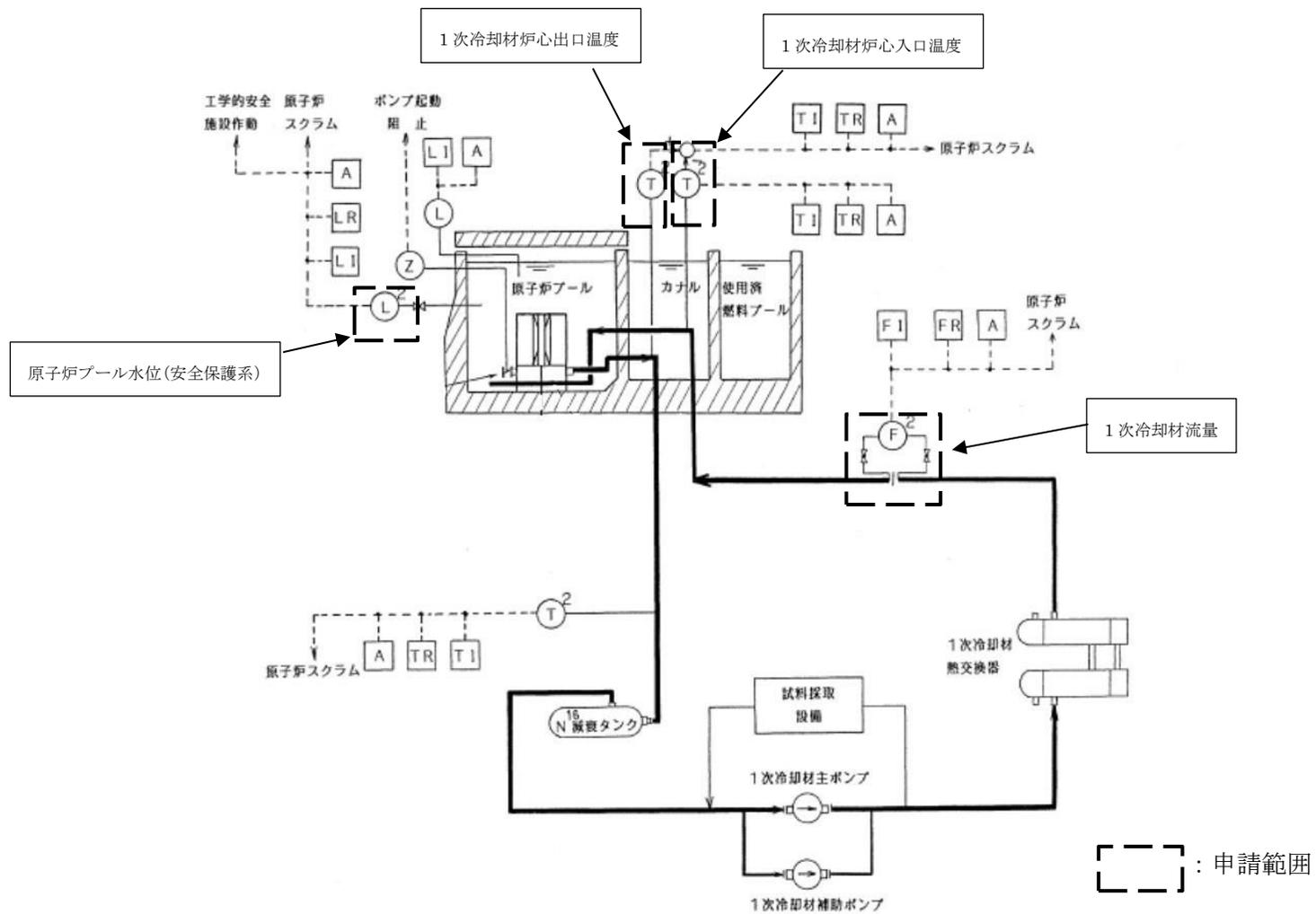


図-11.2 プロセス計装設備の申請範囲 (1/2)

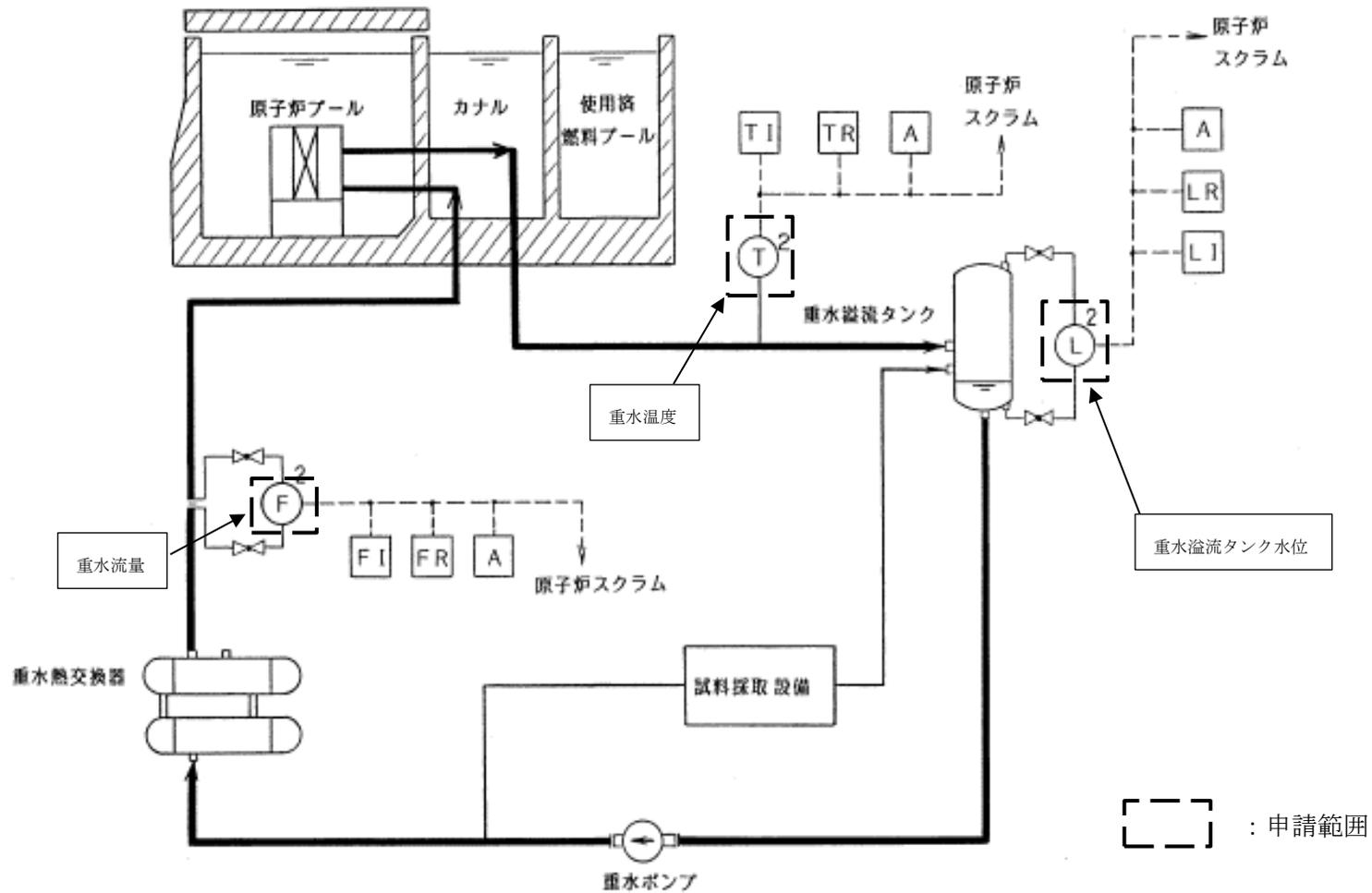


図-11.3 プロセス計装設備の申請範囲 (2/2)

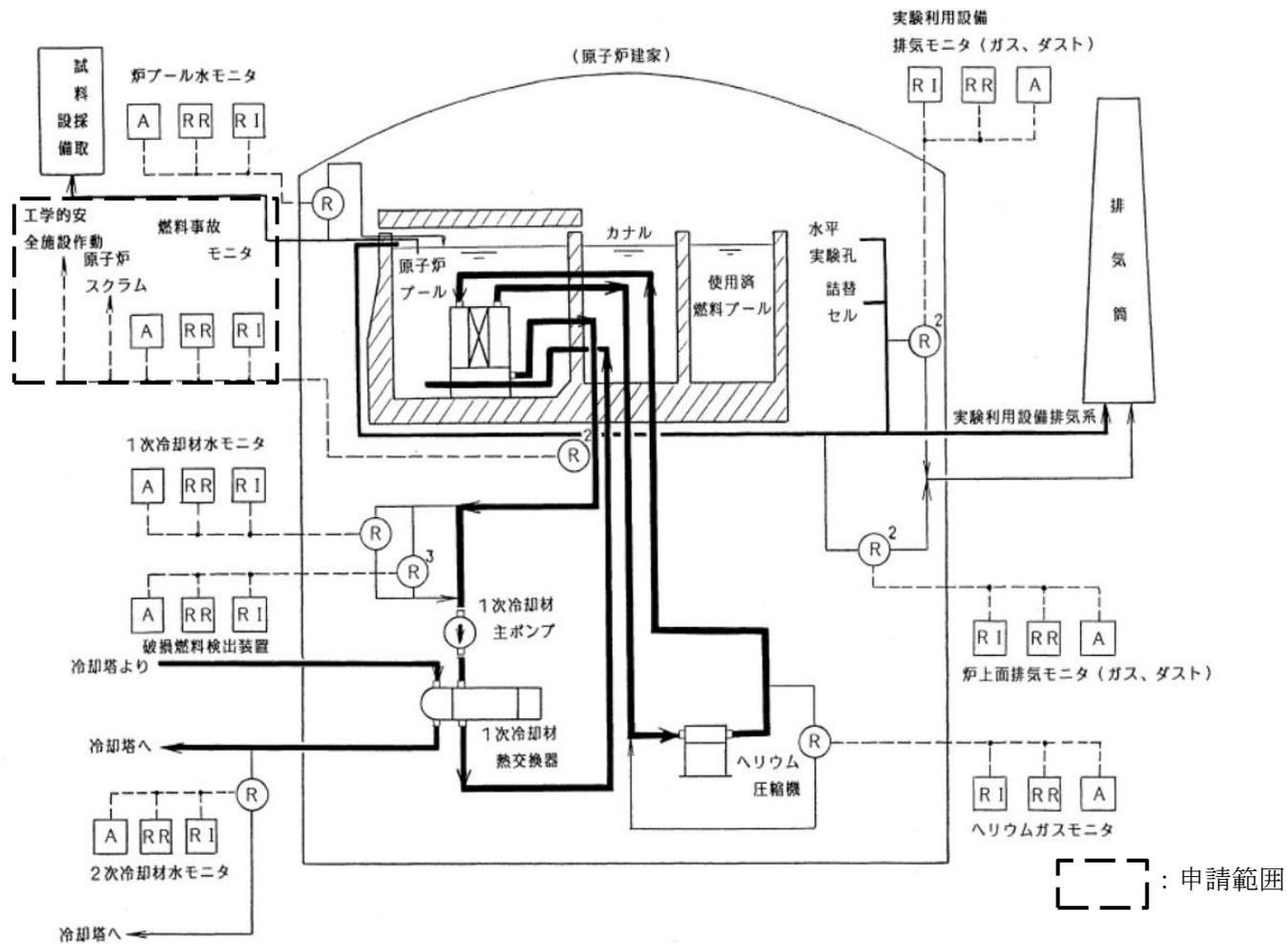


図-11.4 その他の主要な計装（プロセス放射能監視設備）の申請範囲

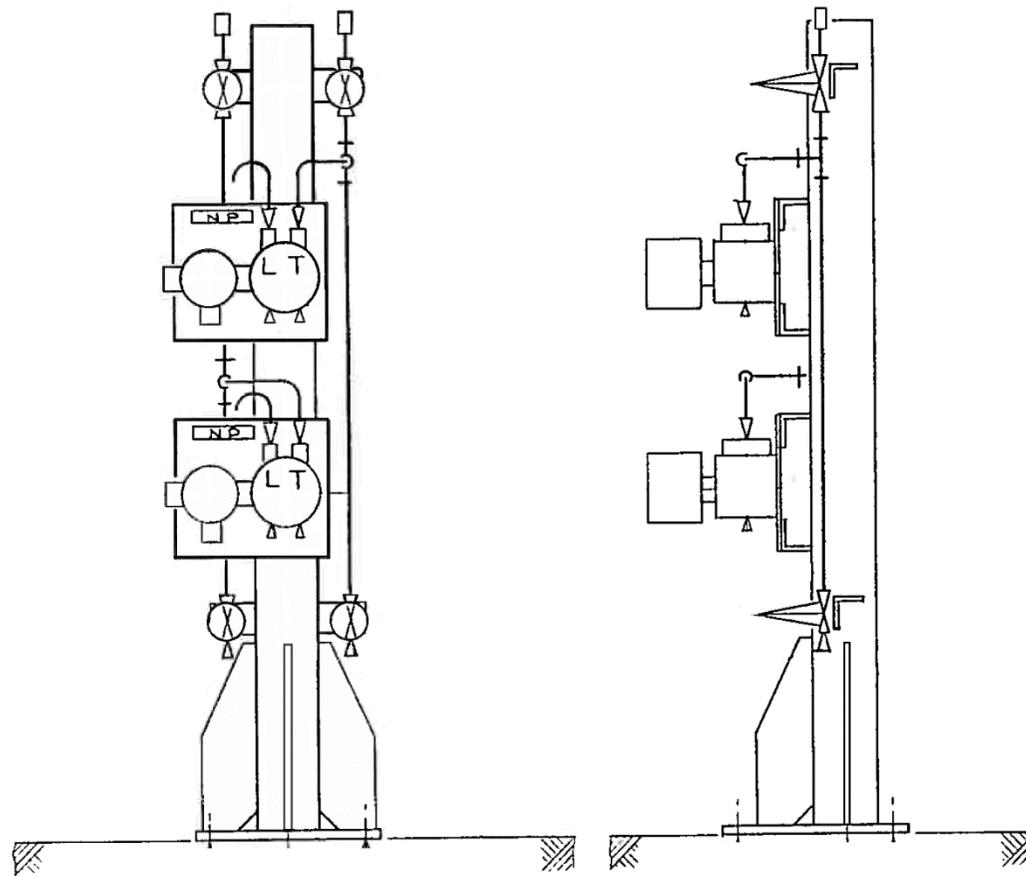


図-11.5 計器スタンスの構造図 (原子炉プール水位計)



図-11.6 制御盤の申請範囲

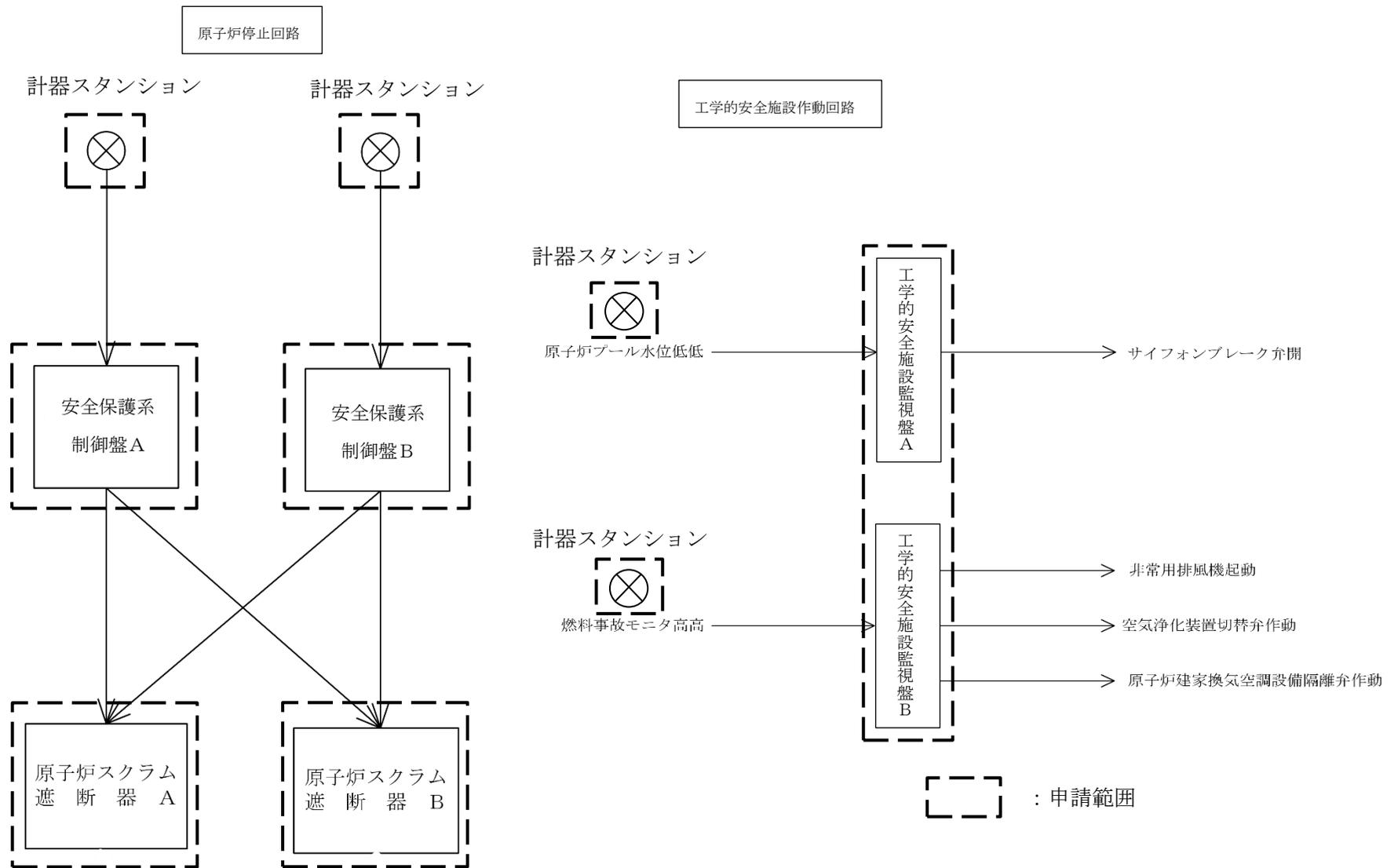


図-11.7 原子炉停止回路及び工学的安全施設作動回路の申請範囲

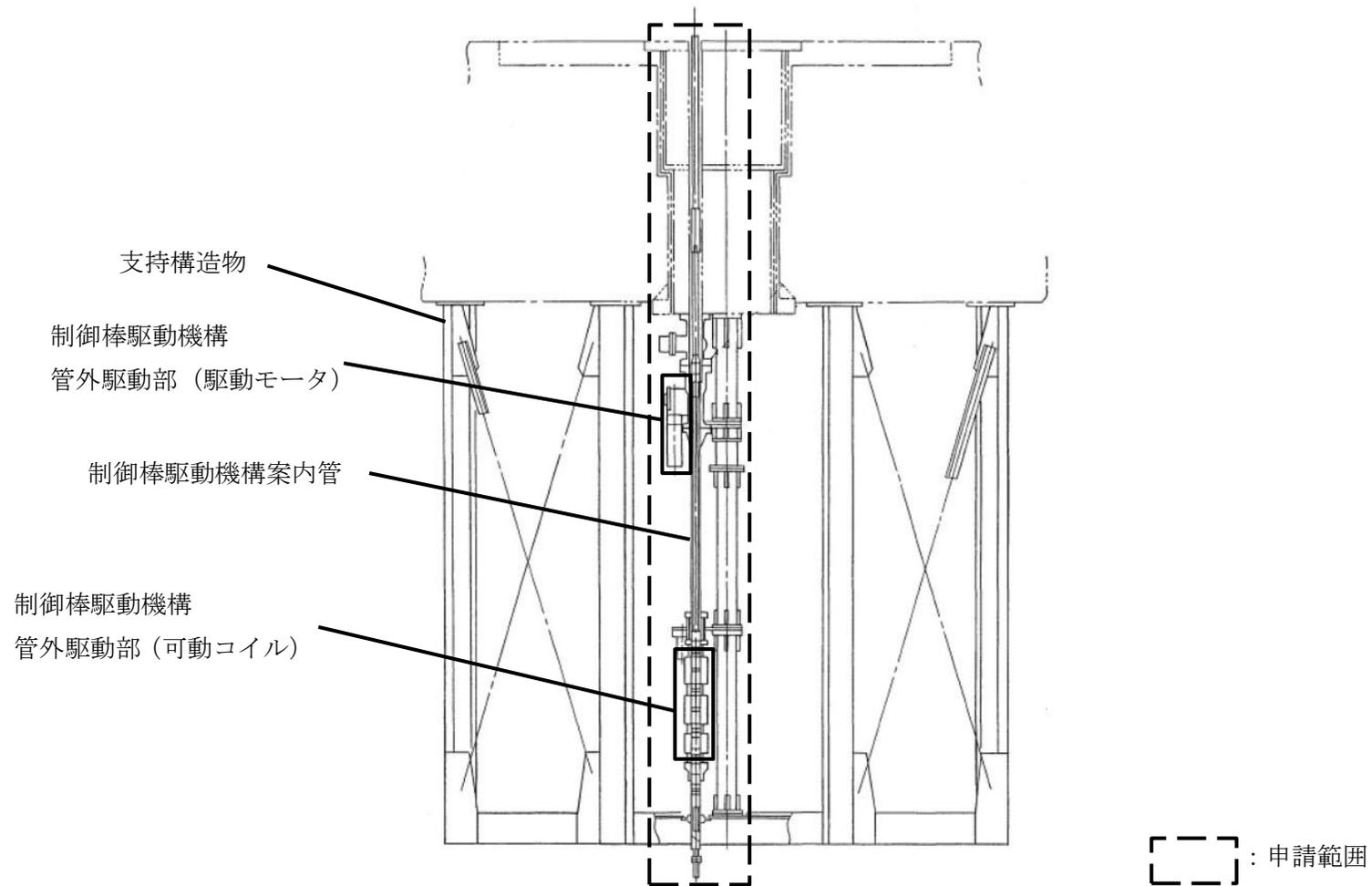


図-11.8 制御棒駆動装置の申請範囲

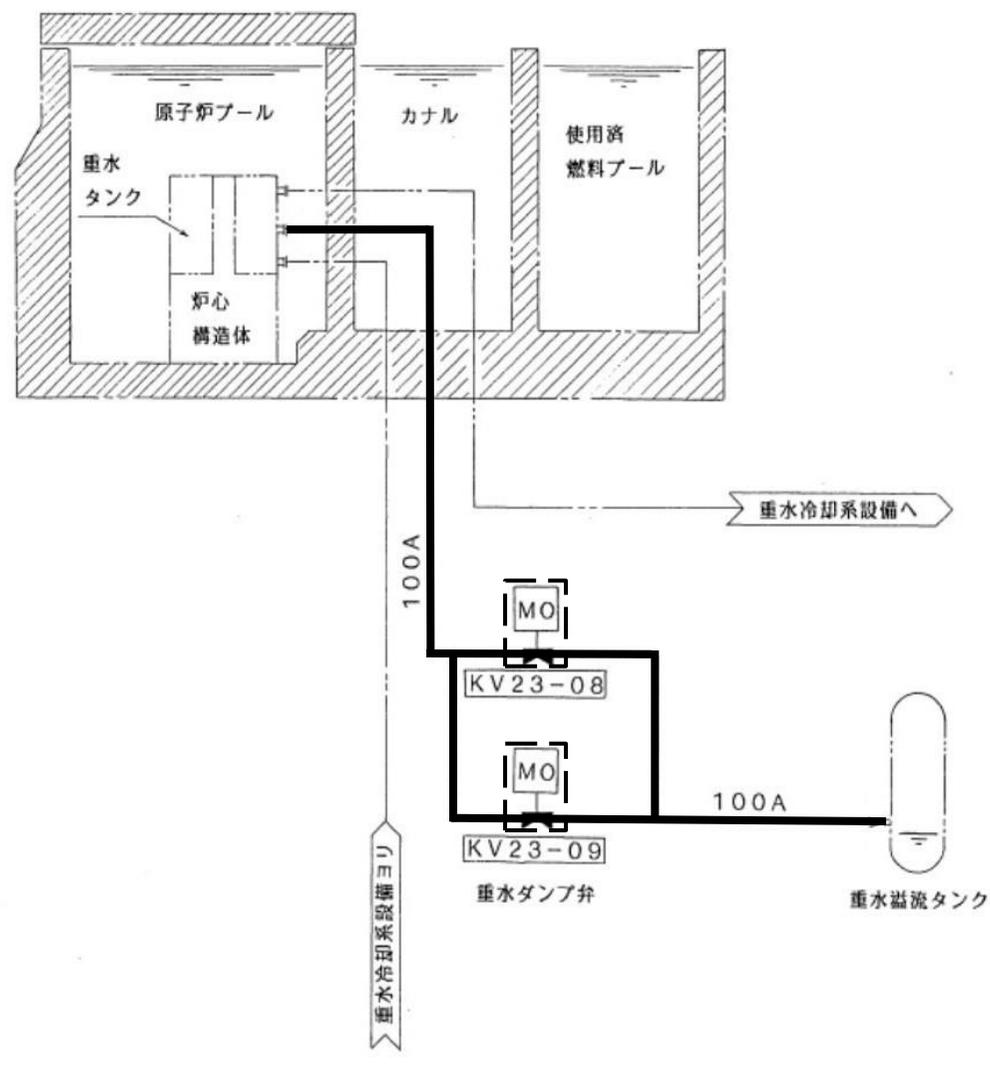


図-11.9 重水ダンプ弁接続管及び重水ダンプ弁の申請範囲

第 1 2 編 放射性廃棄物の廃棄施設の構造（耐震性）

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 12-1
2. 準拠した基準及び規格	本 12-2
3. 設計	本 12-3
3.1 設計条件	本 12-3
3.2 設計仕様	本 12-4
4. 工事の方法	本 12-4
4.1 工事の方法及び手順	本 12-4
4.2 工事上の留意事項	本 12-4
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 12-4

1. 構成及び申請範囲

JRR-3 原子炉施設の放射性廃棄物の廃棄施設は、次の各設備から構成される。

- (1) 気体廃棄物の廃棄施設
- (2) 液体廃棄物の廃棄施設
- (3) 固体廃棄物の廃棄施設

上記のうち、(1) 気体廃棄物の廃棄施設は、次の各設備から構成される。

- イ. 原子炉建家排気設備
 - (イ) 炉室排気系排風機
 - (ロ) 実験利用設備排気系排風機
 - (ハ) 炉室排気系空気浄化装置
 - (ニ) 実験利用設備排気系空気浄化装置
 - (ホ) オイルダンパ系空気浄化装置
 - (ヘ) 炉室排気系主ダクト
 - (ト) 実験利用設備排気系主ダクト
 - (チ) オイルダンパ系主ダクト
 - (リ) 主要弁
 - (ヌ) オイルダンパ系オイルダンパ
- ロ. 実験利用棟排気設備
- ハ. 燃料管理施設等排気設備
- ニ. 事務管理棟管理区域排気設備
- ホ. 排気筒
- ヘ. 使用済燃料貯蔵施設（北地区）排気設備

今回申請する範囲は、(1) のイ. のうち (ヘ) 炉室排気系主ダクト及び (ト) 実験利用設備排気系主ダクトの耐震性を確認するものである。炉室排気系主ダクト及び実験利用設備排気系主ダクトの概略図及び申請範囲を図-12.1 に示す。

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」

(令和 2 年原子力規制委員会規則第 7 号)

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」

(平成 25 年原子力規制委員会規則第 21 号)

「日本産業規格 (JIS)」

「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(日本機械学会)

「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)」(日本電気協会)

「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601)」(日本電気協会)

「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」(15 科原安第 13 号)

3. 設計

3.1 設計条件

名 称		耐震クラス	流体の種類
炉室排気系主ダクト	KVV1-73 から KVV0-74 まで	B※1	空 気
	KVV1-75 から KVV0-76 まで		
	KVV0-74 及び KVV0-76 から炉室排気系空気浄化装置まで	C※2	空 気
	炉室排気系空気浄化装置から炉室排気系排風機まで		
	炉室排気系排風機から排気系共用主ダクトの接続部まで		

名 称		耐震クラス	流体の種類
実験利用設備排気系主ダクト	炉室詰替セル空気取入部から炉室詰替セル空気入口の接続部まで	C※2	空 気
	炉室詰替セル空気出口の接続部から実験利用設備排気系空気浄化装置まで		
	実験利用設備排気系空気浄化装置 KVV1-77 まで		
	KVV1-77 から KVV0-78 まで	B※1	空 気
	KVV0-78 から実験利用設備排気系排風機まで	C※2	空 気
	実験利用設備排気系排風機から排気系共用主ダクト接続部まで		

※1：本申請の申請範囲はBクラスのみ。

※2：「日本原子力研究所東海研究所の原子炉施設（JRR-3）の変更に係る設計及び工事の方法の認可について（JRR-3の改造（その6）」（昭和62年5月25日付け62原研19第22号をもって申請、昭和62年7月31日付け62安（原規）第122号にて認可）から変更なし。

3.2 設計仕様

炉室排気系主ダクト、実験利用設備排気系主ダクトについて、耐震性再評価の結果、評価基準値を満足することが確認されたため、当該施設に対する新たな工事は行わない。

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に4.3に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

該当なし

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

該当なし

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

- ・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

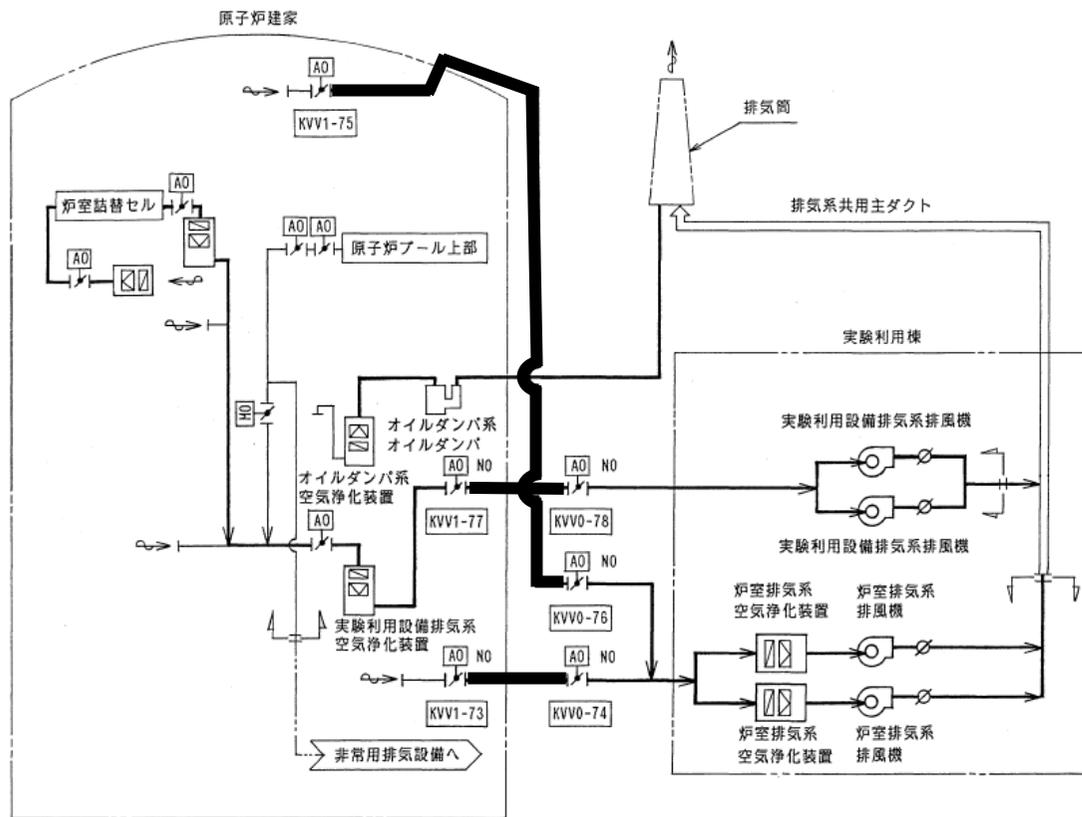
- ・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジ

メント計画書」(QS-P10)に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」(QS-P10)に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。



— : 申請範囲 (主ダクト)

図-12.1 炉室排気系主ダクト、実験利用設備排気系主ダクトの申請範囲

第 1 3 編 原子炉格納施設の構造（耐震性）

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 13-1
2. 準拠した基準及び規格	本 13-2
3. 設計	本 13-3
3.1 設計条件	本 13-3
3.2 設計仕様	本 13-4
4. 工事の方法	本 13-4
4.1 工事の方法及び手順	本 13-4
4.2 工事上の留意事項	本 13-4
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 13-4

1. 構成及び申請範囲

JRR-3 原子炉施設の原子炉格納施設は、次の各設備から構成される。

- (1) 構造
- (2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率
- (3) その他の主要な事項

上記のうち、(3) その他の主要な事項は、次の各設備から構成される。

- イ. 原子炉建家換気空調設備
 - (イ) 炉室給気系空気調和機
 - (ロ) 給気系主ダクト
 - (ハ) 主要弁
- ロ. 非常用排気設備
 - (イ) 非常用排風機
 - (ロ) 空気浄化装置
 - (ハ) ダクト
 - (ニ) 主要弁

今回申請する範囲は、(3) のイ. のうち (ロ) 給気系主ダクト及びロ. のうち (イ) 非常用排風機、(ロ) 空気浄化装置、(ハ) ダクトの耐震性を確認するものである。非常用排風機、空気浄化装置、ダクトの概略図及び申請範囲を図-13.1 から図-13.3 に示す。

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」

(令和 2 年原子力規制委員会規則第 7 号)

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」

(平成 25 年原子力規制委員会規則第 21 号)

「日本産業規格 (JIS)」

「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(日本機械学会)

「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)」(日本電気協会)

「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601)」(日本電気協会)

「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」(15 科原安第 13 号)

3. 設計

3.1 設計条件

	名称	耐震クラス	流体の種類
給気系主ダクト	KVV5-71 から KVV1-72 まで	B	空 気

名称	非常用排風機
耐震クラス	B
流体の種類	空 気
備考	※1

名称	空気浄化装置
機器種別	第 5 種管
耐震クラス	B
流体の種類	空 気
最高使用圧力	0.06kgf/cm ² (外圧) (0.0059MPa)
最高使用温度 (°C)	55
備考	※1

※1	<p>設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.30、鉛直 0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。</p> <p>（据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-7.95m）</p> <p>耐震クラスを変更するための申請である。</p>
----	---

名称	機器種別	耐震クラス	流体の種類	最高使用圧力	最高使用温度(°C)	
ダクト	空気吸込口から非常用排風機まで	第5種管	B	空気	0.06kgf/cm ² (外圧) (0.0059MPa)	55
	非常用排風機から原子炉建家貫通部まで	第5種管	B	空気	0.06kgf/cm ² (内圧) (0.0059MPa)	55
	原子炉建家貫通部から排気筒まで	第5種管	B	空気	0.06kgf/cm ² (内圧) (0.0059MPa)	55

3.2 設計仕様

非常用排風機及び空気浄化装置については耐震性再評価の必要がないため、当該施設に対する新たな工事は行わない。また、給気系主ダクト及び非常用排気設備のダクトについては耐震性再評価の結果、評価基準値を満足することが確認されたため、当該施設に対する新たな工事は行わない。

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に4.3に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

