

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）

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

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

令 0 2 原機 (科 研) 0 0 3

令 和 2 年 5 月 2 8 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 1 3）

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

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について認可を受けた
いので、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第27条第1項の規定に基づ
き、下記のとおり申請いたします。

記

1. 名称及び住所並びに代表者の氏名

名 称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
住 所	茨城県那珂郡東海村大字舟石川 765 番地 1
代表者の氏名	理事長 児玉 敏雄

2. 変更に係る事業所の名称及び所在地

名 称	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
所 在 地	茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地 4

3. 変更に係る原子炉施設の区分並びに設計及び工事の方法

区 分	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 その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備
設計及び工事 の方法	別紙のとおり

4. 工事工程表

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。

5. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

「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。

6. 変更理由

平成 24 年 6 月の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の改正並びに関連規則等の改正を踏まえ、設備の見直しを行う。

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 試験検査項目及び方法	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。

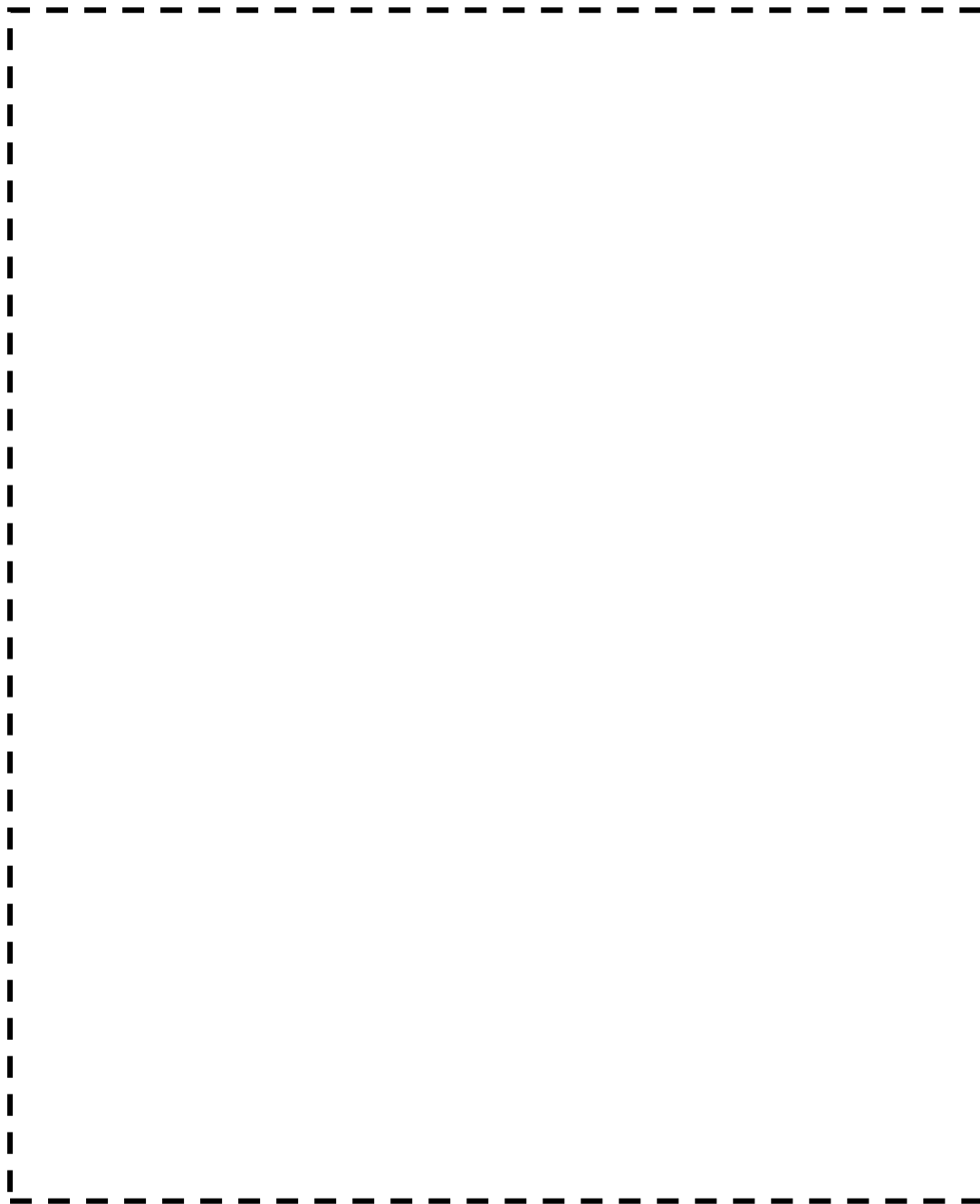


図-1.1 原子炉制御棟の配置図及び申請範囲

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

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。

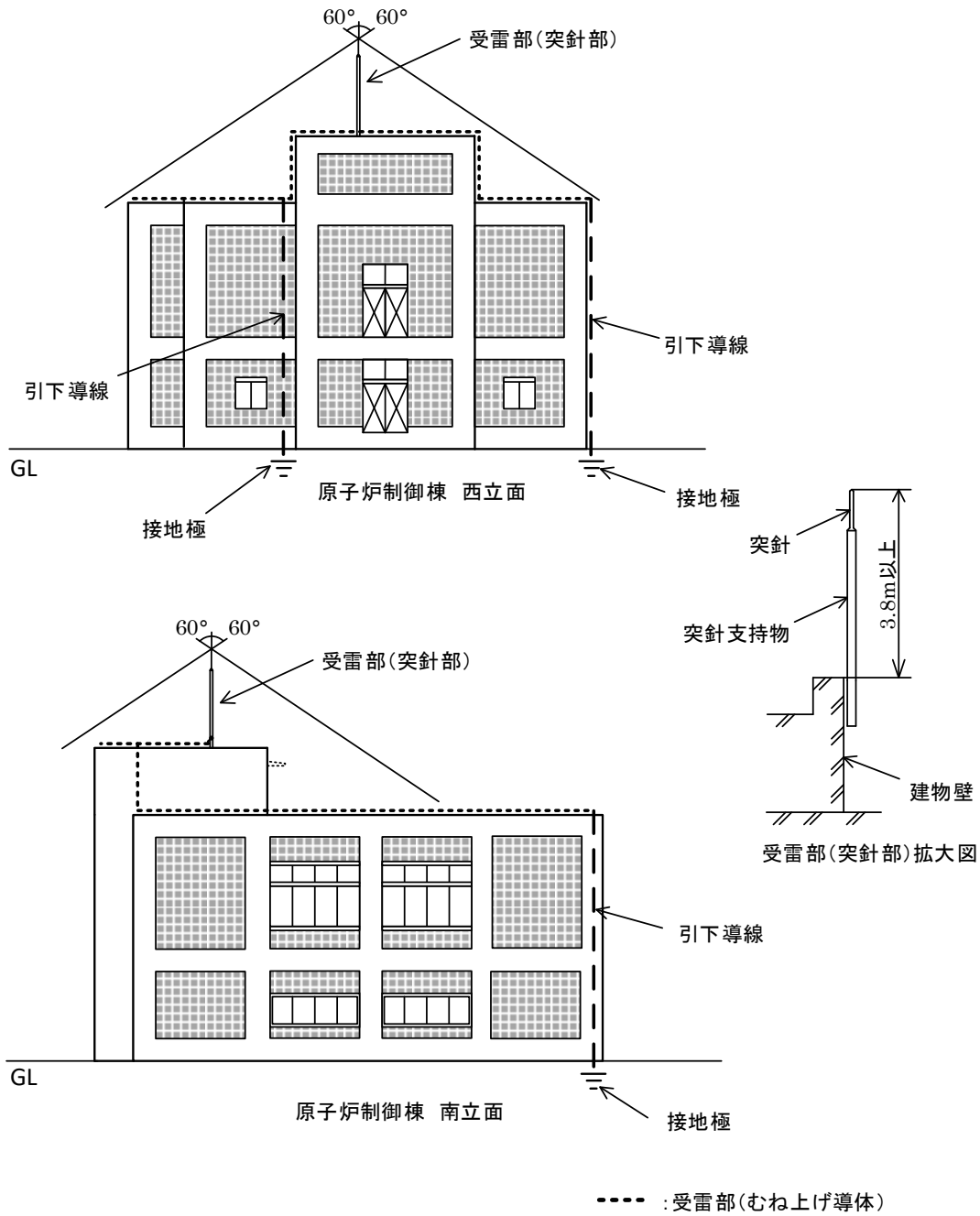


図-1.2 原子炉制御棟立面図

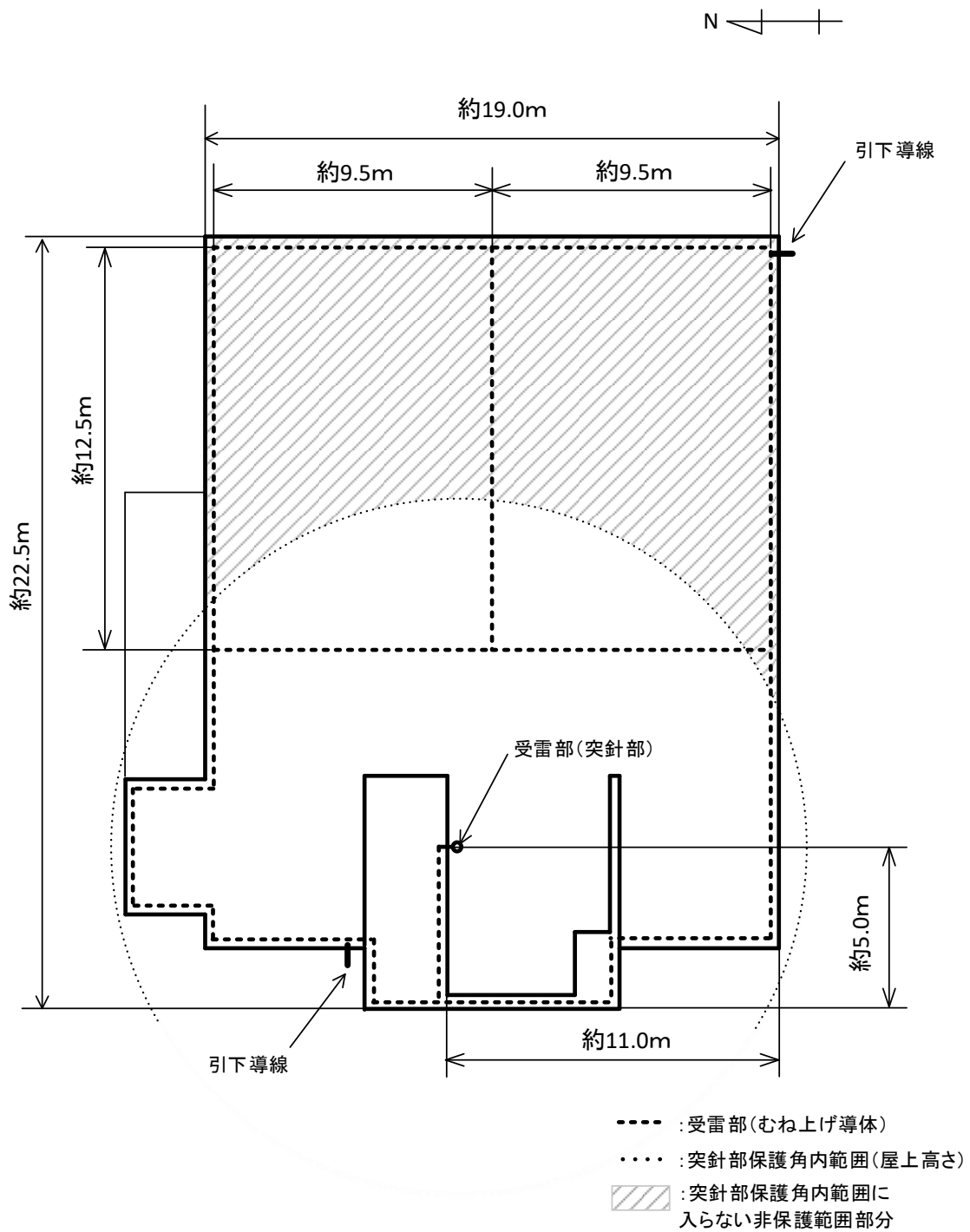


図-1.3 原子炉制御棟平面図

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請に係る設備は既設であるため、工事を伴うものではない。

4.2 試験検査項目及び方法

試験・検査は、次の項目について実施する。

(1) 外観検査

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

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

(2) 寸法検査

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

b. 突針部（突針及び支持物有効長）の長さを測定する。

c. 被保護物の外周に沿って測った引下導線の間隔を測定する。

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

b. 突針部（突針及び支持物有効長）の長さが3.8m以上であること。

c. 被保護物の外周に沿って測った引下導線の間隔が50m以内であること。

(3) 性能検査

方 法 : 接地極の単独接地抵抗を測定により確認し、得られた単独設置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。