該当なし

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

該当なし

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

- ・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

- ・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

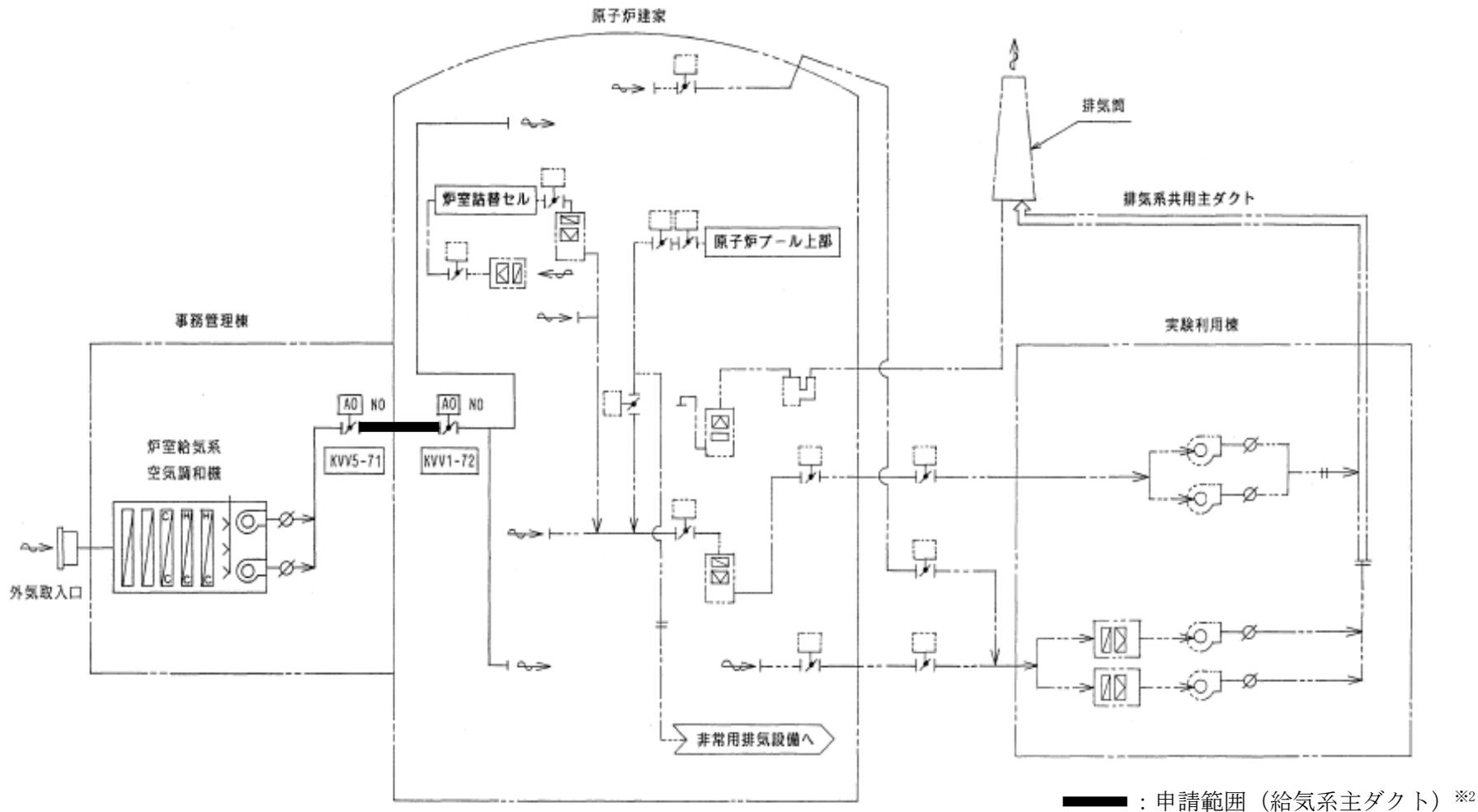


図-13.1 換気空調設備の申請範囲

— : 申請範囲 (給気系主ダクト) ※2

※2 : KVV5-71、KVV1-72 及びそれらを繋ぐダクトは原子炉格納施設を構成するため、耐震 B クラスとしている。

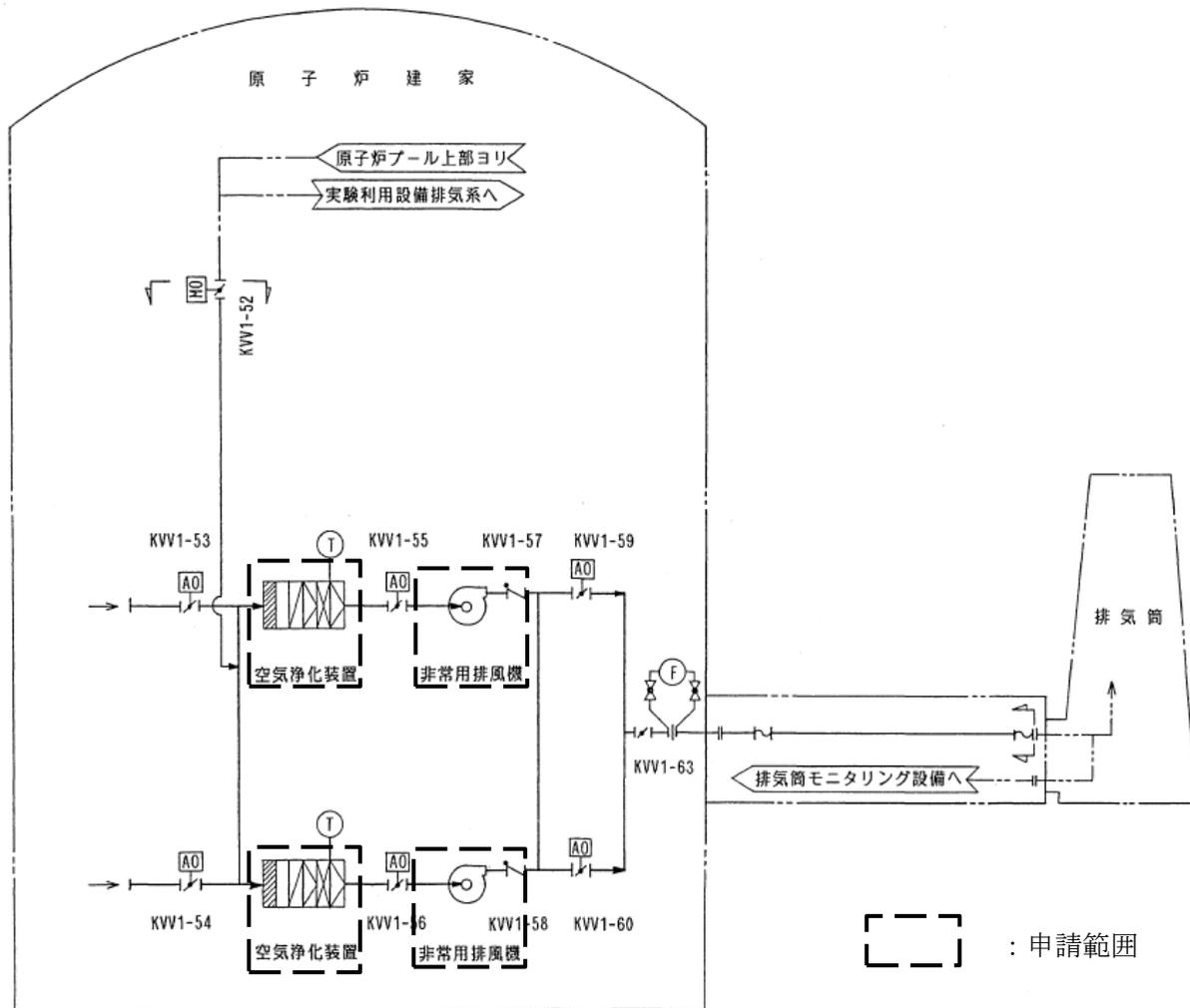


図-13.2 非常用排風機、空気浄化装置、ダクトの概略図及び申請範囲 (1/2)

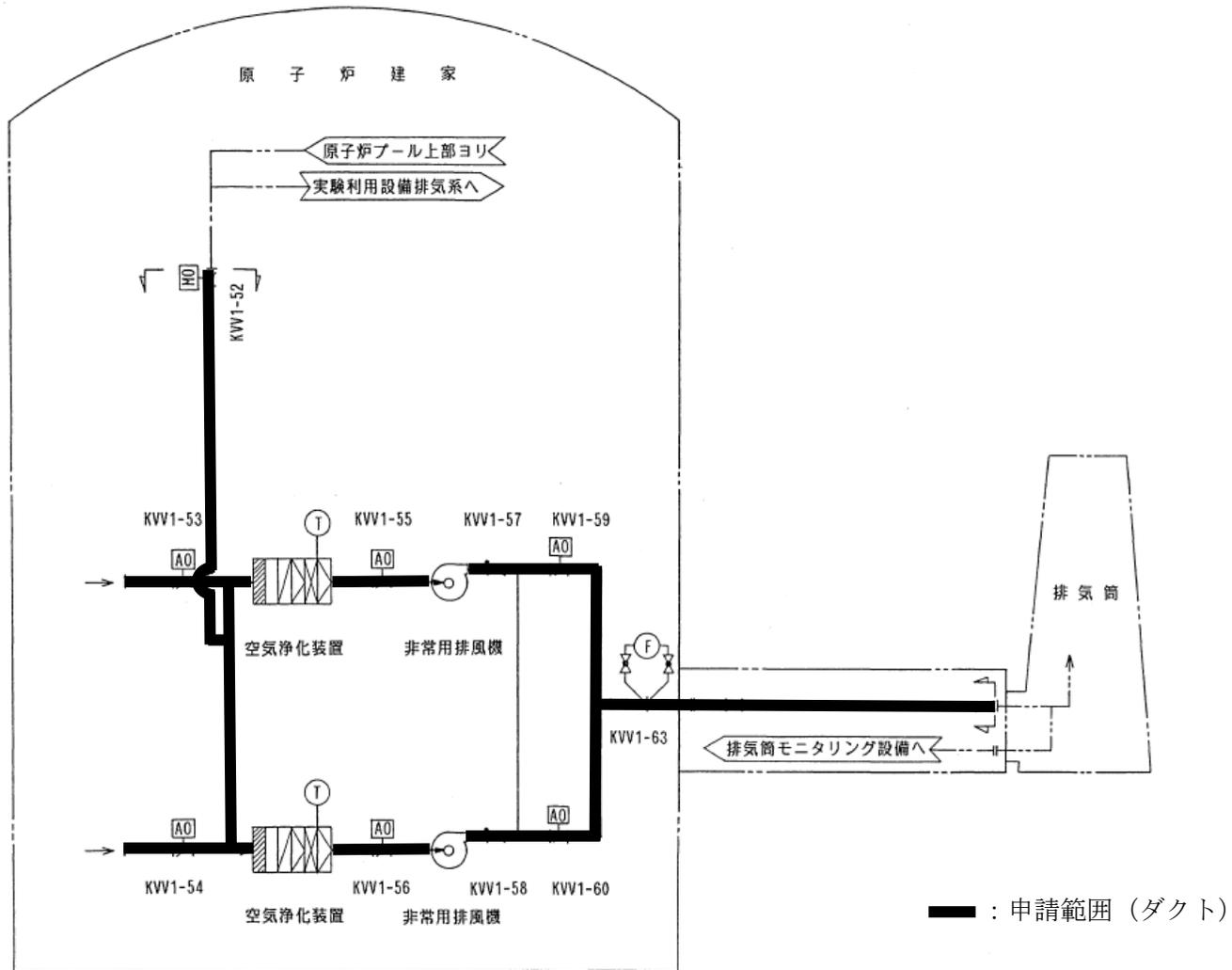


図-13.3 非常用排風機、空気浄化装置、ダクトの概略図及び申請範囲 (2/2)

第 1 4 編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造（耐震性）

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 14-1
2. 準拠した基準及び規格	本 14-2
3. 設計	本 14-3
3.1 設計条件	本 14-3
3.1.1 燃料搬送装置	本 14-3
3.1.2 使用済燃料取扱装置	本 14-3
3.1.3 使用済燃料貯蔵設備	本 14-3
3.2 設計仕様	本 14-5
4. 工事の方法	本 14-5
4.1 工事の方法及び手順	本 14-5
4.2 工事上の留意事項	本 14-5
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 14-5

1. 構成及び申請範囲

JRR-3 原子炉施設の核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は、次の各設備から構成される。

- (1) 核燃料物質取扱設備
- (2) 核燃料物質貯蔵設備

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち、(1) 核燃料物質取扱設備は、次の各設備から構成される。

- イ. 燃料搬送装置
- ロ. 使用済燃料取扱装置
 - (イ) 使用済燃料キャスク
 - (ロ) 使用済燃料シュータ
 - (ハ) カuttingマシン
- ハ. 使用済燃料移送装置

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち、(2) 核燃料物質貯蔵設備は、次の各設備から構成される。

- イ. 未使用燃料貯蔵設備
- ロ. 使用済燃料貯蔵設備
 - (イ) 使用済燃料プール
 - (ロ) カナル
 - (ハ) プールゲート (No.2 ゲート)
 - (ニ) 使用済燃料貯蔵ラック
 - (ホ) 使用済燃料貯槽 No.1
 - (ヘ) 使用済燃料貯槽 No.2
 - (ト) 使用済燃料貯蔵施設 (北地区)

今回申請する範囲は、以下に示す設備の耐震性を確認するものである。

- 1) (1) のうちイ. 燃料搬送装置
- 2) (1) のロ. のうち (イ) 使用済燃料キャスク
- 3) (2) のロ. のうち (ハ) プールゲート (No.2 ゲート) 及び (ニ) 使用済燃料貯蔵ラック

燃料搬送装置、使用済燃料キャスク、プールゲート (No.2 ゲート)、使用済燃料貯蔵ラックの概略図及び申請範囲を図-14.1 から図-14.3 に示す。

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」

(令和 2 年原子力規制委員会規則第 7 号)

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」

(平成 25 年原子力規制委員会規則第 21 号)

「日本産業規格 (JIS)」

「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(日本機械学会)

「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)」(日本電気協会)

「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601)」(日本電気協会)

「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」(15 科原安第 13 号)

3. 設計

3.1 設計条件

3.1.1 燃料搬送装置

名称	燃料搬送装置
耐震クラス	B
備考	—

3.1.2 使用済燃料取扱装置

名称	使用済燃料キャスク
耐震クラス	B
備考	設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.70、鉛直 0.18）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.41）より大きいいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL+7.5m） 耐震クラスを変更するための申請である。

3.1.3 使用済燃料貯蔵設備

名称	プールゲート (No.2 ゲート)
耐震クラス	B
流体の種類	軽 水
最高使用圧力	静水頭
最高使用温度	43℃
備考	設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.70、鉛直 0.18）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.41）より大きいいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL+7.5m） 耐震クラスを変更するための申請である。

名称	使用済燃料貯蔵ラック	
	使用済燃料貯蔵ラック (A型)	使用済燃料貯蔵ラック (B型)
設置場所 (貯蔵能力)	使用済燃料プール (130体)	
耐震クラス	S	
最高使用温度 (℃)	43	
備考	-	

3.2 設計仕様

使用済燃料キャスク及びプールゲート（No.2 ゲート）については耐震性再評価の必要がないため、当該施設に対する新たな工事は行わない。また、燃料搬送装置及び使用済燃料貯蔵ラックについては耐震性再評価の結果、評価基準値を満足することが確認されたため、当該施設に対する新たな工事は行わない。

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に 4.3 に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

該当なし

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

該当なし

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

- ・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

- ・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジ

メント計画書」(QS-P10)に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」(QS-P10)に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。



図-14.1 燃料搬送装置、使用済燃料キャスクの申請範囲



図-14.2 プールゲート (No. 2 ゲート) の申請範囲



図-14.3 使用済燃料貯蔵ラックの申請範囲

第 1 5 編 その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造（耐震性）

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 15-1
2. 準拠した基準及び規格	本 15-4
3. 設計	本 15-5
3.1 設計条件	本 15-5
3.1.1 非常用電源設備	本 15-5
3.1.2 水平実験孔	本 15-5
3.1.3 照射利用設備	本 15-6
3.1.4 冷中性子源装置	本 15-9
3.1.5 その他の附属設備	本 15-11
3.1.6 補助設備	本 15-11
3.2 設計仕様	本 15-13
4. 工事の方法	本 15-13
4.1 工事の方法及び手順	本 15-13
4.2 工事上の留意事項	本 15-13
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 15-13

1. 構成及び申請範囲

JRR-3 原子炉施設のその他試験研究用等原子炉の附属施設は、次の各設備から構成される。

- (1) 非常用電源設備
- (2) 主要な実験利用設備
- (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) その他の主要事項

その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち、(1) 非常用電源設備は、次の各設備から構成される。

- イ. 蓄電池
- ロ. 非常用発電機

その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち、(2) 主要な実験利用設備は、次の各設備から構成される。

- イ. 水平実験孔
 - (イ) ビームチューブ接続管
 - (ロ) 前部水封用止板
 - (ハ) プラグ
 - (ニ) 補助遮蔽体
 - (ホ) ヘリウムタンク
- ロ. 照射利用設備
 - (イ) 水力照射設備
 - a. 照射筒 (HR)
 - b. 減衰タンク
 - c. 照射系イオン交換塔
 - d. 通水タンク
 - e. 転送系イオン交換塔
 - f. 主配管
 - g. 循環ポンプ
 - h. 主要弁
 - i. 転送機 (HR)
 - (ロ) 気送照射設備
 - a. 照射筒 (PN)
 - b. 照射系緩衝タンク
 - c. 窒素ガスアキュムレータ

- d. 空気貯留槽
 - e. 転送系緩衝タンク
 - f. 主配管
 - g. 主要弁
 - h. 転送機 (PN)
 - i. 循環ブロワ
- (ハ) 放射化分析用照射設備
- a. 照射筒 (PA)
 - b. 緩衝タンク
 - c. アキュームレータ
 - d. 主配管
 - e. 主要弁
 - f. 挿入機
 - g. 取出機
- (ニ) 均一照射設備
- a. 装荷用キャスク
 - b. 駆動機構
 - c. 案内管
- (ホ) 回転照射設備
- a. 回転駆動機構
 - b. 支持クランプ (DR)
- (ヘ) 垂直照射設備
- a. 支持クランプ
 - b. キャスク架台
- ハ. 冷中性子源装置
- (イ) CNS 本体設備
- a. 水素緩衝タンク
 - b. コンデンサ
 - c. クライオスタット
 - d. 補助設備
 - e. 主配管
 - f. 主要弁
- (ロ) ヘリウム冷凍設備
- ニ. その他の附属設備
- (イ) 炉室詰替セル
- a. 炉室詰替セルの躯体

- b. 鉛ガラス窓
- c. 蓋
- (ロ) 実験利用棟詰替セル
- (ハ) サブプール

その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち、(4) その他の主要事項は、次の各設備から構成される。

- イ. 常用電源設備
- ロ. 重水保管タンク
- ハ. 火災報知器及び消火設備
- ニ. 補助設備
 - (イ) 圧縮空気設備
 - a. 空気圧縮機
 - b. アフタークーラ
 - c. フィルタ
 - d. 除湿器
 - e. 空気槽
 - f. 隔離弁用アキュームレータ
 - g. 非常用排気設備アキュームレータ
 - h. 主配管
 - i. 主要弁

今回申請する範囲は、以下に示す設備の耐震性を確認するものである。

- 1) (1) 非常用電源設備
 - 2) (2) のイ. のうち (イ) ビームチューブ接続管、(ロ) 前部水封用止板
 - 3) (2) のロ. の (イ) のうち f. 主配管、(ロ) のうち f. 主配管及び (ハ) のうち d. 主配管
 - 4) (2) のハ. の (イ) のうち c. クライオスタット
 - 5) (2) のニ. の (イ) のうち a. 炉室詰替セルの躯体及び (ハ) サブプール
 - 6) (4) のニ. の (イ) のうち g. 非常用排気設備アキュームレータ及び h. 主配管
- 各申請設備の概略図及び申請範囲を 5. 図表 図-15.1 から図-15.10 に示す。

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」

(令和2年原子力規制委員会規則第7号)

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」

(平成25年原子力規制委員会規則第21号)

「日本産業規格 (JIS)」

「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(日本機械学会)

「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)」(日本電気協会)

「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601)」(日本電気協会)

「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」(15科原安第13号)

3. 設計

3.1 設計条件

3.1.1 非常用電源設備

名称	非常用電源設備
耐震クラス	B
備考	<p>設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.33、鉛直 0.36）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。</p> <p>（据付場所及び床面高さは原子炉制御棟 FL-4.1m（B1FL））</p> <p>耐震クラスを変更するための申請である。</p> <p>なお、インバータ装置は本申請の申請範囲に含まない※1。</p>

※1：「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その 9）」
（平成 31 年 4 月 2 日付け 31 原機（科工）001 をもって申請）

3.1.2 水平実験孔

名称		ビームチューブ接続管	前部水封用止板
機器種別		第 4 種管	第 3 種容器
耐震クラス		B	S
流体の種類	内側	ヘリウムガス	ヘリウムガス
	外側	軽 水	ヘリウムガス
最高使用圧力	内側	150mmAq (0.0015MPa)	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)
	外側	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)	150mmAq (0.0015MPa)
最高使用温度（℃）		43	43
備考		—	—

3.1.3 照射利用設備

(1) 水力照射設備

名 称		機器種別	耐震 クラス	流体の 種類	最高使用圧力	最高使用 温度 (°C)
主 配 管	カナル貫通部から照射筒 (HR) まで	第 4 種管	B	軽水	10.0kgf/cm ² (0.9807MPa)	60
	照射筒 (HR) からカナル貫通部まで	第 4 種管	B	軽水	10.0kgf/cm ² (0.9807MPa)	60
	使用済燃料プール貫通部から減衰タンクまで	第 4 種管	B	軽水	10.0kgf/cm ² (0.9807MPa)	60
	減衰タンクから使用済燃料プール貫通部まで	第 4 種管	B	軽水	10.0kgf/cm ² (0.9807MPa)	60

(2) 気送照射設備

名 称		機器種別	耐震 クラス	流体の 種類	最高使用圧力		最高使用 温度 (°C)
主 配 管	カナル壁外面か ら照射筒 (PN) まで	第 4 種管	B	窒素 ガス	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	120
	照射筒 (PN) か らカナル壁外面 まで	第 4 種管	B	窒素 ガス	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	120

(3) 放射化分析用照射設備

名 称		機器種別	耐震 クラス	流体の 種類	最高使用圧力		最高使用 温度 (°C)
主 配 管	原子炉プール 壁外面から照 射筒 (PA) ま で	第4種管	B	窒素 ガス	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	60
	照射筒 (PA) から原子炉プ ール壁外面ま で	第4種管	B	窒素 ガス	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	60

3.1.4 冷中性子源装置

名称		クライオスタット	
		減速材容器	
耐震クラス		B	
流体の種類	内側	水素、ヘリウムガス又は窒素ガス	
	外側	ヘリウムガス	
最高使用圧力		4.5kgf/cm ² (内圧) (0.4413MPa)	2.0kgf/cm ² (外圧) (0.1961MPa)
最高使用温度 (°C)		425	
備考		上位波及影響を考慮する。	

名称	クライオスタット					
	低温流路管					
	外管	真空断熱管 I	真空断熱管 II 及び III	真空断熱管 IV		
機器種別	第4種管		第3種管			
耐震クラス	B					
流体の種類	内側	水素、ヘリウムガス又は窒素ガス		ヘリウムガス		軽水
	外側	ヘリウムガス		軽水		ヘリウムガス
最高使用圧力	4.5kgf/cm ² (内圧) (0.4413MPa)	2.0kgf/cm ² (外圧) (0.1961MPa)	6.0kgf/cm ² (内圧) (0.5884MPa)	2.0kgf/cm ² (外圧) (0.1961MPa)	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	6.0kgf/cm ² (外圧) (0.5884MPa)
最高使用温度 (°C)	重水タンク内	425		100	50	100
	上記以外	200				
備考	上位波及影響を考慮する。					

名称	クライオスタット	
	低温流路管	
機器種別	第3種管	
耐震クラス	B	
流体の種類	内側	ヘリウムガス
	外側	軽水
最高使用圧力	6.0kgf/cm ² (内圧) (0.5884MPa)	2.0kgf/cm ² (外圧) (0.1961MPa)
最高使用温度 (°C)	100	
備考	上位波及影響を考慮する。	

3.1.5 その他の附属設備

名称	炉室詰替セルの躯体	サブプール
機器種別	—	第4種容器相当
耐震クラス	B	B
流体の種類	—	軽水
最高使用圧力	常圧	静水頭
最高使用温度	常温	常温
備考	<p>設置時の添付計算書における地震力が今回適用する地震力より大きいため、耐震性再評価の必要なし。</p> <p>耐震クラスを変更するための申請である。</p>	

3.1.6 補助設備

名称	非常用排気設備アキュムレータ
機器種別	第4種容器
耐震クラス	B
流体の種類	空気
最高使用圧力	9.8kgf/cm ² (0.9611MPa)
最高使用温度 (°C)	55
備考	<p>設置時の添付計算書における地震力（水平設計震度 0.36）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。</p> <p>（据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-0.20m）</p> <p>耐震クラスを変更するための申請である。</p>

名称		機器種別	耐震 クラス	流体の 種類	最高使用 圧力	最高使 用温度 (°C)
主 配 管	KVA0-82 から隔離弁用アキュムレータまで	第 4 種管	B※2	空気	9.8kgf/cm ² (0.9611MPa)	70
	隔離弁用アキュムレータから 内側隔離弁の圧縮空気配管の接続部まで					
	隔離弁用アキュムレータから 外側隔離弁の圧縮空気配管の接続部まで					
	KVA1-24 から非常用排気設備アキュムレータまで	第 4 種管	B※3	空気	9.8kgf/cm ² (0.9611MPa)	55
	非常用排気設備アキュムレータから非常用排気設備の切替弁の圧縮空気配管の接続部まで					
	KVA1-25 から非常用排気設備アキュムレータまで					
	非常用排気設備アキュムレータから非常用排気設備の切替弁の圧縮空気配管の接続部まで					
備考		<p>KVA0-82、KVA1-24、KVA1-25 は、圧縮空気設備主配管の評価モデルに含まれる。</p> <p>※2：設置時からの変更はないため、本申請の申請範囲外である。</p> <p>※3：設置時に A クラス設備として定ピッチスパン法を用いて設計しているため、耐震性再評価の必要なし。耐震クラス変更のための申請である。</p>				

3.2 設計仕様

非常用電源設備、炉室詰替セルの躯体、サブプール、非常用排気設備アキュムレータ及び補助設備の主配管については耐震性再評価の必要がないため、当該施設に対する新たな工事は行わない。また、ビームチューブ、前部水封用止板、水力照射設備の主配管、気送照射設備の主配管、放射化分析用照射設備の主配管及びクライオスタットについては耐震性再評価の結果、評価基準値を満足することが確認されたため、当該施設に対する新たな工事は行わない。

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に4.3に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

該当なし

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

該当なし

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

- ・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

- ・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

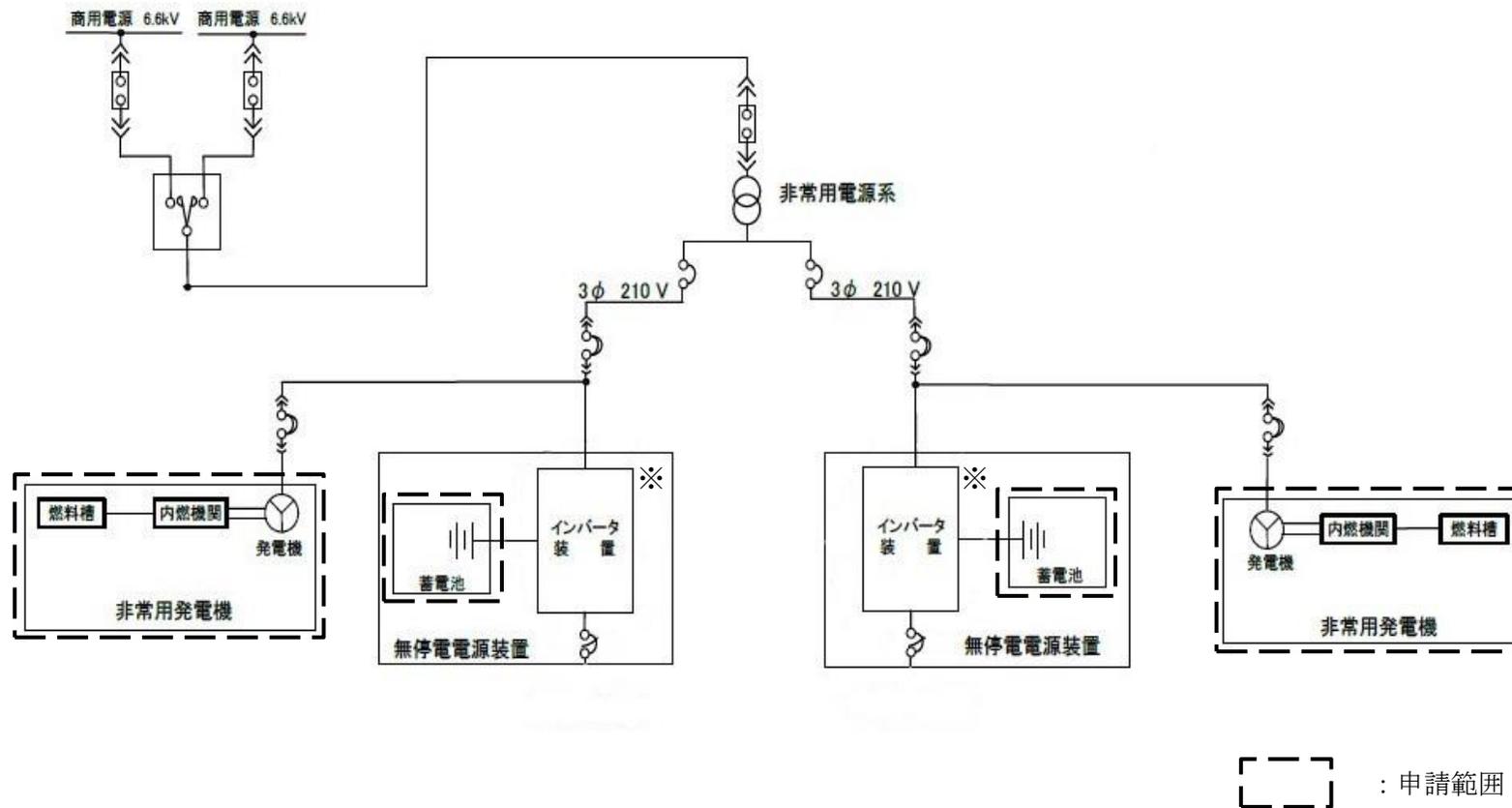
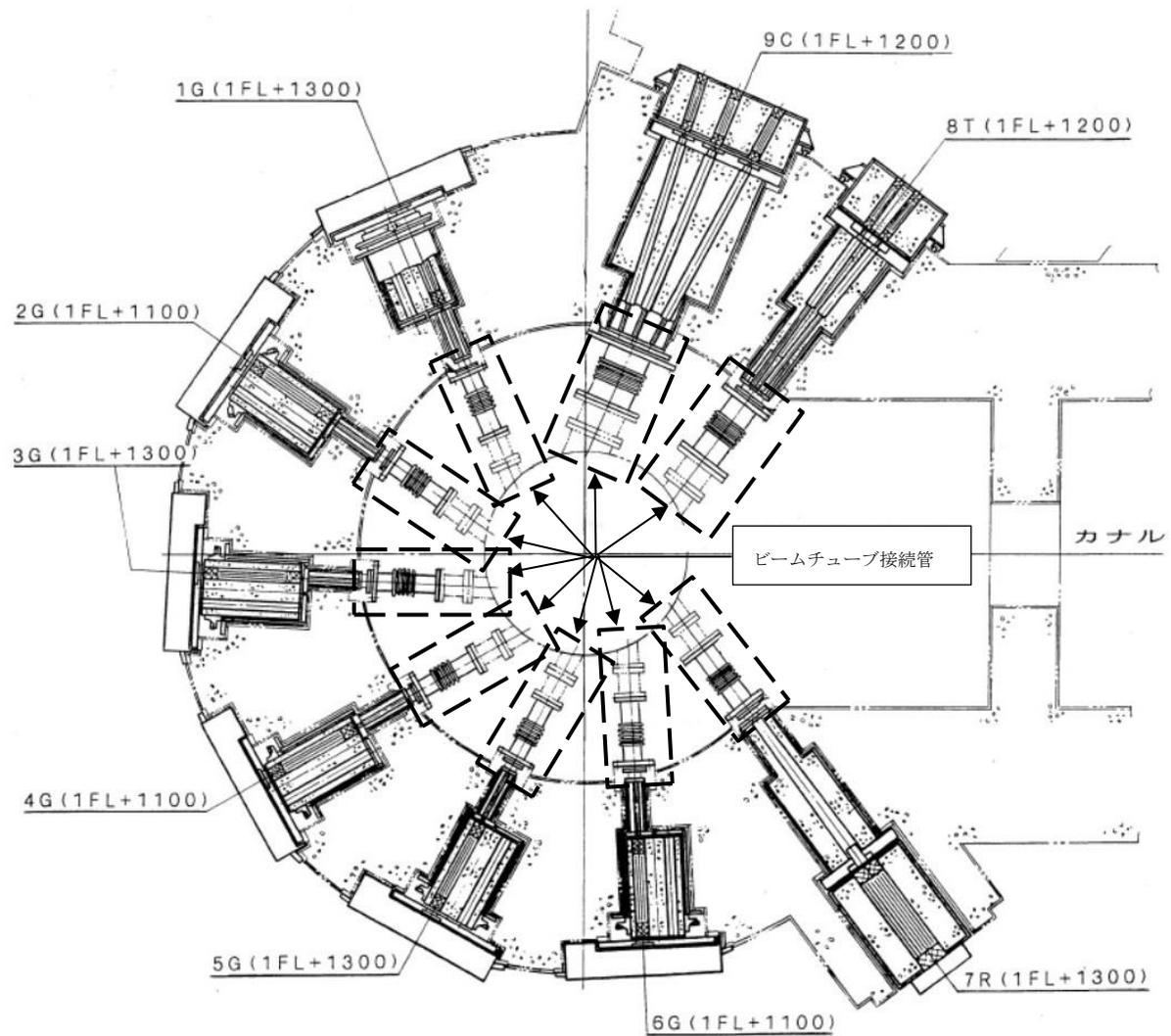


図-15.1 非常用電源設備の申請範囲

※「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その9）」（平成31年4月2日付け31原機（科工）001をもって申請）



注

⌚ : 申請範囲

図-15.2 水平実験孔の申請範囲 (1/2)

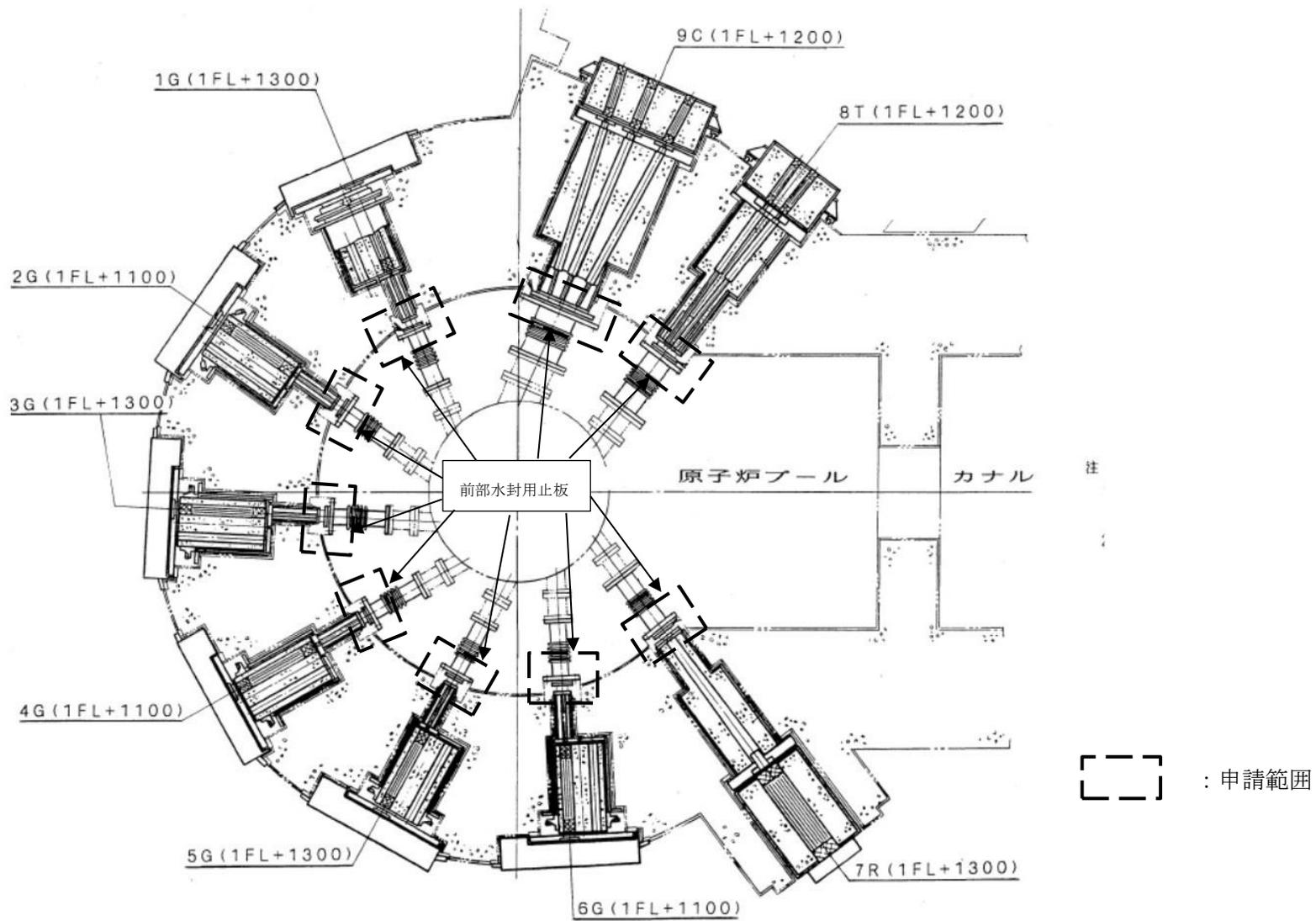


図-15.3 水平実験孔の申請範囲 (2/2)

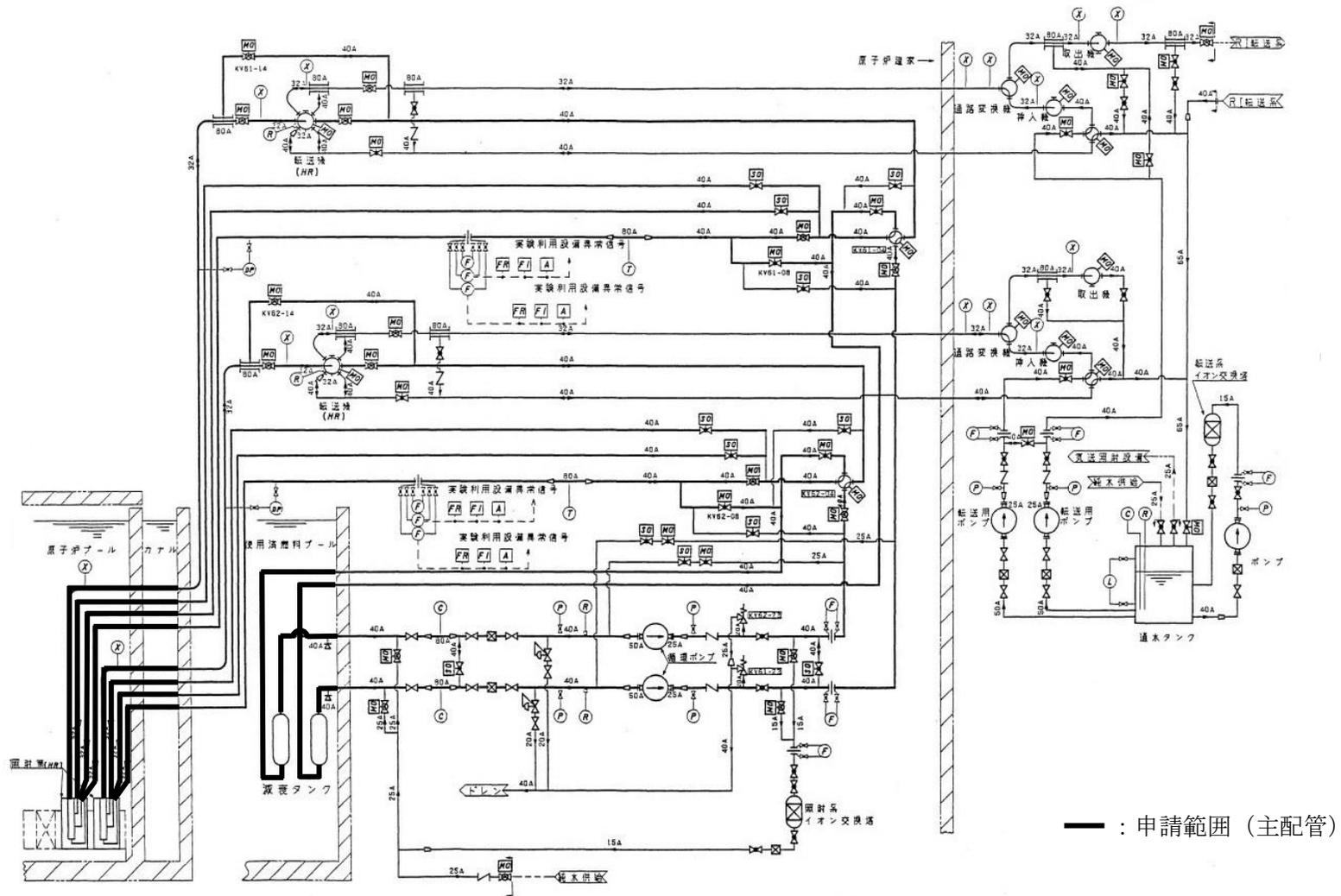


図-15.4 照射利用設備 (水力照射設備) の申請範囲 (1/3)

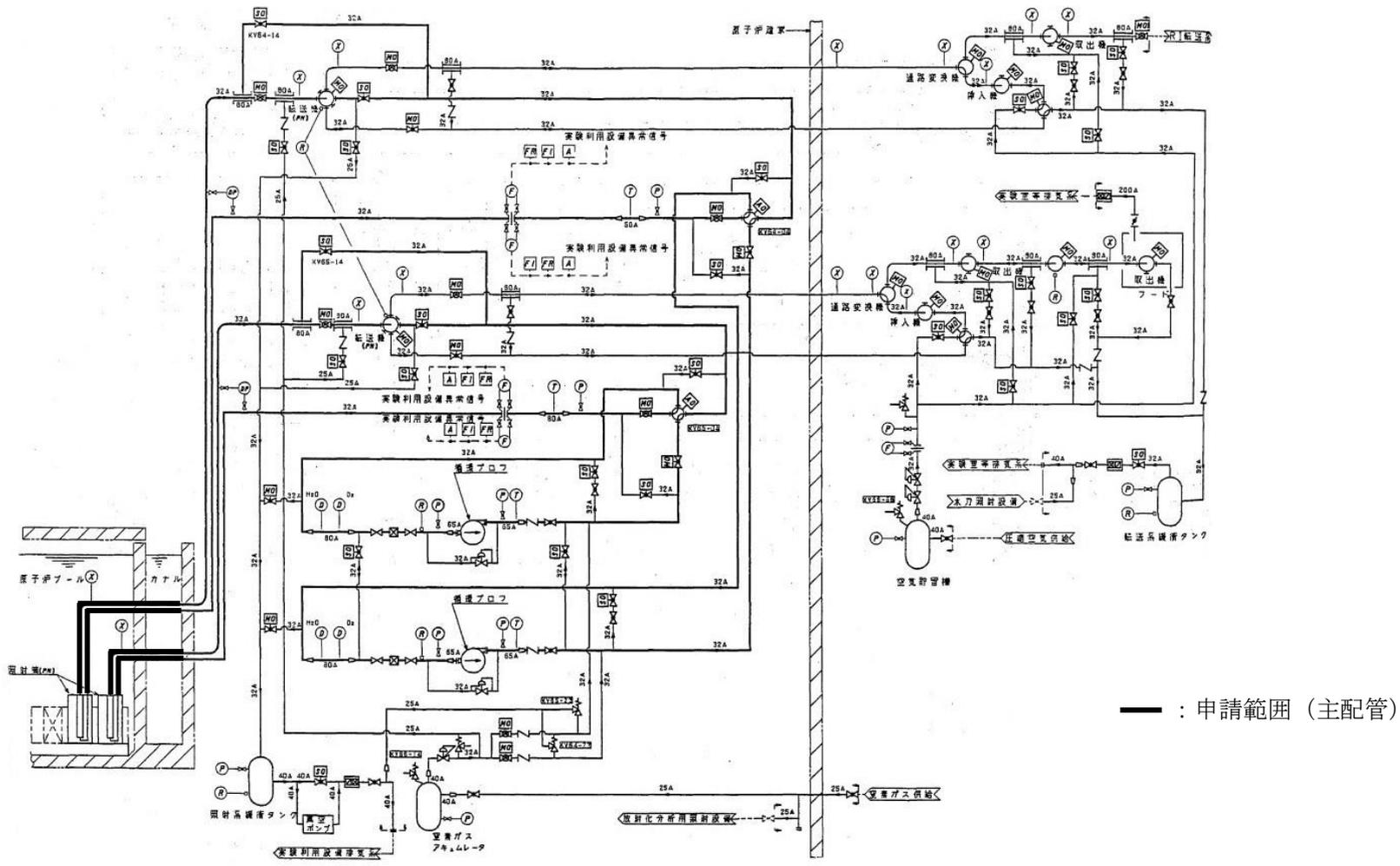


図-15.5 照射利用設備（気送照射設備）の申請範囲（2/3）

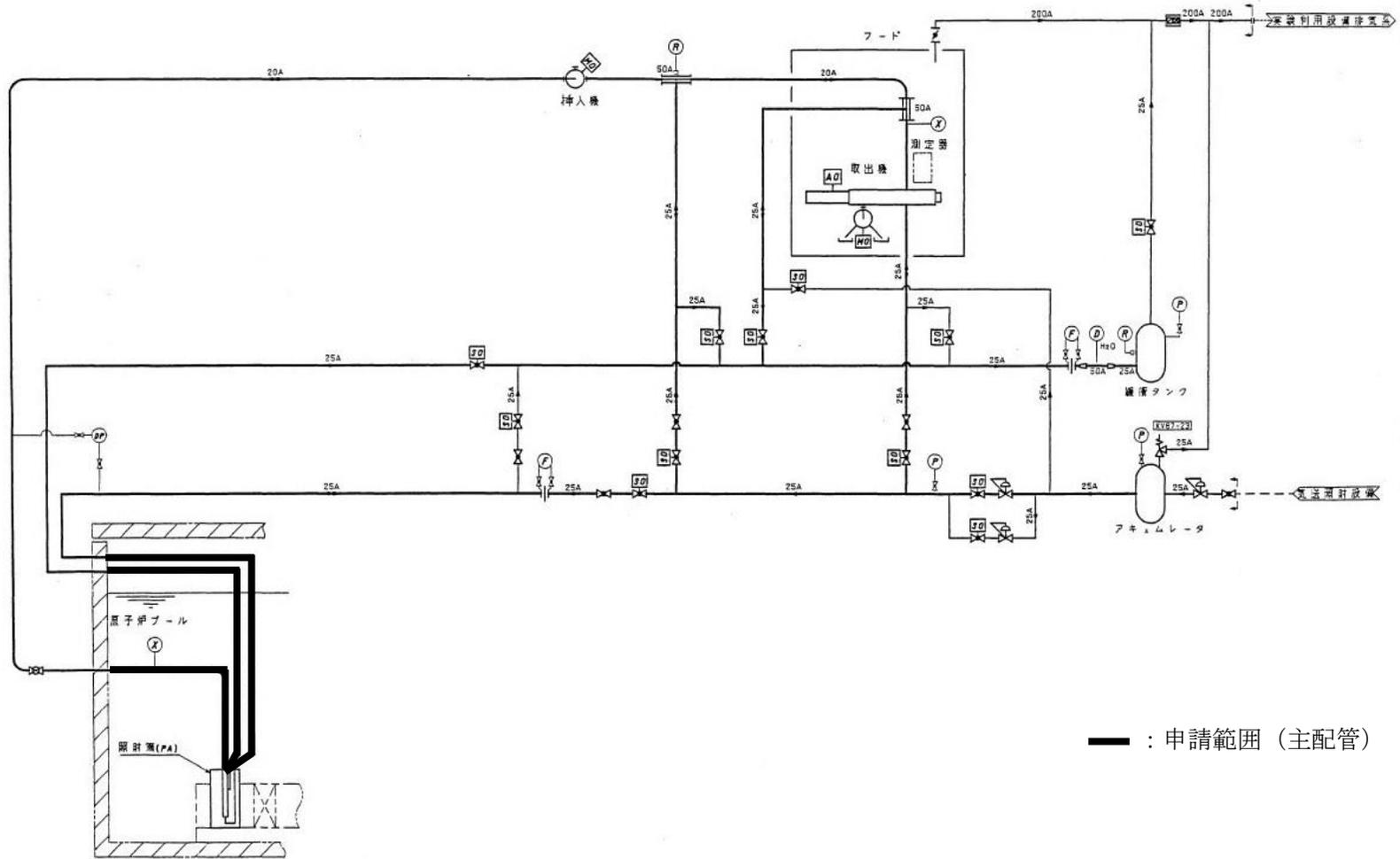


図-15.6 照射利用設備（放射化分析用照射設備）の申請範囲（3/3）

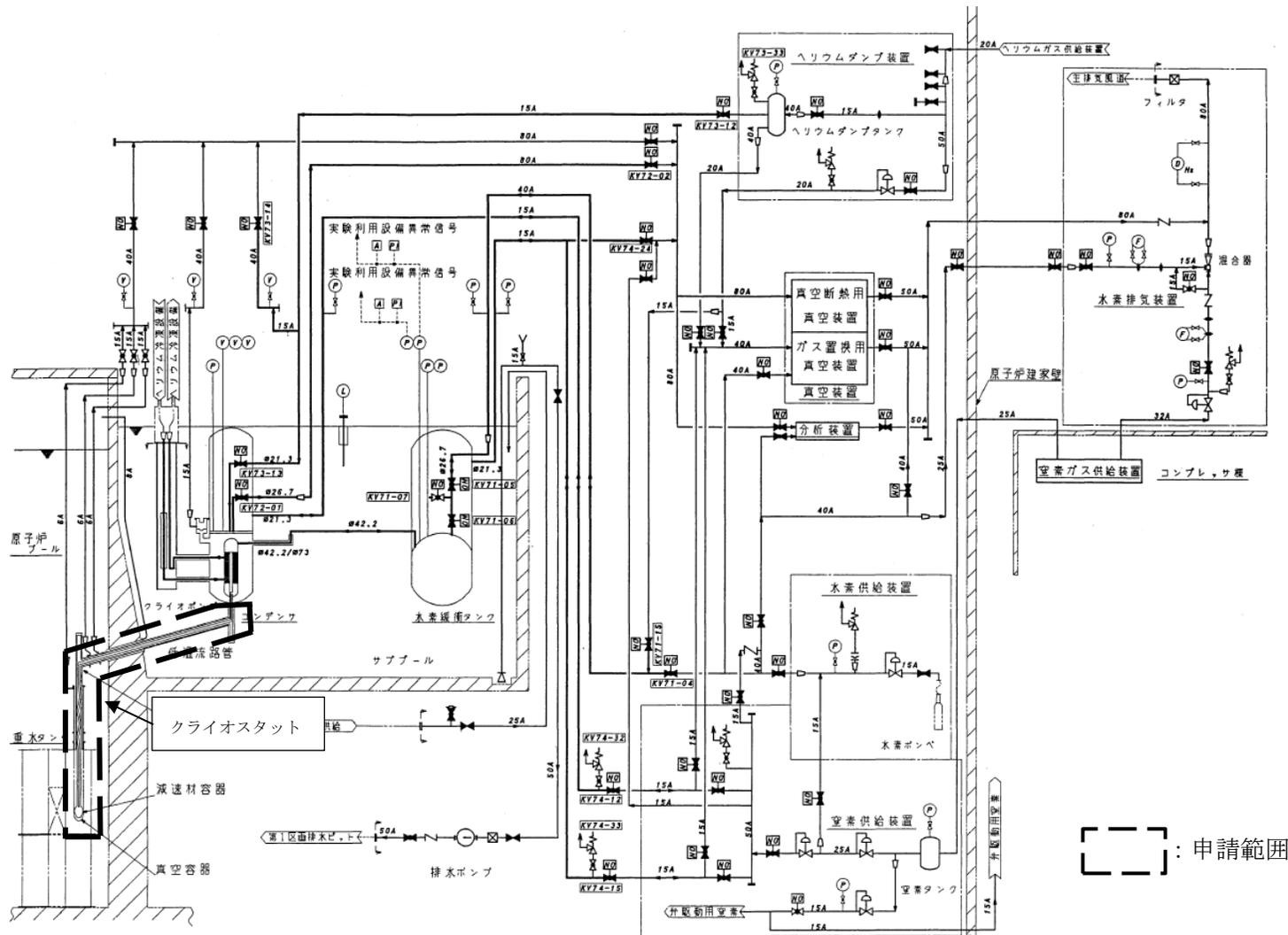


図-15.7 冷中性子源装置の申請範囲



図-15.8 その他の附属設備の申請範囲

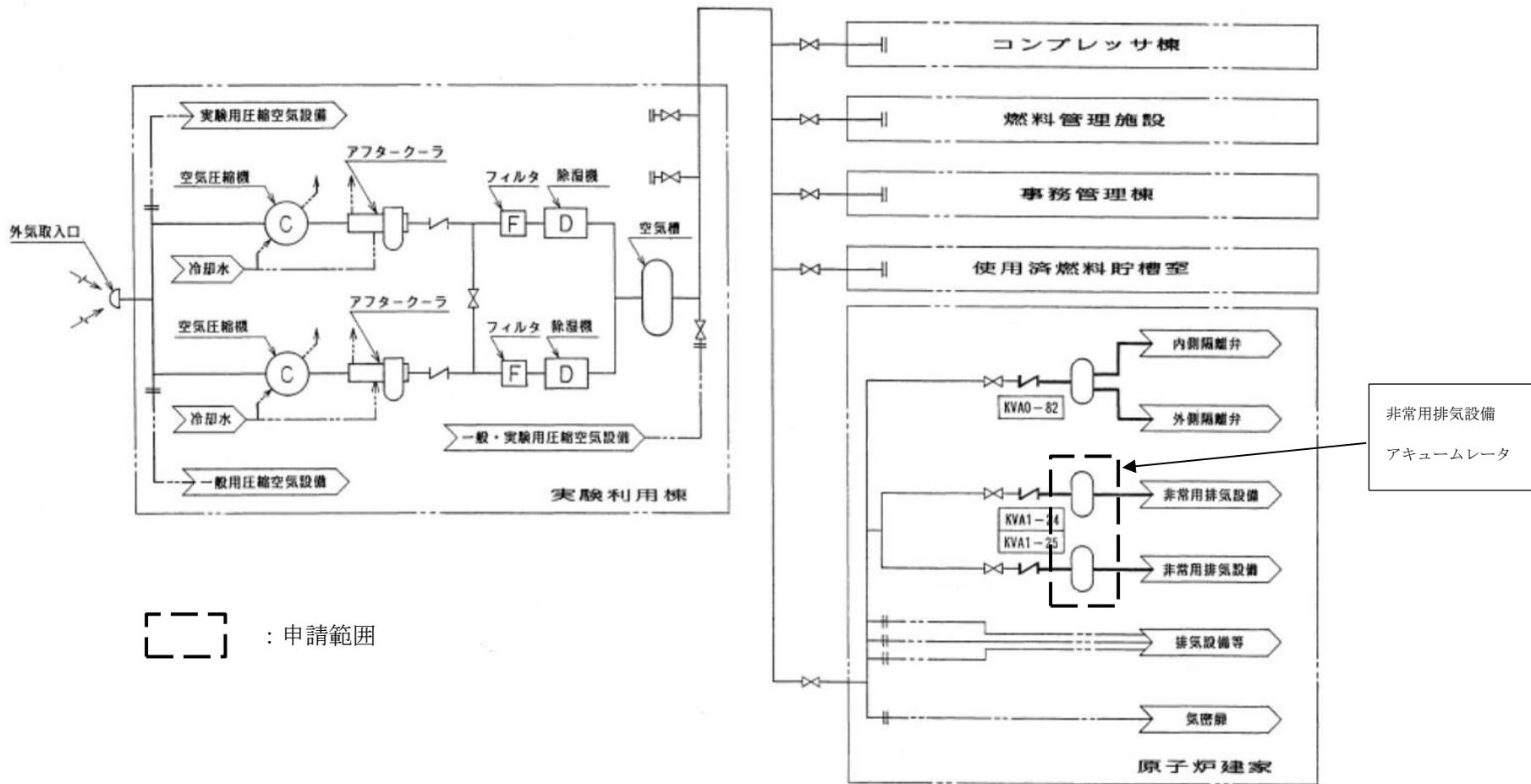


図-15.9 補助設備の申請範囲 (1/2)

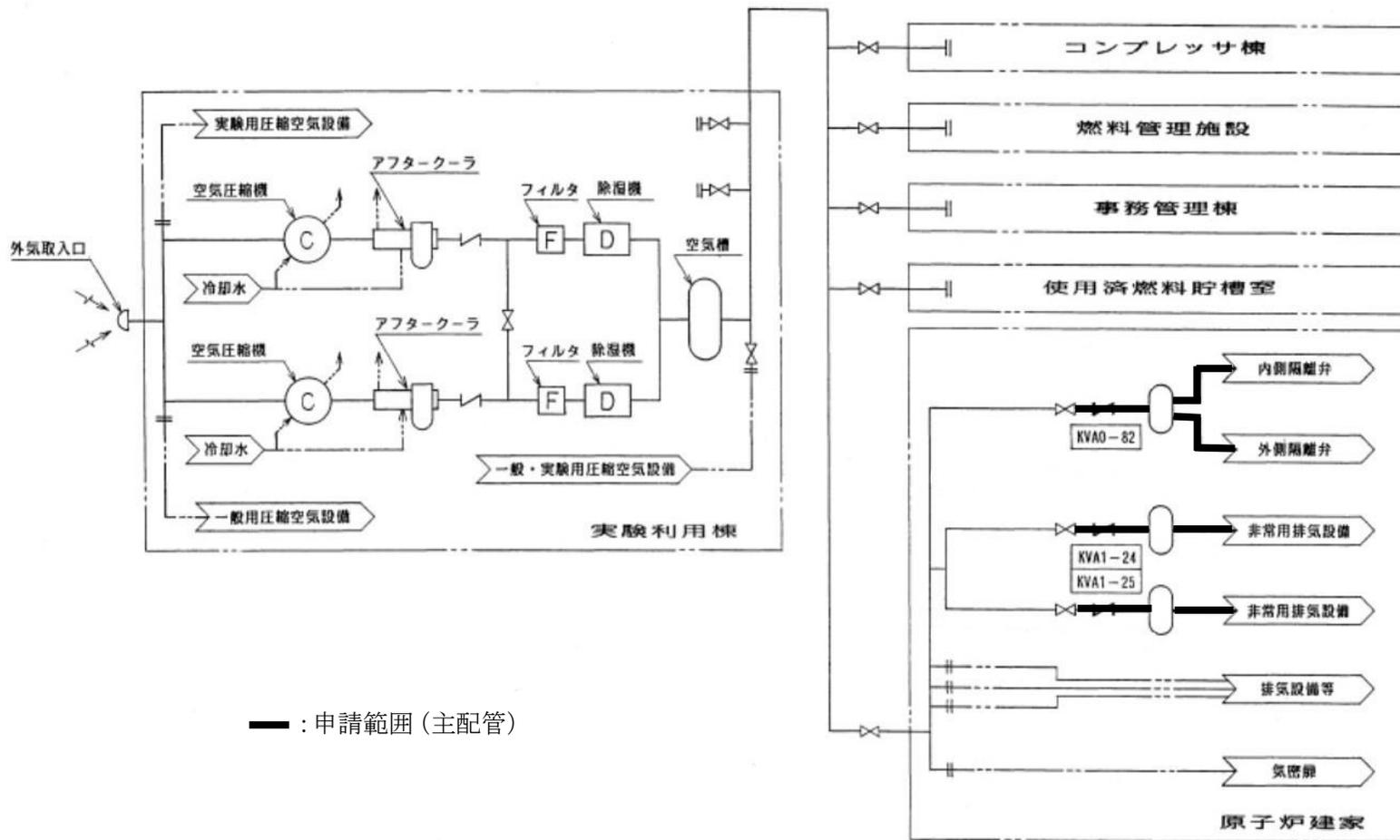


図-15.10 補助設備の申請範囲 (2/2)

第 1 6 編 原子炉建家の負圧維持及び漏えい率に係る設計

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 16-1
2. 準拠した基準及び規格	本 16-3
3. 設計	本 16-3
3.1 設計条件	本 16-3
3.2 設計仕様	本 16-3
4. 工事の方法	本 16-6
4.1 工事の方法及び手順	本 16-6
4.2 工事上の留意事項	本 16-6
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 16-6

1. 構成及び申請範囲

原子炉格納施設は、次の各構造等から構成される。

- (1) 構造
- (2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率
- (3) その他の主要な構造

今回申請する範囲は、原子炉格納施設の(2)設計圧力及び設計温度並びに漏えい率のうち、原子炉建家の負圧の維持及び建家の漏えい率の設計に関するものである。本原子炉施設の負圧の維持及び建家の漏えい率は、以下に示す原子炉格納施設を構成する原子炉建家、原子炉建家排気設備、原子炉建家換気空調設備（通常運転時）、非常用排気設備（放射性物質の放出を伴う設計基準事故時）により達成される（原子炉建家の換気系設備系統図を図-16.1に示す。）。本申請は、これらの設備の機能により、原子炉建家が所定の漏えい率を満たし、負圧の維持が可能であることを確認するものである。

イ. 負圧維持に係る設備

原子炉建家		円筒壁
		屋根
原子炉建家排気設備	炉室排気系	排風機
		主ダクト
	実験利用設備排気系	排風機
		主ダクト
	オイルダンパ系	オイルダンパ
		主ダクト
原子炉建家換気空調設備	炉室給気系	空気調和機
		主ダクト
非常用排気設備		排風機
		主ダクト

ロ. 漏えい率に係る設備

原子炉建家		円筒壁
		屋根
原子炉建家排気設備	炉室排気系	隔離弁
	実験利用設備排気系	隔離弁
	オイルダンパ系	オイルダンパ
原子炉建家換気空調設備	炉室給気系	隔離弁

記号	名称
	粗フィルタ
	微粒子フィルタ
	よう素除去フィルタ
	隔離弁 (自動バタフライ弁)
	切換弁・流量調整弁 (自動バタフライ弁)
	逆止弁
	遠隔手動操作弁
	送風機・排風機

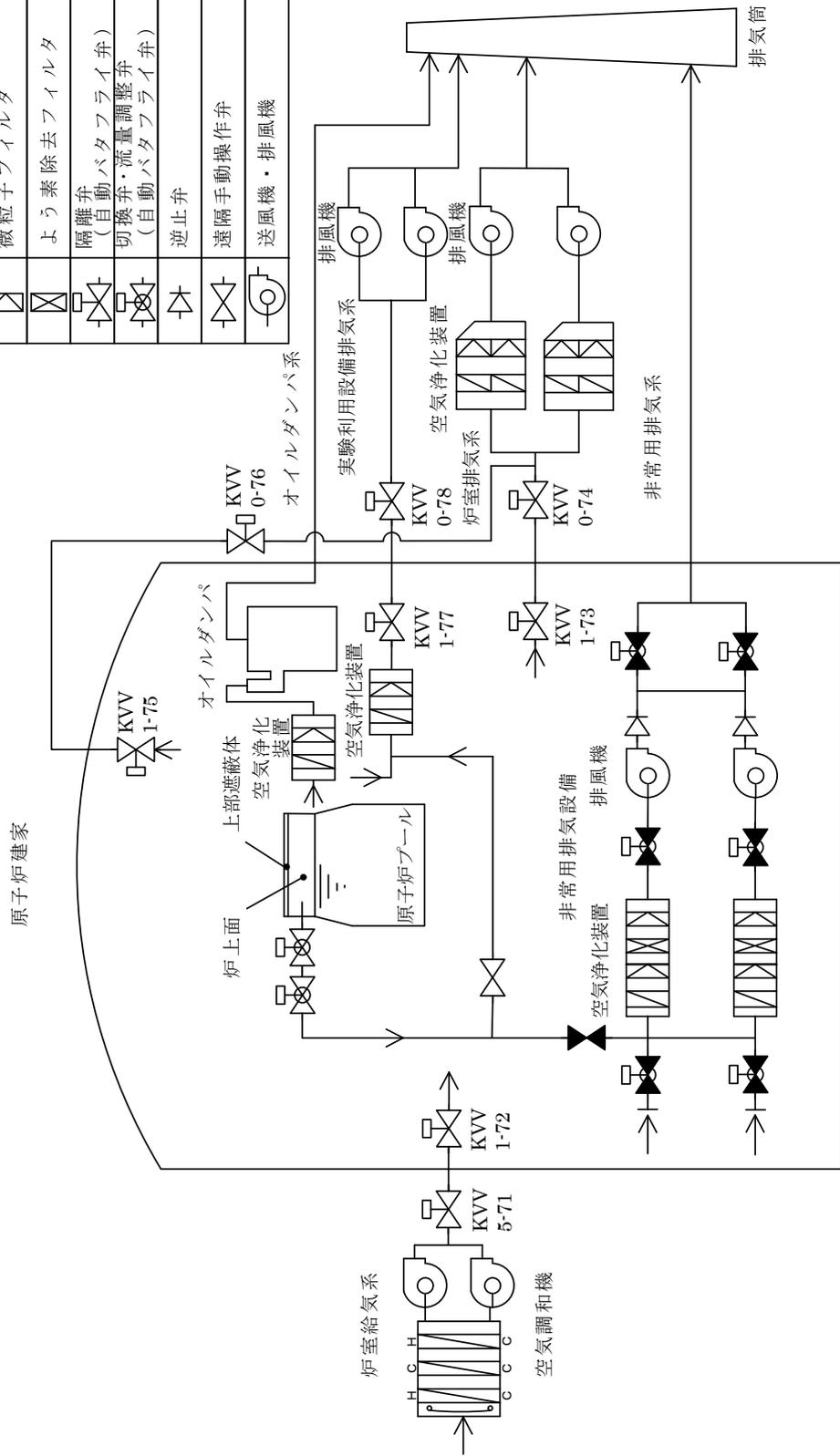


図-16.1 原子炉建家換気系設備系統図

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」

(令和 2 年原子力規制委員会規則第 7 号)

「日本産業規格 (JIS)」

「原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC 4203)」(日本電気協会)

3. 設計

3.1 設計条件

(1) 原子炉建家について、1. 構成及び申請範囲のイ. の設備の機能により通常運転時及び放射性物質の放出を伴う設計基準事故時において負圧の維持ができること。

(2) 原子炉建家について、1. 構成及び申請範囲のロ. の設備の機能により以下に示す漏えい率を満たすこと。

設計圧力	常圧
設計温度	常温
漏えい率	10%/日以下 ^{※1} (原子炉建家内負圧約 20mm 水柱 (約 196Pa))

※1：JRR-3 の原子炉及び原子炉建家の構造等を踏まえ、安全性及び技術的妥当性を満足する値として JRR-3 建設時 (昭和 37 年) から漏えい率を 10%/日に設定している。

3.2 設計仕様

本申請に係る各設備の設計仕様は、次に示すとおりである。

なお、本申請に係る設備は全て既設もしくは認可済み^{※2}であり、本申請にて新たに工事を実施するものではない。

※2： 原子炉建家については、「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書 (その 4)」(平成 30 年 11 月 1 日付け 30 原機 (科研) 010 をもって申請) にて認可を受けている。

原子炉建家排気設備及び原子炉建家換気空調設備については、「JRR-3 の改造 (その 6)」(昭和 62 年 5 月 25 日付け 62 原研 19 第 22 号をもって申請) にて認可を受け、平成 2 年 10 月 16 日付け 60 安 (原規) 第 173 号をもって使用前検査に合格している。

非常用排気設備については、「JRR-3 の改造 (その 5)」(昭和 61 年 12 月 26 日付け 61 原研 19 第 35 号をもって申請) にて認可を受け、平成 2 年 10 月 16 日付け 60 安 (原規) 第 173 号をもって使用前検査に合格している。

(1) 負圧維持に係る設備

通常運転時の負圧維持は、給排気量が一定であることにより担保されるため、原子炉建家屋根の新設による建家容積の変化の影響はない。

また、非常用排気設備作動時は、建家の給気が停止した状態で排風機による排気のみとなり、負圧が極度に高くなるとオイルダンパ系より吸気される。このため、原子炉建家屋根の新設による建家容積の変化の影響はない。

名称		仕様	
原子炉建家		円筒壁	鉄筋コンクリート造
		屋根	鉄骨造
原子炉建家 排気設備	炉室排気系	排風機	型式 遠心式 容量 20,600 (Nm ³ /h/個) 個数 2
		主ダクト	主要材料 SS41 (SS400)
	実験利用設 備排気系	排風機	型式 遠心式 容量 4,400 (Nm ³ /h/個) 個数 2
		主ダクト	主要材料 SS41 (SS400) 又は SGP
	オイルダン パ系	オイルダンパ	型式 油入式 油面の高さ 48(mm) 主要材料 SS41 (SS400) 個数 1
		主ダクト	主要材料 SGP
原子炉建家 換気空調設 備	炉室給気系	空気調和機 (送風機)	容量 25,000 (Nm ³ /h/個) 個数 2
		主ダクト	主要材料 SS41 (SS400)
非常用排気設備		排風機	型式 遠心式 容量 90 (Nm ³ /h/個) 個数 2
		主ダクト	主要材料 SUS304TP (原子炉建家内) STPG38 (STPG370)

(2) 原子炉建家の漏えい率に係る設備

原子炉建家の漏えい率は、原子炉建家とその貫通部の気密性により担保されるため、原子炉建家屋根の新設による建家容積の変化の影響はない。

名称		仕様	
原子炉建家		円筒壁	鉄筋コンクリート造
		屋根	鉄骨造
原子炉建家排気設 備	オイルダンパ系	オイルダンパ	形式 油入式 油面の高さ 48(mm) 主要材料 SS41 (SS400) 個数 1

名称		弁番号	仕様		
隔離弁	原子炉建家排気設備	炉室排気系	KVV1-75	主要寸法 (呼び径 A) 600 主要材料 SCS13 駆動方式 空気作動 個数 1 設置箇所 原子炉建家内側	
			KVV1-73	主要寸法 (呼び径 A) 900 主要材料 SCPH2 駆動方式 空気作動 個数 1 設置箇所 原子炉建家内側	
			KVV0-76	主要寸法 (呼び径 A) 600 主要材料 SCS13 駆動方式 空気作動 個数 1 設置箇所 原子炉建家外側	
			KVV0-74	主要寸法 (呼び径 A) 900 主要材料 SCPH2 駆動方式 空気作動 個数 1 設置箇所 原子炉建家外側	
		実験利用設備排気系	KVV1-77	主要寸法 (呼び径 A) 500 主要材料 SCS13 駆動方式 空気作動 個数 1 設置箇所 原子炉建家内側	
			KVV0-78	主要寸法 (呼び径 A) 500 主要材料 SCS13 駆動方式 空気作動 個数 1 設置箇所 原子炉建家外側	
		原子炉建家換気空調設備	炉室給気系	KVV1-72	主要寸法 (呼び径 A) 1,100 主要材料 SCPH2 駆動方式 空気作動 個数 1 設置箇所 原子炉建家内側
				KVV5-71	主要寸法 (呼び径 A) 1,100 主要材料 SCPH2 駆動方式 空気作動 個数 1 設置箇所 原子炉建家外側

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請に係る設備は全て既設もしくは認可済みであり、本申請にて新たに工事を実施するものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に 4.3 に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

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

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

イ. 漏えい率検査（原子炉建家漏えい率検査）

方法：原子炉建家排気設備及び原子炉建家換気空調設備（以下「給排気設備」という。）を停止し、排気系の隔離弁を閉止させた後、給気設備により原子炉建家内を所定圧力まで（原子炉建家内外の差圧が 0.49kPa 以上となるよう）加圧して給気系の隔離弁を閉止し、原子炉建家内の圧力低下及び温度を計測し、以下の式から漏えい率を算出する。

$$L = \frac{24}{H} \left(1 - \frac{P_{m2} T_1}{P_{m1} T_2} \right) \times 100 \quad [\%/日]$$

L：漏えい率[%/日]

H：時間[h]

P_m ：原子炉建家内の絶対圧力[hPa]

T：原子炉建家内の絶対温度[K]

添字

1：測定開始時刻における値

2：H 時間後の値

判定：算出した漏えい率が、10%/日以下であること。

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

イ. 性能検査（負圧維持機能確認検査）

a. 給排気設備

方法：給排気設備が通常運転の状態において、負圧が維持されていることを確認する。

判定：給排気設備が通常運転の状態において、負圧が維持されていること。

b. 非常用排気設備

方法：給排気設備が通常運転の状態から、非常用排気設備を作動させ、給排気設備が停止した状態でも原子炉建家の負圧が維持されることを確認する。

判定：非常用排気設備を作動させ、給排気設備が停止した状態でも負圧が維持されること。

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

- ・原子炉格納施設（第37条）第1項

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

- ・原子炉格納施設（第37条）第1項

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

添付書類

1. 申請に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」への適合性
2. 添付計算書（耐震性を除く）
3. 耐震性に関する添付説明書
4. 制御棒の挿入性に関する説明書（制御棒駆動機構）
5. 申請に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書
6. JRR-3原子炉施設に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」への適合性説明の要否について
7. JRR-3の変更に係る設計及び工事の計画の分割申請の理由に関する説明書
8. 内部溢水影響評価及び内部火災影響評価に関する追加説明事項に係る説明書

1. 申請に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」への適合性

1－1．原子炉制御棟避雷針の設置に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」への適合性

本申請のうち原子炉制御棟避雷針の設置に係る設計及び工事の方法と「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への適合性は、以下に示すとおりである。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一章 総則				
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第四条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	無	—	—
第五条	試験研究用等原子炉施設の地盤	無	—	—
第六条	地震による損傷の防止	無	—	—
第七条	津波による損傷の防止	無	—	—
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	第1項	別添-1に示すとおり
第九条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	無	—	—
第十条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第十一条	機能の確認等	無	—	—
第十二条	材料及び構造	無	—	—
第十三条	安全弁等	無	—	—
第十四条	逆止め弁	無	—	—
第十五条	放射性物質による汚染の防止	—	—	—
第十六条	遮蔽等	無	—	—
第十七条	換気設備	無	—	—
第二章 試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設				
第十八条	適用	無	—	—
第十九条	溢（いつ）水による損傷の防止	無	—	—
第二十条	安全避難通路等	無	—	—
第二十一条	安全設備	無	—	—
第二十二条	炉心等	無	—	—
第二十三条	熱遮蔽材	無	—	—
第二十四条	一次冷却材	無	—	—
第二十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第二十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—	—
第二十七条	一次冷却材処理装置	無	—	—
第二十八条	冷却設備等	無	—	—
第二十九条	液位の保持等	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第三十条	計測設備	無	—	—
第三十一条	放射線管理施設	無	—	—
第三十二条	安全保護回路	無	—	—
第三十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	無	—	—
第三十四条	原子炉制御室等	無	—	—
第三十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第三十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第三十七条	原子炉格納施設	無	—	—
第三十八条	実験設備等	無	—	—
第三十九条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第四十条	保安電源設備	無	—	—
第四十一条	警報装置	無	—	—
第四十二条	通信連絡設備等	無	—	—
第四十三条～第五十二条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第五十三条～第五十九条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第六十条～第七十条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第七十一条	第六章 雑則	無	—	—

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っては、原子炉格納容器に近接する船体の部分は、衝突、座礁その他の要因による原子炉格納容器の機能の喪失を防止できる構造でなければならない。
- 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。

1. （落雷）
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。
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。

1－2．中央制御室外原子炉停止盤の設置に係る
「試験研究の用に供する原子炉等の技術
基準に関する規則」への適合性

本申請のうち中央制御室外原子炉停止盤の設置に係る設計及び工事の方法と「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への適合性は、以下に示すとおりである。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一章 総則				
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第四条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	無	—	—
第五条	試験研究用等原子炉施設の地盤	無	—	—
第六条	地震による損傷の防止	無	—	—
第七条	津波による損傷の防止	無	—	—
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	無	—	—
第九条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	無	—	—
第十条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第十一条	機能の確認等	無	—	—
第十二条	材料及び構造	無	—	—
第十三条	安全弁等	無	—	—
第十四条	逆止め弁	無	—	—
第十五条	放射性物質による汚染の防止	—	—	—
第十六条	遮蔽等	無	—	—
第十七条	換気設備	無	—	—
第二章 試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設				
第十八条	適用	無	—	—
第十九条	溢（いつ）水による損傷の防止	無	—	—
第二十条	安全避難通路等	無	—	—
第二十一条	安全設備	無	—	—
第二十二条	炉心等	無	—	—
第二十三条	熱遮蔽材	無	—	—
第二十四条	一次冷却材	無	—	—
第二十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第二十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—	—
第二十七条	一次冷却材処理装置	無	—	—
第二十八条	冷却設備等	無	—	—
第二十九条	液位の保持等	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第三十条	計測設備	無	—	—
第三十一条	放射線管理施設	無	—	—
第三十二条	安全保護回路	無	—	—
第三十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	無	—	—
第三十四条	原子炉制御室等	有	第5項	別添-1に示すとおり
第三十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第三十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第三十七条	原子炉格納施設	無	—	—
第三十八条	実験設備等	無	—	—
第三十九条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第四十条	保安電源設備	無	—	—
第四十一条	警報装置	無	—	—
第四十二条	通信連絡設備等	無	—	—
第四十三条～第五十二条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第五十三条～第五十九条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第六十条～第七十条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第七十一条	第六章 雑則	無	—	—

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。

1. 中央制御室外原子炉停止盤は、原子炉制御室には該当しないため、第三十四条第1項～第4項の適用を受けない。
2. 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。

- 1 - 3. 中央制御室におけるばい煙対策設備の設置に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」への適合性

本申請のうち中央制御室におけるばい煙対策設備の設置に係る設計及び工事の方法と「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への適合性は、以下に示すとおりである。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一章 総則				
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第四条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	無	—	—
第五条	試験研究用等原子炉施設の地盤	無	—	—
第六条	地震による損傷の防止	無	—	—
第七条	津波による損傷の防止	無	—	—
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	第1項	別添-1に示すとおり
第九条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	無	—	—
第十条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第十一条	機能の確認等	無	—	—
第十二条	材料及び構造	無	—	—
第十三条	安全弁等	無	—	—
第十四条	逆止め弁	無	—	—
第十五条	放射性物質による汚染の防止	—	—	—
第十六条	遮蔽等	無	—	—
第十七条	換気設備	無	—	—
第二章 試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設				
第十八条	適用	無	—	—
第十九条	溢（いつ）水による損傷の防止	無	—	—
第二十条	安全避難通路等	無	—	—
第二十一条	安全設備	無	—	—
第二十二条	炉心等	無	—	—
第二十三条	熱遮蔽材	無	—	—
第二十四条	一次冷却材	無	—	—
第二十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第二十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—	—
第二十七条	一次冷却材処理装置	無	—	—
第二十八条	冷却設備等	無	—	—
第二十九条	液位の保持等	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第三十条	計測設備	無	—	—
第三十一条	放射線管理施設	無	—	—
第三十二条	安全保護回路	無	—	—
第三十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	無	—	—
第三十四条	原子炉制御室等	無	—	—
第三十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第三十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第三十七条	原子炉格納施設	無	—	—
第三十八条	実験設備等	無	—	—
第三十九条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第四十条	保安電源設備	無	—	—
第四十一条	警報装置	無	—	—
第四十二条	通信連絡設備等	無	—	—
第四十三条～第五十二条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第五十三条～第五十九条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第六十条～第七十条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第七十一条	第六章 雑則	無	—	—