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 試験検査項目及び方法	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

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。	

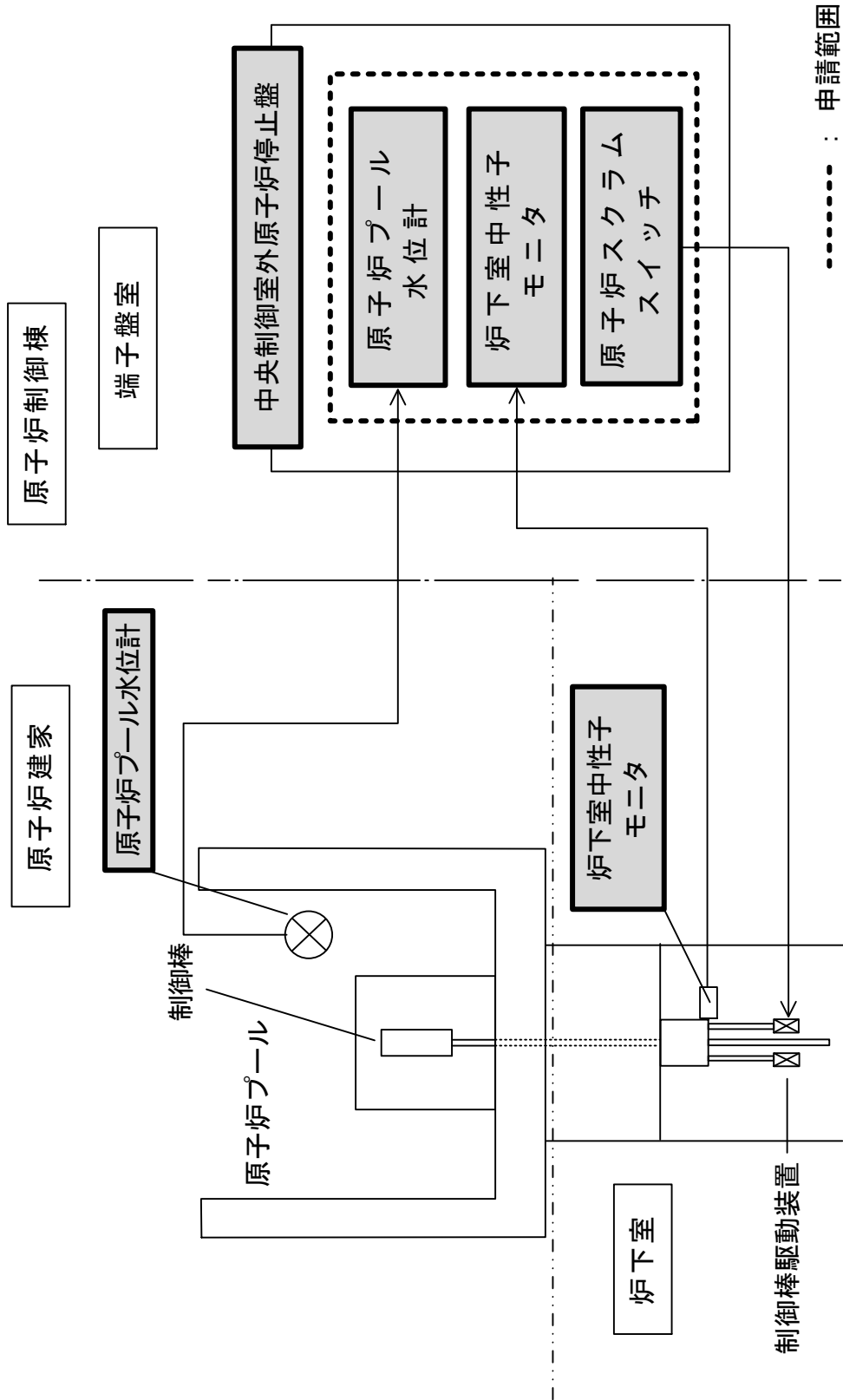


図-2.1 中央制御室外原子炉停止盤説明図

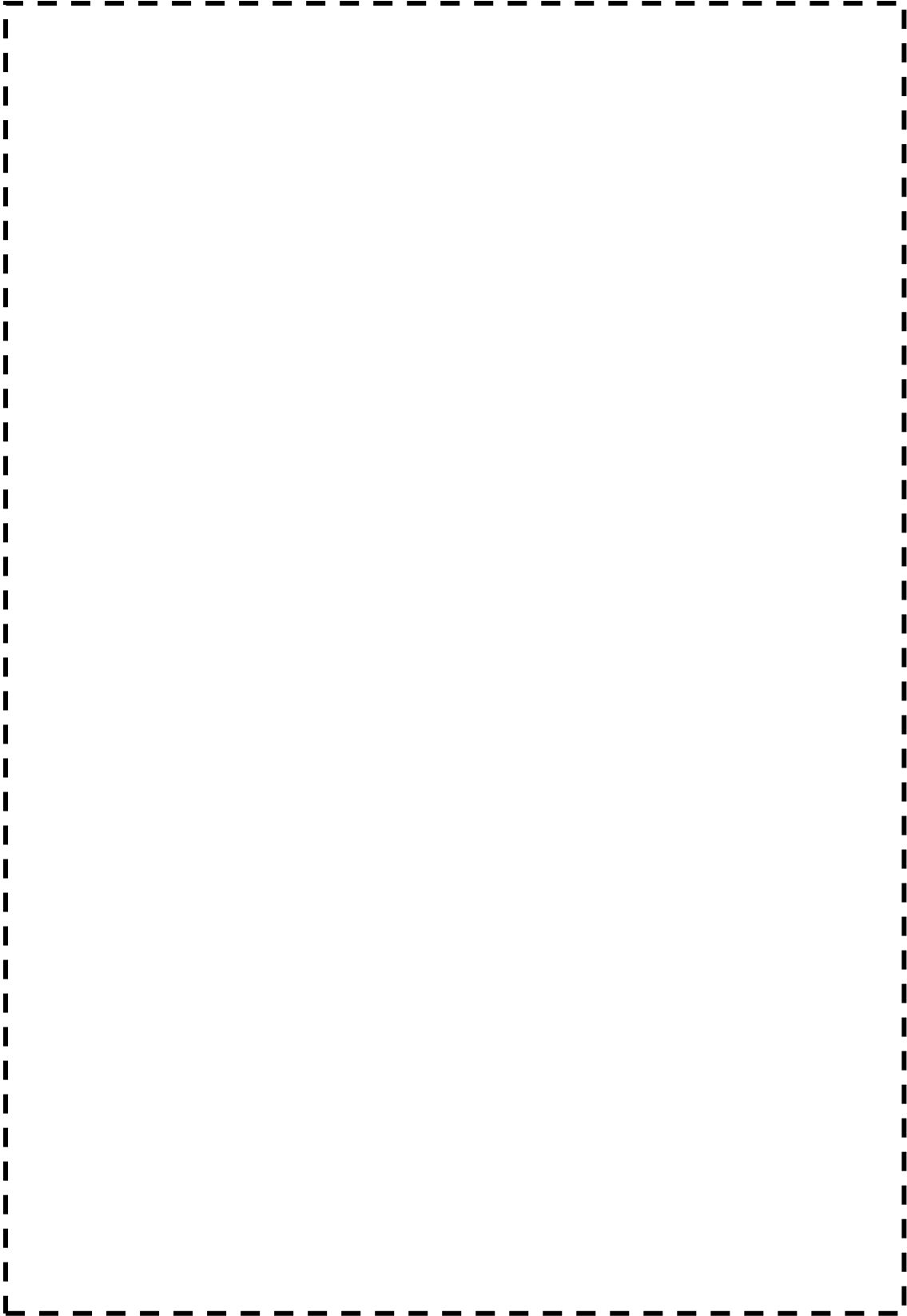
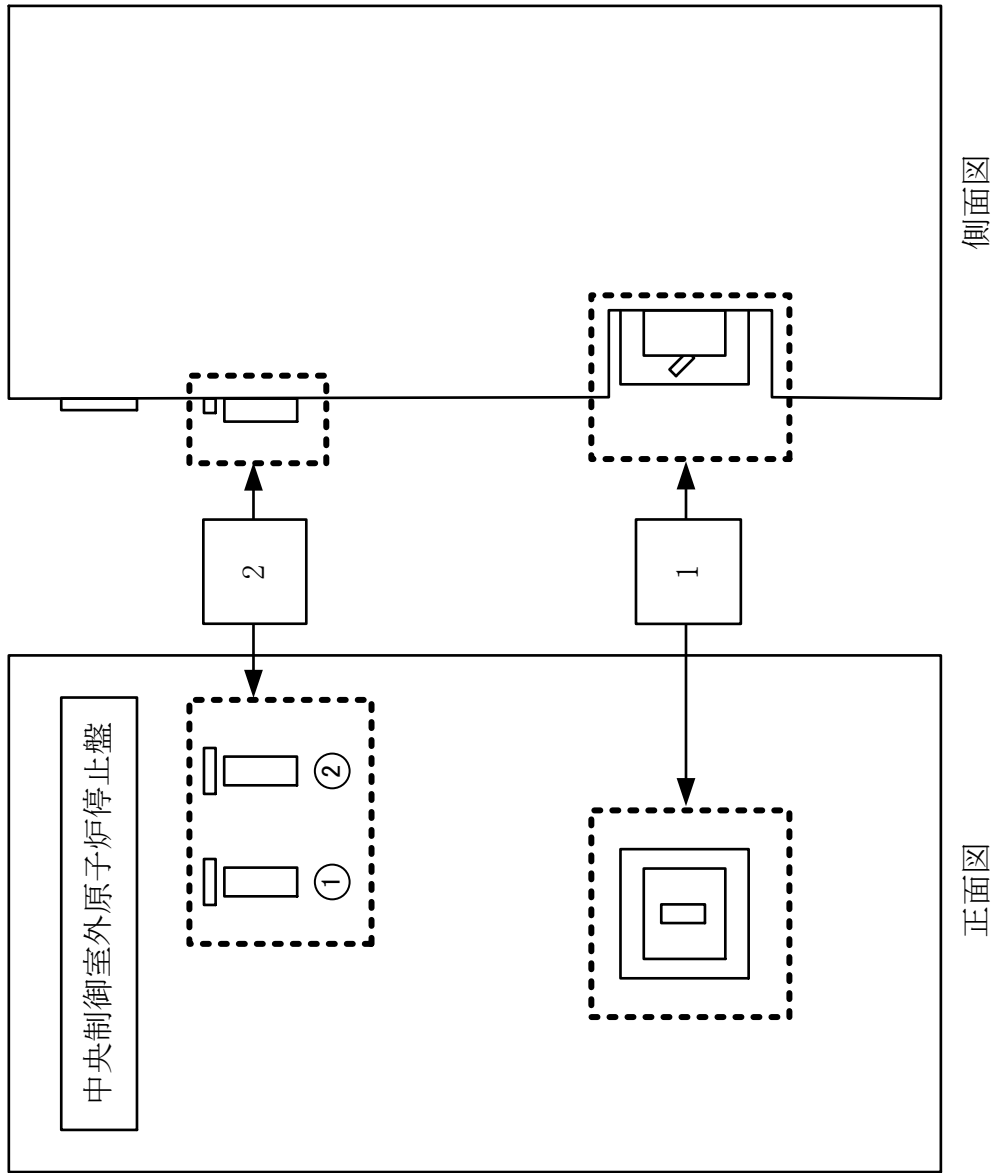


図-2.2 中央制御室外原子炉停止盤の配置



中央制御室外原子炉停止盤

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。

4.2 試験検査項目及び方法

試験・検査は、次の項目について実施する。

(1) 外観検査

方法：中央制御室外原子炉停止盤について、目視により外観を確認する。

判定：中央制御室外原子炉停止盤について、機能上有害な傷等の異常がないこと。

(2) 性能検査

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

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

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

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

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

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

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 3-1
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 試験検査項目及び方法	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。

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

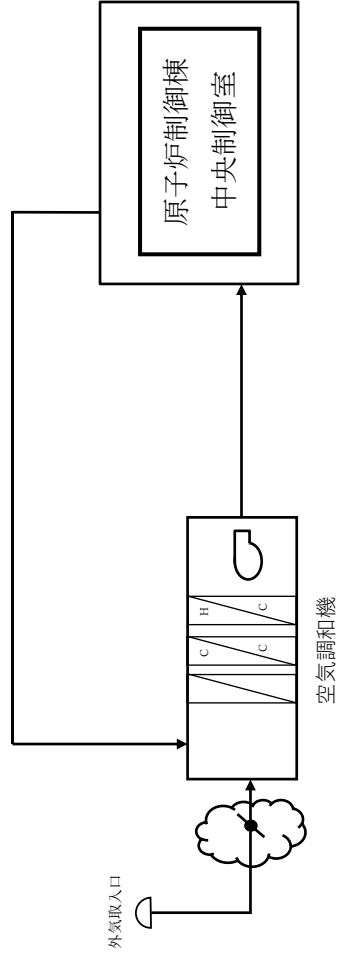
外部火災時のばい煙に対して、外部から中央制御室への進入を防止できること。

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-3.1に、ダンパの構造図を図-3.2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-3.1、図-3.2
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
	風量調整ダクト
	Preフィルタ
	冷水コイル
	加熱コイル
	送風機



申請範囲

図-3.1 原子炉制御棟換気空調設備系統図及び申請範囲

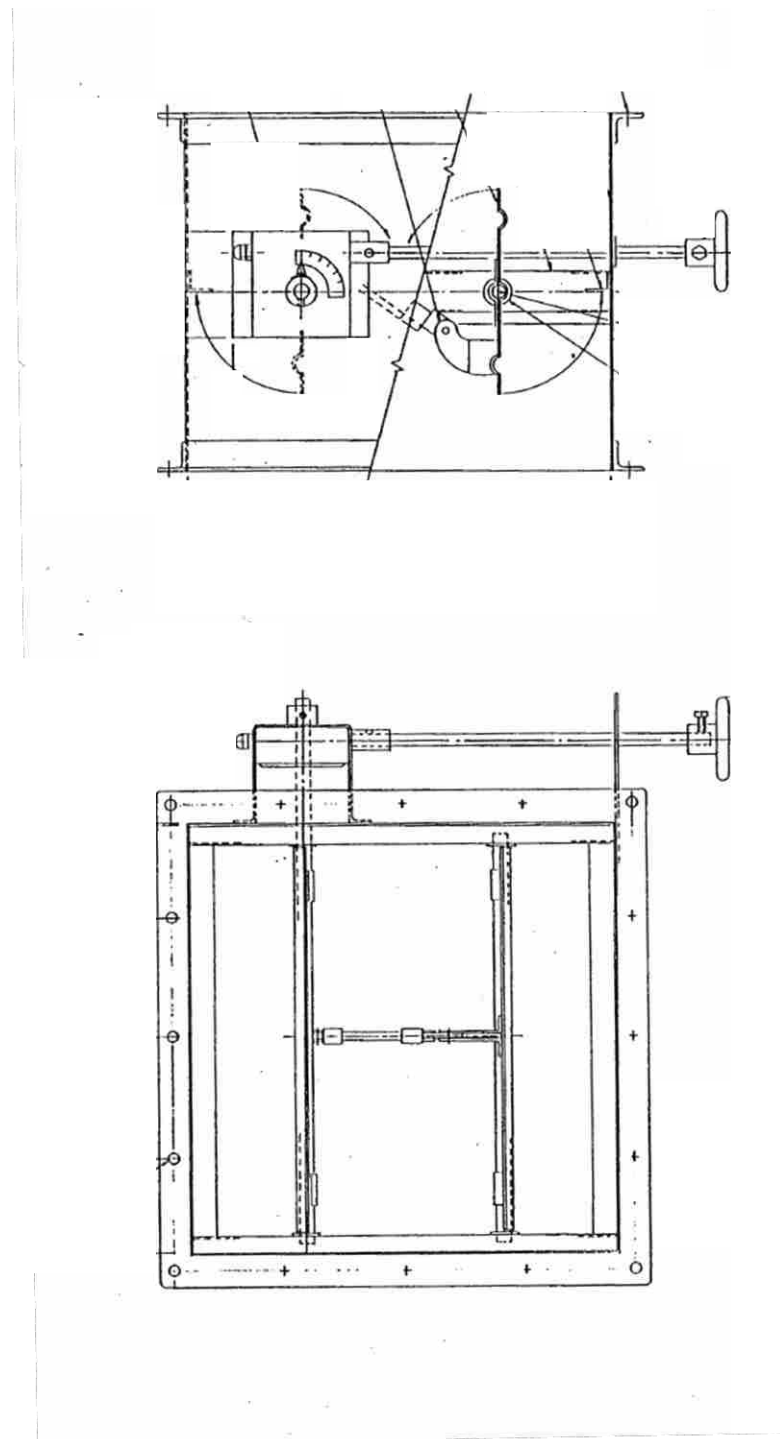


図-3.2 原子炉制御棟換気空調設備ダンパ構造図

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請に係る設備は既設であるため、工事を伴うものではない。

4.2 試験検査項目及び方法

試験・検査は、次の項目について実施する。

(1) 作動検査

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

判定：ダンパが正常に閉止すること。

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 試験検査項目及び方法	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。

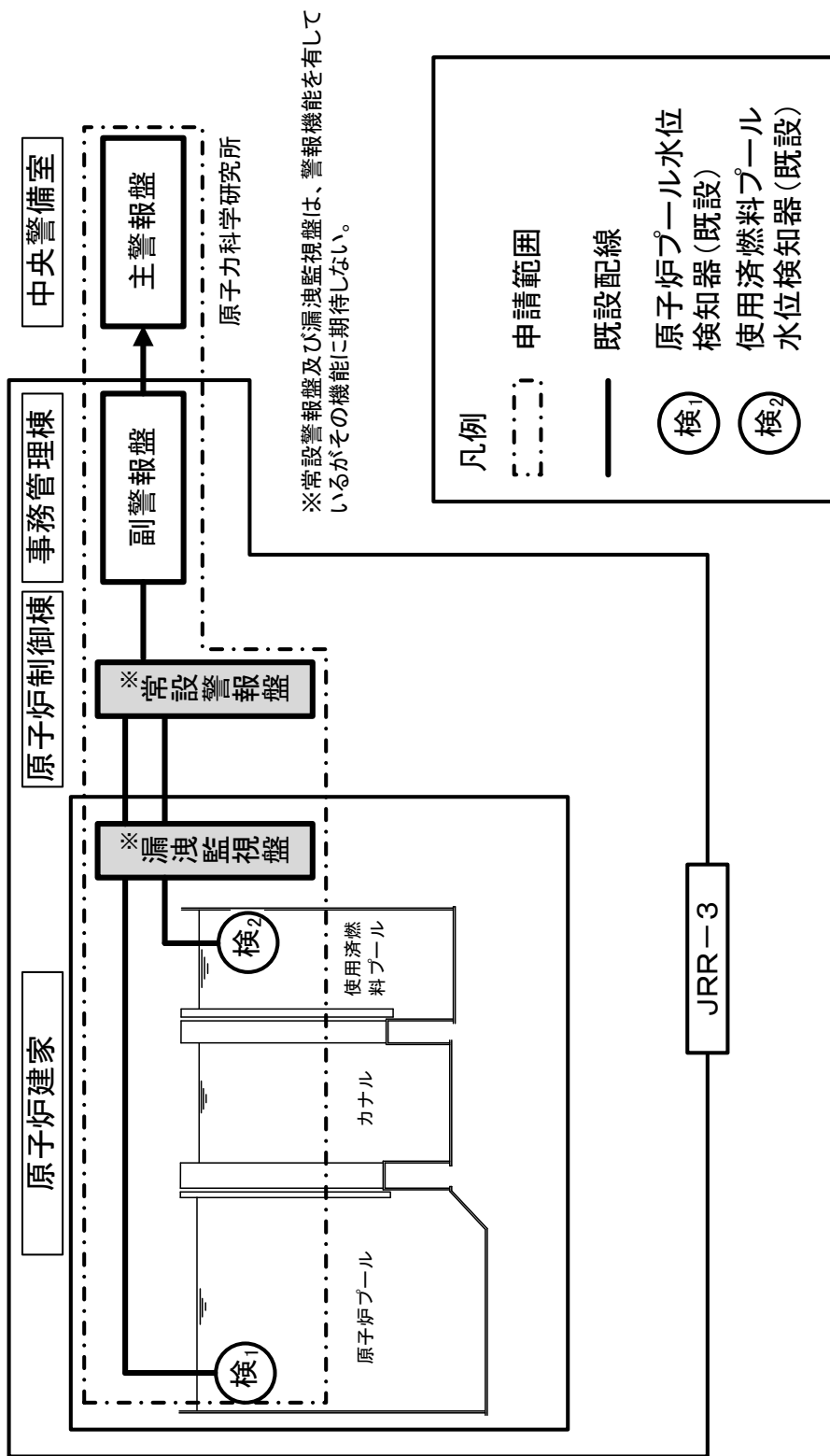


図-4.1 原子炉プール及び使用済燃料プール水位警報設備系統図及び申請範囲

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請に係る設備は既設であるため、工事を伴うものではない。

4.2 試験検査項目及び方法

試験・検査は、次の項目について実施する。

作動検査

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

ロ．使用済燃料プール水位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：イ．入力した模擬信号の入力値が原子炉プール水位-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。

ロ．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。

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	試験検査項目及び方法	本 5-4

1. 構成及び申請範囲

その他試験研究炉用等原子炉の附属施設は、次の各構造及び設備から構成される。

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

今回申請する範囲は、その他試験研究炉用等原子炉の附属施設の(4) その他の主要な事項について、外部消火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

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、消火活動が出来るものであること。・ 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。

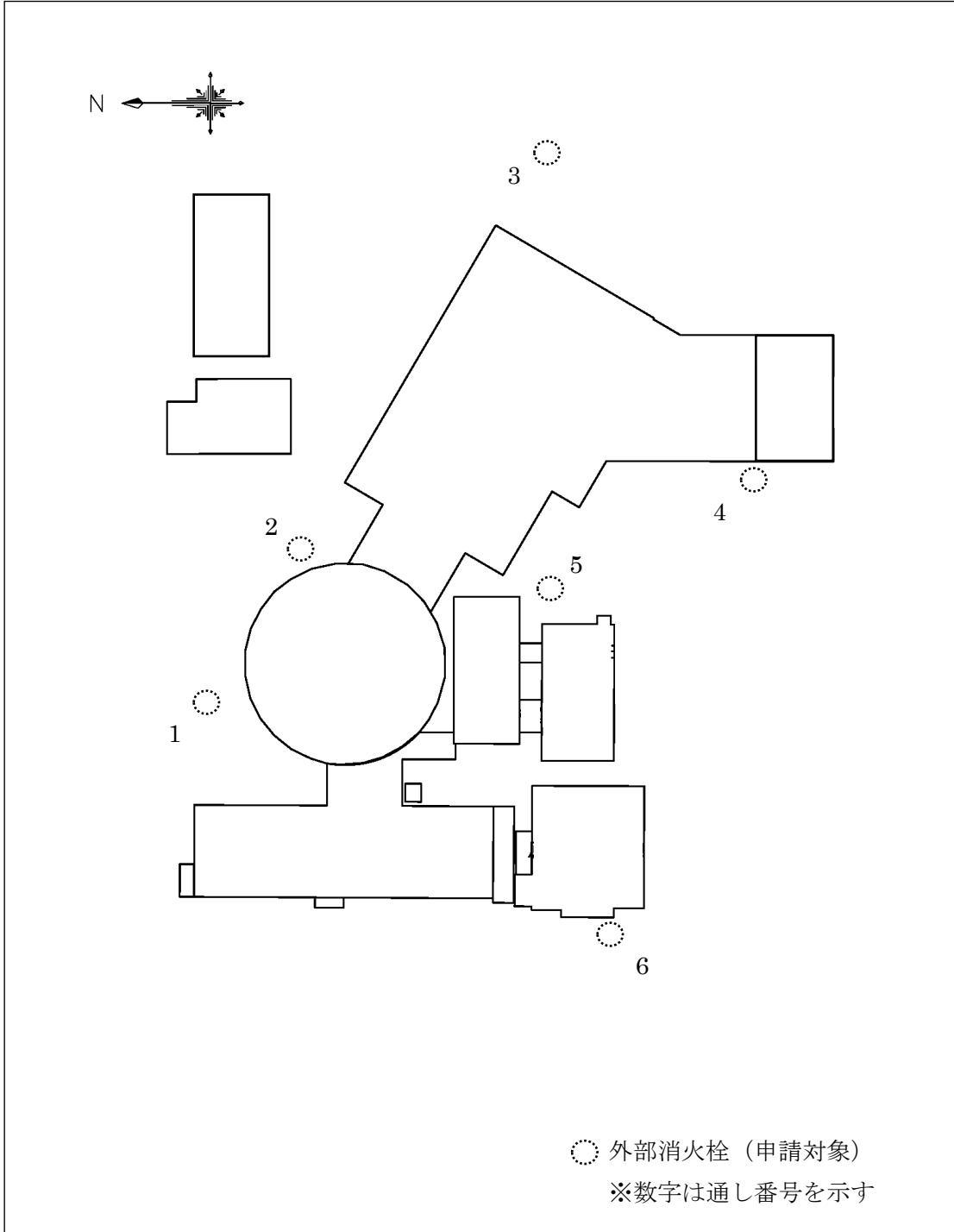


図 5-1 外部消火栓の配置図

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請に係る設備は既設であるため、工事を伴うものではない。

4.2 試験検査項目及び方法

試験・検査は、次の項目について実施する。

(1) 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。

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 評価条件	本 6-11
3.4 評価結果	本 6-14
4. 工事の方法	本 6-20
4.1 工事の方法及び手順	本 6-20