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っては、原子炉格納容器に近接する船体の部分は、衝突、座礁その他の要因による原子炉格納容器の機能の喪失を防止できる構造でなければならない。
- 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。

1. （森林火災）

外部火災時のばい煙に対して、外部から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ている。

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。

1－4．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に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」への適合性

本申請のうち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に係る設計及び工事の方法と「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への適合性は、以下に示すとおりである。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一章 総則				
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第四条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	無	—	—
第五条	試験研究用等原子炉施設の地盤	無	—	—
第六条	地震による損傷の防止	無	—	—
第七条	津波による損傷の防止	無	—	—
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	無	—	—
第九条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	無	—	—
第十条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第十一条	機能の確認等	無	—	—
第十二条	材料及び構造	無	—	—
第十三条	安全弁等	無	—	—
第十四条	逆止め弁	無	—	—
第十五条	放射性物質による汚染の防止	—	—	—
第十六条	遮蔽等	無	—	—
第十七条	換気設備	無	—	—
第二章 試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設				
第十八条	適用	無	—	—
第十九条	溢（いつ）水による損傷の防止	無	—	—
第二十条	安全避難通路等	無	—	—
第二十一条	安全設備	無	—	—
第二十二条	炉心等	無	—	—
第二十三条	熱遮蔽材	無	—	—
第二十四条	一次冷却材	無	—	—
第二十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第二十六条	核燃料物質貯蔵設備	有	第2項第4号ロ	別添-1に示すとおり
第二十七条	一次冷却材処理装置	無	—	—
第二十八条	冷却設備等	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第二十九条	液位の保持等	無	—	—
第三十条	計測設備	有	第1項第4号ロ	別添-1に示すとおり
第三十一条	放射線管理施設	無	—	—
第三十二条	安全保護回路	無	—	—
第三十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	無	—	—
第三十四条	原子炉制御室等	無	—	—
第三十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第三十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第三十七条	原子炉格納施設	無	—	—
第三十八条	実験設備等	無	—	—
第三十九条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第四十条	保安電源設備	無	—	—
第四十一条	警報装置	有	—	別添-1に示すとおり
第四十二条	通信連絡設備等	無	—	—
第四十三条～第五十二条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第五十三条～第五十九条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第六十条～第七十条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第七十一条	第六章 雑則	無	—	—

第二十六条（核燃料物質貯蔵設備）

核燃料物質貯蔵設備は、次に掲げるところにより設置されたものでなければならない。

- 一 燃料体等が臨界に達するおそれがないこと。
 - 二 燃料体等を貯蔵することができる容量を有すること。
 - 三 次に掲げるところにより燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備を備えるものであること。
 - イ 燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し及び警報を発することができるものであること。
 - ロ 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し及び警報を発することができるものであること。
- 2 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する核燃料物質貯蔵設備は、前項に定めるところによるほか、次に掲げるところにより設置されていなければならない。
- 一 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食することを防止し得るものであること。
 - 二 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものであること。
 - 三 使用済燃料その他高放射性の燃料体の崩壊熱を安全に除去し得るものであること。
 - 四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を液体中で貯蔵する場合は、前号に掲げるところによるほか、次に掲げるところによること。
 - イ 液体があふれ、又は漏えいするおそれがないものであること。
 - 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。

1. 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2項第四号ロが該当し、第1項から第2項第四号イまでは申請範囲外である。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。

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 熱出力及び炉心における中性子束密度
 - 二 炉周期
 - 三 制御棒（固体の制御材をいう。以下同じ。）の位置
 - 四 一次冷却材に関する次の事項
 - イ 含有する放射性物質及び不純物の濃度
 - ロ 原子炉容器内における温度、圧力、流量及び液位
- 2 試験研究用等原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し及び対策を講ずるために必要な試験研究用等原子炉の停止後の温度、液位その他の試験研究用等原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視し及び記録することができる設備が設けられていなければならない。

1. 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1項第四号ロが該当し、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。

第四十一条（警報装置）

試験研究用等原子炉施設には、その設備の機能の喪失、誤操作その他の要因により試験研究用等原子炉の安全を著しく損なうおそれが生じたとき、第三十一条第一号の放射性物質の濃度若しくは同条第三号の線量当量が著しく上昇したとき又は液体状の放射性廃棄物を廃棄する設備から液体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じたときに、これらを確実に検知して速やかに警報する装置が設けられていなければならない。

1. 本申請に係る原子炉プール水位警報設備及び使用済燃料プール水位警報設備は、原子炉プール及び使用済燃料プールの液位を測定し、液位が低下した場合にはこれを検知し、警報を発生させる設計とする。

1－5. 外部消火設備の設置に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」への適合性

本申請のうち外部消火設備の設置に係る設計及び工事の方法と「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への適合性は、以下に示すとおりである。

なお、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」の条文はない。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一章 総則				
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第四条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	無	—	—
第五条	試験研究用等原子炉施設の地盤	無	—	—
第六条	地震による損傷の防止	無	—	—
第七条	津波による損傷の防止	無	—	—
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	無	—	—
第九条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	無	—	—
第十条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第十一条	機能の確認等	無	—	—
第十二条	材料及び構造	無	—	—
第十三条	安全弁等	無	—	—
第十四条	逆止め弁	無	—	—
第十五条	放射性物質による汚染の防止	—	—	—
第十六条	遮蔽等	無	—	—
第十七条	換気設備	無	—	—
第二章 試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設				
第十八条	適用	無	—	—
第十九条	溢（いつ）水による損傷の防止	無	—	—
第二十条	安全避難通路等	無	—	—
第二十一条	安全設備	無	—	—
第二十二条	炉心等	無	—	—
第二十三条	熱遮蔽材	無	—	—
第二十四条	一次冷却材	無	—	—
第二十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第二十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第二十七条	一次冷却材処理装置	無	—	—
第二十八条	冷却設備等	無	—	—
第二十九条	液位の保持等	無	—	—
第三十条	計測設備	無	—	—
第三十一条	放射線管理施設	無	—	—
第三十二条	安全保護回路	無	—	—
第三十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	無	—	—
第三十四条	原子炉制御室等	無	—	—
第三十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第三十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第三十七条	原子炉格納施設	無	—	—
第三十八条	実験設備等	無	—	—
第三十九条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第四十条	保安電源設備	無	—	—
第四十一条	警報装置	無	—	—
第四十二条	通信連絡設備等	無	—	—
第四十三条～第五十二条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第五十三条～第五十九条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第六十条～第七十条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第七十一条	第六章 雑則	無	—	—

1－6．内部溢水影響評価に係る「試験研究の用に
供する原子炉等の技術基準に関する規則」
への適合性

本申請のうち内部溢水評価に係る設計及び工事の方法と「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への適合性は、以下に示すとおりである。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一章 総則				
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第四条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	無	—	—
第五条	試験研究用等原子炉施設の地盤	無	—	—
第六条	地震による損傷の防止	無	—	—
第七条	津波による損傷の防止	無	—	—
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	無	—	—
第九条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	無	—	—
第十条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第十一条	機能の確認等	無	—	—
第十二条	材料及び構造	無	—	—
第十三条	安全弁等	無	—	—
第十四条	逆止め弁	無	—	—
第十五条	放射性物質による汚染の防止	—	—	—
第十六条	遮蔽等	無	—	—
第十七条	換気設備	無	—	—
第二章 試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設				
第十八条	適用	無	—	—
第十九条	溢（いつ）水による損傷の防止	有	第1項 第2項	別添-1に示すとおり
第二十条	安全避難通路等	無	—	—
第二十一条	安全設備	無	—	—
第二十二条	炉心等	無	—	—
第二十三条	熱遮蔽材	無	—	—
第二十四条	一次冷却材	無	—	—
第二十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第二十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—	—
第二十七条	一次冷却材処理装置	無	—	—
第二十八条	冷却設備等	無	—	—
第二十九条	液位の保持等	無	—	—
第三十条	計測設備	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第三十一条	放射線管理施設	無	—	—
第三十二条	安全保護回路	無	—	—
第三十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	無	—	—
第三十四条	原子炉制御室等	無	—	—
第三十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第三十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第三十七条	原子炉格納施設	無	—	—
第三十八条	実験設備等	無	—	—
第三十九条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第四十条	保安電源設備	無	—	—
第四十一条	警報装置	無	—	—
第四十二条	通信連絡設備等	無	—	—
第四十三条～第五十二条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第五十三条～第五十九条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第六十条～第七十条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第七十一条	第六章 雑則	無	—	—

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. 本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. 本原子炉施設内に設置された放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により発生が想定される溢水については、管理区域からの漏えいを防止する設計となっている。

1－7. 内部火災影響評価に係る「試験研究の用に
供する原子炉等の技術基準に関する規則」
への適合性

本申請のうち内部火災影響評価に係る設計及び工事の方法と「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への適合性は、以下に示すとおりである。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一章 総則				
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第四条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	無	—	—
第五条	試験研究用等原子炉施設の地盤	無	—	—
第六条	地震による損傷の防止	無	—	—
第七条	津波による損傷の防止	無	—	—
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	無	—	—
第九条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	無	—	—
第十条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第十一条	機能の確認等	無	—	—
第十二条	材料及び構造	無	—	—
第十三条	安全弁等	無	—	—
第十四条	逆止め弁	無	—	—
第十五条	放射性物質による汚染の防止	—	—	—
第十六条	遮蔽等	無	—	—
第十七条	換気設備	無	—	—
第二章 試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設				
第十八条	適用	無	—	—
第十九条	溢（いつ）水による損傷の防止	無	—	—
第二十条	安全避難通路等	無	—	—
第二十一条	安全設備	有	第1項 第2号	別添-1に示すとおり
第二十二条	炉心等	無	—	—
第二十三条	熱遮蔽材	無	—	—
第二十四条	一次冷却材	無	—	—
第二十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第二十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—	—
第二十七条	一次冷却材処理装置	無	—	—
第二十八条	冷却設備等	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第二十九条	液位の保持等	無	—	—
第三十条	計測設備	無	—	—
第三十一条	放射線管理施設	無	—	—
第三十二条	安全保護回路	無	—	—
第三十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	無	—	—
第三十四条	原子炉制御室等	無	—	—
第三十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第三十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第三十七条	原子炉格納施設	無	—	—
第三十八条	実験設備等	無	—	—
第三十九条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第四十条	保安電源設備	無	—	—
第四十一条	警報装置	無	—	—
第四十二条	通信連絡設備等	無	—	—
第四十三条～第五十二条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第五十三条～第五十九条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第六十条～第七十条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第七十一条	第六章 雑則	無	—	—

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。

1. 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。

1－8. JRR-3原子炉施設の構造（外部事象影響）に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」との適合性

本申請のうちJRR-3原子炉施設の構造（外部事象影響）に係る設計及び工事の方法と「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は、以下に示すとおりである。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一章 総則				
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第四条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	無	—	—
第五条	試験研究用等原子炉施設の地盤	無	—	—
第六条	地震による損傷の防止	無	—	—
第七条	津波による損傷の防止	無	—	—
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	別添-1に示すとおり
第九条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	無	—	—
第十条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第十一条	機能の確認等	無	—	—
第十二条	材料及び構造	無	—	—
第十三条	安全弁等	無	—	—
第十四条	逆止め弁	無	—	—
第十五条	放射性物質による汚染の防止	—	—	—
第十六条	遮蔽等	無	—	—
第十七条	換気設備	無	—	—
第二章 試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設				
第十八条	適用	無	—	—
第十九条	溢（いつ）水による損傷の防止	無	—	—
第二十条	安全避難通路等	無	—	—
第二十一条	安全設備	無	—	—
第二十二条	炉心等	無	—	—
第二十三条	熱遮蔽材	無	—	—
第二十四条	一次冷却材	無	—	—
第二十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第二十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—	—
第二十七条	一次冷却材処理装置	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第二十八条	冷却設備等	無	—	—
第二十九条	液位の保持等	無	—	—
第三十条	計測設備	無	—	—
第三十一条	放射線管理施設	無	—	—
第三十二条	安全保護回路	無	—	—
第三十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	無	—	—
第三十四条	原子炉制御室等	無	—	—
第三十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第三十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第三十七条	原子炉格納施設	無	—	—
第三十八条	実験設備等	無	—	—
第三十九条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第四十条	保安電源設備	無	—	—
第四十一条	警報装置	無	—	—
第四十二条	通信連絡設備等	無	—	—
第四十三条～第五十二条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第五十三条～第五十九条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第六十条～第七十条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第七十一条	第六章 雑則	無	—	—

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。

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2-3-1参照）

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2-3-2参照）

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2-3-1参照）
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2-3-1参照）
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2-3-1参照）
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。

1－9．設備機器の耐震性に関する申請に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」との適合性

本申請のうち設備機器の耐震性に関する申請に係る設計及び工事の方法と「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は、以下に示すとおりである。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一章 総則				
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第四条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	無	—	—
第五条	試験研究用等原子炉施設の地盤	無	—	—
第六条	地震による損傷の防止	有	第1項、第2項	別添-1に示すとおり
第七条	津波による損傷の防止	無	—	—
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	無	—	—
第九条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	無	—	—
第十条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第十一条	機能の確認等	無	—	—
第十二条	材料及び構造	無	—	—
第十三条	安全弁等	無	—	—
第十四条	逆止め弁	無	—	—
第十五条	放射性物質による汚染の防止	—	—	—
第十六条	遮蔽等	無	—	—
第十七条	換気設備	無	—	—
第二章 試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設				
第十八条	適用	無	—	—
第十九条	溢（いつ）水による損傷の防止	無	—	—
第二十条	安全避難通路等	無	—	—
第二十一条	安全設備	無	—	—
第二十二条	炉心等	無	—	—
第二十三条	熱遮蔽材	無	—	—
第二十四条	一次冷却材	無	—	—
第二十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第二十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—	—
第二十七条	一次冷却材処理装置	無	—	—
第二十八条	冷却設備等	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第二十九条	液位の保持等	無	—	—
第三十条	計測設備	無	—	—
第三十一条	放射線管理施設	無	—	—
第三十二条	安全保護回路	無	—	—
第三十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	無	—	—
第三十四条	原子炉制御室等	無	—	—
第三十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第三十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第三十七条	原子炉格納施設	無	—	—
第三十八条	実験設備等	無	—	—
第三十九条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第四十条	保安電源設備	無	—	—
第四十一条	警報装置	無	—	—
第四十二条	通信連絡設備等	無	—	—
第四十三条～第五十二条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第五十三条～第五十九条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第六十条～第七十条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第七十一条	第六章 雑則	無	—	—

第六条（地震による損傷の防止）

試験研究用等原子炉施設は、これに作用する地震力（試験炉許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力をいう。）による損壊により公衆に放射線障害を及ぼすことがないものでなければならない。

- 2 耐震重要施設（試験炉許可基準規則第三条第一項に規定する耐震重要施設をいう。以下この条において同じ。）は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（試験炉許可基準規則第四条第三項に規定する地震力をいう。）に対してその安全性が損なわれるおそれがないものでなければならない。
- 3 耐震重要施設は、試験炉許可基準規則第四条第三項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないものでなければならない。

1. 本申請に係る設備機器は、地震により発生するおそれのある公衆への影響を防止する観点から、耐震重要度に応じた耐震性を有する構造となっている。
2. 本申請に係る下部遮蔽体、サイフォンブレイク弁、中性子吸収体、制御棒駆動装置、前部水封用止板、使用済燃料貯蔵ラックは、原子炉設置変更許可申請書添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計されている。
3. 本申請に係る下部遮蔽体、サイフォンブレイク弁、中性子吸収体、制御棒駆動装置、前部水封用止板、使用済燃料貯蔵ラックが設置されている原子炉建家周辺には、基準地震動による地震力に対して、耐震重要施設の安全機能に重大な影響を与えるような崩壊を起こす斜面がないため、上記設備機器の安全性が損なわれるおそれがない。

1-10. 原子炉建家の負圧維持及び漏えい率に係る設計に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」との適合性

本申請のうち原子炉建家の負圧維持及び漏えい率に係る設計に係る設計及び工事の方法と「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は、以下に示すとおりである。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一章 総則				
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第四条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	無	—	—
第五条	試験研究用等原子炉施設の地盤	無	—	—
第六条	地震による損傷の防止	無	—	—
第七条	津波による損傷の防止	無	—	—
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	無	—	—
第九条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	無	—	—
第十条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第十一条	機能の確認等	無	—	—
第十二条	材料及び構造	無	—	—
第十三条	安全弁等	無	—	—
第十四条	逆止め弁	無	—	—
第十五条	放射性物質による汚染の防止	—	—	—
第十六条	遮蔽等	無	—	—
第十七条	換気設備	無	—	—
第二章 試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設				
第十八条	適用	無	—	—
第十九条	溢（いつ）水による損傷の防止	無	—	—
第二十条	安全避難通路等	無	—	—
第二十一条	安全設備	無	—	—
第二十二条	炉心等	無	—	—
第二十三条	熱遮蔽材	無	—	—
第二十四条	一次冷却材	無	—	—
第二十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第二十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—	—
第二十七条	一次冷却材処理装置	無	—	—
第二十八条	冷却設備等	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第二十九条	液位の保持等	無	—	—
第三十条	計測設備	無	—	—
第三十一条	放射線管理施設	無	—	—
第三十二条	安全保護回路	無	—	—
第三十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	無	—	—
第三十四条	原子炉制御室等	無	—	—
第三十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第三十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第三十七条	原子炉格納施設	有	第1項 第1号	別添-1に示すとおり
第三十八条	実験設備等	無	—	—
第三十九条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第四十条	保安電源設備	無	—	—
第四十一条	警報装置	無	—	—
第四十二条	通信連絡設備等	無	—	—
第四十三条 ～第五十二条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第五十三条～第五十九条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第六十条 ～第七十条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第七十一条	第六章 雑則	無	—	—

第三十七条（原子炉格納施設）

試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉格納施設が設けられていなければならない。

- 一 通常運転時に、その内部を負圧状態に維持し得るものであり、かつ、所定の漏えい率を超えることがないものであること。ただし、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない場合にあつては、この限りでない。
- 二 設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、原子炉格納施設から放出される放射性物質を低減するものであること。ただし、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない場合にあつては、この限りでない。

1. 通常運転時に原子炉建家内を適切な負圧に維持できるよう原子炉建家排気設備及び原子炉建家換気空調設備を設けている。また、原子炉建家、原子炉建家排気設備及び原子炉建家換気空調設備は、原子炉建家の漏えい率が10%/日以下となるよう設計されている。
2. 非常用排気設備については、「JRR-3の改造（その5）」（昭和61年12月26日付け61原研19第35号をもって申請し、昭和62年4月6日付け61安（原規）第218号をもって認可）にて認可を受け、平成2年10月16日付け60安（原規）第173号をもって使用前検査に合格しているため、本申請の申請範囲外である。

2. 添付計算書（耐震性を除く）

2-1. 内部溢水影響評価に係る説明書

2-1-1. 基準地震動に伴うスロッシングによる原子炉プール等の溢水量に係る説明書

2-1-2. 管理区域外への漏えい防止対策に係る説明書

2-2. 1次冷却材補助ポンプ潤滑油漏えい火災に対する崩壊熱除去運転継続に係る説明書

2-3. 外部事象影響評価に係る説明書

2-3-1. 原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、使用済燃料貯蔵施設、実験利用棟、排気筒、原子炉制御棟の構造（外部事象影響（外部火災））に関する説明書

2-3-2. 原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、使用済燃料貯蔵施設、実験利用棟、排気筒、原子炉制御棟の構造（外部事象影響（竜巻））に関する説明書

2－1．内部溢水影響評価に係る説明書

2-1-1. 基準地震動に伴うスロッシングによる原子炉プール等の溢水量に係る説明書

目次

1. 概要及び評価対象とする溢水源	添 2-1-1-1
1.1 概要	添 2-1-1-1
1.2 想定する溢水源	添 2-1-1-1
1.3 評価の方針	添 2-1-1-1
2. 評価	添 2-1-1-2
2.1 スロッシングによる溢水量の計算方法	添 2-1-1-2
2.2 スロッシングによる溢水量の評価結果	添 2-1-1-5
2.2.1 原子炉プールの溢水量の評価	添 2-1-1-5
2.2.2 溢水による原子炉プールの水位低下量	添 2-1-1-6
2.2.3 カナルの溢水量の評価	添 2-1-1-7
2.2.4 使用済燃料プールの溢水量の評価	添 2-1-1-7
2.2.5 溢水による使用済燃料プールの水位低下量	添 2-1-1-8
3. 参考文献	添 2-1-1-8

1. 概要及び評価対象とする溢水源

1.1 概要

基準地震動に伴うスロッシングによる原子炉プール、カナル及び使用済燃料プール（以下「原子炉プール等」という。）の溢水量を評価した。

1.2 想定する溢水源

想定する溢水源とそれらの配置図は以下のとおりである。

溢水源	設置場所
原子炉プール	原子炉建家1階
カナル	原子炉建家1階
使用済燃料プール	原子炉建家1階

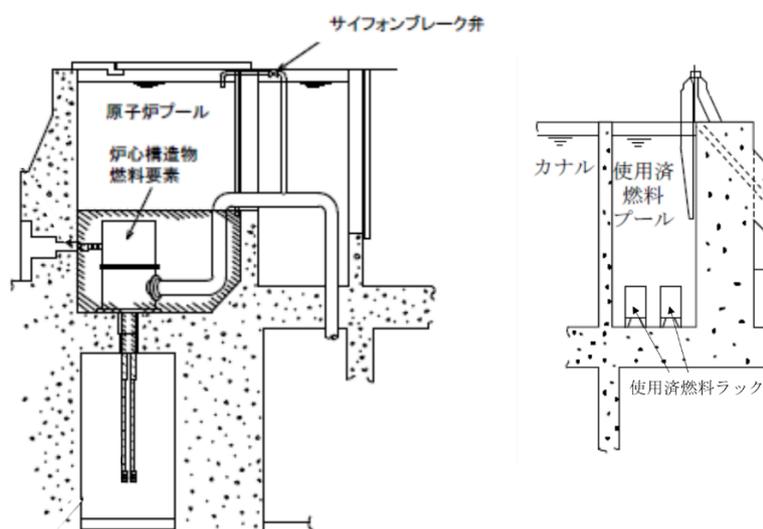


図-2-1-1.1 溢水源の配置図

1.3 評価の方針

評価は、以下の方針により行った。

- (1) スロッシングは、基準地震動に伴い発生するものとする。
- (2) 原子炉プール等の水面（以下「基準水位」または「W.L.」という。）は、オーバーフロー管の高さとする。

2. 評価

2.1 スロッシングによる溢水量の計算方法

ラプラス方程式を満たす速度ポテンシャル^[1]を用いてスロッシングによる溢水量を評価する。

直方体容器内のスロッシングの固有周波数 f 及び固有周期 T は、以下の式^[2]で算出する。

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

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

固有周期 T に対する地震による加速度 α を、評価用地震動の加速度応答スペクトルより特定し、NS方向及びEW方向それぞれスロッシングによる最大波高 D_{\max} を以下の式^[3]により算出する。最大波高 D_{\max} がプールの縁を超える高さには、水面面積の1/2を乗じて溢水量 V の評価をする。

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

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

ただし、

T : 一次固有周期 [s],

f : 一次固有周波数 [Hz],

L_1 : 振動方向のプールの長さの1/2 [m],

L_2 : 振動方向に直交するプールの長さ [m],

g : 重力加速度 [m/s²],

H_1 : プール水深 [m],

H_2 : 基準水位からプールの縁までの高さ [m],

D_{\max} : 最大波高 [m],

α : 地震による加速度 [m/s²]

V : 溢水量 [m³]

である。図-2-1-1.2に評価の概略を、図-2-1-1.3に原子炉プール等の形状を示す。また、図-2-1-1.4に評価に用いた原子炉プール頂部の床応答スペクトルを示す。なお、評価には各基準地震動の床応答スペクトルを包絡し、周期 T 方向に10%拡幅したものをを用いた。

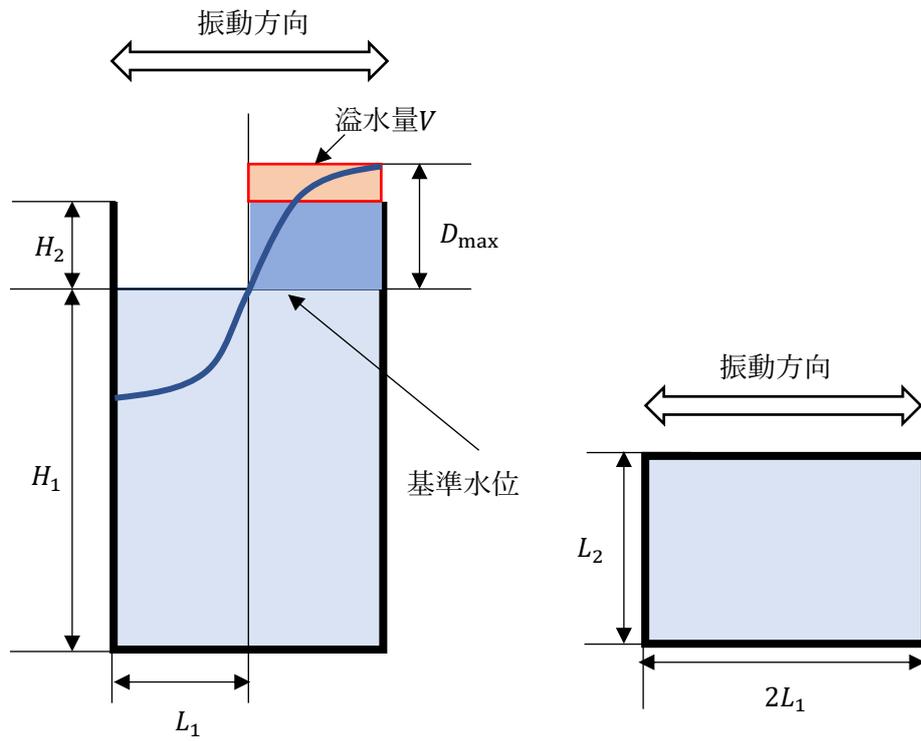


図-2-1-1.2 スロッシングによる溢水の概略

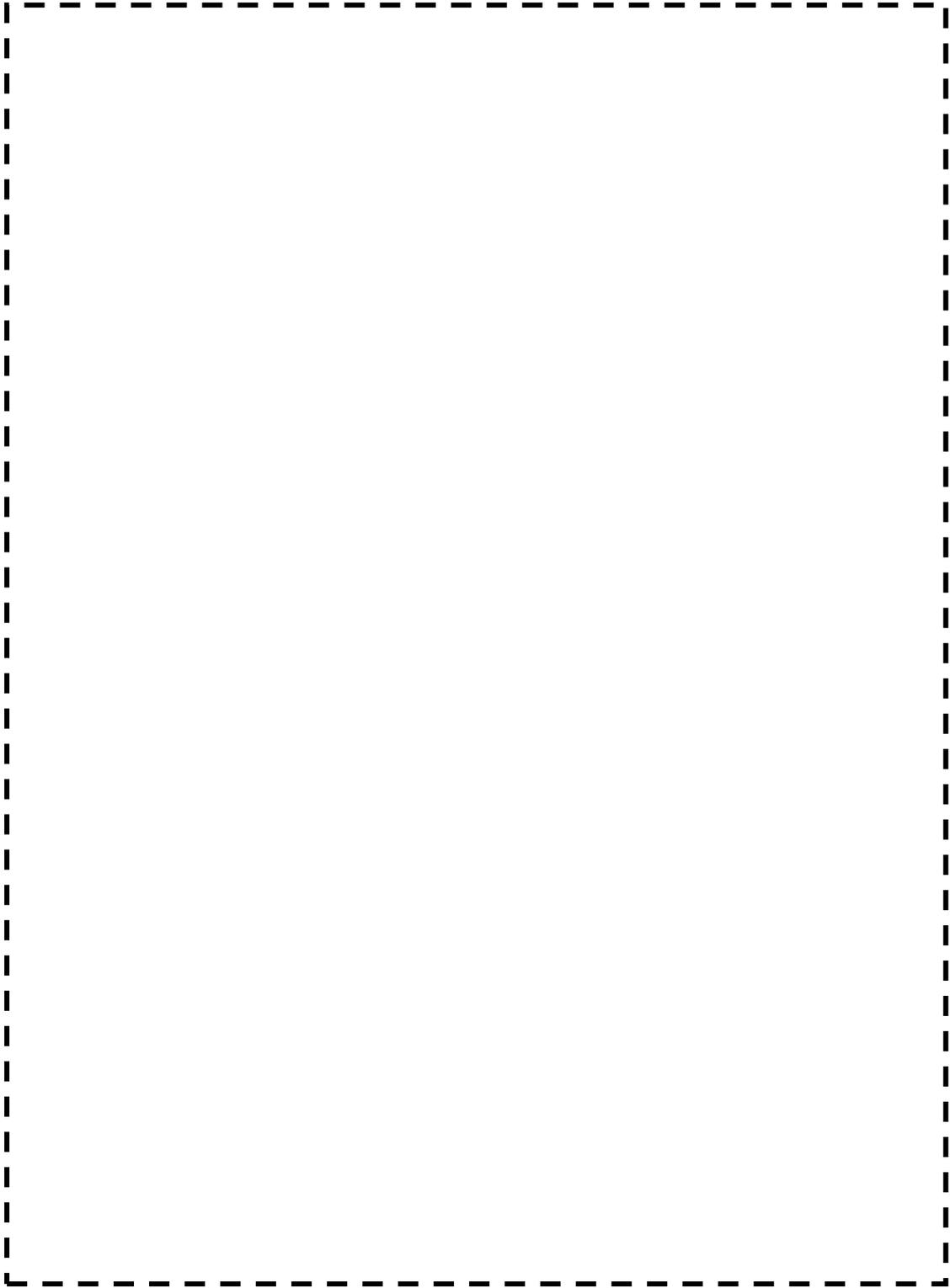


図-2-1-1.3 原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールの構造

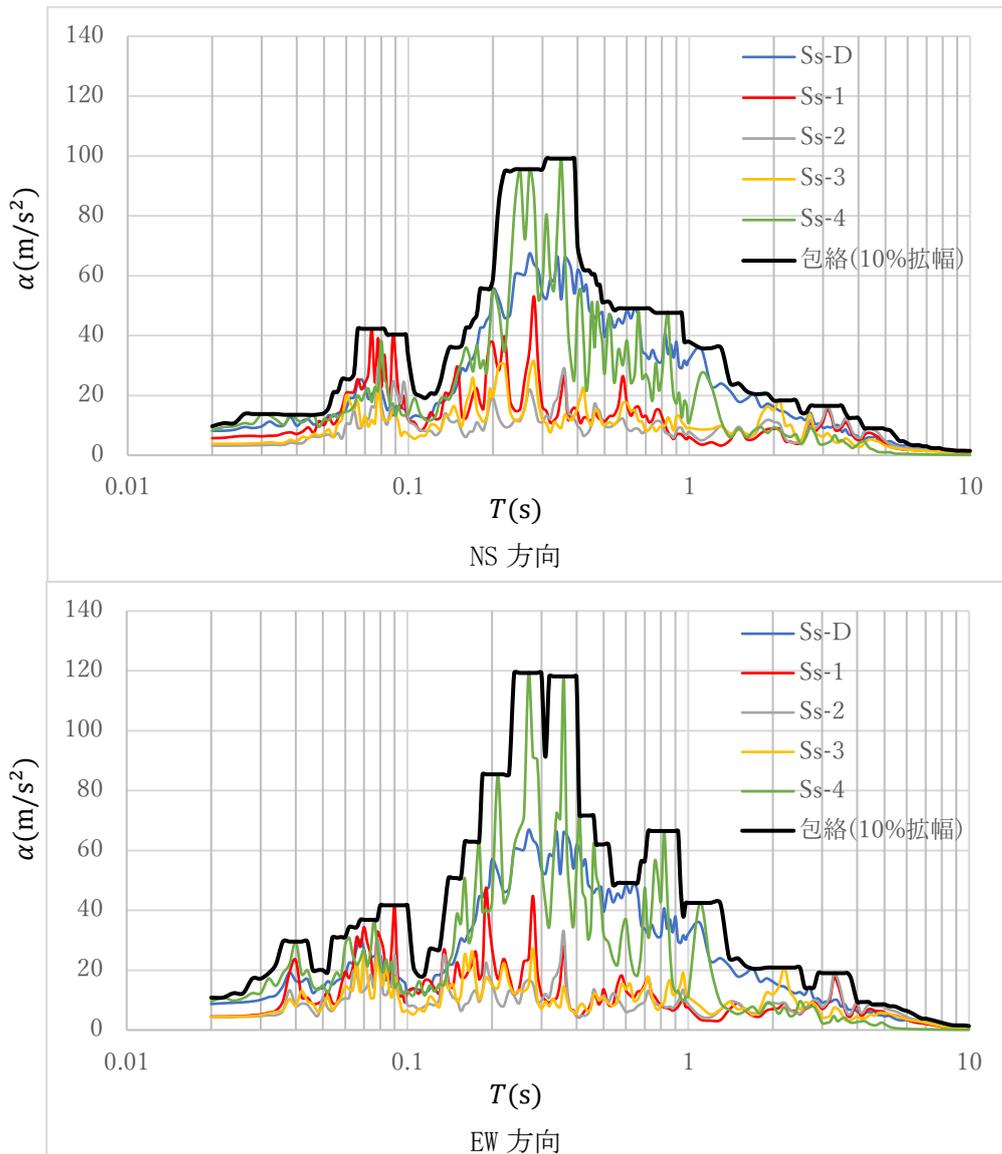


図-2-1-1.4 基準地震動の床応答スペクトル (減衰定数 $h=0.005$)

2.2 スロッシングによる溢水量評価結果

2.2.1 原子炉プールの溢水量の評価

原子炉プールについては、図-2-1-1.5 に示すような二つの矩形(長方形 $6.25\text{m} \times 3.0\text{m}$ 、正方形 $4.5\text{m} \times 4.5\text{m}$)に単純化し、溢水量 V を求める。

原子炉プールの溢水量の計算結果を表-2-1-1.1 に示す。

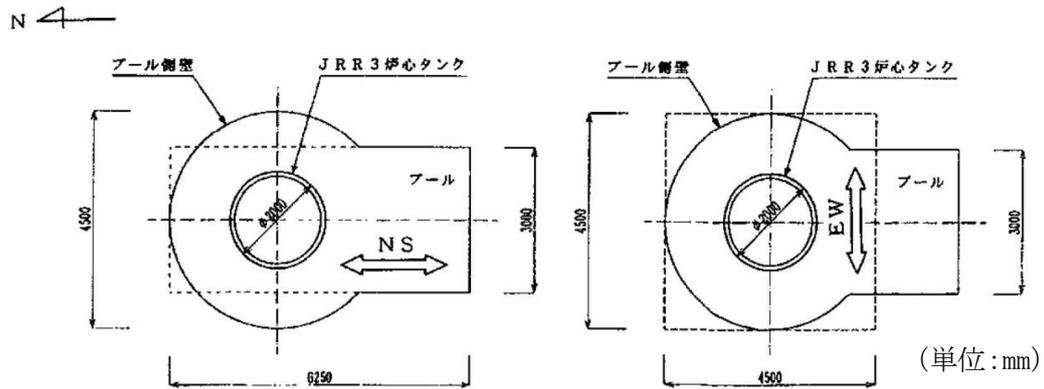


図-2-1-1.5 溢水量の算出に用いた原子炉プール形状

表-2-1-1.1 原子炉プールの溢水量

	長方形型モデル		正方形型モデル	
	NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
振動方向のプール長 $2L_1$ [m]	6.25	3.00	4.5	4.5
振動方向に直交するプール長 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
一次固有周波数 f [Hz]	0.35	0.51	0.42	0.42
一次固有周期 T [s]	2.83	1.96	2.40	2.40
地震による加速度 α [m/s ²]	16.5	20.9	18.3	20.9
最大波高 D_{\max} [m]	4.27	2.59	3.41	3.88
溢水量 V [m ³]	35.9	20.1	30.1	34.8

計算の結果、原子炉プールからの溢水量 V は最大 35.9m³である。

2.2.2 溢水による原子炉プールの水位低下量

スロッシングによる溢水が全てプールの外へ漏えいした場合の原子炉プールの水位低下を表-2-1-1.2 に示す。

表-2-1-1.2 原子炉プールのスロッシングに伴う水位低下

溢水量 V (m ³)	原子炉プール面積 (m ²)	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

2.2.3 カナルの溢水量の評価

カナルの溢水量の計算結果を表-2-1-1.3 に示す。

表-2-1-1.3 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
振動方向に直交するのプール長 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
一次固有周波数 f [Hz]	0.49	0.51
一次固有周期 T [s]	2.06	1.96
地震による加速度 α [m/s ²]	18.3	20.9
最大波高 D_{\max} [m]	2.50	2.59
溢水量 V [m ³]	9.84	10.3

計算の結果、カナルのスロッシングによる最大波高 D_{\max} は2.59mである。

2.2.4 使用済燃料プールの溢水量の評価

使用済燃料プールの溢水量の計算結果を表-2-1-1.4 に示す。

表-2-1-1.4 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
振動方向に直交するプール長 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
一次固有周波数 f [Hz]	0.51	0.42
一次固有周期 T [s]	1.96	2.41
地震による加速度 α [m/s ²]	20.5	20.9
最大波高 D_{\max} [m]	2.54	3.88
溢水量 V [m ³]	13.7	22.7

計算の結果、使用済燃料プールからの溢水量 V は最大22.7m³である。

2.2.5 溢水による使用済燃料プールの水位低下量

スロッシングによる溢水が全てプールの外へ漏えいした場合の使用済燃料プールの水位低下を表-2-1-1.5 に示す。

表-2-1-1.5 使用済燃料プールのスロッシングに伴う水位低下

溢水量 V (m^3)	使用済燃料プール面積 (m^2)	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

3. 参考文献

- [1] Lamb. H (今井功訳), 流体力学 2, 1981, 東京図書
- [2] 日本機械学会, 機械工学便覧 a4 流体工学, 2006.
- [3] 耐震設計の標準化に関する調査報告書 別冊 2 (機器系), 昭和 60 年 3 月, (財)原子力工学試験センター

2-1-2. 管理区域外への漏えい防止対策に係る説明書

目次

1. 評価対象とする溢水源及び評価の概要	添 2-1-2-1
2. 評価	添 2-1-2-2
2.1 1次冷却系配管の破損による原子炉プール水の溢水	添 2-1-2-2
2.2 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	添 2-1-2-3
2.3 使用済燃料プール水の溢水による影響	添 2-1-2-5
2.4 廃樹脂貯留タンクからのプール水の溢水	添 2-1-2-6

1. 評価対象とする溢水源及び評価の概要

放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの防止に関する評価を実施した。評価の対象とする溢水源は、JRR-3原子炉施設内で放射性物質を含んだ液体を内包する設備とし、それらが破損した場合に、生じた溢水が管理区域外に漏えいすることがないかを評価した。