1. 構成及び申請範囲

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

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

本申請に係る設計条件は、以下のとおりである。

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	設置場所
過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置	原子炉建家（地階）
炉心の形成	炉心構造物	原子炉建家 （原子炉プール内）
	燃料要素	
炉心の冷却	冠水維持設備（サイフォンブレイク弁を含む。）	原子炉建家 （原子炉プール内）
	1次冷却系設備	原子炉建家 （地階、原子炉プール内）
炉心の保護	原子炉プールコンクリート躯体	原子炉建家（1階）
重水を内蔵する機能	重水タンク、重水冷却系設備	原子炉建家 （地階、原子炉プール内）
放射性物質の貯蔵機能	使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む。）	原子炉建家（1階）
原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構	原子炉建家（1階、地階）
未臨界維持	制御棒	原子炉建家（1階）
工学的安全施設及び原子炉停止系統への作動信号の発生	安全保護回路（停止系及び工学安全施設）	原子炉建家（1階、地階） 原子炉制御棟 （中央制御室）
原子炉停止後の除熱	1次冷却材補助ポンプ	原子炉建家（地階）
安全上特に重要な関連施設	非常用電源系	原子炉制御棟（地階）
計測・制御（安全保護機能を除く。）	中性子計装設備*、プロセス計装設備*	原子炉建家（1階、地階） 原子炉制御棟 （中央制御室）

*：崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

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 （地階～1階）
	重水	重水保管タンク	使用済燃料貯槽室 （地階）
燃料管理施設	使用済燃料貯槽のプール水	使用済燃料貯槽No. 2 オーバーフロー水受槽No. 2	燃料管理施設 （地階～1階）
	1次冷却材	軽水貯留タンクNo. 1	燃料管理施設（地階）
実験利用棟	液体廃棄物	廃液貯槽	実験利用棟（地階）
	原子炉プール水、使用済燃料プール水	廃樹脂貯留設備	実験利用棟（1階）
使用済燃料貯蔵施設（北地区）	建家内で発生する各種排水	廃液貯槽タンク	使用済燃料貯蔵施設（北地区）（地階）

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、制御棒駆動機構管外駆動部、制御棒駆動機構案内管	制御棒駆動機構管内駆動部は制御棒駆動機構案内管内の水中に保持されている。 制御棒駆動機構案内管は原子炉建家地下に設置されており、主要材料はステンレス鋼である。 制御棒駆動機構管外駆動部は原子炉建家地下に設置されている。
炉心構造物	燃料要素、照射筒、ベリリウム反射体、制御棒、制御棒案内管、格子板、格子板支持胴、プレナム、重水タンク	原子炉プール水中に設置されている。
燃料要素	標準型燃料要素、フォロワ型燃料要素	原子炉プール水中に設置されている。
冠水維持設備（サイフォンブレイク弁を含む。）	原子炉プールコンクリート躯体（ライニングを含む）、原子炉プール貫通部シール構造、サイフォンブレイク弁	原子炉建家1階に設置されており、地震による損傷等で原子炉プール水が漏えいすることがないように、耐震Sクラスで設計されている。
1次冷却系設備	1次冷却材主ポンプ、熱交換器、 ¹⁶ N減衰タンク、配管	原子炉建家地階に設置されている。 溢水発生時において護るべき機能は1次冷却材の保持である。
原子炉プールコンクリート躯体	原子炉プールコンクリート躯体	原子炉建家1階に設置されており、地震による損傷等で原子炉プール水が漏えいすることがないように、耐震Sクラスで設計されている。
重水タンク、重水冷却系設備	重水タンク、重水ポンプ、重水溢流タンク、熱交換器、配管	重水タンクは原子炉プール水中に設置されている。 重水冷却系設備は原子炉建家地階に設置されている。 溢水発生時において護るべき機能は重水の保持である。

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。
制御棒、スクラム機構	中性子吸収体、フォロー型燃料要素、制御棒駆動機構管内駆動部、制御棒案内管、制御棒駆動機構案内管	中性子吸収体、フォロー型燃料要素、制御棒駆動機構管内駆動部及び制御棒案内管は原子炉プール水中に設置されている。制御棒駆動機構案内管は原子炉建家地下に設置されており、主要材料はステンレス鋼である。
制御棒	中性子吸収体、フォロー型燃料要素、制御棒駆動機構管内駆動部	原子炉プール水中に設置されている。
安全保護回路（停止系及び工学安全施設）	安全保護系プロセス計装設備、工学的安全施設作動回路	制御盤は原子炉制御棟中央制御室に設置されている。
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。

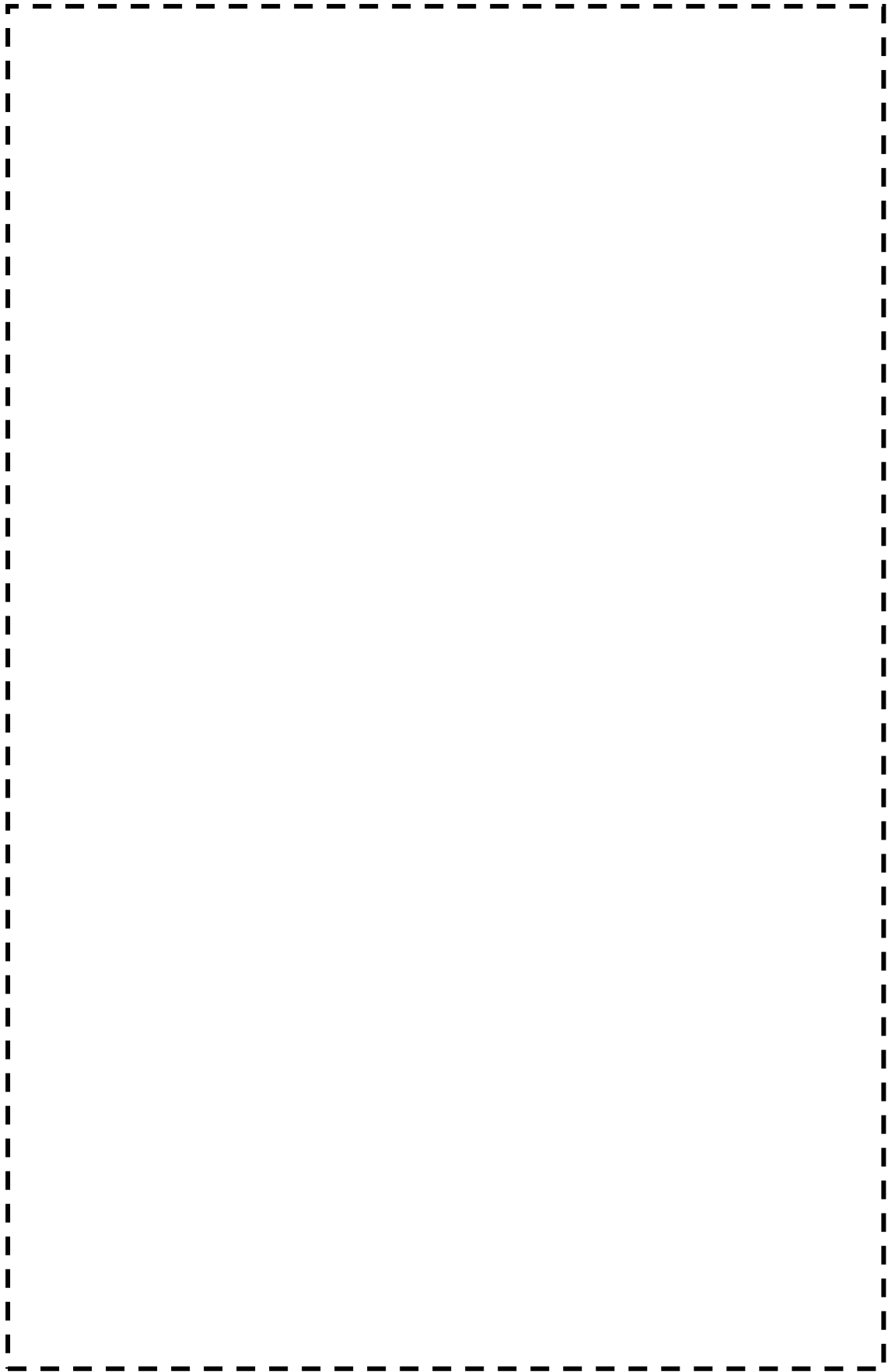


図-6.2 想定される溢水源の建家断面図

3.3 評価条件

1) 内部溢水による安全機能喪失の防止

(a) 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基準地震動 S_s の発生を想定する。基準地震動により耐震 B クラスの設備機器の機能喪失を仮定すると、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耐震 B クラス以下の設備機器の破損により生じる溢水及び建家内のプールのスロッシングにより生じる溢水が、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、評価に当たっては防護対象設備自身の故障は考慮しない。

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）

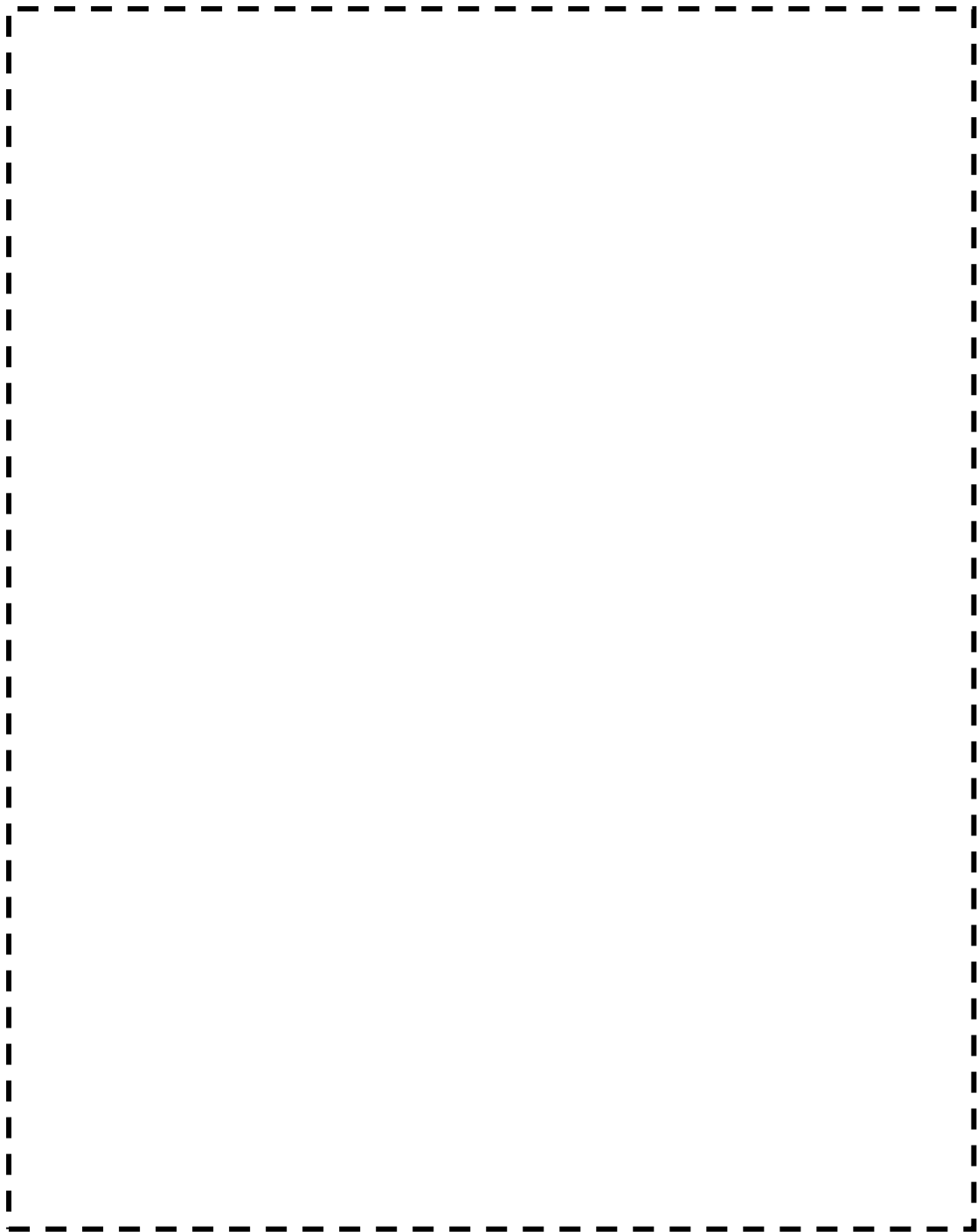


図-6.3 防護対象設備の周辺の主な溢水源

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。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 評価結果

1) 内部溢水による安全機能喪失の防止の評価結果

(a) 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、燃料が露出することなく冠水状態を維持することができる。なお、この評価に耐震 B クラス以下の設備機器の破損による溢水の発生を掛け合わせたとしても、サイフォンブレイク弁等の機能により冠水維持機能を維持することができる。なお、サイフォンブレイク弁が設置されているカナルのスロッシングによる最大波高を評価すると、2.59m となり、スロッシングによって被水してしまうが、サイフォンブレイク弁は電磁弁となっており、被水等による故障時にはフェールセーフ機能により開動作する。よってサイフォンブレイク弁がスロッシングによって被水してしまったとしても、安全機能を損なうことはない。

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

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

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影響

安全機能	構築物、系統及び機器	被水による影響
炉心の形成	炉心構造物	・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	・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。
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。)	・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。
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	

(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、「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（平成31年4月22日付け31原機（科研）003、令和元年11月18日付け令01原機（科研）015及び令和2年1月17日付け令01原機（科研）026をもって一部補正）し、令和2年1月22日原規規発第2001221号をもって認可）及び「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（令和元年10月23日付け令01原機（科研）013をもって一部補正）し、令和元年11月14日原規規発第1911143号をもって認可）にて認可を受けており、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「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）」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。 ・制御棒駆動装置はフェールセーフであるため、溢水の影響により損傷したとしても原子炉の停止機能は維持される。
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	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。
	燃料要素		
炉心の冷却	冠水維持設備 (サイフォンブ レーク弁を含 む。)	原子炉プール水	<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。 ・サイフォンブレーク弁は、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。

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)	—	・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。
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。
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。
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。

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に流入するため、放射性物質を含む液体が管理区域外に漏えいすることはない。
使用済燃料プール水による溢水	82.0 m 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

本申請に係る設備は既設であるため、工事を伴うものではない。

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 7-6
3.4 評価結果	本 7-6
4. 工事の方法	本 7-11
4.1 工事の方法及び手順	本 7-11
4.2 試験検査項目及び方法	本 7-11

1. 構成及び申請範囲

試験研究炉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、試験研究炉用等原子炉施設の一般構造の(3) その他の主要な構造について、内部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)

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。

表-7.1 内部火災に対する防護対象設備

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

*：崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

3.2 設計仕様

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

名称	主要な構成設備	主要な構造等
制御棒 駆動装置	制御棒駆動機構管内駆動部、制御棒駆動機構管外駆動部、制御棒駆動機構案内管	制御棒駆動機構管内駆動部は原子炉プール水中に設置されている。制御棒駆動機構案内管は原子炉建家地下に設置されており、不燃材により構成されている。
炉心構造物	燃料要素、照射筒、ベリリウム反射体、制御棒案内管、格子板、格子板支持胴、プレナム等	原子炉プール水中に設置されている。
燃料要素	標準型燃料要素、フォロワ型燃料要素	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 レーク弁を除く。)	原子炉プール躯体（ライニングを含む）、下部遮蔽体、前部水封用止板、1次冷却系配管（原子炉プール内）	原子炉建家1階に設置されており、いずれも不燃材により構成されている。
1次冷却系設備	1次冷却材主ポンプ、1次冷却材補助ポンプ、熱交換器、 ¹⁶ N減衰タンク、配管	原子炉建家地階に設置されており、各機器の主要材料には不燃材を用いている。
原子炉プール コンクリート躯体	原子炉プールコンクリート躯体	原子炉建家1階に設置されており、不燃材により構成されている。
重水タンク、 重水冷却系設備	重水タンク、重水ポンプ、重水溢流タンク、熱交換器、配管	重水タンクは原子炉プール水中に設置されている。重水冷却系設備は原子炉建家地階に設置されており、各機器の主要材料には不燃材を用いている。
使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵 ラックを含む。)	使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック	使用済燃料プールは原子炉建家1階に設置されており、不燃材により構成されている。使用済燃料貯蔵ラックは使用済燃料プール水中に設置されている。

名称	主要な構成設備	主要な構造等
制御棒、スクラム機構	中性子吸収体、フォロー型燃料要素、制御棒駆動機構管内駆動部、制御棒案内管、制御棒駆動機構案内管	中性子吸収体、フォロー型燃料要素、制御棒駆動機構管内駆動部、制御棒案内管は原子炉プール水中に設置されている。制御棒駆動機構案内管は原子炉建家地下に設置されており、不燃材により構成されている。
制御棒	中性子吸収体、フォロー型燃料要素、制御棒駆動機構管内駆動部	原子炉プール水中に設置されている。
安全保護回路（停止系）	安全系中性子束高（高設定、低設定）、対数出力炉周期短、1次冷却材流量低、1次冷却材炉心出口温度高、1次冷却材炉心出入口温度差大、原子炉プール水位低、サイフォンブレイク弁開等	構成する機器は不燃材又は難燃材を使用し、ケーブルは難燃性のものを使用しており、可能な限り*鋼材製のケーブルダクト、蓋付きケーブルトレイ又は電線管により外部と隔離している。
1次冷却材補助ポンプ	1次冷却材補助ポンプ	原子炉建家地下に設置されており、主要材料は不燃材を用いている。 2系統あるポンプ電動機間は十分な離隔距離を有している（機器ベース間：30cm）。
非常用電源系	非常用発電機、蓄電池、静止型インバータ装置	金属製の筐体を用いている。ケーブルには難燃性のものを使用しており、可能な限り*鋼材製のケーブルダクト、蓋付きケーブルトレイ又は電線管により外部と隔離している。
中性子計装設備、プロセス計装設備	対数出力炉周期系、安全系、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度	構成機器は不燃材又は難燃材を使用し、ケーブルは難燃性のものを使用しており、検出器から安全保護系制御盤までは、可能な限り*鋼材製のケーブルダクト、蓋付きケーブルトレイ又は電線管により外部と隔離している。

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

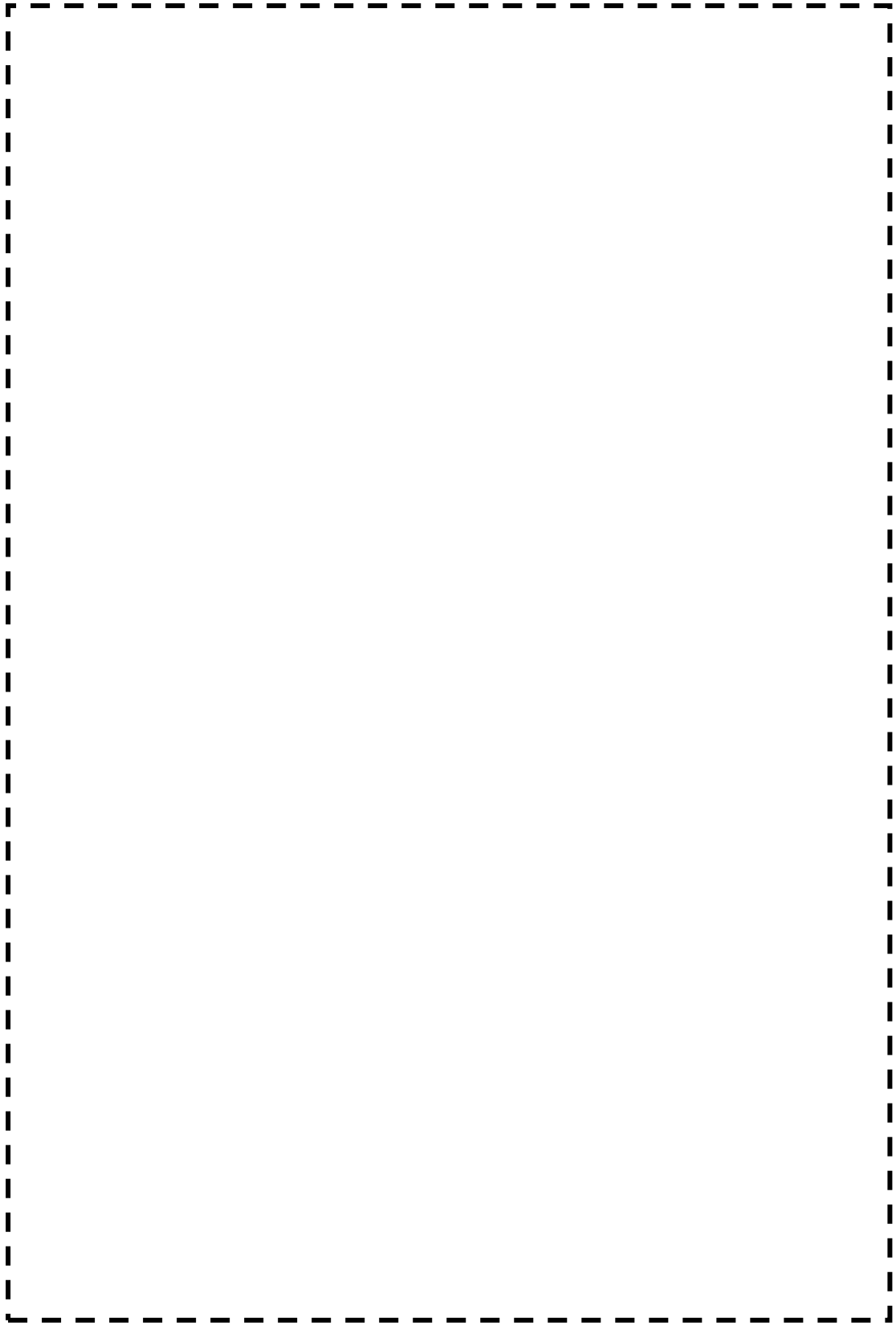


図-7.1 防護対象設備の配置図

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。
- (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-7.2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-7.2 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。火災により焼損した場合、自 動で機能が復帰することはない。制御棒が引き抜かれること はないため、炉心に正の反応度が添加されることはない。
炉心構造物	炉心構造物、燃料要素は全て 不燃材により構成されてい るうえ、動的設備を有してい ない。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-7.2 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-7.2 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。

表-7.2 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。
非常用電源系	非常用発電機、燃料槽、蓄電池、静止型インバータ装置、電源ケーブル	防護対象設備自身が発火源となり得る。	非常用電源系は2系統に多重化し、それぞれ分離独立して設置されているため、一方の系統が火災により機能を喪失した場合においても、もう一方の系統により必要な安全機能は維持されることを確認した。
中性子計装設備、プロセス計装設備	ケーブル、盤	防護対象設備自身が発火源となり得る。	護るべき安全機能（対数出力炉周期系、安全系、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度）は2系統に多重化し、それぞれ分離独立して設置されているため、一方の系統が火災により機能を喪失した場合においても、もう一方の系統により必要な安全機能は維持されることを確認した。

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既設であるため、工事を伴うものではない。

4.2 試験検査項目及び方法

試験・検査は、次の項目について実施する。

(1) 寸法検査

方法：1次冷却材補助ポンプの機器ベース間の寸法を測定により確認する。

判定：1次冷却材補助ポンプの機器ベース間が30cm以上離れていること。

第 8 編 J R R - 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 8-4
4. 工事の方法	本 8-4

1. 構成及び申請範囲

J R R - 3 原子炉施設の建物及び構築物は、次の各施設から構成される。

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

今回申請する範囲は、(1)原子炉建家、(2)原子炉制御棟、(3)実験利用棟、(4)使用済燃料貯槽室、(5)燃料管理施設、(6)使用済燃料貯蔵施設及び(9)排気筒に関して、外部事象影響の評価を行うものである。各建家の配置図及び申請範囲を図-8.1に示す。