評価は、以下の方針により行った。

- (1) 溢水は、放射性物質を含む液体を内包する機器・配管系が何らかの原因により破損し、破損箇所から漏えいするものとする。
- (2) 建家1階床面よりも低く設置されている設備は、溢水が建家1階に到達しないことが明らかであるため評価対象外とする。
- (3) 破損が生じる箇所は、溢水量が最も大きくなる箇所1か所を想定する。
- (4) 溢水影響は、溢水量と溢水が滞留する区画の容積の比較により行う。
- (5) 溢水が滞留する区画の壁、床、堰等、建家の一部となっている構造体の破損は考慮しない。

以上の評価方針により、想定する溢水源及び破損を考慮する機器は以下のとおりとなる。

建家名称	放射性物質を含む液体	破損を想定する機器	評価の内容
原子炉建家	原子炉プール水	1次冷却系	配管の破損による溢水を想定する。
		原子炉プール溢流系	配管の破損による溢水を想定する。
	使用済燃料プール水	使用済燃料プール水浄化冷却系	配管の破損による溢水を想定する。
	1次冷却材	1次冷却系	原子炉プール水の溢水の結果に包含されるため評価不要である。
	重水	重水冷却系	系統は全て1階床面よりも低く設置されているため評価不要である。
使用済燃料貯槽室	使用済燃料貯槽のプール水	オーバーフロー水受槽No. 1	1階床面よりも低く設置されているため評価不要である。

建家名称	放射性物質を含む液体	破損を想定する機器	評価の内容
	重水	重水保管タンク	1階床面よりも低く設置されているため評価不要である。
燃料管理施設	使用済燃料貯槽のプール水	オーバーフロー水受槽No. 2	1階床面よりも低く設置されているため評価不要である。
	原子炉プール水	軽水貯留タンクNo. 2	1階床面よりも低く設置されているため評価不要である。
実験利用棟	液体廃棄物	廃液貯槽	1階床面よりも低く設置されているため評価不要である。
	原子炉プール水、使用済燃料プール水	廃樹脂貯留設備	廃樹脂貯留タンクの破損による溢水を想定する。
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	1階床面よりも低く設置されているため評価不要である。

2. 評価

2.1 1次冷却系配管の破損による原子炉プール水の溢水

(1) 溢水源

原子炉プールに接続された1次冷却系が破損すると、原子炉プール水が漏れ出す。ここでは、1次冷却系配管において、溢水量が最も多くなる箇所として、配管の設置高さが最も低い部位である主ポンプ入口配管の破損を想定する。原子炉プール及び1次冷却系の系統図を図-2-1-2.1に示す。

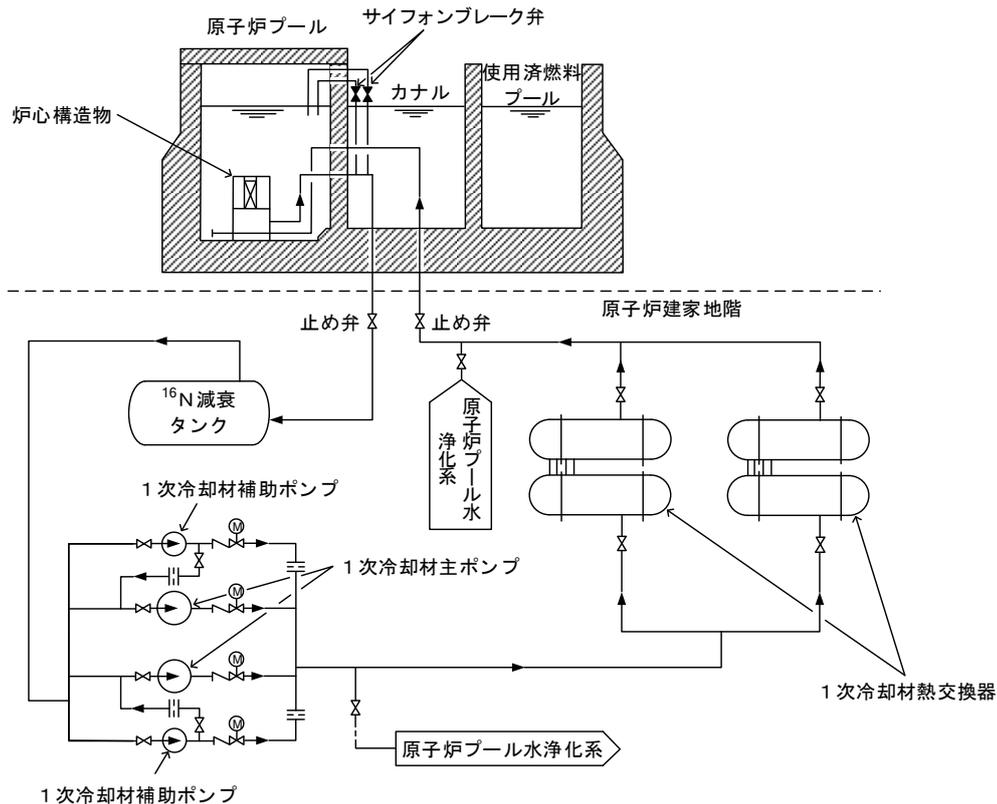


図-2-1-2.1 1次冷却系系統図

(2) 溢水量の評価

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、サイフォンブレイク弁により漏えいが停止する。この時のプール水の溢水量は表-2-1-2.1 のとおりである。

表-2-1-2.1 1次冷却系配管の破損による原子炉プール水の溢水量

原子炉プール面積 (m ²)	低下する水位 (m)	溢水量 (m ³)
21.7	4.10	89.0

(3) 評価結果

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 89.0m³ である。これに対し、原子炉建家地階の容積は 3,000m³ 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。

2.2 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

(1) 溢水源

原子炉プールに接続された原子炉プール溢流系が破損すると、原子炉プール水が漏えいす

る。ここでは、原子炉プール溢流系において、溢水量が最も多くなる箇所として、溢流タンクの破損を想定する。原子炉プール溢流系の概要図を図-2-1-2.2 に示す。

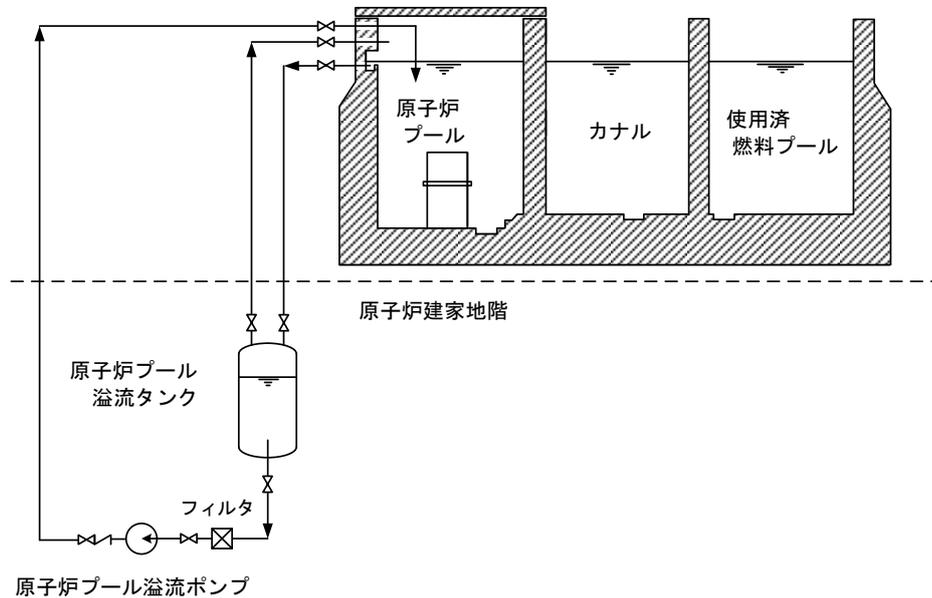


図-2-1-2.2 原子炉プール溢流系系統図

(2) 溢水量の評価

溢流タンクが破損した場合、原子炉プール水が漏えいし、プールの水位が低下するが、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3.3m³）の水も全て漏えいするものとする。

この時の溢水量は表-2-1-2.2 のとおりである。

表-2-1-2.2 原子炉プール溢流タンクの破損による溢水量

	プール面積 (m ²)	低下する水位 (m)	溢水量 (m ³)
原子炉プール	21.7	4.00	86.8
原子炉プール 溢流タンク	—	—	3.30

(3) 評価結果

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 90.1m³である。これに対し、原子炉建家地階の容積は 3,000m³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。

2.3 使用済燃料プール水の溢水による影響

(1) 溢水源

カナル及び使用済燃料プールは、使用済燃料プール水浄化冷却系の配管に接続されているため、使用済燃料プール水浄化冷却系が破損すると、使用済燃料プール水が漏えいする。ここでは、最も溢水量が多くなる箇所として、浄化ポンプ入口配管の破損による漏えいを想定し、カナル及び使用済燃料プールの水が漏えいする場合について評価する。使用済燃料プール水浄化冷却系の系統図を図-2-1-2.3に示す。

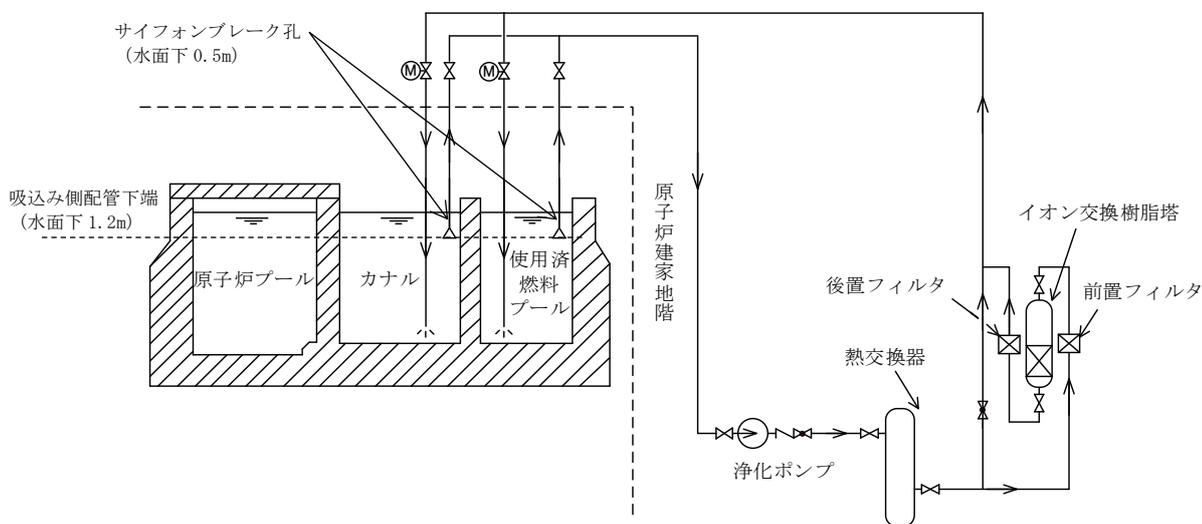


図-2-1-2.3 使用済燃料プール水浄化冷却系系統図

(2) 溢水量の評価

使用済燃料プール水浄化冷却系の戻り側の配管は、水面下約3.5mまで挿入されているが、水面下0.5mの位置にサイフォンブレイク孔が向けられている。一方、吸込み側の配管は水面下1.2mまで挿入されている。このため、漏えいによりカナル又は使用済燃料プールの水位が吸い込み側の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。この時の溢水量は表-2-1-2.3のとおりとなる。

表-2-1-2.3 使用済燃料プール水浄化冷却系配管の破損による溢水量

	プール面積 (m ²)	低下する水位 (m)	溢水量 (m ³)
カナル	9.90	1.20	11.9
使用済燃料プール	13.5	1.20	16.2

(3) 評価結果

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 28.1m³である。この結果は、「2.2 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。

2.4 廃樹脂貯留タンクからのプール水の溢水

(1) 溢水源

廃樹脂貯留設備は原子炉プール水等の精製に使用した廃樹脂を貯留する設備であり、イオン交換樹脂とともにプール水も内包している。ここでは、廃樹脂貯留タンク1基の破損によって発生する溢水を想定する。廃樹脂貯留設備の室内配置図を図-2-1-2.4に示す。

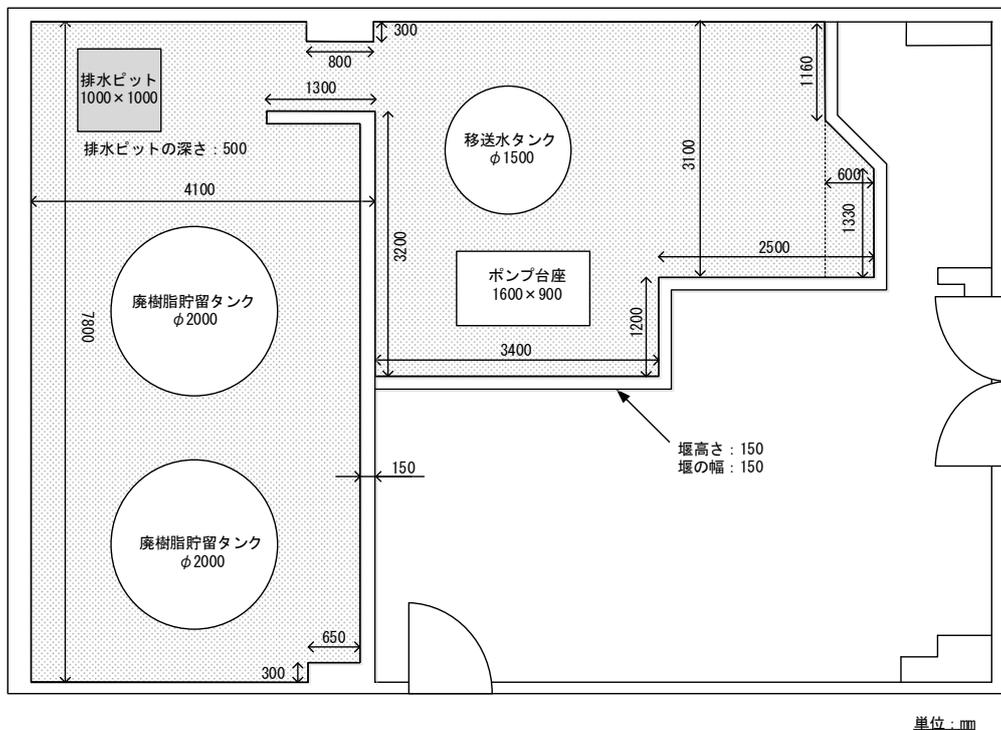


図-2-1-2.4 廃樹脂貯留設備の室内配置図

(2) 溢水量の評価

廃樹脂貯留タンクが満水状態であるとし、その容量 (6m³) 全量を溢水量とする。

(3) 評価結果

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6.8m³である。これは、想定される溢水量6m³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。

2-2. 1次冷却材補助ポンプ潤滑油漏えい火災に対する
崩壊熱除去運転継続に係る説明書

目次

1. 概要	添 2-2-1
2. 評価	添 2-2-2
2.1 評価手法	添 2-2-2
2.2 潤滑油漏えい量	添 2-2-3
2.3 燃焼面積	添 2-2-3
2.4 発熱速度 (<i>HRR</i>)	添 2-2-3
2.5 ターゲット位置における輻射熱流束	添 2-2-3
2.6 燃焼期間	添 2-2-4
2.7 表面温度上昇値	添 2-2-4
2.8 まとめ	添 2-2-5
3. 結論	添 2-2-5
4. 参考文献	添 2-2-5

1. 概要

JRR-3 原子炉施設（以下「JRR-3」という。）では、原子炉運転中に火災報知機により火災を検知した場合、運転員は直ちに発報場所の確認を行い、火災であることを確認した場合は、原子炉を手動により緊急停止させることとしている。このとき、燃料の健全性維持のため、原子炉停止後 30 秒間は崩壊熱除去設備により炉心を冷却する必要がある。JRR-3 では崩壊熱除去設備として、1 次冷却材主ポンプ（以下「主ポンプ」という。）No. 1、No. 2 及び 1 次冷却材補助ポンプ（以下「補助ポンプ」という。）No. 1、No. 2 の合計 4 基のポンプが設置されており、これらにより原子炉停止後の崩壊熱除去を行う。

本説明書では、原子炉運転中に一方の補助ポンプから潤滑油漏えいによる火災が発生し、かつ何らかの原因で主ポンプ 2 基が運転停止し、原子炉が緊急停止した場合を想定する。当該条件下において、一方の補助ポンプで発生した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。

本説明書においては、火災発生時に発生源である補助ポンプ 1 基と、主ポンプ 2 基の機能喪失を仮定するが、当該事象の選定理由は以下のとおりである。

図-2-2.1 に示すように、主ポンプ及び補助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電源に接続されている。

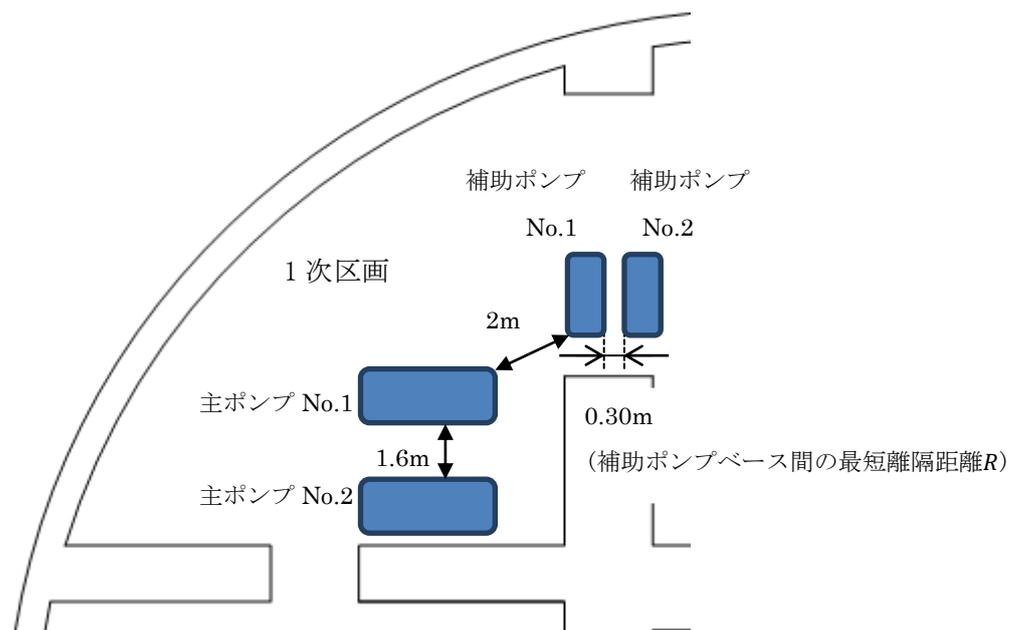


図-2-2.1 1 次冷却材ポンプの配置図

2. 評価

2.1 評価手法

原子炉運転中に一方の補助ポンプから潤滑油漏えいによる火災が発生した場合を想定し、火災による他方の補助ポンプへの影響を「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）」^[1]（以下「ガイド」という。）を参考に、FDT^s（Fire Dynamics Tools）^[2]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^[3]がある。なお、原子炉運転中の軸受温度は約 50℃である。図-2-2.2 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。

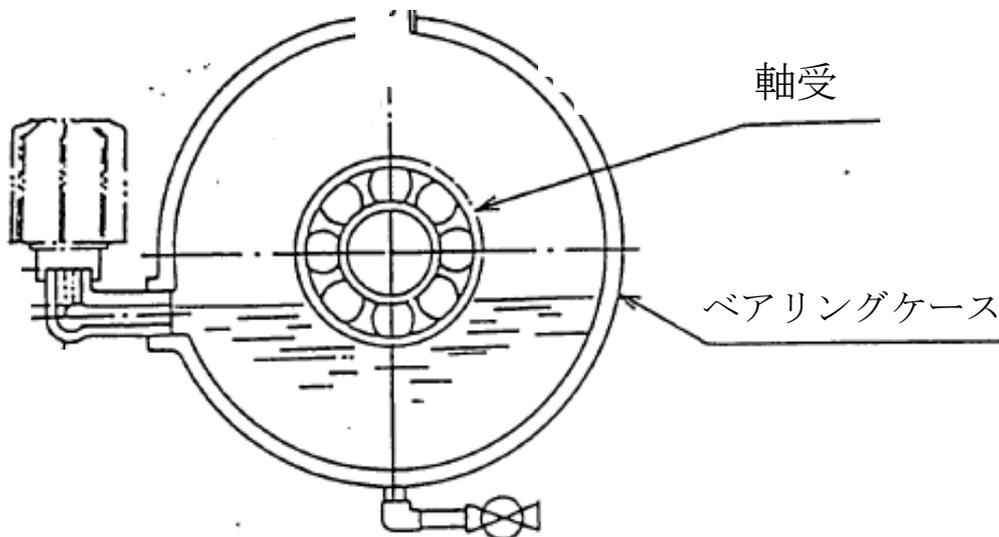


図-2-2.2 補助ポンプの軸受とベアリングケース

2.2 潤滑油漏えい量

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えい量を内包油量の 10% と仮定しているため、ガイドを参考に潤滑油漏えい量を保守的に 0.15L とする。

2.3 燃焼面積

漏えいした潤滑油は補助ポンプ機器ベースにある堰に流入するため、堰の面積である 0.0725m^2 ($0.25\text{m} \times 0.29\text{m}$) が燃焼面積に該当する。

2.4 発熱速度 (以下、 HRR : Heat Release Rate という。)

潤滑油漏えい量 0.15L に対する HRR [kW] を、ガイドを参考に FDT^s の評価式より算出する。

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

ここで、

\dot{m}'' : 燃焼速度 0.039 [kg/m²・s]

$\Delta H_{c,eff}$: 燃焼熱 46,000 [kJ/kg]

$k\beta$: 経験的乗数 0.7 [m⁻¹]

D : プール火災の直径 [m]

A_{dike} : 燃焼面積 0.0725 [m²]

である。燃焼速度 \dot{m}'' 、燃焼熱 $\Delta H_{c,eff}$ 、経験的乗数 $k\beta$ はガイドの表 B.4 の潤滑油のデータを引用した。

また D に関して、

$$A_{dike} = \pi D^2 / 4$$

より、

$$D = \sqrt{4A_{dike}/\pi}$$

であるから、 $D=0.304\text{m}$ となる。

以上より、 $HRR=24.92\text{kW}$ を得る。

2.5 ターゲット位置における輻射熱流束

FDT^s の評価式よりターゲット位置における輻射熱流束 \dot{q}'' [kW/m²] を算出する。

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

ここで、

χ_r : 放射率 0.30 (FDT^s の考え方に基づく。)

R : プール火災の中心からターゲットまでの距離 [m]

である。

また R に関して、

$$R = L + D/2$$

であるが、 R を図 2-2.1 で示した補助ポンプ No. 1 及び No. 2 ベース間の最短離隔距離である 0.30m にするために、 $L=0.148\text{m}$ とした。

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

2.6 燃焼期間

ガイドを参考に、FDT^sの評価式より燃焼期間 t_b [s]を算出する。

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

ここで、

$$\begin{aligned} V & : \text{潤滑油の体積 } 1.5 \times 10^{-4} \text{ [m}^3\text{]} \\ v & : \text{燃焼速度 [m/s]} \end{aligned}$$

である。

また v に関して、

$$v = \dot{m}''/\rho$$

ここで、

$$\rho : \text{潤滑油の密度 } 760 \text{ [kg/m}^3\text{]} \text{ (ガイドの表 B.4 より引用した。)}$$

より、 $v=5.13 \times 10^{-5}\text{m/s}$ である。

以上より、 $t_b=40.32\text{s}$ を得る。

2.7 表面温度上昇値

FDT^sの評価式より得られた輻射熱流束 \dot{q}'' [kW/m²]及び燃焼期間 t_b [s]を用いて、離隔距離 0.30m 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 ΔT [°C]を算出する。ここで、ベアリングケースの材質はFC20 (ねずみ鉄) である。

ΔT は1次元非定常熱伝導方程式の一般解の式^[4]で与えられる。

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

ここで、

$$\begin{aligned} a & : \text{FC20 (ねずみ鉄) の熱拡散率 [m}^2\text{/s]} \\ \lambda & : \text{FC20 (ねずみ鉄) の熱伝導率 } 40 \text{ [W/m} \cdot \text{K]} \text{ [5]} \\ x & : \text{表面からの深さ } 0 \text{ [m]} \\ \operatorname{erfc}(x) & : \text{相補誤差関数} \end{aligned}$$

である。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、

$$\begin{aligned} \operatorname{erfc}(x) & = 1 - \operatorname{erf}(x) = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \int_x^\infty e^{-u^2} du \\ \operatorname{erfc}(0) & = 1 \end{aligned}$$

で定義される。

また a に関して、

$$a = \frac{\lambda}{\rho \times C_p}$$

ここで、

ρ : FC20 (ねずみ鉄) の密度 7106 [kg/m³] ^[6]
 C_p : FC20 (ねずみ鉄) の比熱 0.45 [kJ/kg・K] ^[5]

であるから、 $a=1.25 \times 10^{-5} \text{m}^2/\text{s}$ となる。

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

2.8 まとめ

2.2～2.7 までの結果をまとめたものを表-2-2.1 に示す。

表-2-2.1 評価のまとめ

潤滑油漏えい量	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 ²	40.32 s	4.2 °C

3. 結論

2. 評価の結果より、一方の補助ポンプからの潤滑油漏えい火災が起きた場合、他方の補助ポンプのベアリングケース表面温度上昇値 ΔT 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。

4. 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^s), 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

2－3. 外部事象影響評価に係る説明書

2-3-1. 原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、使用済燃料貯蔵施設、実験利用棟、排気筒、原子炉制御棟の構造（外部事象影響（外部火災））に関する説明書

目次

1. 概要	添 2-3-1- 1
2. 結果	添 2-3-1- 2
3. 全ての火災種別において評価に用いた条件	添 2-3-1- 6
4. 森林火災影響評価	添 2-3-1- 7
4.1 評価方針	添 2-3-1- 7
4.2 評価方法	添 2-3-1- 7
4.3 判断基準	添 2-3-1- 7
4.4 評価条件	添 2-3-1- 7
4.5 森林火災による熱影響評価に用いるパラメータの計算	添 2-3-1-23
4.5.1 地表火の火線強度	添 2-3-1-23
4.5.2 樹冠火の計算	添 2-3-1-27
4.5.3 地表火と樹冠火の計算による評価結果	添 2-3-1-28
4.6 森林火災による熱影響評価	添 2-3-1-29
4.7 評価結果	添 2-3-1-31
5. 近隣の産業施設等の火災・爆発影響評価	添 2-3-1-32
5.1 評価方針	添 2-3-1-32
5.2 評価方法	添 2-3-1-32
5.3 判断基準	添 2-3-1-32
5.4 評価条件	添 2-3-1-32
5.5 火災影響評価	添 2-3-1-32
5.5.1 原科研内における火災影響評価	添 2-3-1-32
5.5.2 原科研外における火災影響評価	添 2-3-1-35
5.6 爆発影響評価	添 2-3-1-36
5.6.1 原科研敷地内におけるガス爆発影響評価	添 2-3-1-36
5.6.2 原科研敷地外におけるガス爆発影響評価	添 2-3-1-38
6. 航空機の落下による火災の影響評価	添 2-3-1-40
6.1 評価方針	添 2-3-1-40
6.2 評価方法	添 2-3-1-40
6.3 判断基準	添 2-3-1-40
6.4 評価条件	添 2-3-1-40
6.5 航空機の落下地点と施設との離隔距離の評価	添 2-3-1-41
6.5.1 航空機落下確率評価	添 2-3-1-41
6.5.2 離隔距離の算出	添 2-3-1-48
6.6 評価計算	添 2-3-1-49
6.7 評価結果	添 2-3-1-50
7. 重畳事象を想定した火災影響評価	添 2-3-1-52
7.1 評価方針	添 2-3-1-52
7.2 評価方法	添 2-3-1-52
7.3 判断基準	添 2-3-1-52
7.4 評価条件	添 2-3-1-52
7.5 重畳事象による火災影響評価結果	添 2-3-1-53
参考文献	添 2-3-1-54

1. 概要

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド(原子力規制委員会, 平成 25 年 6 月 19 日)」^[1] (以下「評価ガイド」という。)に基づき、森林火災、近隣の産業施設等の火災・爆発、航空機の落下により発生する火災及び重畳事象を想定した火災による影響について表-2-3-1.1 に示すとおり評価を実施した。

評価対象には、安全施設を内包する建家として原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、原子炉制御棟、実験利用棟、使用済燃料貯蔵施設並びに安全施設として評価対象である排気筒(以下「評価対象施設」という。)を選定した。

表-2-3-1.1 外部火災影響評価の概要

火災種別	考慮すべき火災	評価内容	評価項目
1. 森林火災	原子力科学研究所(以下「原科研」という。)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"> 森林火災シミュレーション解析コード(FARSITE)^[2]を基にした森林火災影響評価 森林火災影響評価に基づく評価対象施設への影響評価 	<ul style="list-style-type: none"> 熱影響評価
2. 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)	<ul style="list-style-type: none"> 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"> 熱影響評価 爆発影響評価
3. 航空機の落下による火災	評価対象施設への航空機の落下確率が 10^{-7} (回/炉・年)に相当する面積への航空機の落下時の火災	<ul style="list-style-type: none"> 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"> 熱影響評価
4. 重畳事象を想定した火災	JRR-3 周辺への航空機の落下により発生する火災及びその火災に起因する森林火災	<ul style="list-style-type: none"> JRR-3 周辺への航空機の落下により発生する火災及びその火災に起因する森林火災による影響評価 	<ul style="list-style-type: none"> 熱影響評価

*敷地の範囲については図-2-3-1.1 及び図-2-3-1.2 に示す。

2. 結果

外部火災による影響評価の結果、いずれの火災においても表-2-3-1.2に示すとおり評価対象施設の表面(コンクリート)温度が、許容温度(200℃)を下回り、近隣の産業施設等の爆発に関しても、原科研敷地外については評価対象施設と熱源との離隔距離が危険限界距離を上回ること、原科研敷地内については評価対象施設と熱源との離隔距離が保安距離を上回ることから、外部火災が評価対象施設の構造健全性に影響を及ぼさ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、評価対象施設の構造健全性に影響を及ぼさないことを確認した。

表-2-3-1.2 外部火災影響評価結果

火災種別	評価対象			判定基準	評価結果	離隔距離
1. 森林火災	原科研敷地外の森林を発火点とし、 JRR-3 原子炉施設周辺に延焼 する森林火災	ケース① 東側森林	200℃以下	実験利用棟	表面温度：94℃	45m
		ケース② 西側森林			原子炉 制御棟	表面温度：92℃
	原科研敷地外の森林を発火点とし、 使用済燃料貯蔵施設周辺に延焼する 森林火災	ケース③ 東側森林		使用済燃料 貯蔵施設	表面温度：101℃	40m
		ケース④ 西側森林			表面温度：101℃	40m
2. 近隣の産 業施設等の 火災・爆発	JRR-3 原子炉 施設	原科研敷地内	中央変電所 重油タンク	200℃以下	表面温度：51℃	470m
			第2 ボイラー液化 天然ガス (LNG) タンク	離隔距離が保安距離 以上であること	保安距離：33m	60m
	JRR-3 原子炉 施設	原科研敷地外	常陸那珂火力発電所 軽油タンク	200℃以下	表面温度：51℃	2,500m
			核燃料サイクル 工学研究所 重油タンク		表面温度：51℃	2,100m
			東海第二発電所 重油タンク		表面温度：51℃	1,000m
			日立オイルターミナル 及び日立油槽所 重油タンク		表面温度：51℃	5,000m
			日立 LNG 基地 LNG 及び LPG	離隔距離が危険限界 距離以上であること	危険限界距離：373m	3,400m
	使用済 燃料貯 蔵施設	原科研敷地外	常陸那珂火力発電所 軽油タンク	200℃以下	表面温度：51℃	3,500m
			核燃料サイクル 工学研究所 重油タンク		表面温度：51℃	3,800m
			東海第二発電所 重油タンク		表面温度：54℃	400m
日立オイルターミナル 及び日立油槽所 重油タンク			表面温度：51℃		3,900m	
日立 LNG 基地 LNG 及び LPG			離隔距離が危険限界 距離以上であること	危険限界距離：373m	1,800m	

火災種別	評価対象		判定基準	評価結果		離隔距離
3. 航空機の落下による火災	民間機	計器飛行方式 飛行場での離着陸時及び航空路を巡航中 想定機種：B747-400	200℃以下	原子炉建家	表面温度：58℃	379m
				使用済燃料貯槽室	表面温度：57℃	389m
				燃料管理施設	表面温度：57℃	389m
				排気筒	表面温度：57℃	388m
				実験利用棟	表面温度：58℃	372m
				原子炉制御棟	表面温度：57℃	388m
				使用済燃料貯蔵施設	表面温度：58℃	377m
		有視界飛行方式 想定機種：AS332L1	200℃以下	原子炉建家	表面温度：71℃	42m
				使用済燃料貯槽室	表面温度：64℃	51m
				燃料管理施設	表面温度：64℃	51m
				排気筒	表面温度：61℃	59m
				実験利用棟	表面温度：79℃	35m
				原子炉制御棟	表面温度：65℃	49m
				使用済燃料貯蔵施設	表面温度：73℃	39m
	自衛隊機及び米軍機	訓練空域外を飛行中 空中給油機等 想定機種：KC-767	200℃以下	原子炉建家	表面温度：55℃	360m
				使用済燃料貯槽室	表面温度：55℃	370m
				燃料管理施設	表面温度：55℃	370m
				排気筒	表面温度：55℃	378m
				実験利用棟	表面温度：55℃	352m
				原子炉制御棟	表面温度：55℃	368m
				使用済燃料貯蔵施設	表面温度：55℃	357m
		基地訓練空域間を往復時 想定機種：F-15	200℃以下	原子炉建家	表面温度：82℃	45m
				使用済燃料貯槽室	表面温度：72℃	54m
				燃料管理施設	表面温度：72℃	55m
			排気筒	表面温度：67℃	62m	
			実験利用棟	表面温度：94℃	38m	
			原子炉制御棟	表面温度：74℃	52m	
			使用済燃料貯蔵施設	表面温度：87℃	42m	

火災種別	評価対象	判定基準	評価結果		離隔距離
4. 重畳事象を想定した火災影響評価	JRR-3 周辺への航空機の落下により発生する火災及びその火災に起因する森林火災	200℃以下	原子炉建家	表面温度：105℃	—
			使用済燃料貯槽室	表面温度：95℃	—
			燃料管理施設	表面温度：97℃	—
			排気筒	表面温度：92℃	—
			実験利用棟	表面温度：138℃	—
			原子炉制御棟	表面温度：116℃	—
			使用済燃料貯蔵施設	表面温度：136℃	—

3. 全ての火災種別において評価に用いた条件

全ての火災種別において評価に用いた条件は以下のとおりである。

なお、各火災種別固有のパラメータについては、4節以降の各項目において示す。

(1) 評価対象施設のパラメータ

評価対象施設の材質、密度、熱伝導率、比熱及び温度伝導率を表-2-3-1.3に示す。

表-2-3-1.3 評価に用いた評価対象施設の材質、密度、熱伝導率、比熱及び温度伝導率

評価対象	材質	密度 ρ (kg/m ³)	熱伝導率 λ (W/(m·k))	比熱 Cp (kJ/kgK)	温度伝導率 a (m ² /s)
原子炉建家 使用済燃料貯槽室 燃料管理施設 排気筒 原子炉制御棟 実験利用棟 使用済燃料貯蔵施設	コンクリート	2.40×10^3 ^[3]	1.74 ^[4]	0.963 ^[4]	7.53×10^{-7}

(2) コンクリートの許容温度

コンクリートの高温時の圧縮強度は 200℃以降徐々に低下する^[5]ため、許容温度については、強度が維持できる保守的な温度(200℃)とした。

(3) 初期温度

評価対象施設の表面(コンクリート)の初期温度については、夏季の日照中における表面温度が高々40℃程度であることを考慮して、保守的に 50℃とした。

4. 森林火災影響評価

4.1 評価方針

原科研敷地外を発火点としたJRR-3原子炉施設周辺及び使用済燃料貯蔵施設周辺に迫る森林火災について、その火災が各評価対象施設に影響を及ぼさないことを評価ガイドに基づき評価する。

4.2 評価方法

評価ガイドにおいては、森林火災の原子力発電所への影響を評価するための解析コードとして、森林火災シミュレーション解析コード(FARSITE)の利用を推奨しているため、JRR-3の各評価対象施設の森林火災の影響評価においては、FARSITEで使用している評価式及び評価ガイドに示されている評価式並びに参考文献を調査し、評価する。

4.3 判断基準

評価した各評価対象施設の表面温度が、3.(2)に示すコンクリートの許容温度(200℃)を下回ることを確認する。

4.4 評価条件

- (1) 風向は平成30年11月7日付で許可を受けた原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書添付書類六に記載の原科研近隣の卓越風である北西風及び北東風を考慮し、JRR-3原子炉施設及び使用済燃料貯蔵施設の風上に発火点を想定する。
- (2) 風速は、過去(2006年～2016年)の水戸気象台の観測データ^[6]から、最大風速17.5m/s(2014年2月及び2016年1月)を採用した。ただし地表面での風速は樹木などの障害物の影響により遅くなることを考慮し、前述の17.5m/sに0.3を乗じた風速とした^[7]。
- (3) JRR-3原子炉施設周辺に迫る森林火災の発火点は、まず人為的行為及び卓越風向を考慮し、白方霊園に設定した(ケース①)。次に可能性は低いものの、森林の概況から別の延焼ルートの起点となりうる発火点を国道245号線沿いに設定し(ケース②)、これについても検討を行った。JRR-3原子炉施設周辺の森林の概況及び想定発火点を図-2-3-1.1に示す。^{[8][9]}
- (4) 使用済燃料貯蔵施設周辺に迫る森林火災の発火点は、人為的行為及び卓越風向を考慮し、使用済燃料貯蔵施設東側にある海岸周辺に設定した(ケース③)。次に可能性は低いものの、焚火等により延焼ルートの起点となりうる国道245号線を挟んだ水田を発火点として設定した(ケース④)。使用済燃料貯蔵施設周辺の森林の概況及び想定発火点を図-2-3-1.2に示す。^{[8][9]}

- (5) (3)で設定した発火点から発生した森林火災が敷地境界を越え、原科研敷地内へ延焼すると仮定した。JRR-3 原子炉施設周辺の延焼経路を図-2-3-1.3に示す。JRR-3 原子炉施設周辺への延焼の場合、火炎最接近点としては施設東側及び西側の森林が考えられる(火災到達幅及び離隔距離について、JRR-3 原子炉施設周辺は図-2-3-1.5 及び表-2-3-1.4 に示す。)ため、各側の森林への延焼を想定した。ケース①の延焼ルートは、東側森林が想定され、ケース②の延焼ルートは、西側の延焼が想定される。ケース①②において西側、東側による火災のうち、最も保守的なものを示す。
- (6) (4)で設定した発火点から発生した森林火災が敷地境界を越え、使用済燃料貯蔵施設周辺の森林へ延焼すると仮定した。使用済燃料貯蔵施設周辺の延焼経路を図-2-3-1.4に示す。使用済燃料貯蔵施設周辺への延焼の場合、火炎最接近点としては北側の森林が考えられる(火災到達幅及び離隔距離について、使用済燃料貯蔵施設周辺は図-2-3-1.6 及び表 2-3-1.4 に示す。)ため、東側森林及び西側森林から北側森林への延焼を想定した。ケース③の延焼ルートは、東側森林が想定され、ケース④の延焼ルートは、西側の延焼が想定される。ケース③④における火災の評価を示す。
- (7) 原科研敷地内の植生はクロマツ植林である^[10]が、クロマツに対する各種パラメータ(可燃物の表面積-体積比、可燃物の真の密度、樹冠充填密度、可燃物の発熱量等)が存在しないため、文献^{[10][11]}からクロマツと生物分類が等しいアカマツ(マツ綱マツ目)のパラメータを用いた。
- (8) 森林火災の計算に必要なパラメータのうち、樹高、樹冠までの高さについては、原科研の森林の状況を調査した結果(樹高:10m~16m、樹冠までの高さは5m~8m)に対し、FARSITE で用いている初期値(樹高:20m、樹冠までの高さは4m)^[2]が保守的な評価となるため、これを一律に適用した。
- (9) 評価に用いる材質は、表-2-3-1.3に示すとおり、コンクリートとする。



図-2-3-1.1 JRR-3 原子炉施設周辺の森林の概況及び想定発火点

出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）

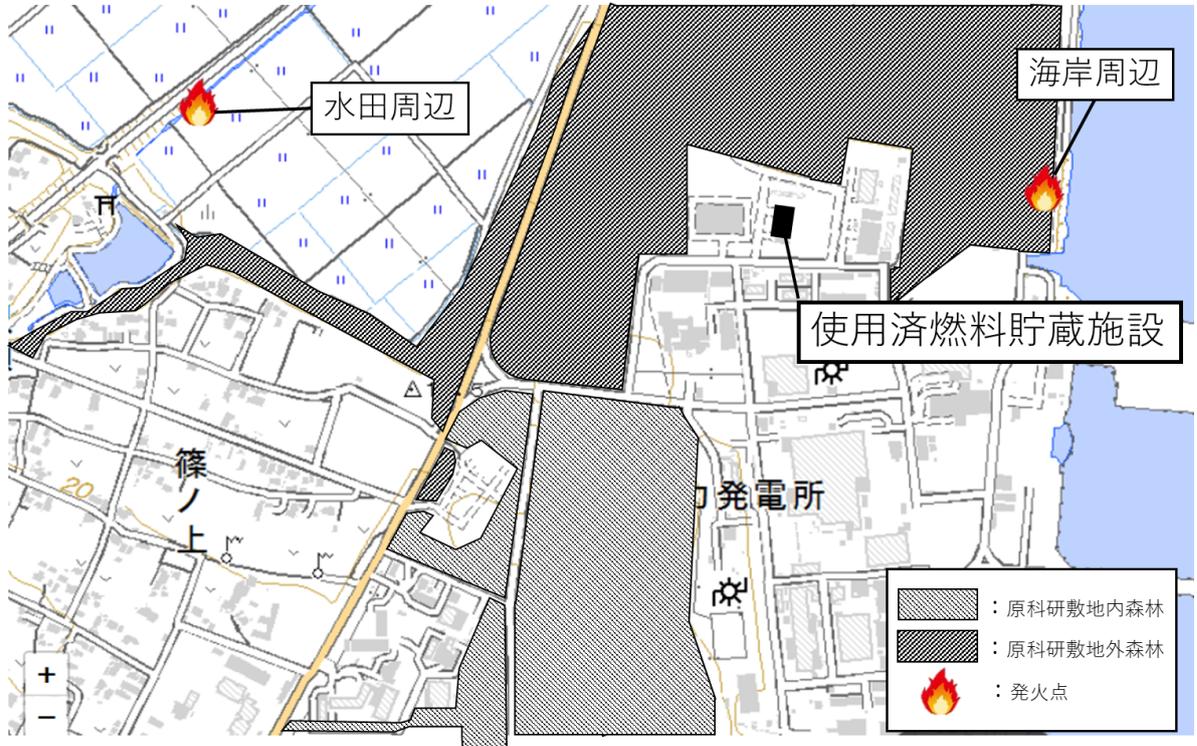


図-2-3-1.2 使用済燃料貯蔵施設周辺の森林の概況及び想定発火点

出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）



図-2-3-1.3 JRR-3 原子炉施設周辺の想定発火点及び延焼経路

出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）

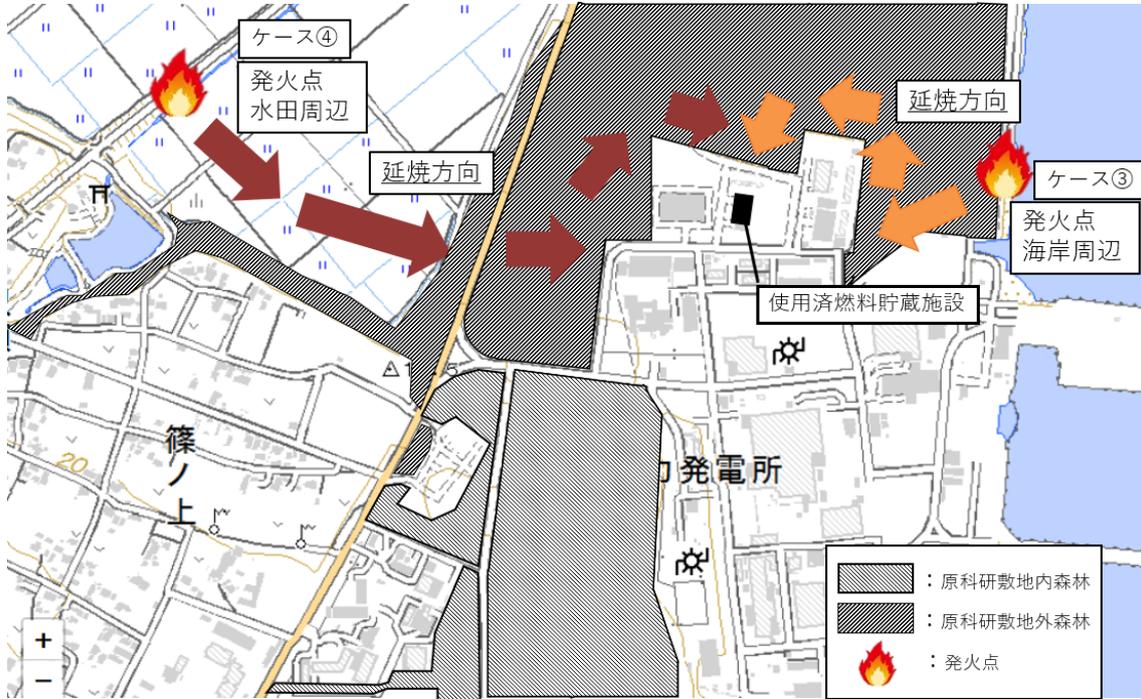


図-2-3-1.4 使用済燃料貯蔵施設周辺の想定発火点及び延焼経路

出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）

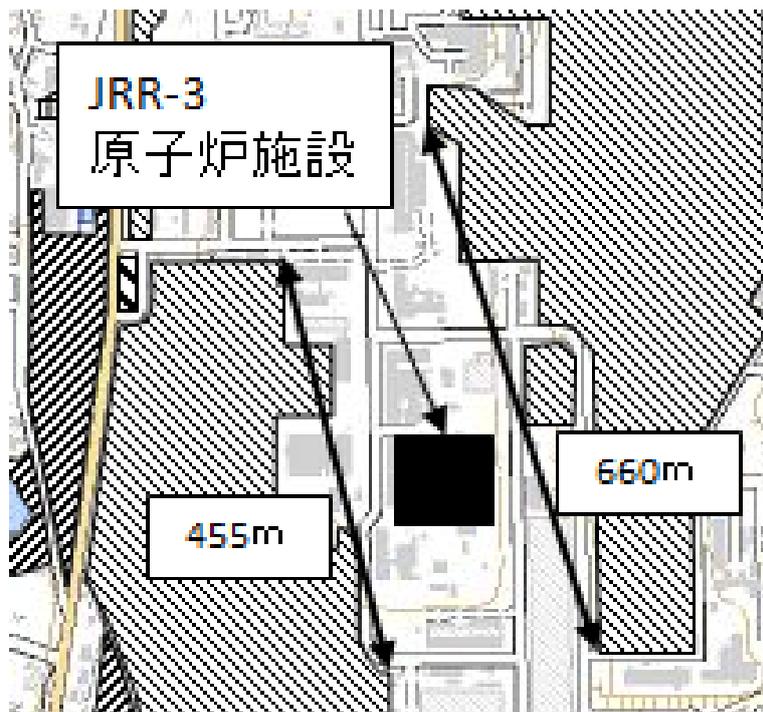
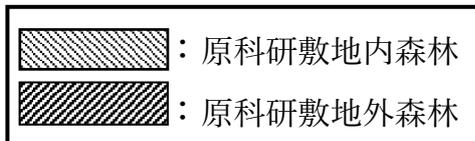


図-2-3-1.5 JRR-3 原子炉施設の周辺森林における火災到達幅

出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）

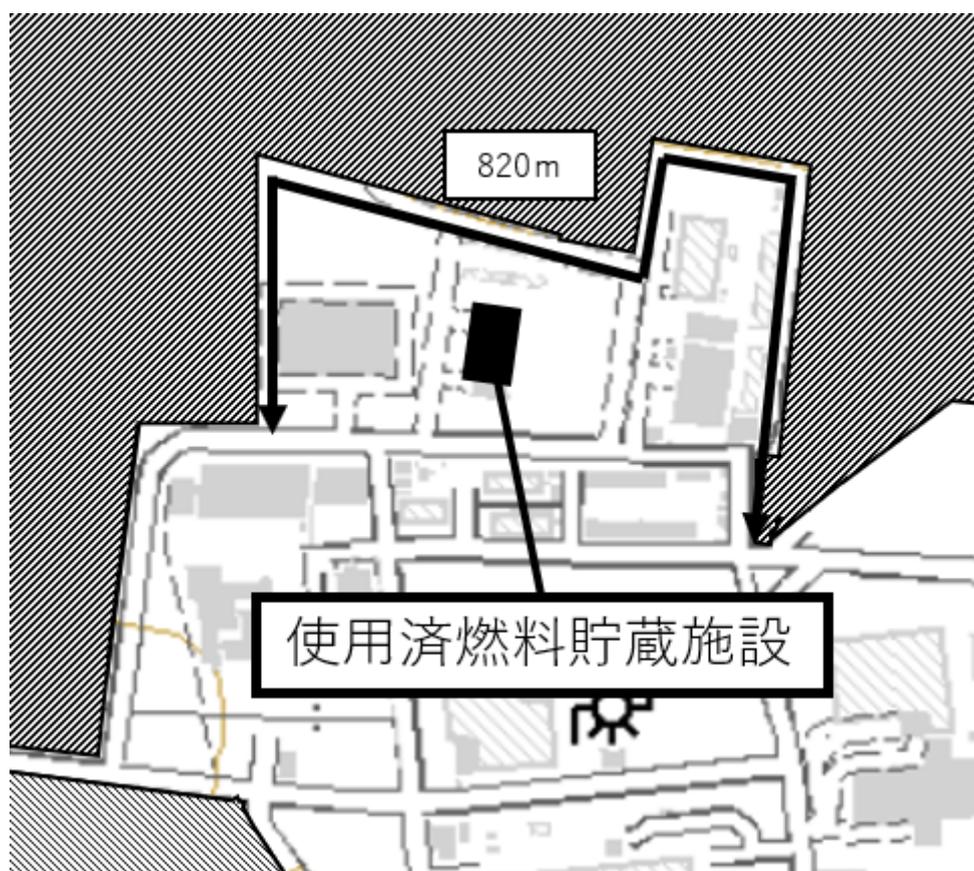
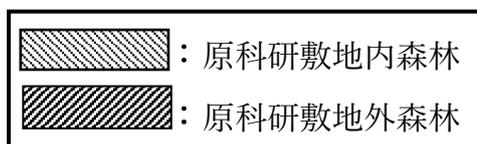


図-2-3-1.6 使用済燃料貯蔵施設の周辺森林における火災到達幅

出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）

表-2-3-1.4 森林と対象施設との離隔距離

対象施設	JRR-3 原子炉施設		使用済燃料貯蔵施設
	東側森林との離隔距離(m)	西側森林との離隔距離(m)	北側森林との離隔距離(m)
原子炉建家	95	75	-
使用済燃料貯槽室	105	75	-
燃料管理施設	115	70	-
排気筒	75	125	-
実験利用棟	45	105	-
原子炉制御棟	140	45	-
使用済燃料貯蔵施設	-	-	40 [※]

※使用済燃料貯蔵施設については、東側森林(ケース③)及び西側森林(ケース④)どちらから発火した場合でも、北側森林が最も離隔距離が短くなる。

上記の表で示している森林と対象施設との離隔距離の詳細を、原子炉建家については図-2-3-1.7、使用済燃料貯槽室については図-2-3-1.8、燃料管理施設については図-2-3-1.9、排気筒については図-2-3-1.10、実験利用棟については図-2-3-1.11、原子炉制御棟については図-2-3-1.12、使用済燃料貯蔵施設については図-2-3-1.13で示す。

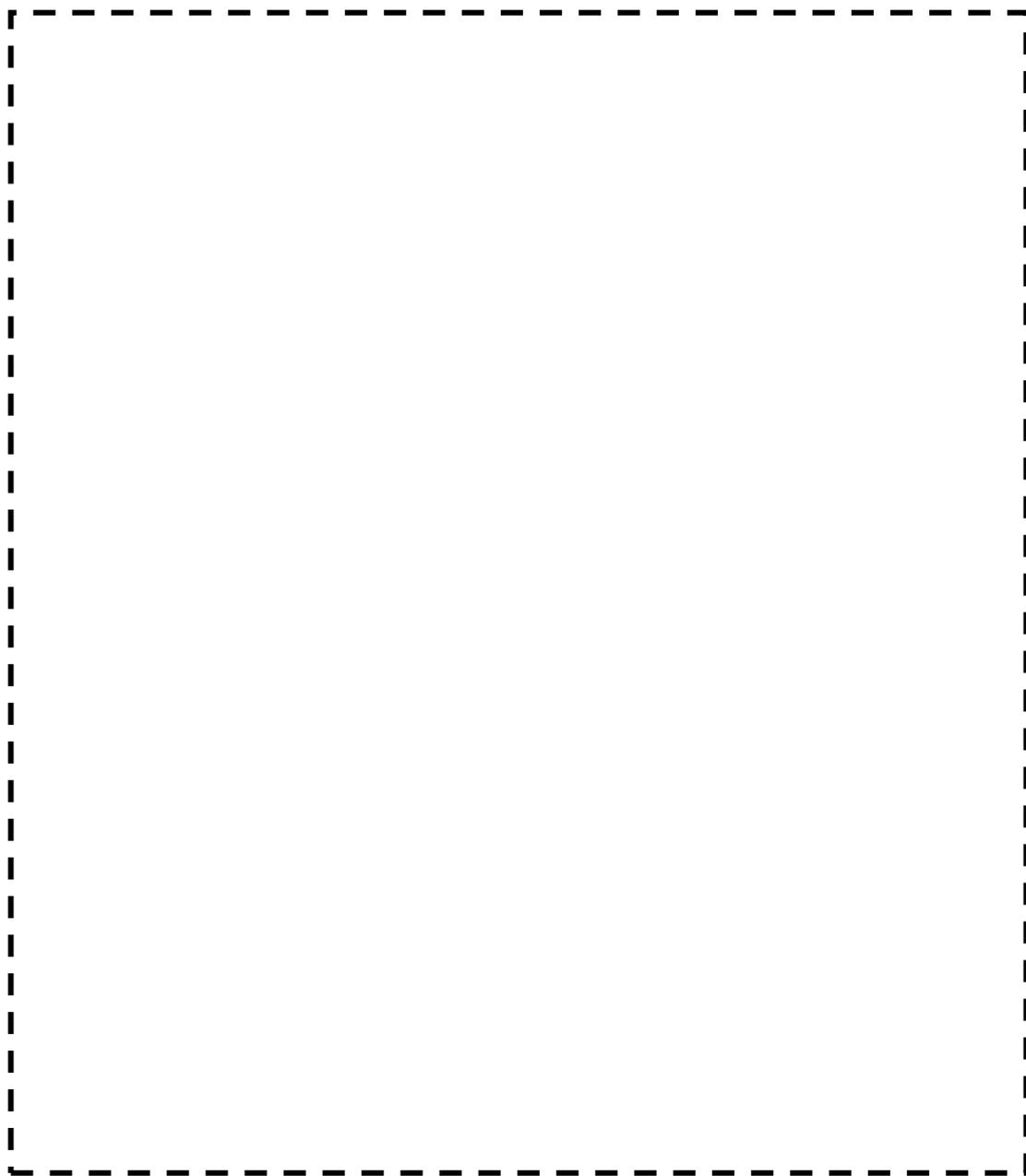


図-2-3-1.7 森林と対象施設との離隔距離（原子炉建家）

出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）

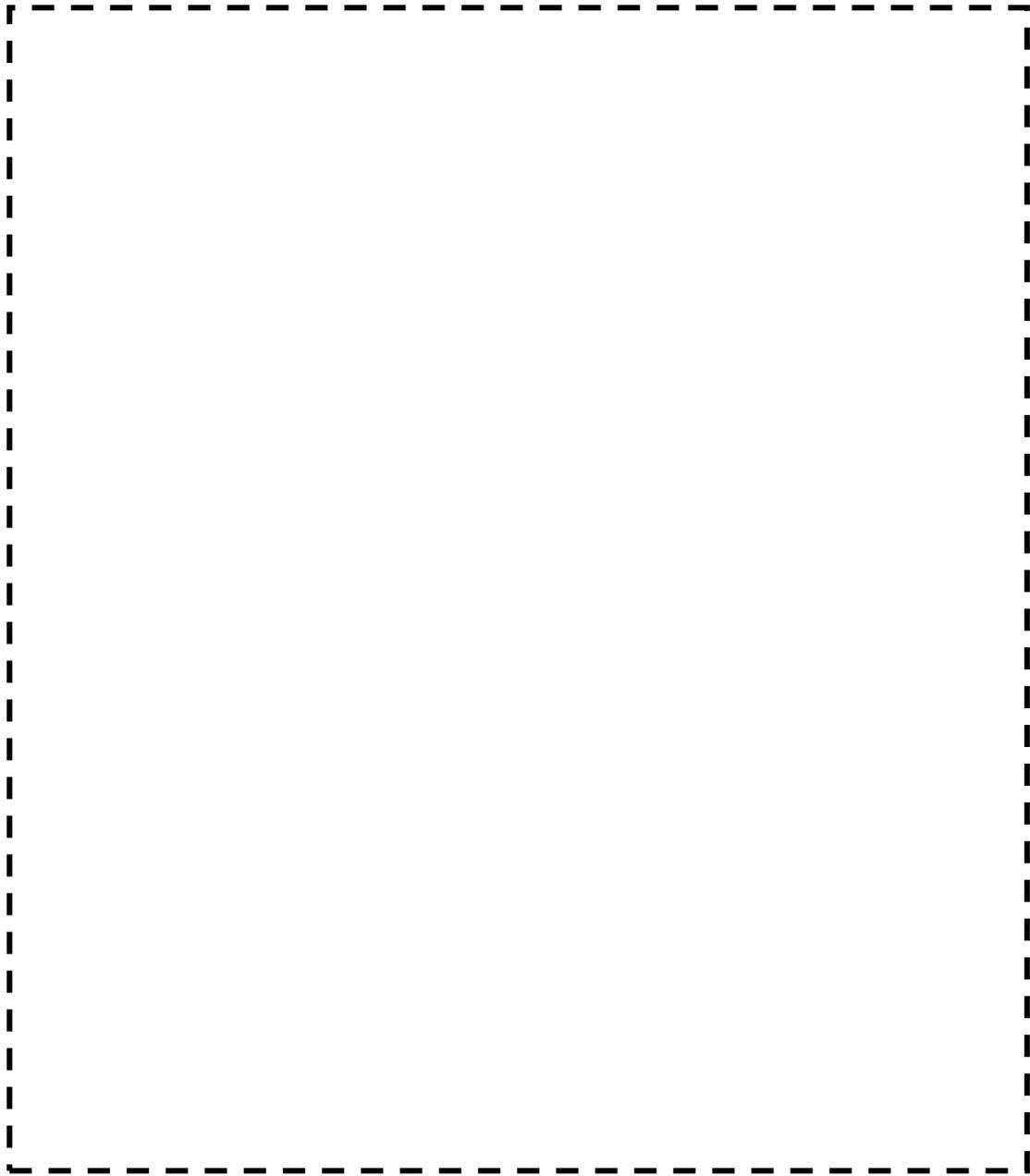


図-2-3-1.8 森林と対象施設との離隔距離（使用済燃料貯槽室）

出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）

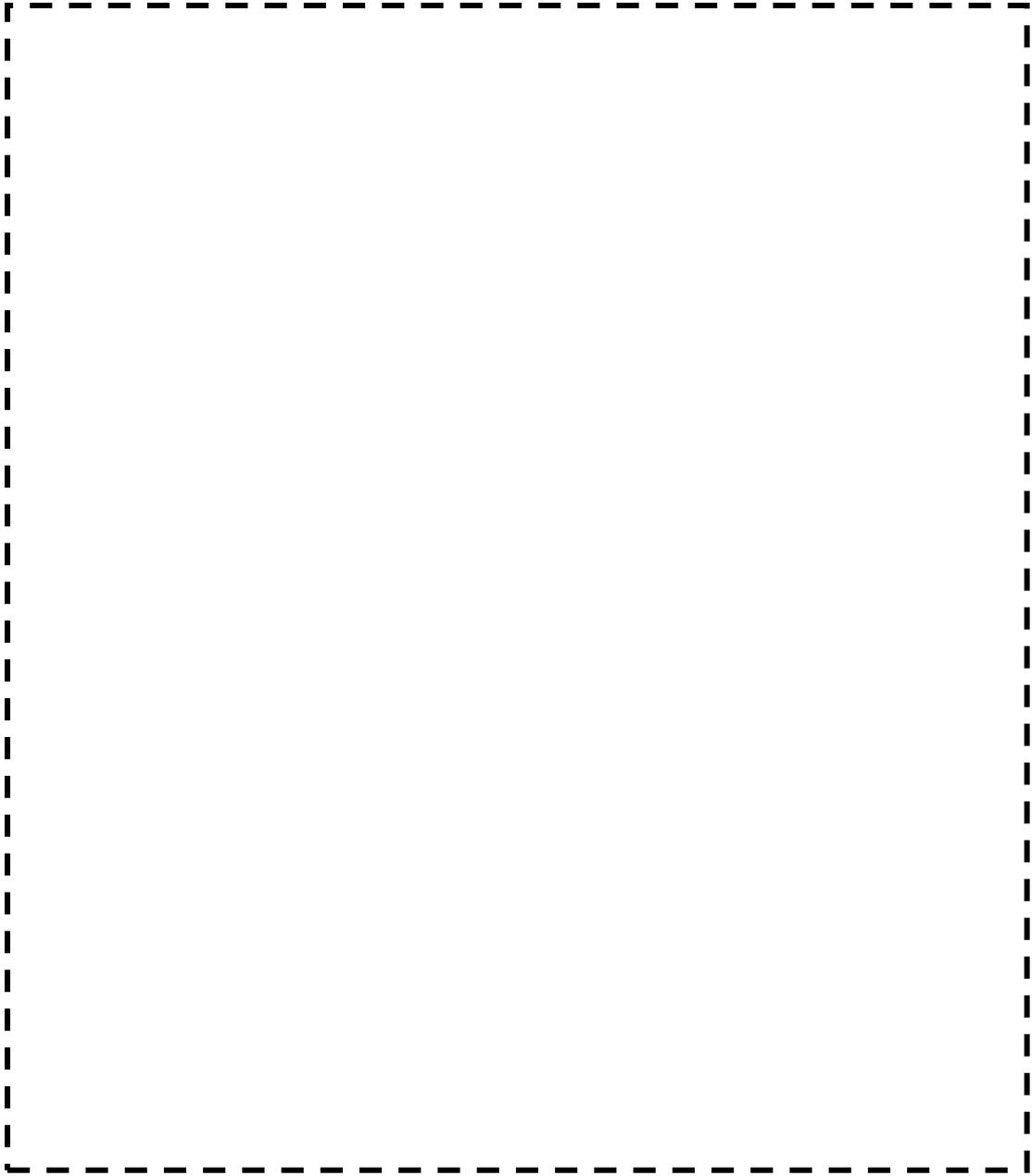


図-2-3-1.9 森林と対象施設との離隔距離（燃料管理施設）

出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）

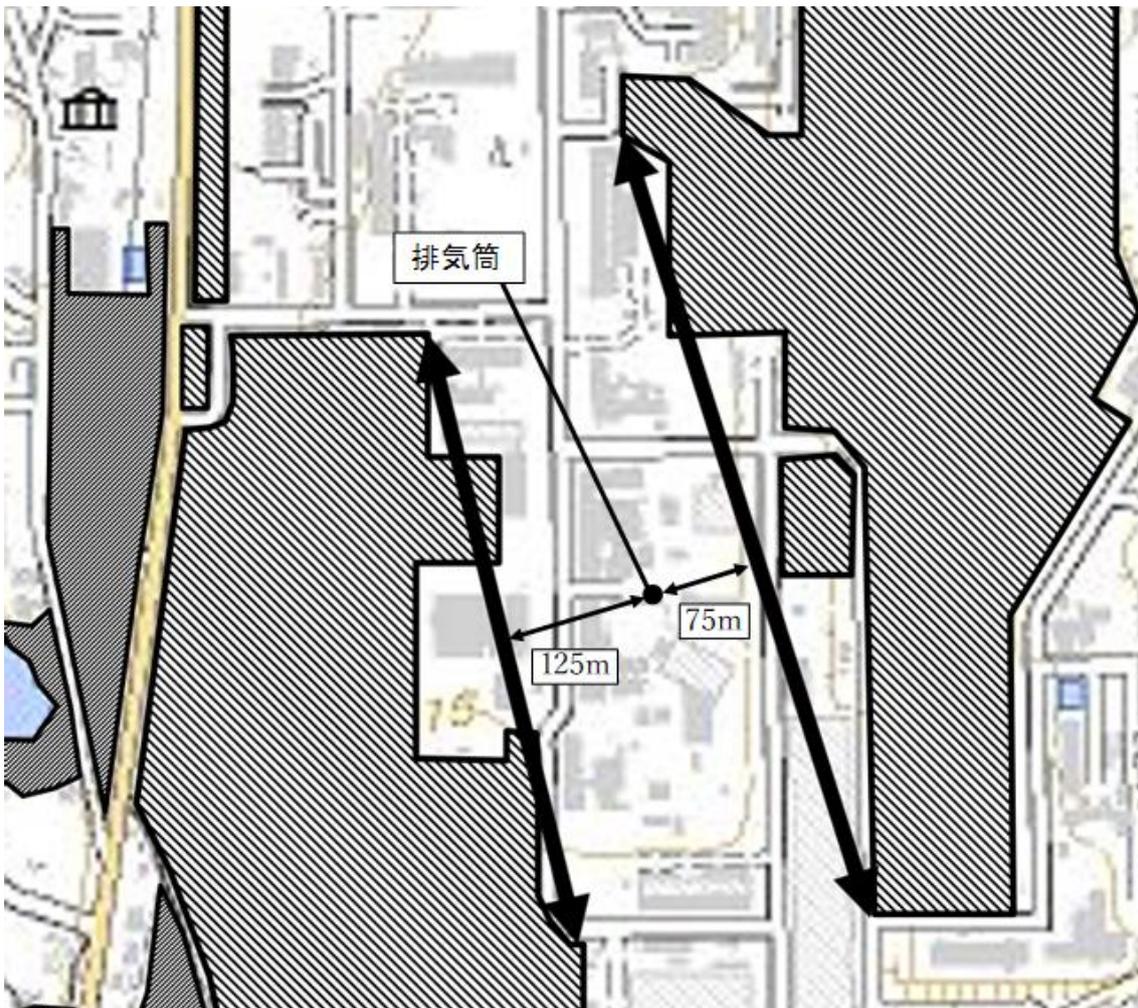


図-2-3-1.10 森林と対象施設との離隔距離（排気筒）

出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）

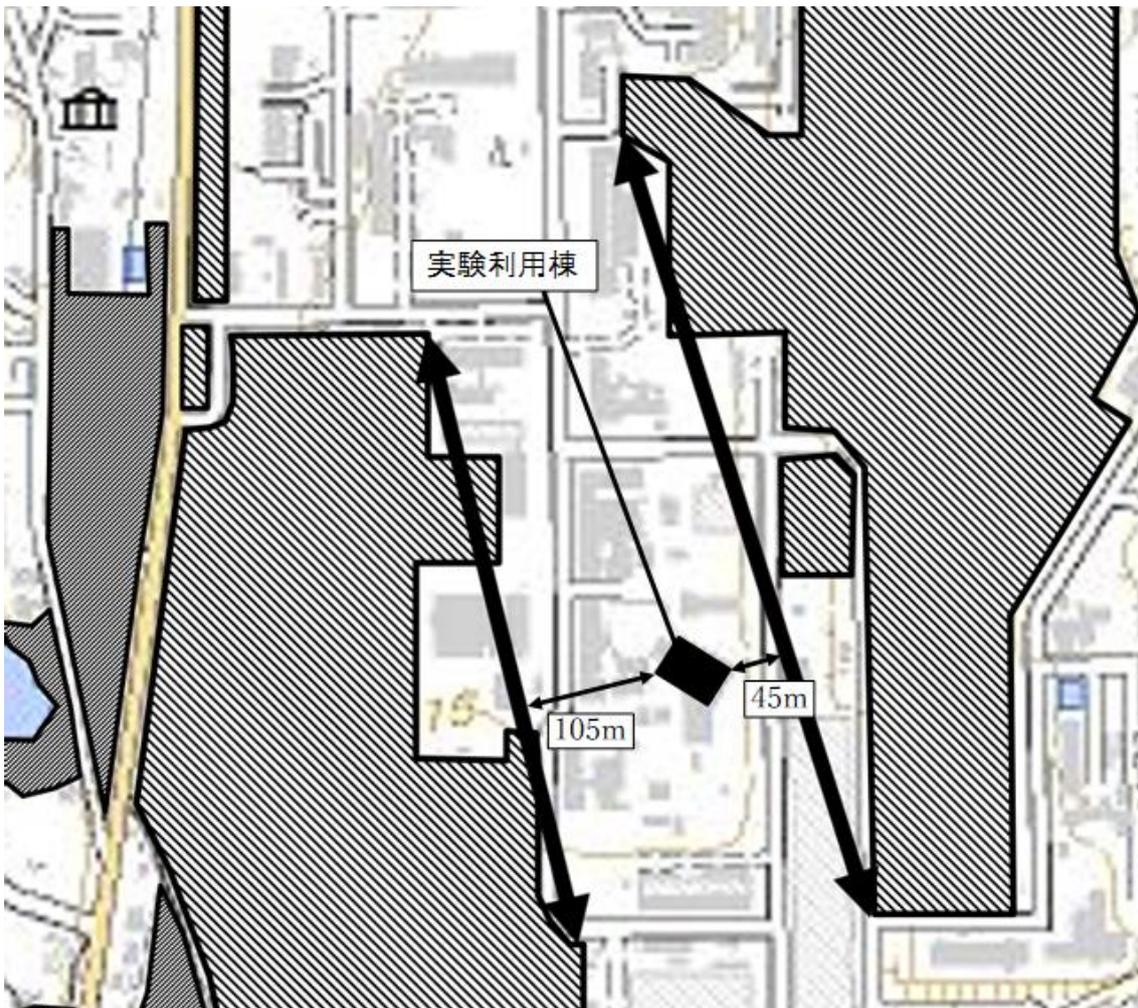


図-2-3-1.11 森林と対象施設との離隔距離（実験利用棟）

出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）

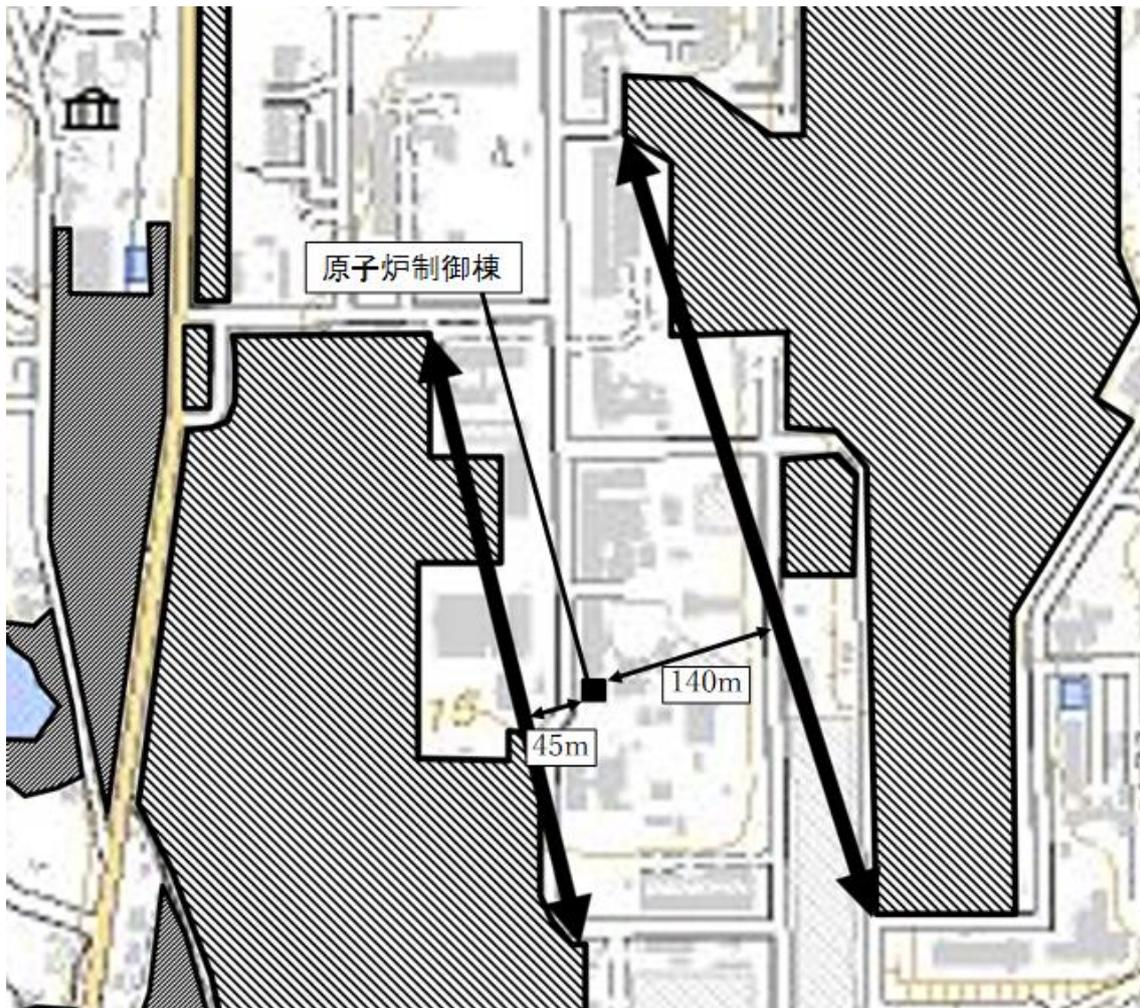


図-2-3-1.12 森林と対象施設との離隔距離（原子炉制御棟）

出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）

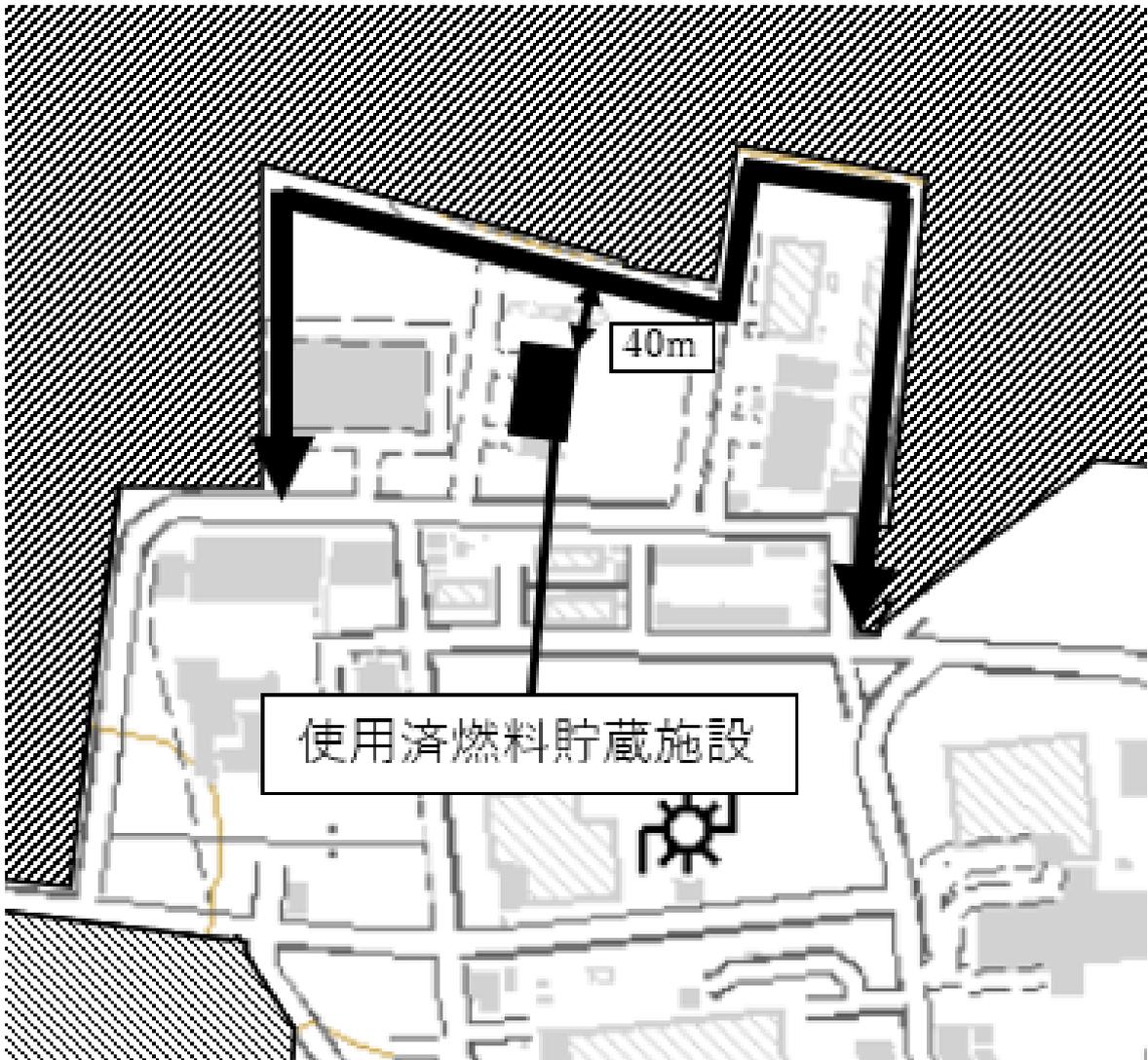


図-2-3-1.13 森林と対象施設との離隔距離（使用済燃料貯蔵施設）

出典：国土交通省 国土地理院（資料を加工して作成）

4.5 森林火災による熱影響評価に用いるパラメータの計算

4.5.1 地表火の火線強度

地表火の火線強度は、FARSITE 内で使用されている評価式及び評価ガイドに記載されている評価式を用いて評価を行った。

(1) 評価計算

地表火の火線強度は、以下の式を用いて評価した。また、式中の記号の定義及び値を表-2-3-1.5、表-2-3-1.6 及び表-2-3-1.7 に示す。

延焼速度： R [m/min]

$$R = \frac{I_r \xi (1 + \Phi_W + \Phi_S)}{\rho_b \varepsilon Q_{ig}} \quad (\text{式}-2-3-1.1)$$