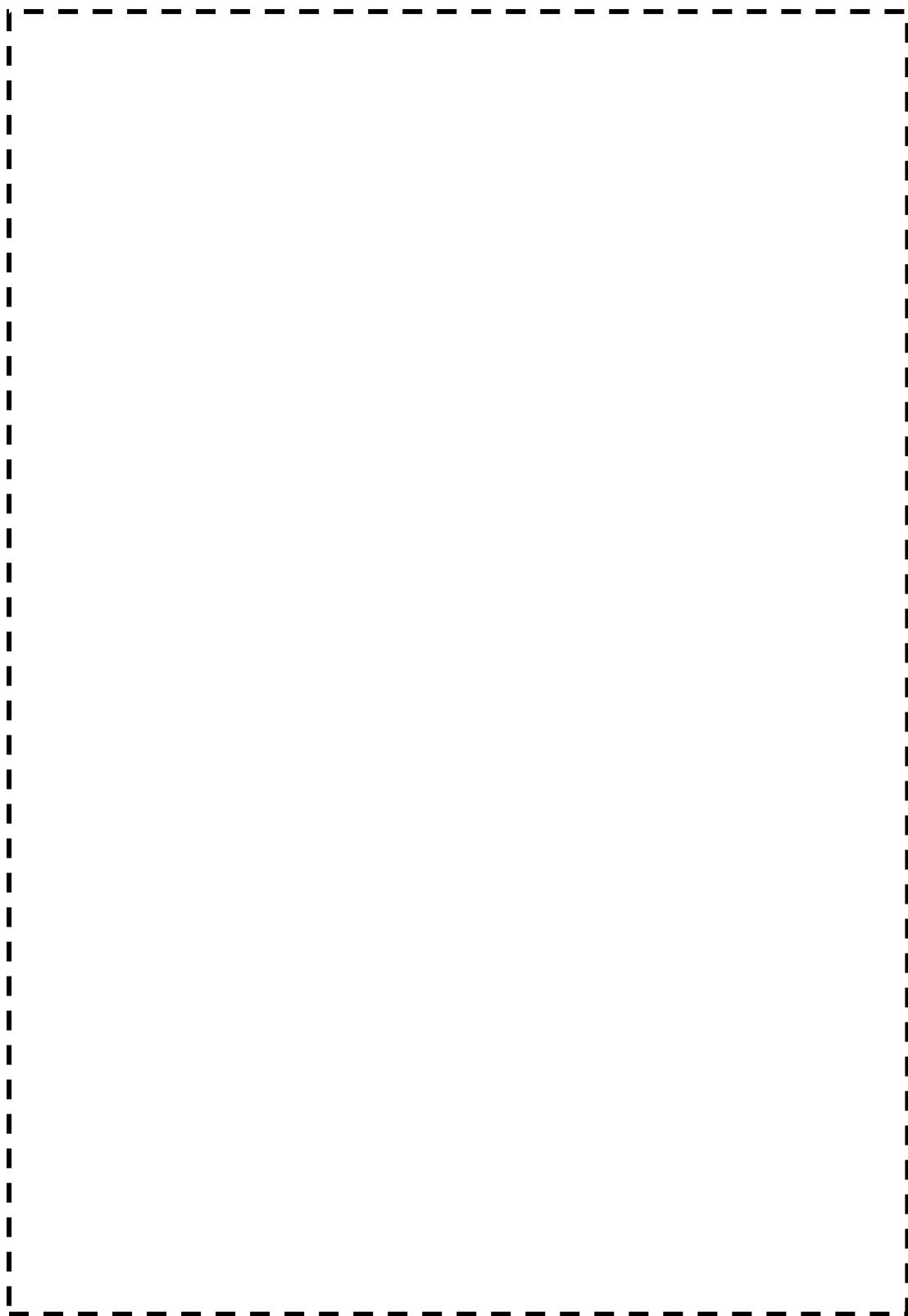


図-8.1 各建家配置図及び申請範囲

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。

(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。
- ・ 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。

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

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

本申請は、既存の設備に対して工事を行うものではない。

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

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) のイ. 上部遮蔽体及び (5) のロ. 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

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではない。



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
3.2 設計仕様	本 10-19
4. 工事の方法	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	—

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※	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※	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	

※：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	※1	

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		※1

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	—	※1

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	※1	

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	※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)
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	※1	

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	※1

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	※1

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	※1	

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	※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)
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 (0.1961MPa)	2.0kgf/cm ² (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 (0.1961MPa)	2.0kgf/cm ² (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		※1

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		※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0.58、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

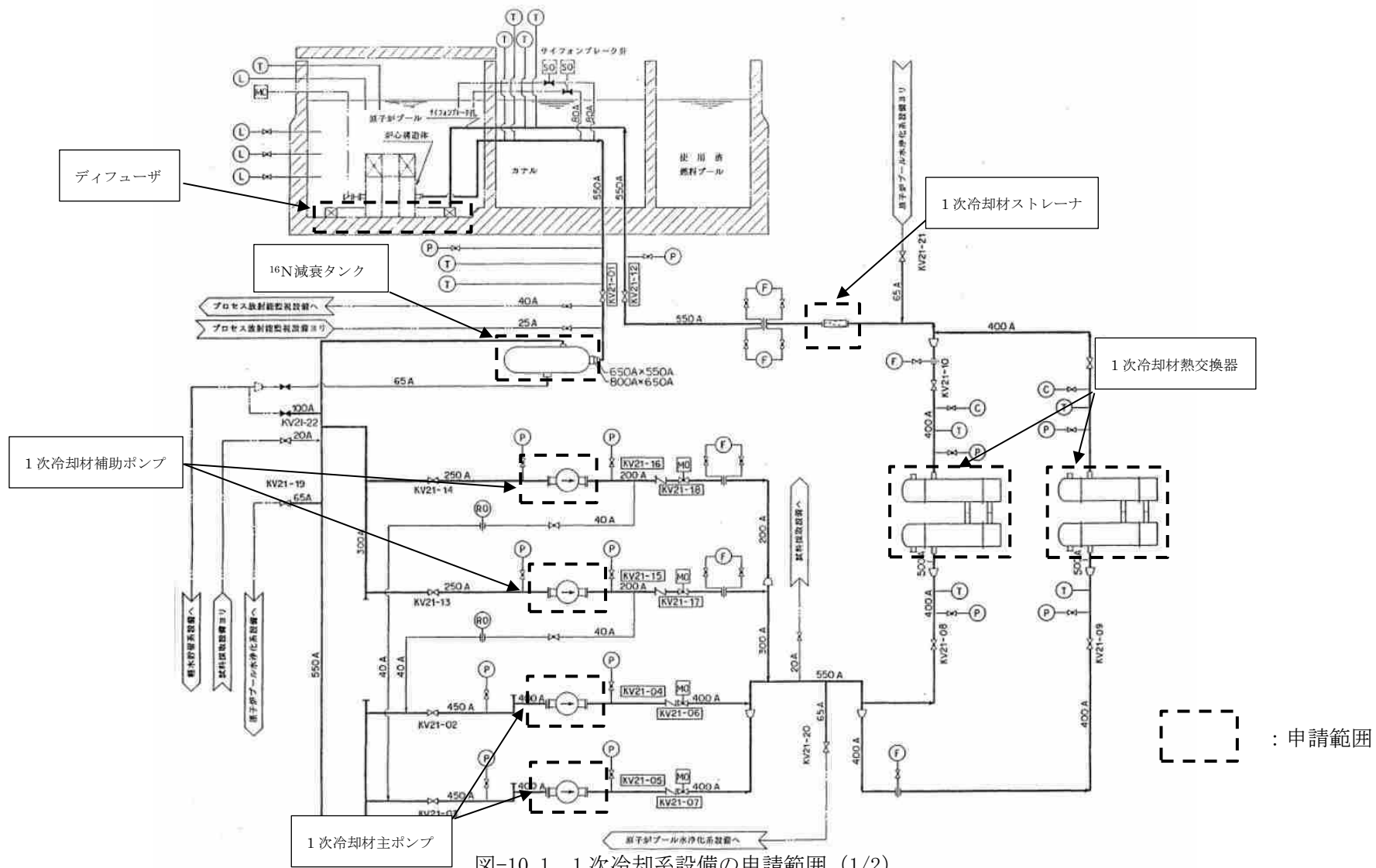
名称	原子炉プール溢流タンク
機器種別	第4種容器
耐震クラス	B
流体の種類	軽水
最高使用圧力	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)
最高使用温度 (°C)	55
備考	—

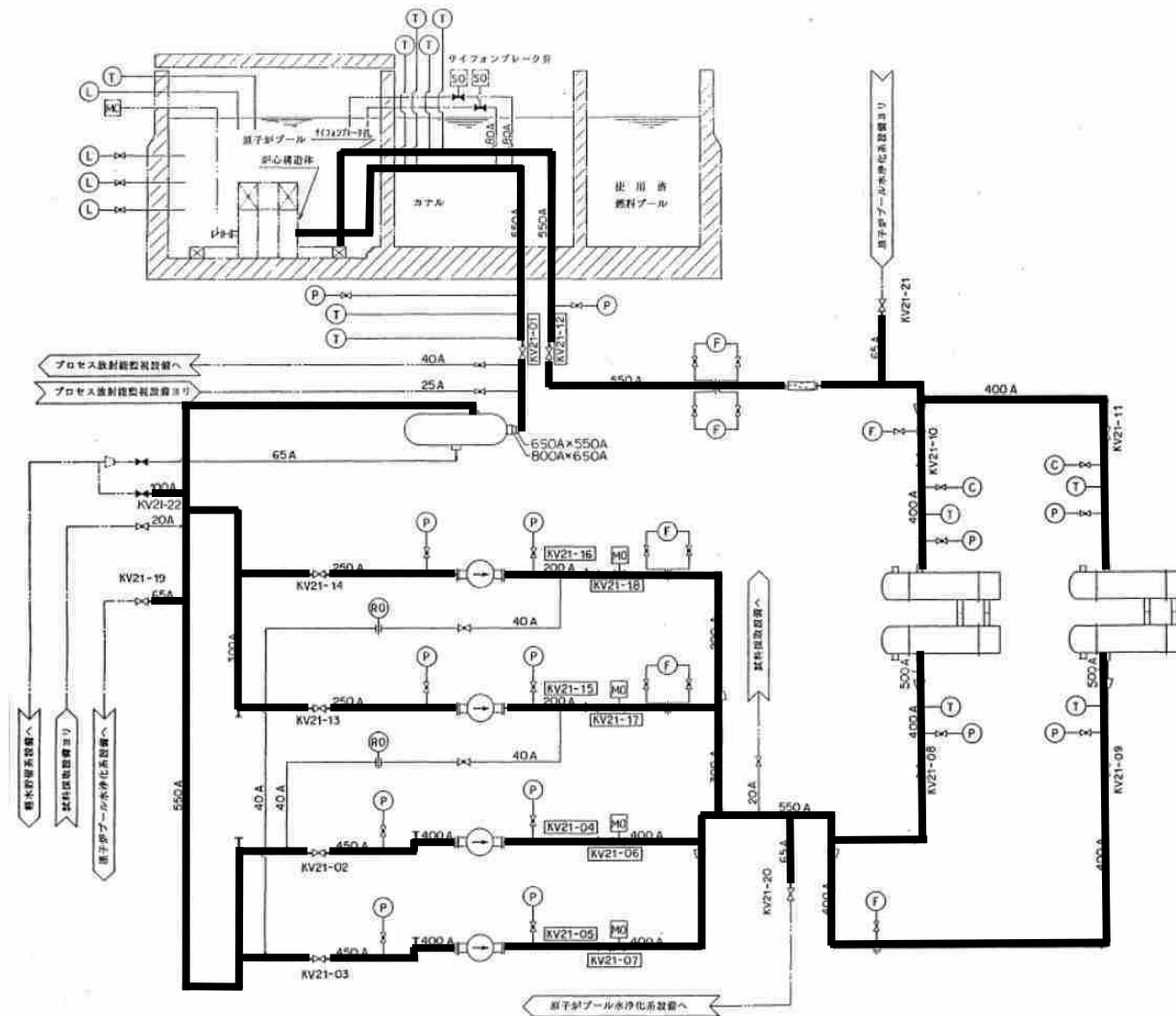
3.2 設計仕様

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、再結晶器、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