火線強度： I_b [kW/m]

$$I_b = \frac{I_r}{60} \frac{12.6R}{\sigma} \quad (\text{式}-2-3-1.2)$$

単位面積当たりの熱量： H_A [kJ/m²]

$$H_A = I_b \frac{60}{R} \quad (\text{式}-2-3-1.3)$$

燃焼による単位時間当たりの反応強度： I_r [(kJ/min)/m²]

$$I_r = \Gamma' W_n h \eta_M \eta_S \quad (\text{式}-2-3-1.4)$$

火炎長： L_f [m]

$$L_f = 0.0775 I_b^{0.46} \quad (\text{式}-2-3-1.5)$$

燃焼継続時間： t [s]

$$t = H_A \frac{60}{I_r} \quad (\text{式}-2-3-1.6)$$

表-2-3-1.5 地表火評価式中のパラメータ及び値

パラメータ		値	備考
σ	可燃物の表面積一体積比 [cm ⁻¹]	70.44	資料[10]より引用
ρ_p	可燃物の真の密度 [kg/m ³]	516.19	資料[10]より引用
W_0	単位面積当たりの可燃物量 [kg/m ²]	0.33	資料[10]より引用
δ	可燃物の堆積深さ [m]	0.05	現地にて測定※
M_f	可燃物の含水率	0.01	資料[10]より引用
M_x	限界含水率	0.31	資料[10]より引用
S_e	可燃物中のシリカ以外の無機含有率	0.024	資料[10]より引用
S_T	可燃物中の無機含有率	0.031	資料[10]より引用
h	可燃物の発熱量 [kJ/kg]	19,958	資料[10]より引用
U	炎の高さ中央部の風速 [m/min]	315.0	資料[6]、[7]を用いて算出

※白方霊園周辺、東海第二発電所以北、原科研南門周辺、国道 245 号線沿い及び原科研敷地内森林のうち、地表の堆積物厚さが最も厚い白方霊園周辺の堆積物厚さを評価に用いた。

表-2-3-1.6 地表火評価式中の傾斜角度の値

対象建家	φ 傾斜角度 [°]		備考
	東側森林	西側森林	
原子炉建家	0.3	0.8	資料[8]より 保守的に算出
使用済燃料貯槽室	0.3	0.8	
燃料管理施設	0.3	0.8	
排気筒	0.3	0.8	
実験利用棟	0.3	0.8	
原子炉制御棟	0.3	0.8	
使用済燃料貯蔵施設	0.1	0.6	

表-2-3-1.7 地表火評価式中のパラメータ（途中式）

パラメータ		途中式 ^[10]
W_n	可燃物の有機物量 [kg/m ²]	$W_0(1 - S_T)$
ρ_b	可燃物の堆積密度 [kg/m ³]	W_0/δ
β	可燃物の堆積密度と比重の比	ρ_b/ρ_p
β_{op}	熱分解速度が最大となるときの β	$0.20395 \cdot \sigma^{-0.8189}$
A	定数 (Γ' に使用)	$8.9033 \cdot \sigma^{-0.7913}$
Γ'_{max}	最大熱分解速度定数	$(0.0591 + 2.926\sigma^{-1.5})^{-1}$
Γ'	理想熱分解速度定数	$\Gamma'_{max} \left[(\beta/\beta_{op}) e^{(1-\beta/\beta_{op})} \right]^A$
η_M	可燃物中の水分による熱分解速度減少係数	$1 - 2.59 \left(\frac{M_f}{M_x} \right) + 5.11 \left(\frac{M_f}{M_x} \right)^2 - 3.52 \left(\frac{M_f}{M_x} \right)^3$
η_S	可燃物中の無機物による熱分解速度減少係数	$0.174S_e^{-0.19}$
ε	炎によって加熱される可燃物の割合	$e^{-4.528/\sigma}$
ξ	可燃物の加熱に消費される放出熱量の割合	$(192 + 7.9095\sigma)^{-1} \cdot e^{(0.792+3.7597\sqrt{\sigma})(\beta+0.1)}$
Q_{ig}	単位重量当たりの可燃物が発火するまでに必要な熱量	$581 + 2594M_f$
B	定数 (ϕ_W に使用)	$0.15988\sigma^{0.54}$
C	定数 (ϕ_W に使用)	$7.47e^{-0.8711\sigma^{0.55}}$
E	定数 (ϕ_W に使用)	$0.715e^{-0.01094\sigma}$
ϕ_W	風による割増し係数	$C(3.281U)^B(\beta/\beta_{op})^{-E}$
ϕ_S	傾斜による割増し係数	$5.275\beta^{-0.3} \cdot (\tan(\phi/180\pi))^2$

(2) 評価結果

地表火の火線強度を評価した結果を表-2-3-1.8に示す。この結果は、評価対象施設の東側、西側及び北側の森林のうち、保守的な評価となる森林についての評価条件及び測定値を用いて計算したものである。

表-2-3-1.8 評価式を用いた各施設の計算結果(地表火)

計算パラメータ		計算値
		評価対象施設
R	延焼速度 [m/min]	17.8
I_b	火線強度 [kW/m]	1.56×10^3
H_A	単位面積 当たりの熱量 [kJ/m ²]	5.25×10^3
$I_R = \frac{I_r}{60}$	反応強度 [kW/m ²]	489
L_f	火炎長 [m]	2.30
t	燃焼 継続時間 [s]	10.7

4.5.2 樹冠火の計算

樹冠火の火線強度は FARSITE 内で使用されている評価式を用いて評価を行った。

(1) 評価計算

樹冠を伝播する火線強度は以下の式で評価し、火炎長に関しては地表を伝播する火災と同様の式を用いて評価した。また、式中の記号の定義及び値を表-2-3-1.9 及び表-2-3-1.10 に示す。今回の評価では、地表火及び樹冠火からの発熱が同時に作用するように、延焼速度及び燃焼継続時間は地表を伝播する火災と同じとして保守的な評価を行った。

火線強度： I_C [kW/m]

$$I_C = 300 \left(\frac{I_B}{300R} + CFB \cdot CBD(H - CBH) \right) R \quad (\text{式-2-3-1.7})$$

単位面積当たり熱量： H'_A [kJ/m²]

$$H'_A = w \cdot h' \quad (\text{式-2-3-1.8})$$

反応強度： I'_R [kW/m²]

$$I'_R = \frac{H'_A}{t} \quad (\text{式-2-3-1.9})$$

火炎長： L'_f [m]

$$L'_f = 0.0775 I_C^{0.46} \quad (\text{式-2-3-1.10})$$

表-2-3-1.9 樹冠火評価式中のパラメータ及び値

パラメータ		値	備考
H	樹木高さ[m]	20	文献[2]より引用
CBH	樹冠までの高さ[m]	4	文献[2]より引用
CBD	樹冠の充填密度[kg/m ³]	0.06	文献[12]より引用
h'	可燃物の発熱量[kJ/kg]	18,000	文献[2]より引用
M	葉の含水率[%]	85	文献[13]より引用
R	延焼速度[m/min]	17.8	地表火計算結果
t	燃焼継続時間[s]	10.7	地表火計算結果

表-2-3-1.10 樹冠火評価式中のパラメータ(途中式)

パラメータ		途中式
I_0	樹冠火発生閾値[kW/m]	$(0.010CBH(460 + 25.9M))^{3/2}$
RAC	有効樹冠延焼速度[m/min]	3/CBD
R_0	臨界表目燃焼速度[m/min]	$I_0 \cdot R / I_b$
α_c	延焼速度とCFB間の係数	$-\ln(0.1)/0.9(RAC - R_0)$
CFB	樹冠燃焼率[%]	$1 - e^{-\alpha_c(R-R_0)}$
w	単位面積当たりの燃料量[kg/m ²]	$(H - CBH) CFB \cdot CBD$
I_B	火炎反応強度[kW/m]	$h'wR/60$

(2) 評価結果

樹冠火の火線強度を評価した結果を表-2-3-1.11 に示す。

表-2-3-1.11 評価式を用いた各施設の計算結果(樹冠火)

計算パラメータ		計算値
		評価対象施設
I_C	火線強度 [kW/m]	3.09×10^3
L'_f	火炎長 [m]	3.12
H'_A	単位面積 当たりの熱量 [kJ/m ²]	5.21×10^3
I'_R	反応強度 [kW/m ²]	485

4.5.3 地表火と樹冠火の計算による評価結果

以上の結果より決定した、森林火災の影響評価に用いるパラメータを表-2-3-1.12 に示す。

なお、反応強度 I''_R は地表火の反応強度 I_R と樹冠火の反応強度 I'_R の合計値を、火炎長は樹冠火の火炎長 L'_f を用いている。

表-2-3-1.12 各施設の森林火災影響評価用パラメータ

パラメータ		計算値
R	延焼速度 [m/min]	17.8
I''_R	反応強度 [kW/m ²]	974
L'_f	火炎長 [m]	3.12
t	燃焼継続時間 [s]	10.7

4.6 森林火災による熱影響評価

(1) 受熱面輻射強度の計算

評価ガイドを参考に、JRR-3 の森林火災による熱影響評価を実施した。まず前節で算出した火炎長から燃焼半径を計算し、円筒火炎モデル数を求めた。次に各円筒火炎モデルから熱影響評価を行う受熱面の各離隔距離から形態係数を計算した。次に、形態係数と火炎のエネルギーを示す火炎輻射発散度から受熱面における受熱面輻射強度を計算した。以下に使用した式及び火炎の円筒モデル評価の概要を図-2-3-1.14 に示す。火炎輻射発散度は、地表火と樹冠火の合計の反応強度から求める。反応強度は、火炎から輻射として放出されるエネルギーと、煙等の対流として放出されるエネルギーの合計であることから、参考文献^[11]より反応強度に対する輻射と対流の割合を求め、火炎輻射発散度を算出した。

燃焼半径 r [m]

$$r = \frac{L'_f}{3} \quad (\text{式-2-3-1.11})$$

円筒火炎モデル数 F

$$F = \frac{W}{2r} \quad (\text{式-2-3-1.12})$$

形態係数 ϕ_i

$$\phi_i = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{A(n-1)}{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{(n-1)}{(n+1)}} \right] \right\} \quad (\text{式-2-3-1.13})$$

ただし、

$$i = 1, 2, 3, 4, \dots, m = \frac{L'_f}{r} \approx 3, n = \frac{L_i}{r}, A = (1+n)^2 + m^2, B = (1-n)^2 + m^2,$$

W : 火炎到達幅 [m]

L_i : 離隔距離 [m]

である。

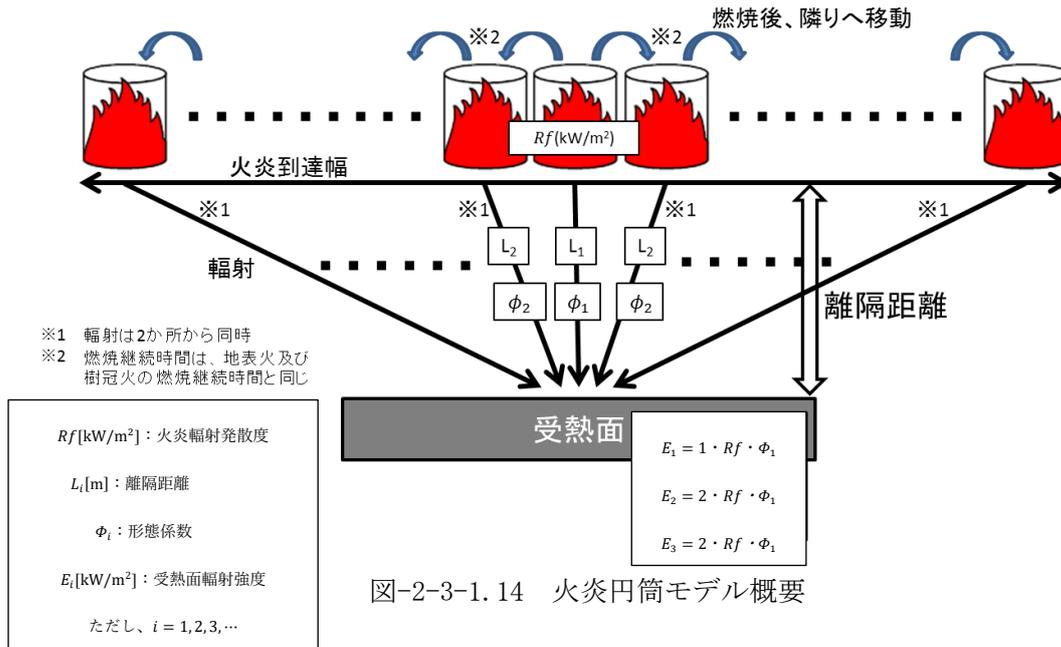
火炎輻射発散度 Rf [kW/m²]

$$Rf = 0.377 \cdot I''_R \quad (\text{式-2-3-1. 14})$$

受熱面輻射強度 $E_1, E_{2,3,4\dots}$ [kW/m²]

$$E_1 = Rf \cdot \phi_1 \quad (\text{式-2-3-1. 15})$$

$$E_{2,3,4\dots} = 2 \cdot Rf \cdot \phi_{2,3,4\dots} \quad (\text{式-2-3-1. 16})$$



(2) 受熱面の温度評価

(1)で求めた受熱面輻射強度から、以下に示す1次元熱伝導方程式の一般解の式^[14]を用いて受熱面における温度評価を実施した。

受熱面の温度 T_i [°C]

$$T_i = T_0 + \frac{2 \times E_i \sqrt{a \times t}}{\lambda} \times \left[\frac{1}{\sqrt{\pi}} \times \exp\left(-\frac{x^2}{4 \times a \times t}\right) - \frac{x}{2 \times \sqrt{a \times t}} \times \operatorname{erfc}\left(\frac{x}{2 \times \sqrt{a \times t}}\right) \right]$$

$$(\text{式-2-3-1. 17})$$

ただし、

$i = 1, 2, 3, 4, \dots,$

T_0 : 初期温度 [°C]

a : 温度伝導率 [m^2/s] ($a = \lambda / (\rho \times C_p)$)

C_p : 比熱 [$\text{kJ}/(\text{kg} \cdot \text{K})$]

ρ : 密度 [kg/m^3]

λ : 熱伝導率 [$\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$]

x : 深さ [m]

t : 燃焼継続時間 [s]

である。

4.7 評価結果

森林火災による評価対象施設の表面温度評価の結果のうち、延焼ケースごとの最も表面温度が高くなる結果を表-2-3-1.13に示す。以上の結果から、森林火災が発生しても、評価対象施設の表面温度が、3.(2)に示すコンクリートの許容温度を下回るため、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを確認した。

表-2-3-1.13 森林火災による評価対象施設の表面温度評価

延焼ケース	対象施設	表面温度(°C)	許容温度(°C)
JRR-3 原子炉施設 東側森林(ケース①)	実験利用棟	94	200
JRR-3 原子炉施設 西側森林(ケース②)	原子炉制御棟	92	200
使用済燃料貯蔵施設 東側森林(ケース③)	使用済燃料 貯蔵施設	101	200
使用済燃料貯蔵施設 西側森林(ケース④)	使用済燃料 貯蔵施設	101	200

5. 近隣の産業施設等の火災・爆発影響評価

5.1 評価方針

原科研敷地外及び原科研敷地内に存在する産業施設等の火災・爆発源からの爆発に対して、その火災・爆発が、評価対象施設の構造健全性に影響を及ぼさないことを評価ガイドに基づき評価する。

5.2 評価方法

- (1) 原科研敷地外及び原科研敷地内に存在する産業施設等の火災について、火災発生から燃料が燃え尽きるまでの間、各評価対象施設の表面が加熱されるものとして、評価を行う。なお、離隔距離の算定については5.4(1)に示す。
- (2) 原科研敷地外及び原科研敷地内に存在する爆発源からの爆発による影響を評価する。

5.3 判断基準

- (1) 評価した各評価対象施設の表面温度が、3.(2)に示すコンクリートの許容温度(200℃)を下回ることを確認する。
- (2) 5.4(1)に示す離隔距離が原科研敷地外については危険限界距離を上回ること、原科研敷地内については高圧ガス保安法及び関係法令で定められている保安距離を上回ることを確認する。

5.4 評価条件

- (1) 産業施設等の火災及び爆発源からの各評価対象施設までの離隔距離のうち、最短の離隔距離を評価に用いる。
- (2) 評価に用いる材質は、表-2-3-1.3に示すとおりコンクリートとする。

5.5 火災影響評価

5.5.1 原科研内における火災影響評価

中央変電所の重油タンクで火災が発生したとして評価対象施設の表面における温度の評価を行った。評価に用いた条件を表-2-3-1.14に示す。

表-2-3-1.14 原科研敷地内における火災影響評価対象データ

項目	中央変電所重油タンク
内容物	重油
容量 (燃料量) [m ³]	30
員数 [基]	1
輻射発散度 [W/m ²]	2.3×10 ⁴
燃焼速度 [m/s]	2.8×10 ⁻⁵
燃料タンクの防油堤面積 [m ²]	49
燃焼継続時間 [hr]	6.1
離隔距離 [m]	470
輻射強度 [W/m ²]	3.12
形態係数	1.36×10 ⁻⁴

(1) 評価計算

燃料の燃焼時間は、以下の式を用いて評価した^[1]。

$$t = \frac{V}{\pi R^2 \times v} \quad (\text{式-2-3-1.18})$$

ただし、

- t : 燃焼時間 [s]
- V : 燃料量 [m³]
- v : 燃焼速度 [m/s]
- R : 燃焼半径 [m]

外壁の温度 T (°C)は、以下の式を用いて評価した。

$$T = T_0 + \frac{2 \times E \sqrt{a \times t}}{\lambda} \times \left[\frac{1}{\sqrt{\pi}} \times \exp\left(-\frac{x^2}{4 \times a \times t}\right) - \frac{x}{2 \times \sqrt{a \times t}} \times \operatorname{erfc}\left(\frac{x}{2 \times \sqrt{a \times t}}\right) \right] \quad (\text{式-2-3-1.19})$$

ただし、

- T_0 : 初期温度 [°C]
- E : 輻射強度 [kW/m²]
- a : 温度伝導率 [m²/s] ($a = \lambda / (\rho \times C_p)$)
- C_p : 比熱 [kJ/(kg·K)]
- ρ : 密度 [kg/m³]
- λ : 熱伝導率 [W/(m·K)]
- x : 深さ [m]
- t : 燃焼継続時間 [s]

輻射強度は、以下の式を用いて求めた。

$$E = R_f \cdot \varphi \quad (\text{式}-2-3-1. 20)$$

ただし、

E : 輻射強度 [kW/m²]

R_f : 輻射発散度 [kW/m²]

φ : 形態係数 [-]

形態係数は、以下の式を用いて求めた。

$$\varphi = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{A(n-1)}{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{(n-1)}{(n+1)}} \right] \right\} \quad (\text{式}-2-3-1. 21)$$

ただし、

$$m = \frac{H}{R} \approx 3, n = \frac{L}{R}, \quad A = (1+n)^2 + m^2, \quad B = (1-n)^2 + m^2$$

L : 離隔距離 [m]

H : 火炎長 [m]

R : 燃焼半径 [m]

燃焼半径は燃焼面積が防油堤面積に等しいと考えて算出した。

(2) 評価結果

中央変電所重油タンクにおける火災時の評価結果を表-2-3-1. 15 に示す。

表-2-3-1. 15 中央変電所熱影響評価結果

想定火災源	表面温度(°C)
中央変電所重油タンク	51

評価の結果、表面温度は、中央変電所重油タンクでの火災発生により51°Cまで上昇した。

よって、中央変電所重油タンクで火災が発生しても、各評価対象施設のうち最短の離隔距離となる施設の表面が、200°Cを下回るため、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを確認した。

5.5.2 原科研外における火災影響評価

原科研外で、JRR-3 から半径 10km 圏内の主な産業施設として、常陸那珂火力発電所、核燃料サイクル工学研究所、東海第二発電所、日立オイルターミナル及び日立油槽所が存在する。これらの影響評価に用いた条件を表-2-3-1.16 に示す。

表-2-3-1.16 原科研敷地外各危険物貯蔵所における火災影響評価対象データ
(JRR-3 原子炉施設及び使用済燃料貯蔵施設)

項目	常陸那珂 火力発電所 軽油タンク	核燃料サイク ル工学研究所 重油タンク	東海第二発 電所 重油タンク	日立オイルタ ーミナル及び 日立油槽所 重油タンク
内容物	軽油	重油	重油	重油
容量 (燃料量) [m ³]	7,000	588	500	10,885
輻射発散度 [W/m ²]	4.2×10^4	2.3×10^4	2.3×10^4	2.3×10^4
燃焼速度 [m/s]	5.5×10^{-5}	2.8×10^{-5}	2.8×10^{-5}	2.8×10^{-5}
燃料タンクの 防油堤面積 [m ²]	800	400	225	6,000
燃焼継続時間 [hr]	44.2	14.6	22.1	18.0
離隔距離 [m] JRR-3 原子炉施設	2,500	2,100	1,000	5,000
離隔距離 [m] 使用済燃料貯蔵施設	3,500	3,800	400	3,900
輻射強度 [W/m ²] JRR-3 原子炉施設	3.29	1.28	3.17	3.38
輻射強度 [W/m ²] 使用済燃料貯蔵施設	1.67	0.39	19.94	5.56
形態係数 JRR-3 原子炉施設	7.82×10^{-5}	5.54×10^{-5}	1.38×10^{-4}	1.47×10^{-4}
形態係数 使用済燃料貯蔵施設	3.98×10^{-5}	1.69×10^{-5}	8.67×10^{-4}	2.42×10^{-4}

燃料の想定量は各施設に存在するタンクの合計値である。例えば常陸那珂火力発電所については、軽油が 3,500m³ タンクで 2 基存在するため、これらを合計して 7,000 m³ としている。

(1) 評価計算

計算方法は5.5.1(1)の原科研敷地内における火災影響評価と同様である。

(2) 評価結果

危険物貯蔵所における火災による影響を評価した結果を表-2-3-1.17に示す。

表-2-3-1.17 各危険物貯蔵所における評価結果

危険物貯蔵所	表面温度(°C)	
	JRR-3 原子炉施設	使用済燃料貯蔵施設
常陸那珂火力発電所軽油タンク	51	51
核燃料サイクル工学研究所重油タンク	51	51
東海第二発電所重油タンク	51	54
日立オイルターミナル及び 日立油槽所重油タンク	51	51

評価の結果、表面温度は、最大で54°Cまで上昇した。

従って、各危険物貯蔵所で火災が発生しても、評価対象施設のうち最短の離隔距離となる施設の表面が、200°Cを下回るため、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを確認した。

5.6 爆発影響評価

5.6.1 原科研敷地内におけるガス爆発影響評価

第2ボイラーの液化天然ガス(LNG)タンク2基について、高圧ガス漏えいによる爆発の評価を行った。ここで高圧ガス保安法及び関係法令に基づき算出した保安距離を、LNGタンクと評価対象施設の壁面の間に必要な距離とする。

評価に用いたデータを表-2-3-1.18に示す。

表-2-3-1.18 第2ボイラー液化天然ガス(LNG)タンクのデータ

第2ボイラー液化天然ガス(LNG)タンク	
LNGタンク最大貯蔵量(2基)	65.5トン(154m ³)
離隔距離(m)	60

(1) 評価計算

高圧ガス保安法及び関係法令で定められている以下の式によって保安距離を計算した。

$$L = 0.12 \sqrt{X + 10000} \quad (\text{式} - 2 - 3 - 1. 22)$$

L : 保安距離 [m]
 X : 貯蔵能力 [kg]

(2) 評価結果

第2ボイラー液化天然ガス(LNG)タンク2基における爆発による影響を評価した結果を表-2-3-1.19に示す。

表-2-3-1.19 第2ボイラー液化天然ガス(LNG)タンクの爆発影響評価結果

想定爆発源	保安距離(m)
第2ボイラー液化天然ガス(LNG)	33

評価の結果、保安距離は33mであり、LNGタンクと評価対象施設の離隔距離のうち、最短の離隔距離である60mを下回ることから、第2ボイラーで爆発が発生しても、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを確認した。

5.6.2 原科研敷地外におけるガス爆発影響評価

JRR-3 から 10km 圏内には、以下の高圧ガスを保有する日立 LNG 基地施設が存在するため、これらガスタンクによる爆発の影響評価を行った。評価に用いたデータを表-2-3-1.20 に示す。

表-2-3-1.20 日立 LNG 基地 LNG 及び LPG のデータ

日立 LNG 基地 LNG タンク	
LNG タンク貯蔵量	97,704 トン (230,000m ³)
離隔距離	1,800m
LNG の <i>K</i> 値	7.14×10 ⁵
貯蔵設備の <i>W</i> 値	313
日立 LNG 基地 LPG タンク	
LPG タンク貯蔵量	31,000 トン (50,000m ³)
離隔距離	1,800m
LPG の <i>K</i> 値	8.88×10 ⁵
貯蔵設備の <i>W</i> 値	176

(1) 評価計算

評価ガイドに示された以下の式によって危険限界距離を算出した。

$$X = 0.04\lambda^3\sqrt{K \times W} \quad (\text{式}-2-3-1.23)$$

- X* : 危険限界距離 [m]
λ : 換算距離 [m/kg^{1/3}] (14.4)
K : 石油類の *K* 値 [-]
W : 設備定数 [-]

ただし、同施設には2つの独立したガスタンクが存在するため、評価ガイドに従い、式-2-3-1.23中の(*K*×*W*)相当量を式-2-3-1.24によって評価した。

なお、LNG及びLPGの*K*値についてはそれぞれガイド記載の最も保守的な値となる-80℃以上のメタンの*K*値7.14×10⁵、100℃以上のプロパンの*K*値8.88×10⁵を用いた。

$$(K \times W)_{LNG+LPG} = K_{LNG} \times \left(\sqrt{W_1+W_2} \times \frac{W_1}{W_1+W_2} \right) + K_{LPG} \times \left(\sqrt{W_1+W_2} \times \frac{W_2}{W_1+W_2} \right)$$

(式-2-3-1.24)

W_1 : 日立 LNG 基地における LNG 貯蔵設備の貯蔵定数 [-]

W_2 : 日立 LNG 基地における LPG 貯蔵設備の貯蔵定数 [-]

K_{LNG} : LNG の石油類の K 値 [-]

K_{LPG} : LPG の石油類の K 値 [-]

$(K \times W)_{LNG+LPG}$: 日立 LNG 基地における $(K \times W)$ 値 [-]

(2) 評価結果

日立 LNG 基地 LNG 及び LPG における爆発による影響を評価した結果を表-2-3-1.21 に示す。

表-2-3-1.21 日立 LNG 基地 LNG 及び LPG の爆発影響評価結果

想定爆発源	危険限界距離(m)
日立 LNG 基地 LNG 及び LPG	373

評価した結果、危険限界距離は 373m であり、LNG タンク及び LPG タンクと評価対象施設の離隔距離のうち、最短の離隔距離である 1,800m を下回ることから、これらの施設で爆発が発生しても、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを確認した。

6. 航空機の落下による火災の影響評価

6.1 評価方針

JRR-3 原子炉施設周辺及び使用済燃料貯蔵施設周辺への航空機の落下により発生する火災に対して、その火災が評価対象施設の構造健全性に影響がないことを評価ガイドに基づき評価する。

6.2 評価方法

航空機の落下確率が 10^{-7} (回/炉・年)に相当する面積を求め、その範囲の外周部に航空機が落下した場合の火災による影響を評価した。

航空機の落下事故については、民間機、自衛隊機又は米軍機では落下事故の発生状況が必ずしも同一ではなく、飛行方式又は飛行形態が同一ではないことから、表-2-3-1.22 に示すカテゴリに分類し、評価を実施した。

表-2-3-1.22 航空機の落下評価及び航空機の落下による外部火災影響評価

		外部火災評価	
民間機	計器飛行方式	飛行場での離着陸時	
		航空路を巡航中	
	有視界飛行方式		
自衛隊機又は 米軍機	訓練空域外を飛行中	空中給油等、高高度での巡航が想定される大型固定翼機	
		その他の大型固定翼機、小型固定翼機及び回転翼機	
	基地訓練空域間を往復時		

6.3 判断基準

評価対象施設の表面温度が、3.(2)に示すコンクリートの許容温度(200℃)を下回ることを確認する。

6.4 評価条件

- (1) 許容温度については3.(2)に示すとおり、コンクリートで200℃とする。
- (2) 火災発生から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で評価対象施設の表面(コンクリート)が加熱され続けるものとして評価する。
- (3) 落下を想定する航空機は、各カテゴリについて、燃料積載量が最大の機種とした。表-2-3-1.23に各カテゴリの対象航空機を示す。

- (4) 航空機落下確率を評価する際の各パラメータについては、原子炉設置変更許可申請時と同様、平成4年から平成23年までのデータを基に評価した。

表-2-3-1.23 評価対象航空機のパラメータ

	民間機			自衛隊機又は米軍機		
	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 空域間を 往復時
	離着陸時	巡航中		空中 給油機等	その他	
想定機種	B747-400		AS332L1	KC-767	F-15	
燃料種類	JET A-1		JET A-1	JP-4	JP-4	
燃料最大積載量 [m ³]	216.84 ^[15]		3.0 ^[16]	145.03 ^[17]	14.87 ^[18]	
輻射発散度 Rf [W/m ³]	5.0×10 ⁴ ^[1]			5.8×10 ⁴ ^[1]		
質量低下速度 M [kg/(m ² ・s)]	0.039 ^[19]			0.051 ^[19]		
燃料密度 ρ [kg/m ³]	850 ^[20]			760 ^[19]		
燃焼速度 v [m/s] ($v = M/\rho$)	4.59×10 ⁻⁵			6.71×10 ⁻⁵		

6.5 航空機の落下地点と施設との離隔距離の評価

「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）」^[21]に基づき、落下確率が10⁻⁷(回/炉・年)に相当する面積を算出し、この面積を用いて、離隔距離を算出した。

なお、対象航空機が同一機種のカテゴリについては、各カテゴリ条件において飛行する同一機種の航空機が同一施設に落下することを考慮し、同一機種のカテゴリの落下確率を合算し、離隔距離を算出する。

6.5.1 航空機落下確率評価

「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）」^[21]に基づき、落下確率を算出した（表-2-3-1.24～表-2-3-1.30に示す）。なお、同一機種のカテゴリの落下確率を合算する際に、計器飛行方式民間航空機においては、標的面積を単位面積として落下確率を算出し合算を行った。

(1) 計器飛行方式民間航空機の落下事故

1) 飛行場での離着陸時における落下事故

$$P_{d,a} = f_{d,a} \cdot N_{d,a} \cdot A \cdot \Phi_{d,a}(r, \theta) \quad (\text{式} - 2 - 3 - 1. 25)$$

表-2-3-1. 24 飛行場での離着陸時における落下事故 航空交通量のデータ

$f_{d,a} = D_{d,a}/E_{d,a}$	対象航空機の国内での離着陸時事故確率 (回/離着陸回)	1.30×10^{-7}
$D_{d,a}$	国内での離着陸事故件数 (回)	4 ^[22]
$E_{d,a}$	国内での離着陸回数 (離着陸回数)	30,685,564 ^[22]
$N_{d,a}$	当該飛行場での対象航空機の年間離着陸回数 (離着陸回/年)	3,328 ^[23] ※1
A	原子炉施設の標的面積 (km ²)	単位面積
$\Phi_{d,a}(r, \theta)$ ※2	離着陸時の事故における落下地点確率分布関数	正規分布 : 3.01×10^{-4} ※2 一様分布 : 1.55×10^{-4} ※2
$P_{d,a}$	対象施設への離着陸時の航空機落下確率 (回/年)	表-2-3-1. 30に記載

※1 「暦年・年度別空港管理状況調書」(国土交通省航空局)^[23]による着陸回数を2倍した値とする。

※2 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従い、正規分布又は一様分布を仮定し、いずれか厳しい方を用いる。

2) 航空路を巡航中の落下事故

$$P_c = \frac{f_c \cdot N_c \cdot A}{W} \quad (\text{式}-2-3-1.26)$$

表-2-3-1.25 航空路を巡航中の落下事故 航空交通量のデータ

対象航空路	直行経路：IXE-SWAMP、 直行経路：IXE-KZE、 RNAV経路：Y30	
$f_c = G_c/H_c$	単位飛行距離当たりの巡航中の落下事故率 (回/飛行回・km)	5.26×10^{-11}
G_c	巡航中の事故件数 (回)	0.5 ^[22] ※1
H_c	延べ飛行距離 (飛行回・km)	9,499,283,168 ^[22]
N_c	評価対象とする航空路等の年間飛行回数 (飛行回/年)	直行経路 IXE-SWAMP : 182.5回 ^{※2} 直行経路 IXE-KZE : 182.5回 ^{※2} RNAV経路 Y30 : 22,630回 ^{※2}
A	原子炉施設の標的面積 (km ²)	単位面積
W	航空路幅 (km)	直行経路 : 14.816km (8NM) ^{※3} RNAV経路 : 18.520km (10NM) ^{※3}
P_c	対象施設への巡航中の航空機落下確率 (回/年)	表-2-3-1.30に記載

※1 「JNES-RE-2013-9011航空機落下事故に関するデータの整備」(原子力安全基盤機構)^[22]による。ただし、 G_c については、平成4年から平成23年までの20年間の巡航中事故件数は0回であるため、保守的に0.5回とした。

※2 国土交通省航空局への問い合わせ結果(平成23年下期のピークデイ値)を365倍した。ただし、直行経路については0回であるため、1日の飛行回数を保守的に0.5回とした。

※3 直行経路については「航空路等設定基準」^[24]を参照した。RNAV経路については、航法精度(10NM=18.52km)を航空路の幅とした。

(2) 有視界飛行方式民間航空機の落下事故

$$P_v = \frac{f_v}{S_v} (A \cdot \alpha) \quad (\text{式}-2-3-1.27)$$

表-2-3-1.26 有視界飛行方式民間航空機の落下事故 航空交通量のデータ

f_v	単位年あたりの落下事故確率 (回/年)	大型固定翼機 : 0.5/20=0.025 ^[22] 小型固定翼機 : 35.0/20=1.750 ^[22] 大型回転翼機 : 1.0/20=0.050 ^[22] 小型回転翼機 : 25.0/20=1.250 ^[22]
S_v	全国土面積 (km ²)	372,907 ^[22]
A	原子炉施設の標的面積 (km ²)	各建家の水平断面積 (表-2-3-1.29より算出)
α	対象航空機の機種による係数	大型固定翼機、大型回転翼機 : 1 [*] 小型固定翼機、小型回転翼機 : 1 [*]
P_v	対象施設への航空機落下確率 (回/年)	表-2-3-1.30に記載

※ 大型固定翼機、大型回転翼機は「評価基準」に従い1を用いるが、小型固定翼機、小型回転翼機については発電用原子炉に比べ堅固な建家ではないため0.1ではなく1を用いる。

(3) 自衛隊機又は米軍機の落下事故

1) 訓練空域内で訓練中及び訓練空域外を飛行中の落下事故

$$P_{so} = \left(\frac{f_{so}}{S_o} \right) \cdot A \quad (\text{式}-2-3-1.28)$$

表-2-3-1.27 自衛隊機又は米軍機の落下事故 航空交通量のデータ

f_{so}	単位年あたりの訓練空域外落下事故確率 (回/年)	自衛隊機 : 8/20=0.40 ^[22] 米軍機 : 5/20=0.25 ^[22]
S_o	全国土面積から全国の陸上の訓練空域の面積を除いた面積 (km ²)	自衛隊機 : 295,675 ^[22] 米軍機 : 372,410 ^[22]
A	原子炉施設の標的面積 (km ²)	各建家の水平断面積 (表-2-3-1.29より算出)
P_{so}	訓練空域外での対象施設への航空機落下確率 (回/年)	表-2-3-1.30に記載

2) 基地-訓練空域間を往復時の落下事故

$$P_{se} = \left(\frac{f_{se}}{S_{se}} \right) \cdot A \quad (\text{式}-2-3-1.29)$$

表-2-3-1.28 基地-訓練空域間を往復時の落下事故 航空交通量のデータ

f_{se}	基地と訓練空域間を往復中の落下事故確率 (回/年)	自衛隊機 : 0.5/20=0.025 ^{※1}
S_{se}	想定飛行範囲の面積 (km ²)	自衛隊機 : 4,541 ^{※2}
A	原子炉施設の標的面積 (km ²)	各建家の水平断面積 (表-2-3-1.29より算出)
P_{se}	対象施設への航空機落下確率 (回/年)	表-2-3-1.30に記載

※1 平成4年～平成23年の20年間に当該想定飛行範囲内で自衛隊機の移動時の落下事故は発生していないことから、事故件数を保守的に0.5件として評価した。

※2 百里基地（飛行場）と自衛隊機の訓練空域（Area 1, Area E 「E-1, E-2, E-3, E-4」の全域）境界間を直線で結んだ想定飛行範囲の面積。なお、自衛隊訓練空域（E1, E2）については、AIP JAPANに“Excluding R-121”と記載のあることから、米軍の訓練空域（R-121）を除いている。