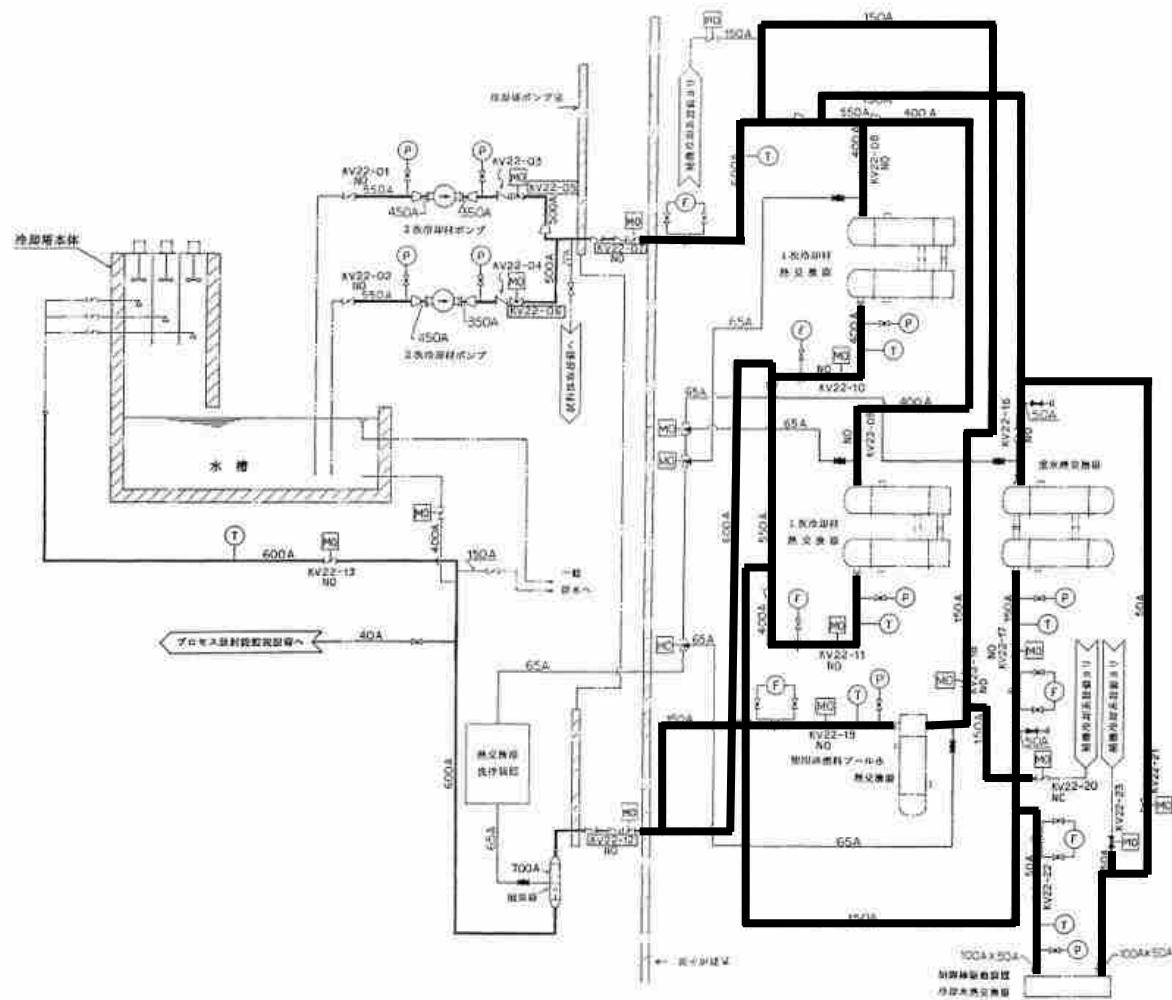
本申請は既存の設備に対して工事を行うものではない。





— : 申請範囲 (主配管)

図-10.2 1次冷却系設備の申請範囲 (2/2)



— : 申請範囲 (主配管)

図-10.3 2次冷却系設備の申請範囲

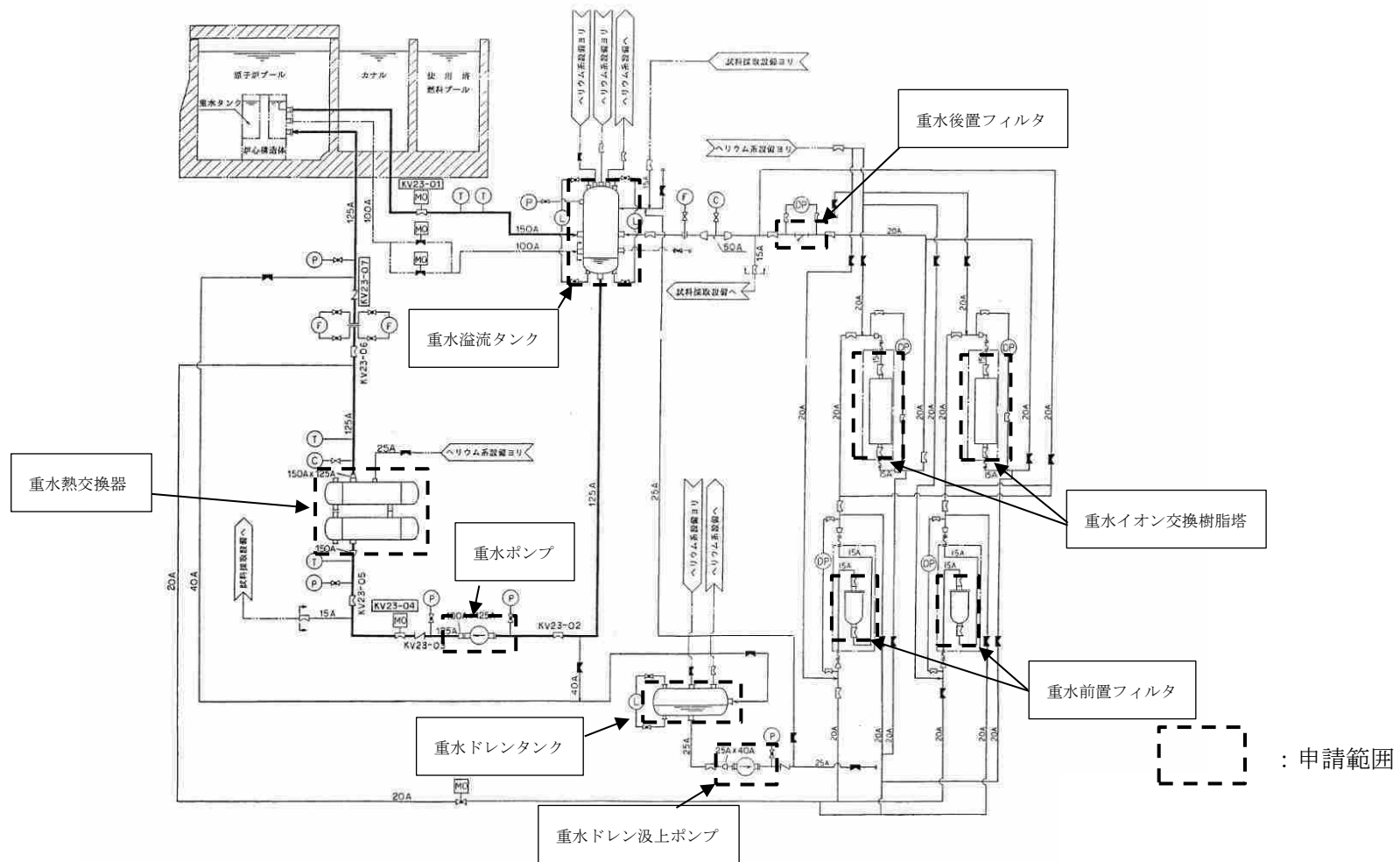
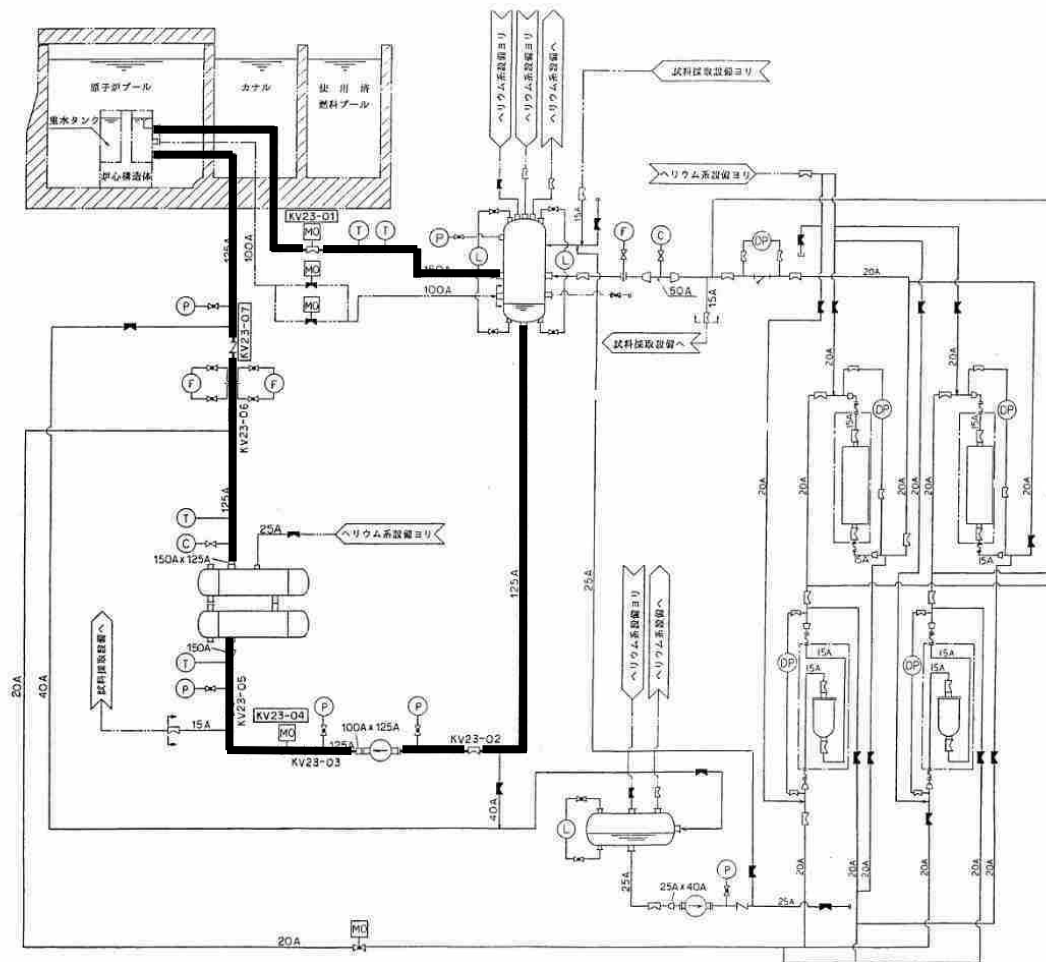


図-10.4 重水系設備の申請範囲 (1/2)



— : 申請範囲 (主配管)

図-10.5 重水系設備の申請範囲 (2/2)

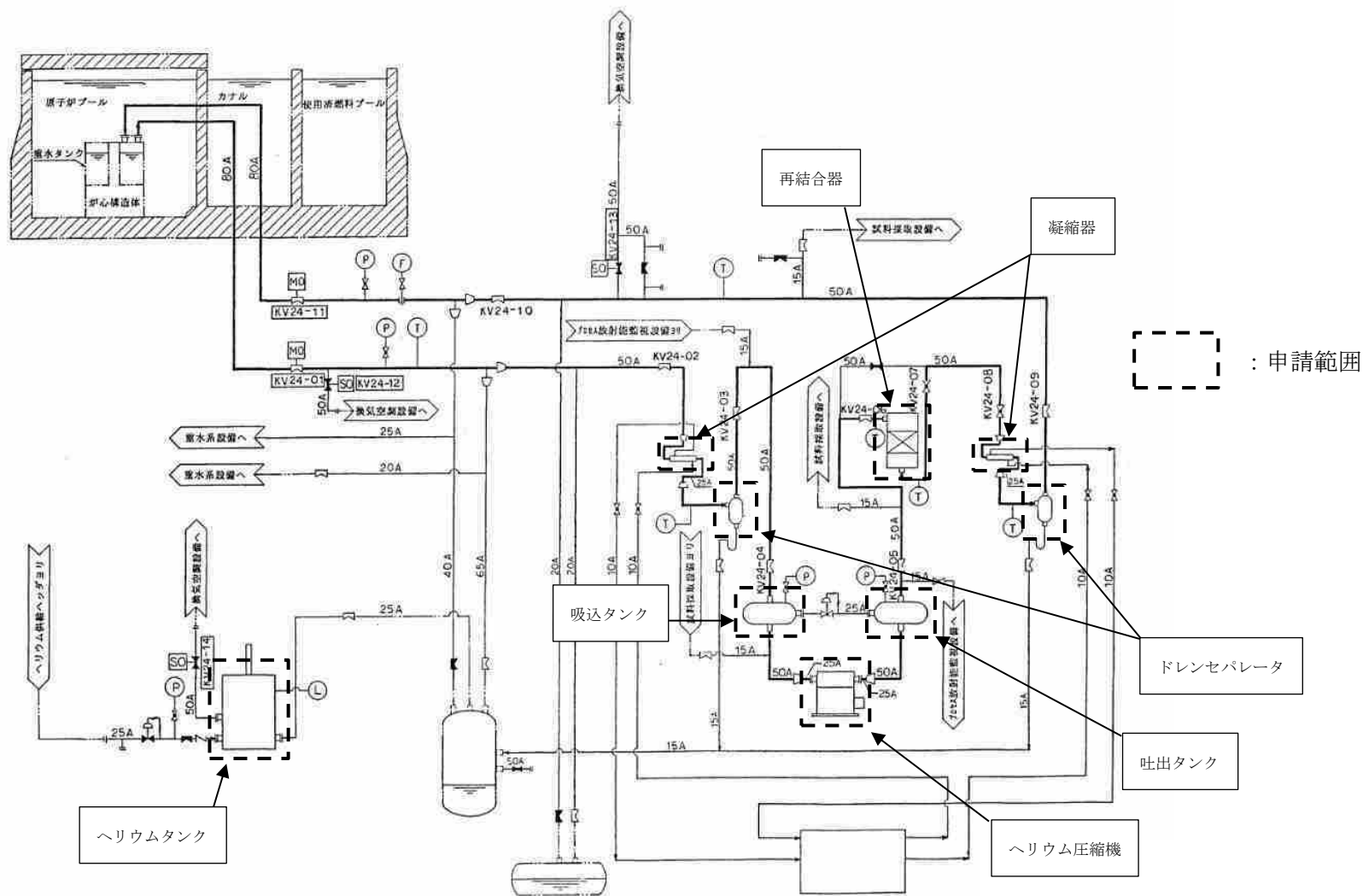


図-10.6 ヘリウム系設備の申請範囲 (1/2)