表-2-3-1.29 評価対象施設の寸法及び標的面積

評価対象施設	建家寸法			標的面積	
	縦(m)	横(m)	高さ(m)	投影断面積(m ²)	水平断面積(m ²)
原子炉建家	32.80	32.80	26.65	1,386.19	1,075.84
使用済燃料貯槽室	24.00	11.00	14.00	427.31	264.00
燃料管理施設	23.10	11.00	15.25	434.36	254.10
排気筒	4.64	4.64	40.00	186.85	21.53
実験利用棟	59.70	30.75	17.70	2,118.18	1,835.78
原子炉制御棟	20.00	21.50	13.65	520.61	430.00
使用済燃料貯蔵施設	53.00	23.00	14.00	1,427.07	1,219.00

表-2-3-1.30 評価対象施設への航空機落下確率

評価対象施設	民間機			自衛隊機又は米軍機		
	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 空域間を 往復時
	離着 陸時	巡航中		空中 給油機等	その他	
原子炉建家	離着陸時 1.30×10^{-7} 巡航中 6.56×10^{-8} 合計 1.96×10^{-7}	大型固定翼機 7.21×10^{-11} 小型固定翼機 5.05×10^{-9} 大型回転翼機 1.44×10^{-10} 小型回転翼機 3.61×10^{-9} 合計 8.88×10^{-9}	自衛隊機 9.10×10^{-11} 米軍機 1.44×10^{-10} 合計 2.35×10^{-10}	自衛隊機 1.46×10^{-9} 米軍機 5.78×10^{-10} 合計 2.04×10^{-9}	自衛隊機 5.92×10^{-9}	
使用済燃料貯槽室	離着陸時 1.30×10^{-7} 巡航中 6.56×10^{-8} 合計 1.96×10^{-7}	大型固定翼機 1.77×10^{-11} 小型固定翼機 1.24×10^{-9} 大型回転翼機 3.54×10^{-11} 小型回転翼機 8.85×10^{-10} 合計 2.18×10^{-9}	自衛隊機 2.23×10^{-11} 米軍機 3.54×10^{-11} 合計 5.77×10^{-11}	自衛隊機 3.57×10^{-10} 米軍機 1.42×10^{-10} 合計 4.99×10^{-10}	自衛隊機 1.45×10^{-9}	
燃料管理施設	離着陸時 1.30×10^{-7} 巡航中 6.56×10^{-8} 合計 1.96×10^{-7}	大型固定翼機 1.70×10^{-11} 小型固定翼機 1.19×10^{-9} 大型回転翼機 3.41×10^{-11} 小型回転翼機 8.52×10^{-10} 合計 2.09×10^{-9}	自衛隊機 2.15×10^{-11} 米軍機 3.41×10^{-11} 合計 5.56×10^{-11}	自衛隊機 3.44×10^{-10} 米軍機 1.37×10^{-10} 合計 4.81×10^{-10}	自衛隊機 1.40×10^{-9}	
排気筒	離着陸時 1.30×10^{-7} 巡航中 6.56×10^{-8} 合計 1.96×10^{-7}	大型固定翼機 1.44×10^{-12} 小型固定翼機 1.01×10^{-10} 大型回転翼機 2.89×10^{-12} 小型回転翼機 7.22×10^{-11} 合計 1.78×10^{-10}	自衛隊機 1.82×10^{-12} 米軍機 2.89×10^{-12} 合計 4.71×10^{-12}	自衛隊機 2.91×10^{-11} 米軍機 1.16×10^{-11} 合計 4.07×10^{-11}	自衛隊機 1.19×10^{-10}	

評価対象施設	民間機			自衛隊機又は米軍機		
	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 空域間を 往復時
	離着 陸時	巡航中		空中 給油機等	その他	
実験利用棟	離着陸時 1.30×10^{-7} 巡航中 6.56×10^{-8} 合計 1.96×10^{-7}	大型固定翼機 1.23×10^{-10} 小型固定翼機 8.62×10^{-9} 大型回転翼機 2.46×10^{-10} 小型回転翼機 6.15×10^{-9} 合計 1.51×10^{-8}	自衛隊機 1.55×10^{-10} 米軍機 2.47×10^{-10} 合計 4.02×10^{-10}	自衛隊機 2.48×10^{-9} 米軍機 9.86×10^{-10} 合計 3.46×10^{-9}	自衛隊機 1.01×10^{-8}	
原子炉制御棟	離着陸時 1.30×10^{-7} 巡航中 6.56×10^{-8} 合計 1.96×10^{-7}	大型固定翼機 2.88×10^{-11} 小型固定翼機 2.02×10^{-9} 大型回転翼機 5.77×10^{-11} 小型回転翼機 1.44×10^{-9} 合計 3.55×10^{-9}	自衛隊機 3.64×10^{-11} 米軍機 5.77×10^{-11} 合計 9.41×10^{-11}	自衛隊機 5.82×10^{-10} 米軍機 2.31×10^{-10} 合計 8.13×10^{-10}	自衛隊機 2.37×10^{-9}	
使用済燃料貯蔵施設	離着陸時 1.30×10^{-7} 巡航中 6.56×10^{-8} 合計 1.96×10^{-7}	大型固定翼機 8.17×10^{-11} 小型固定翼機 5.72×10^{-9} 大型回転翼機 1.63×10^{-10} 小型回転翼機 4.09×10^{-9} 合計 1.01×10^{-8}	自衛隊機 1.03×10^{-10} 米軍機 1.64×10^{-10} 合計 2.67×10^{-10}	自衛隊機 1.65×10^{-9} 米軍機 6.55×10^{-10} 合計 2.31×10^{-9}	自衛隊機 6.71×10^{-9}	

6.5.2 離隔距離の算出

6.5.1で算出した落下確率から、落下確率が 10^{-7} に相当する面積を算出し、航空機落下地点と評価対象施設の離隔距離を算出した。

離隔距離については、以下の式を用いて算出する。

$$x = \frac{-2(A+B) \pm \sqrt{(2(A+B))^2 - 4\pi(AB-C)}}{2\pi} \quad (\text{式}-2-3-1.30)$$

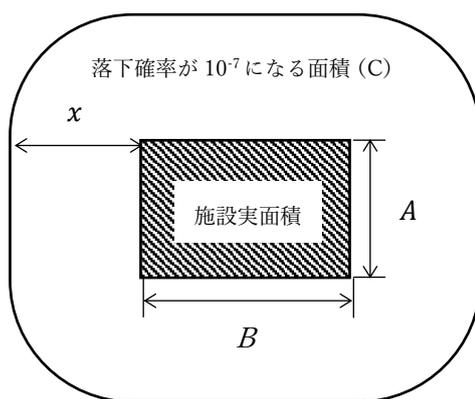


図-2-3-1.14 航空機落下地点の想定モデル

算出した離隔距離を表-2-3-1.31に示す。

表-2-3-1.31 航空機の落下地点と対象施設との離隔距離

対象施設	民間機			自衛隊機又は米軍機		
	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 空域間を 往復時
	離着 陸時	巡航中		空中 給油機等	その他	
原子炉建家	379m		42m	360m	45m	
使用済燃料貯槽室	389m		51m	370m	54m	
燃料管理施設	389m		51m	370m	55m	
排気筒	388m		59m	378m	62m	
実験利用棟	372m		35m	352m	38m	
原子炉制御棟	388m		49m	368m	52m	
使用済燃料貯蔵施設	377m		39m	357m	42m	

6.6 評価計算

燃焼継続時間は、以下の式を用いて評価した^[1]。

$$t = \frac{V}{\pi R^2 \times v} \quad (\text{式-2-3-1. 25})$$

ただし、

- t : 燃焼継続時間 [s]
- V : 燃料量 [m³]
- v : 燃焼速度 [m/s] ($v = M/\rho$)
- M : 質量低下速度 [kg/(m²·s)]
- ρ : 燃料密度 [kg/m³]
- R : 燃焼半径 [m]

外壁の温度 T (°C)は、以下の式を用いて評価した。

$$T = T_0 + \frac{2 \times E \sqrt{a \times t}}{\lambda} \times \left[\frac{1}{\sqrt{\pi}} \times \exp\left(-\frac{x^2}{4 \times a \times t}\right) - \frac{x}{2 \times \sqrt{a \times t}} \times \operatorname{erfc}\left(\frac{x}{2 \times \sqrt{a \times t}}\right) \right] \quad (\text{式-2-3-1. 26})$$

ただし、

- T_0 : 初期温度 [°C]
- E : 輻射強度 [kW/m²]
- a : 温度伝導率 [m²/s] ($a = \lambda/(\rho \times C_p)$)
- C_p : 比熱 [kJ/(kg·K)]
- ρ : 密度 [kg/m³]
- λ : 熱伝導率 [W/(m·K)]
- x : 深さ [m]
- t : 燃焼継続時間 [s]

ここで、輻射強度は次式を使用して評価した。

$$E = R_f \cdot \varphi \quad (\text{式-2-3-1. 27})$$

- R_f : 輻射発散度 [kW/m²]

また、形態係数は以下のとおりである。

$$\varphi = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1}\left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}}\right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1}\left[\sqrt{\frac{A(n-1)}{B(n+1)}}\right] - \frac{1}{n} \tan^{-1}\left[\sqrt{\frac{(n-1)}{(n+1)}}\right] \right\} \quad (\text{式-2-3-1. 28})$$

ただし、

$$m = \frac{H}{R} \approx 3, n = \frac{L}{R}, A = (1+n)^2 + m^2, B = (1-n)^2 + m^2$$

ϕ : 形態係数 [-]

L : 離隔距離 [m]

H : 火炎長 [m]

R : 燃焼半径 [m]

燃焼半径は燃焼面積が航空機の面積（全長×胴体全幅）に等しいと考えて算出した。

6.7 評価結果

評価結果を表-2-3-1.32に示す。評価の結果、航空機の落下による火災影響によっても、評価対象施設の表面温度が、コンクリートの許容温度を下回るため評価対象施設の構造健全性に影響がないことを確認した。

表-2-3-1. 32 各航空機の評価結果

	民間機		自衛隊機又は米軍機			
	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 空域間を 往復時
	離着陸 時	巡航中		空中 給油機等	その他	
想定機種	B747-400		AS332L1	KC-767	F-15	
原子炉建家	58℃		71℃	55℃	82℃	
使用済燃料貯槽室	57℃		64℃	55℃	72℃	
燃料管理施設	57℃		64℃	55℃	72℃	
排気筒	57℃		61℃	55℃	67℃	
実験利用棟	58℃		79℃	55℃	94℃	
原子炉制御棟	57℃		65℃	55℃	74℃	
使用済燃料貯蔵施設	58℃		73℃	55℃	87℃	

7. 重畳事象を想定した火災影響評価

7.1 評価方針

JRR-3 原子炉施設周辺及び使用済燃料貯蔵施設周辺への航空機の落下により発生する火災及びその火災による森林火災が、評価対象施設の構造健全性に影響を及ぼさないことを評価ガイドに基づき評価する。

7.2 評価方法

- (1) 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事象を想定する。
- (2) 落下する航空機の機種は、熱影響が最も大きい「F-15」とする。
- (3) 航空機の落下に伴い火災となる森林は、建家への熱影響が最も大きい森林とする。
- (4) その他の条件は、4. 森林火災影響評価及び6. 航空機の落下による火災の影響評価において設定した条件と同じものを用いる。

7.3 判断基準

評価した結果、評価対象施設の表面温度が、3. (2) に示すコンクリートの許容温度 (200℃) を下回ることを確認する。

7.4 評価条件

許容温度については3. (2) に示すとおり、コンクリートで 200℃ とする。

7.5 重畳事象による火災影響評価結果

評価結果を表-2-3-1.33 に示す。航空機の落下による火災及びその火災による森林火災の重畳事象が起こっても、評価対象施設の表面温度が、コンクリートの許容温度を下回るため、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを確認した。

表-2-3-1.33 想定された外部火災の重畳事象の評価結果

対象施設	森林火災		航空機落下火災		重畳評価結果 表面温度 (°C)
	表面温度 (°C)	温度上昇分 ΔT(°C)	表面温度 (°C)	温度上昇分 ΔT(°C)	
	原子炉建家	73	23	82	32
使用済燃料貯槽室	73	23	72	22	95 (=50+23+22)
燃料管理施設	75	25	72	22	97 (=50+25+22)
排気筒	75	25	67	17	92 (=50+25+17)
実験利用棟	94	44	94	44	138 (=50+44+44)
原子炉制御棟	92	42	74	24	116 (=50+42+24)
使用済燃料貯蔵施設	101	51	87	37	138 (=50+51+37)

参考文献

- [1] 原子力規制委員会, 「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」, 平成 25 年 6 月
- [2] Mark A. Finney, “ FARSITE: Fire Area Simulator-Model Development and Evaluation”, Rocky Mountain Research Station, RMRS-RP-4 Revised, March 1998, revised February 2004
- [3] 日本建築学会, 「鉄筋コンクリート構造, 計算規準・同解説 2010」平成 22 年 3 月
- [4] 日本建築学会, 「原子炉建屋構造設計指針・同解説」昭和 63 年 10 月
- [5] 財団法人日本建築センター, 「建築火災のメカニズムと火災安全設計」, 平成 19 年 12 月
- [6] 国土交通省-気象庁, 「水戸気象台データホームページ」
<http://www.data.jma.go.jp/obd/stats/etrn/view/annually_s.php?prec_no=40&block_no=47629&year=&month=4&day=&view=a3> (平成 29 年 6 月アクセス)
- [7] Richard C. Rothermel “How to Predict the Spread and Intensity of Forest and Range Fires”, USDA Forest Service General Technical Report. INT-143, 1983
- [8] 国土交通省-国土地理院, 「地理院地図」, 平成 25 年 10 月
- [9] 環境省-自然環境局, 「1/25,000 植生図-常陸久慈 (ひたちくじ)」平成 20 年 2 月
- [10] 後藤義明 他 “日本で発生する山火事の強度の検討—Rothermel の延焼速度予測モデルを用いた Byram の火線強度の推定—”, 日林誌, 87(3)2005
- [11] Philip J Dinunno, Dougai, Ph.D. Drysdale, Craig L., Ph.D. Beyler, W. Douglas Walten “THE SFPE HANDBOOK OF Fire Protection Engineering FOURTH EDITION”, June 30, 2008
- [12] Joe H. Scott, Elizabeth D. Reinhardt, “Effects of Alternative Treatments on Canopy Fuel Characteristics in Five Conifer Stands”, USDA Forest Service Gen. Tech. Rep. PSW-GTR-203, 2007
- [13] Forestry Canada Fire Danger Group “Development and Structure of the Canadian Forest Fire Behavior Prediction System” Ottawa, 1992
- [14] 日本機械学会, 「伝熱工学資料 改訂第 5 版」, 平成 21 年 5 月
- [15] ボーイング社, 「ボーイング社ホームページ」
<http://www.boeing.com/boeing/commercial/747family/pf/pf_400_prod.page?> (平成 26 年 6 月アクセス)
- [16] EADS Company “EUROCOPTER AS332 L1 Technical Data 332 L1 07.101.02 E”
- [17] 酣燈社, 「航空情報 4 月号増刊 世界航空機年鑑 2012-2013」, 平成 25 年 4 月
- [18] 航空ジャーナル社, 「航空ジャーナル 2 月号臨時増刊 F-15 イーグル」, 昭和 55 年 2 月
- [19] U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Reactor Regulation Washington, DC, ” Fire Dynamics Tools (FDT^S)”, December 2004

- [20] 昭和シェル石油, 「安全データシート (Jet A-1)」, 平成 25 年 1 月
- [21] 原子力安全・保安院, 「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について」, 平成 14 年 7 月
- [22] 「JNES-RE-2013-9011 航空機落下事故に関するデータの整備」(原子力安全基盤機構)
平成 25 年 11 月
- [23] 「暦年・年度別空港管理状況調書」(国土交通省航空局)
- [24] 航空路等設定基準

2－3－2. 原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、使用済燃料貯蔵施設、実験利用棟、排気筒、原子炉制御棟の構造（外部事象影響（竜巻））に関する説明書

目次

1. 概要	添 2-3-2-1
2. 評価方針	添 2-3-2-1
3. 評価対象施設	添 2-3-2-1
4. 評価方法	添 2-3-2-1
5. 評価条件	添 2-3-2-1
6. 評価	添 2-3-2-1
7. 評価結果	添 2-3-2-11
参考文献	添 2-3-2-11

1. 概要

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。

2. 評価方針

JRR-3 は、大規模な竜巻事象に対する安全上重要な施設に該当する施設を有しないことから、「試験研究用等原子炉施設への新規規制基準の審査を踏まえたグレードアップアプローチ対応について」（平成 28 年 6 月 15 日原子力規制庁）の「2. (3) 竜巻」に従い、敷地及びその周辺における過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻を考慮し、その影響を評価する。

3. 評価対象施設

JRR-3 原子炉施設において、安全機能を有する施設の外殻となる原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、実験利用棟、使用済燃料貯蔵施設、原子炉制御棟並びに安全施設として評価対象である排気筒を評価対象施設に選定した。

4. 評価方法

竜巻による飛来物の衝突時におけるコンクリート貫通厚さ等を評価し、評価対象施設の壁厚と比較することにより、安全機能を有する施設への波及的影響（貫通及び裏面剥離）を生じる可能性を評価した。また「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」^[1]に従い、想定する竜巻における風速及び気圧低下量に基づいて風圧及び気圧低下が評価対象施設に与える荷重を評価し、これらの複合荷重と建家の保有水平耐力を比較することにより、評価対象施設の構造健全性に影響が及ぶ可能性を評価した。

5. 評価条件

- (1) 気象庁の竜巻等の突風データベースによると、竜巻による被害が発生する長さは、最大でも約 20 km であること^[2]から、施設から半径 20 km を「敷地及びその周辺」とする。
- (2) 敷地及びその周辺における過去の記録を踏まえ、藤田スケール F1 の竜巻（最大風速 49m/s）（以下「F1 竜巻」という。）を、設計上考慮することとする。
- (3) 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「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」を参考に設計飛来物を選定し、設計飛来物について各施設への影響を評価する。

6. 評価

(1) 竜巻による飛来物の影響評価

想定飛来物について、竜巻による物体の浮上・飛来解析コード TONBOS^[3]を用い、ランキン渦モデルに基づいて飛散距離、飛散高さ、最大水平速度、最大鉛直速度を算出し、運動エネルギーを評価し、運動エネルギーが最大となるものを設計飛来物とした。また、飛散高さが正の値となるものを浮上有と判断した。想定飛来物の選定結果を表-2-3-2.2 に示す。ここで敷地内において想定される各種飛来物を空力パラメータにより評価した^[4]。 $C_D A$ については飛来物の各方向の抗力係数と見附面積の積の平均値を用いた。飛来物の抗力係数及び見附面積については、表-2-3-2.1 及び図-2-3-2.1 に示す。

空力パラメータは、以下の式を用いて計算した。

$$\frac{C_D A}{m} = \frac{0.33(C_{D1}A_1 + C_{D2}A_2 + C_{D3}A_3)}{m} \quad (\text{式}-2-3-2.1)$$

ここで、

$C_D A/m$: 空力パラメータ [m^2/kg]

C_D : 抗力係数(形状を考慮し、2.0、1.2、0.7 から適切な値を選定する^[5])

A : 物体の見附面積 [m^2]

m : 質量 [kg]

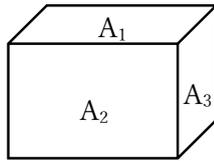
C_{D1} 、 C_{D2} 、 C_{D3} : 各面の抗力係数

A_1 、 A_2 、 A_3 : 各面の見附面積 [m^2] (表-2-3-2.2 の各想定飛来物の寸法より算出)

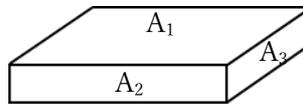
である。

表-2-3-2.1 飛来物の抗力係数

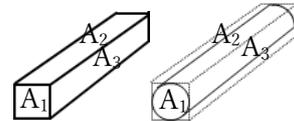
飛来物形状	C_{D1}	C_{D2}	C_{D3}
塊状物体	2.0	2.0	2.0
板状物体	2.0	1.2	1.2
棒状物体	2.0	0.7	0.7



塊状物体



板状物体



棒状物体

図-2-3-2.1 飛来物の見附面積

表-2-3-2.2 想定飛来物の選定結果

名称	長さ (m)	幅 (m)	高さ (m)	質量 (kg)	空力パラメータ (m ² /kg)	最大水平速度 (m/s)	運動エネルギー (kJ)	飛来物選定の考え方
カラーコーン	0.40	0.40	0.70	1.0	0.234960	45	2	配電盤に包絡される
スピーカー	0.60	0.60	0.60	3.6	0.198000	45	4	配電盤に包絡される
自転車	1.90	1.10	0.60	25	0.083688	41	21	配電盤に包絡される
看板	0.30	0.40	0.80	2.0	0.176880	44	2	配電盤に包絡される
消火器箱	0.20	0.30	0.70	28	0.009664	0	0	浮上しない
バリケード	1.20	0.05	0.40	20	0.006897	0	0	浮上しない
グレーチング	0.50	0.50	0.05	17	0.010871	0	0	浮上しない
マンホール蓋	0.60	0.60	0.05	78	0.003351	0	0	浮上しない
ベンチ	1.80	0.56	0.74	10	0.144239	44	10	配電盤に包絡される
空調室外機	0.30	0.25	0.80	60	0.005665	0	0	浮上しない
鋼製材	4.20	0.30	0.20	135	0.006453	0	0	浮上しない
コンクリート板	1.50	1.00	0.15	540	0.002108	0	0	浮上しない
配電盤	0.70	0.40	1.40	60	0.020020	33	32	設計飛来物に選定する
自動販売機	0.82	1.38	1.83	500	0.006808	0	0	浮上しない
トラック	5.00	1.90	1.30	4750	0.002566	0	0	浮上しない
クレーン車	12.00	6.30	4.99	102500	0.001075	0	0	浮上しない
乗用車 (ミニバン)	4.885	1.84	1.905	2110	0.006819	0	0	浮上しない

設計飛来物に選定した配電盤について、建家衝突時の影響を評価した結果を表-2-3-2.3 に示す。コンクリート構造物の水平方向の貫通限界厚さ及び水平方向の裏面剥離厚さはそれぞれ、修正 NDRC 式、Degen 式及び Chang 式を用いて計算した。また、鋼板部の貫通限界厚さは BRL 式を用いて計算した。なお、評価対象施設の中で最もコンクリート強度の値が小さい施設の値 (180 kg/cm²) を用いて、コンクリートの各種限界厚さを算出している (各評価対象施設のコンクリート強度を表-2-3-2.4 に示す)。

修正 NDRC 式 : x_c [m]

$$x_c = 0.23 \times \alpha_c \sqrt{4KWND \left(\frac{V}{1000D} \right)^{1.8}} \quad (\text{式}-2-3-2.2)$$

ここで、

- 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/m²)
- D : 飛来物直径 (m)
- V : 衝突速度 (m/s)
- N : 形状係数 0.72 (配電盤)
- α_c : 飛来物低減係数 1

である。

Degen 式 : t_p [m]

$$t_p = \alpha_p D \left\{ 2.2 \left(\frac{x_c}{\alpha_c D} \right) - 0.3 \left(\frac{x_c}{\alpha_c D} \right)^2 \right\} \quad (\text{式}-2-3-2.3)$$

ここで、

- t_p : 貫通限界厚さ (m)
- α_p : 飛来物低減係数 1

である。

Chang 式 : t_s [m]

$$t_s = 4.44 \times 1.84 \times \alpha_s \times \left\{ \frac{V_0}{V} \right\}^{0.13} \frac{(MV^2)^{0.4}}{(D/12)^{0.2} (144fc)^{0.4}} \quad (\text{式}-2-3-2.4)$$

ここで、

- 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)
- fc : コンクリート強度 (N/m²)
- α_s : 飛来物低減係数 1

である。

BRL 式 : T [m]

$$T^{3/2} = \frac{0.5MV^2}{1.4396 \times 10^9 K^2 D^{3/2}} \quad (\text{式}-2-3-2.5)$$

ここで、

T : 鋼板部の貫通限界厚さ(m)

M : 飛来物質量(kg)である。

表-2-3-2.3 設計飛来物の影響評価結果

	飛来距離*	飛散高さ*	最大水平速度*	コンクリート構造物の貫通限界厚さ(水平)**	コンクリート構造物の裏面剥離限界厚さ(水平)***	鋼板部の貫通限界厚さ(水平)****
	(m)	(m)	(m/s)	(mm)	(mm)	(mm)
配電盤	123	5	33	50	139	1.3

* TONBOS コードによる

** 修正 NDRC 式、Degen 式による

*** Chang 式による

****BRL 式による

設計飛来物の飛散高さを評価した結果、評価対象施設（排気筒を除く）の屋根に到達することはない。また、設計飛来物が評価対象施設へ水平方向に衝突する場合について、各種限界厚さと評価対象施設の壁厚と比較した結果を表-2-3-2.4 に示す。評価の結果、各評価対象施設に貫通及び裏面剥離が生じないことを確認した。

表-2-3-2.4 設計飛来物による貫通及び裏面剥離評価結果

	評価対象	部材厚さ (mm)	コンクリート強度 (kg/cm ²)	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	180	50	139	無	無
使用済燃料貯槽室	コンクリート壁	150	180	50	139	無	無
燃料管理施設	コンクリート壁	275	210	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	210	50	139	無	無
実験利用棟	コンクリート壁	200	210	50	139	無	無
原子炉制御棟	コンクリート壁	300	210	50	139	無	無
排気筒	コンクリート壁	295	180	50	139	無	無

以上より、設計飛来物による各評価対象施設への影響はない。

(2) 建家に作用する荷重の評価

建家に作用する風圧と気圧低下の複合荷重評価には、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に記載されている以下の評価式を用いた。

複合荷重 : W_{T1} [kN]

$$W_{T1} = W_p \quad (\text{式} - 2 - 3 - 2.6)$$

複合荷重 : W_{T2} [kN]

$$W_{T2} = W_W + 0.5W_p + W_M \quad (\text{式}-2-3-2.7)$$

排気筒に生じる n 層目の複合荷重 : W_{T2}^n [kN]

W_{T2}^n (n=1, 2, ..., 9) とすると、

$$(\text{n 層目の曲げモーメント}) = \sum_{k=n}^9 \{W_{T2}^k \times 5(k-n+1)\} \text{ [kN} \cdot \text{m]} \quad (\text{式}-2-3-2.8)$$

気圧差による荷重 : W_p [kN]

$$W_p = \Delta p_{max} A \quad (\text{式}-2-3-2.9)$$

最大気圧低下量 : Δp_{max} [hPa]

(想定風速及び「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」式 3-4 による)

$$\Delta p_{max} = 22 \quad (\text{式}-2-3-2.10)$$

風圧力による荷重 : W_W [kN]

(「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」式 4-1 による)

$$W_W = qGC A \quad (\text{式}-2-3-2.11)$$

速度圧 : q [kPa]

(「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」式 4-2 による)

$$q = \frac{1}{2} \rho V_D^2 \quad (\text{式}-2-3-2.12)$$

空気密度 : ρ [kg/m³]

(「建築物荷重指針・同解説 (2015)」^[6] 式 A6.1 による)

$$\rho = 1.22 \quad (\text{式}-2-3-2.13)$$

最大風速 : V_D [m/s]

$$V_D = 49 \quad (\text{式}-2-3-2.14)$$

風力係数 : C [-] (JNES-RE-2013-9009^[4]による)

$$C = 1.3 \quad (\text{式}-2-3-2.15)$$

飛来物による衝撃荷重 : W_M [kN]

$$W_M = mV_M^2 / L \quad (\text{式}-2-3-2.16)$$

ここで、

A : 施設の受圧面積 (設工認^{[7][8][9][10]}に記載されている各施設の短辺方向の長さ
に各層の高さを乗じて算出)

G : ガスト係数 1.0

m : 想定飛来物の質量 [kg]

V_M : 想定飛来物の衝突速度 [m/s]

L : 想定飛来物の最も短い辺の長さ [m]

n : 排気筒の層数

である。

想定される飛来物及びその衝突速度については、設計飛来物である配電盤 (衝撃荷重 155kN) を複合荷重の評価に用いた。

なお、衝撃荷重については、式-2-3-2.16 を用いて計算し、衝突による影響が大きくなる向きで衝突することを考慮した。設計飛来物である配電盤は飛散高さが 5m であるが、各施設における評価においては全ての階層に衝突するものとして評価した。また、複合荷重は施設の弱軸方向に作用させることとした。

式-2-3-2.6 及び式-2-3-2.7 により算出された複合荷重と評価対象施設（原子炉建家屋根及び排気筒を除く。）の保有水平耐力^{[7] [8] [9] [10]}の比較を表-2-3-2.5 に示す。いずれの高さについても複合荷重は建家の保有水平耐力を大きく下回っている。

原子炉建家屋根については、解析モデルとして3次元FEM（有限要素法）モデルを使用し、応力解析には汎用構造解析コード「iGen(MIDAS Information Technology Co., Ltd)」を用いている。上式により算出された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。屋根を構成する部材のうち最も評価が厳しくなる評価結果を表-2-3-2.6 に示す。表-2-3-2.6 の結果より、部材検定比が1を超えないことを確認した。排気筒については、式-2-3-2.8 により算出された複合荷重により生じる曲げモーメントと排気筒の持つ終局曲げモーメント^[8]の比較を表-2-3-2.7 に示す。いずれの高さについても複合荷重により生じる曲げモーメントは排気筒の終局曲げモーメントを大きく下回っている。

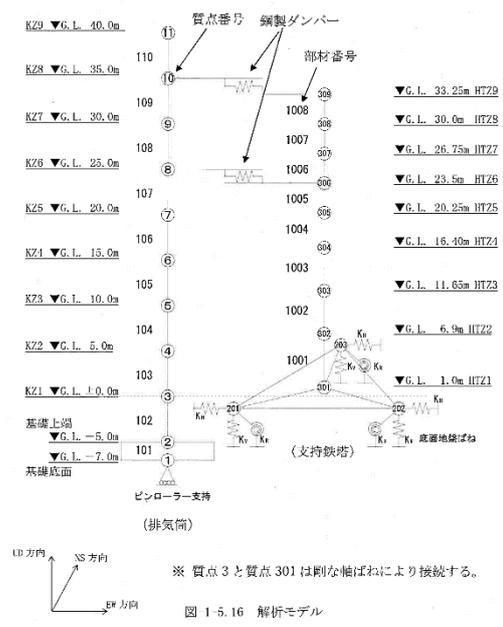
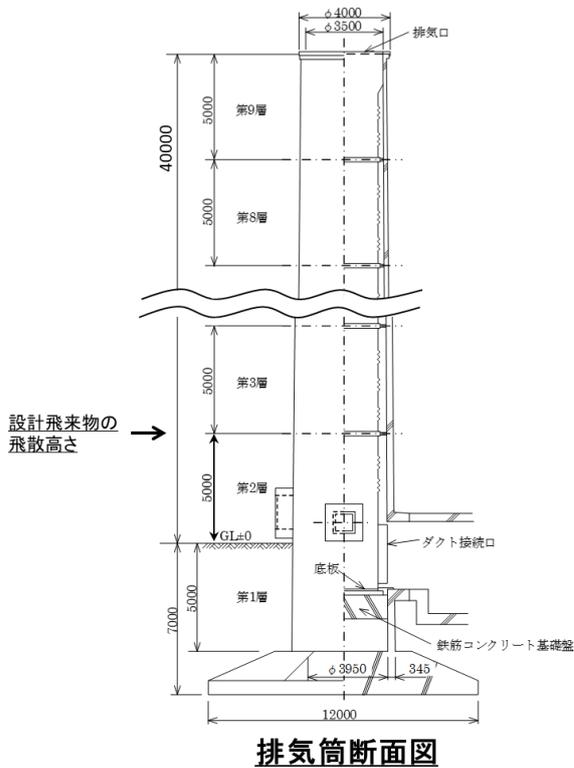
なお、終局曲げモーメントについては、「JRR-3 の変更に係る設計及び工事の方法の許可申請書(その3)」^[8] 添 1-5-23 に記載されている表-1-5.12 排気筒曲げのスケルトンカーブ(M-φ関係)より引用している。

(参考) 排気筒 曲げのスケルトンカーブ (M-φ関係) ^[8]

部材番号*	M ₁ (×10 ³ kN・m)	φ ₁ (×10 ⁻³ m ⁻¹)	M ₂ (×10 ³ kN・m)	φ ₂ (×10 ⁻³ m ⁻¹)	M ₃ (×10 ³ kN・m)	φ ₃ (×10 ⁻³ m ⁻¹)	備考
110	2.34	0.0428	2.92	0.400	4.17	16.21	地上
109	3.08	0.0451	3.46	0.392	4.78	15.40	
108	3.98	0.0458	5.43	0.393	7.49	13.59	
107	5.10	0.0468	6.62	0.385	8.90	13.24	
106	6.03	0.0471	9.38	0.386	12.87	11.60	
105	7.05	0.0474	11.98	0.384	16.58	8.43	
104	8.14	0.0476	14.32	0.380	19.82	7.67	
103	9.35	0.0478	16.71	0.375	23.09	7.10	
102	10.89	0.0484	20.55	0.373	28.43	6.36	地下

* 部材番号 101 は線形とする。

上表において、M₁は第一折点の曲げモーメント、M₂は第二折点の曲げモーメント、M₃は終局曲げモーメント、φ₁は第一折点の曲率、φ₂は第二折点の曲率、φ₃は終局点の曲率を表す。



排気筒解析モデル図 (設工認その3 [8] より抜粋)

参考図 排気筒の各層と部材番号対応図

表-2-3-2.5 複合荷重と各施設の保有水平耐力の比較

	方向	層	壁高さ (m)	受圧面積 [7][8][9][10] (m ²)	保有水平耐力 [7][8][9][10] (kN)	風圧力による荷重 (kN)	気圧差による荷重 (kN)	飛来物による衝撃荷重 (kN)	複合荷重 W _{T1} (kN)	複合荷重 W _{T2} (kN)
原子炉建家	NS*	5	4.0	130	63,684	247	275	155	275	539
		4	4.0	130	82,719	494	549	155	549	923
		3	4.5	146	74,138	772	858	155	858	1,355
		2	4.5	146	63,027	1,049	1,166	155	1,166	1,787
		1	4.8	156	47,288	1,345	1,495	155	1,495	2,248
使用済燃料貯槽室	NS*	3	3.8	91	4,151.2	172	191	155	191	423
		2	4.9	117	7,171.5	394	438	155	438	768
		1	5.0	120	9,085.5	622	692	155	692	1,123
燃料管理施設	NS*	3	4.0	90	6,617.7	170	189	155	189	420
		2	5.3	119	10,073.1	395	439	155	439	770
		1	5.0	112	13,107.7	608	675	155	675	1,100
使用済燃料貯蔵施設	EW*	2	7.0	242	16,953.6	461	512	155	512	872
		1	6.9	239	24,454.7	915	1,017	155	1,017	1,578
実験利用棟	NS*	4	1.3	76	25,893.6	145	161	155	161	380
		3	3.4	199	34,901	522	580	155	580	967
		2	5.3	309	52,443	1,111	1,234	155	1,234	1,882
		1	5.6	327	110,938	1,732	1,925	155	1,925	2,850
原子炉制御棟	NS*	2	5.9	117	18,119.5	223	248	155	248	502
		1	4.2	83	32,424.7	381	424	155	424	748

* 短辺方向が弱軸であるため。

表-2-3-2.6 原子炉建家屋根の部材検定比と複合荷重

	方向	層	風圧力による荷重 (kN/m ²)	気圧差による荷重 (kN/m ²)	飛来物による 衝撃荷重 (kN/m ²)	複合荷重 W _{T1} (kN/m ²)	複合荷重 W _{T2} (kN/m ²)	部材検定比
原子炉建家	NS・EW	屋根(上面)	-1.046~0.586	2.200	0	2.200	0.054~1.686	0.67
原子炉建家	NS・EW	屋根(側面)	1.904	2.200	0	2.200	3.004	0.71

表-2-3-2.7 排気筒の終局曲げモーメント^[8]と複合荷重による曲げモーメントの比較

	方向	層	壁高さ (m)	受圧面積 *** ^[8] (m ²)	終局曲げ モーメント ^[8] (kN・m)	風圧力による荷重 (kN)	気圧差による荷重 (kN)	飛来物による 衝撃荷重 (kN)	複合荷重 (kN)	複合荷重 (kN)	複合荷重による 曲げモーメント (kN・m)
排気筒**	NS・EW	9	5.0	23.2	4,170	45	50	—	50	70	344
		8	5.0	23.2	4,780	45	50	—	50	70	1,031
		7	5.0	23.2	7,490	45	50	—	50	70	2,062
		6	5.0	23.2	8,900	45	50	—	50	70	3,437
		5	5.0	23.2	12,870	45	50	—	50	70	5,155
		4	5.0	23.2	16,580	45	50	—	50	70	7,216
		3	5.0	23.2	19,820	45	50	155	50	225	10,397
		2	5.0	23.2	23,090	45	50	—	50	70	13,921
		1	5.0	23.2	28,430	45	50	—	50	70	17,788

** 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は飛散高さ(5m)に相当する層にのみ作用させる。

*** 保守的に地上1層目(GL±0)の外径を全ての層に用いて算出している。

7. 評価結果

本評価で想定する最大風速 49m/s により生じる複合荷重によって各評価対象施設の構造健全性が損なわれないことから、藤田スケール F1 の竜巻は JRR-3 原子炉施設の安全機能に有意な影響を及ぼすことが無いことを確認した。

参考文献

- [1] 原子力規制委員会, 「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」, 平成 26 年 9 月
- [2] 気象庁, 「竜巻等の突風データベースホームページ」
<<http://www.data.jma.go.jp/obd/stats/data/bosai/tornado/list/40.html>>
(平成 29 年 6 月アクセス)
- [3] 電力中央研究所報告, 「竜巻による物体の浮上・飛来解析コード TONBOS の開発 (N14002)」, 平成 26 年 6 月
- [4] 独立行政法人原子力安全基盤機構, 「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド (案) 及び解説」, 平成 25 年 10 月
- [5] 東京工芸大学, 「竜巻による原子力施設への影響に関する調査研究」, 平成 23 年 2 月
- [6] 日本建築学会, 「建築物荷重指針・同解説 (2015)」, 平成 27 年 2 月
- [7] 「JRR-3 の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書(その 2)」(平成 31 年 4 月 24 日原規規発第 1904243 号をもって認可)
- [8] 「JRR-3 の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書(その 3)」(平成 31 年 3 月 14 日原規規発第 1903142 号をもって認可)
- [9] 「JRR-3 の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書(その 4)」(平成 31 年 4 月 5 日原規規発第 1904051 号をもって認可)
- [10] 「JRR-3 の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書(その 5)」(平成 31 年 3 月 14 日原規規発第 1903143 号をもって認可)