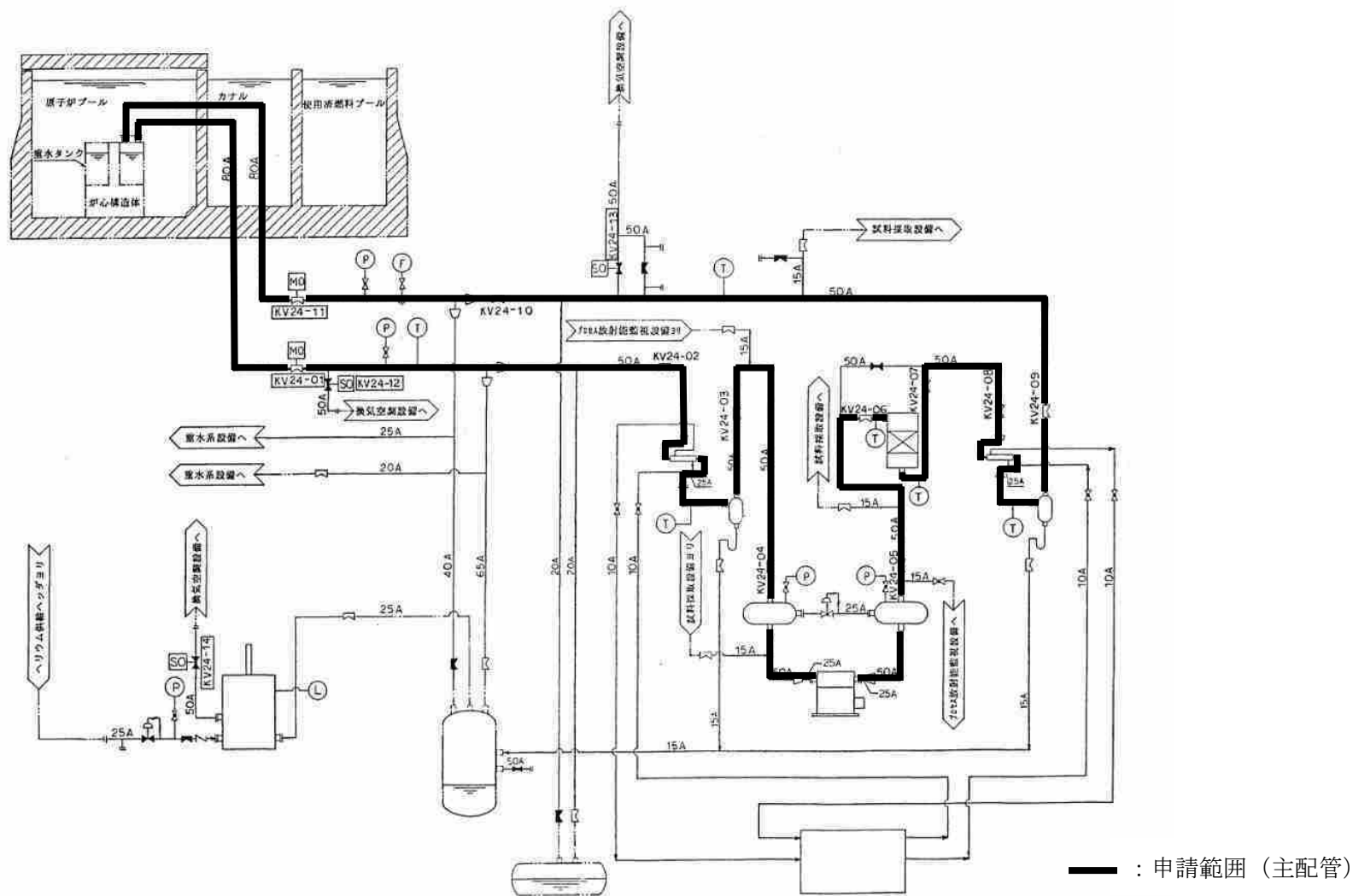


図-10.7 ヘリウム系設備の申請範囲 (2/2)

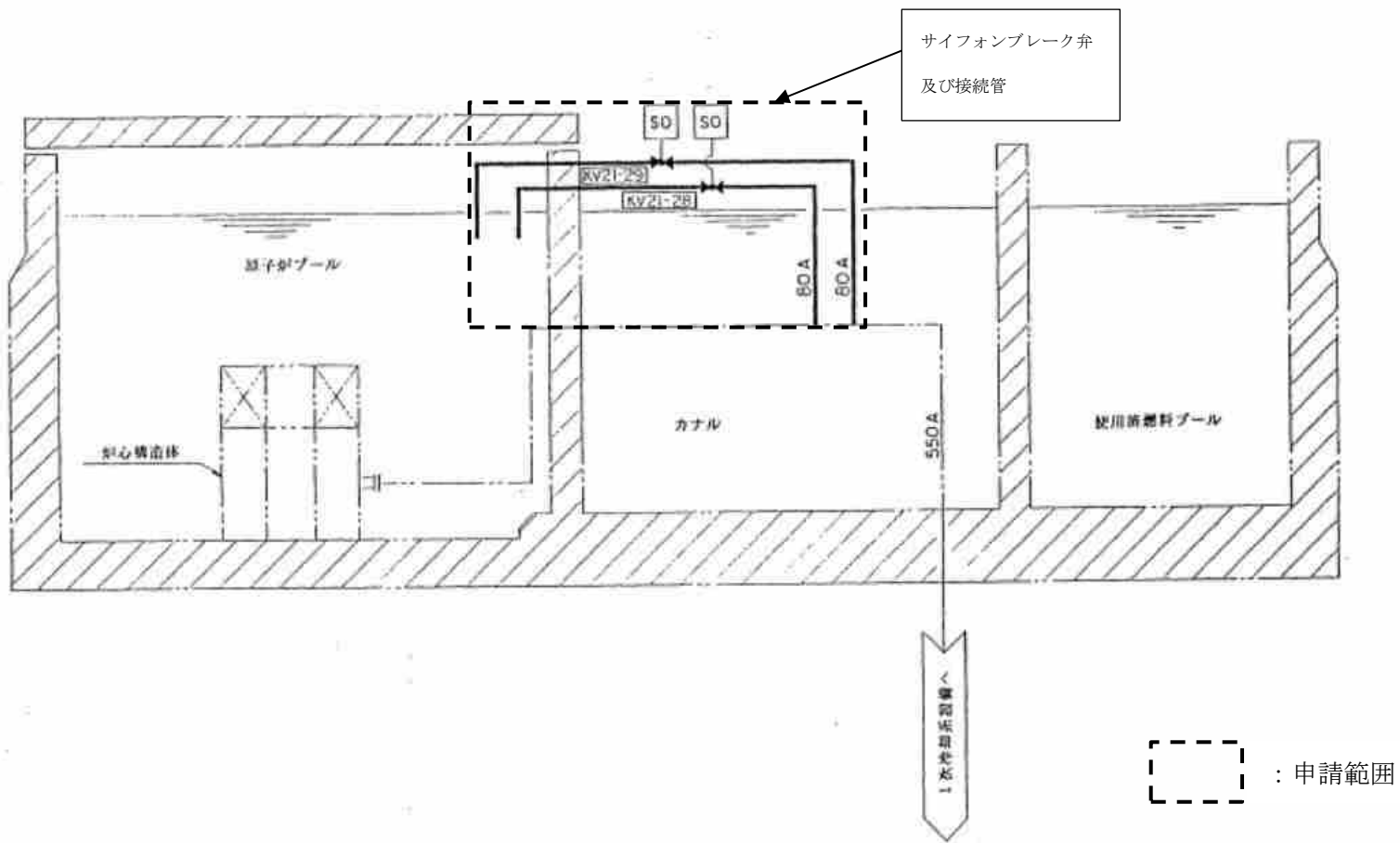


図-10.8 サイフォンブレイク弁及び接続管の申請範囲

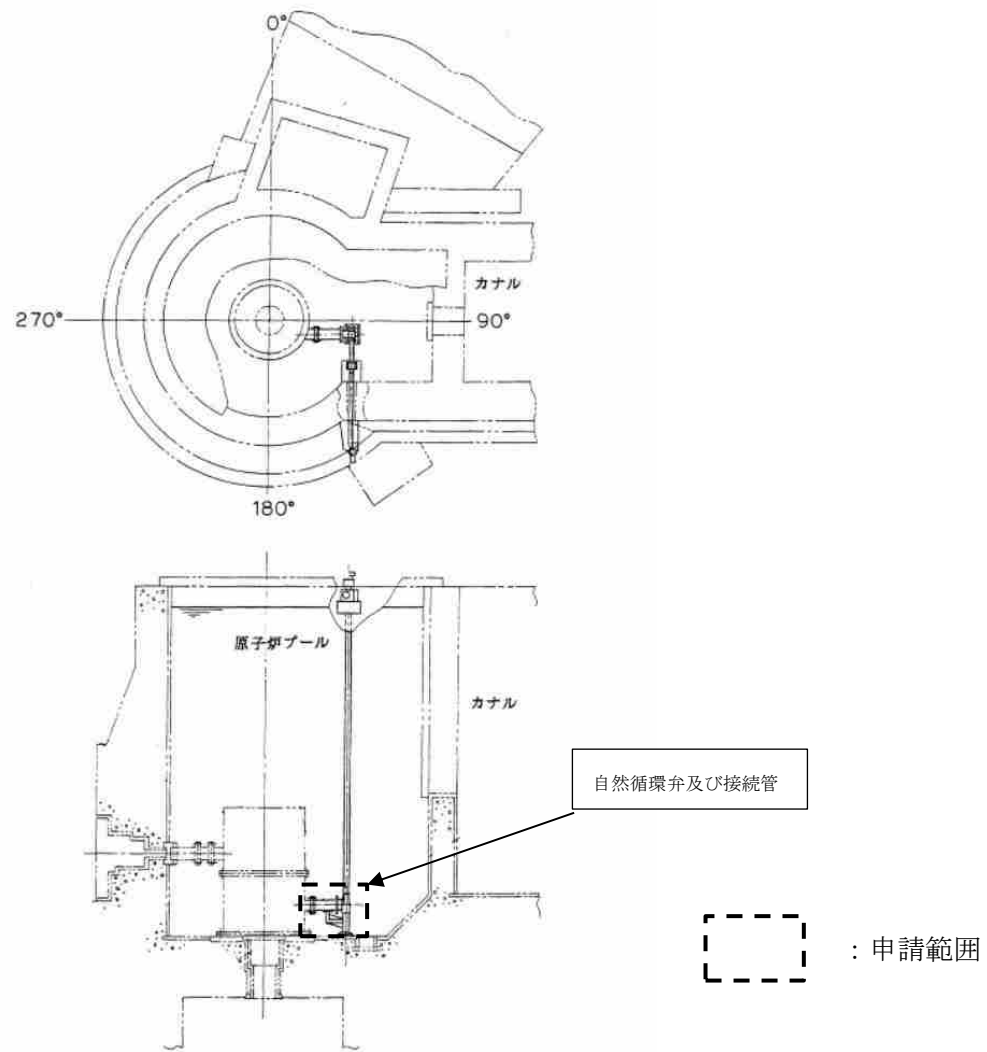


図-10.9 自然循環弁及び接続管の申請範囲

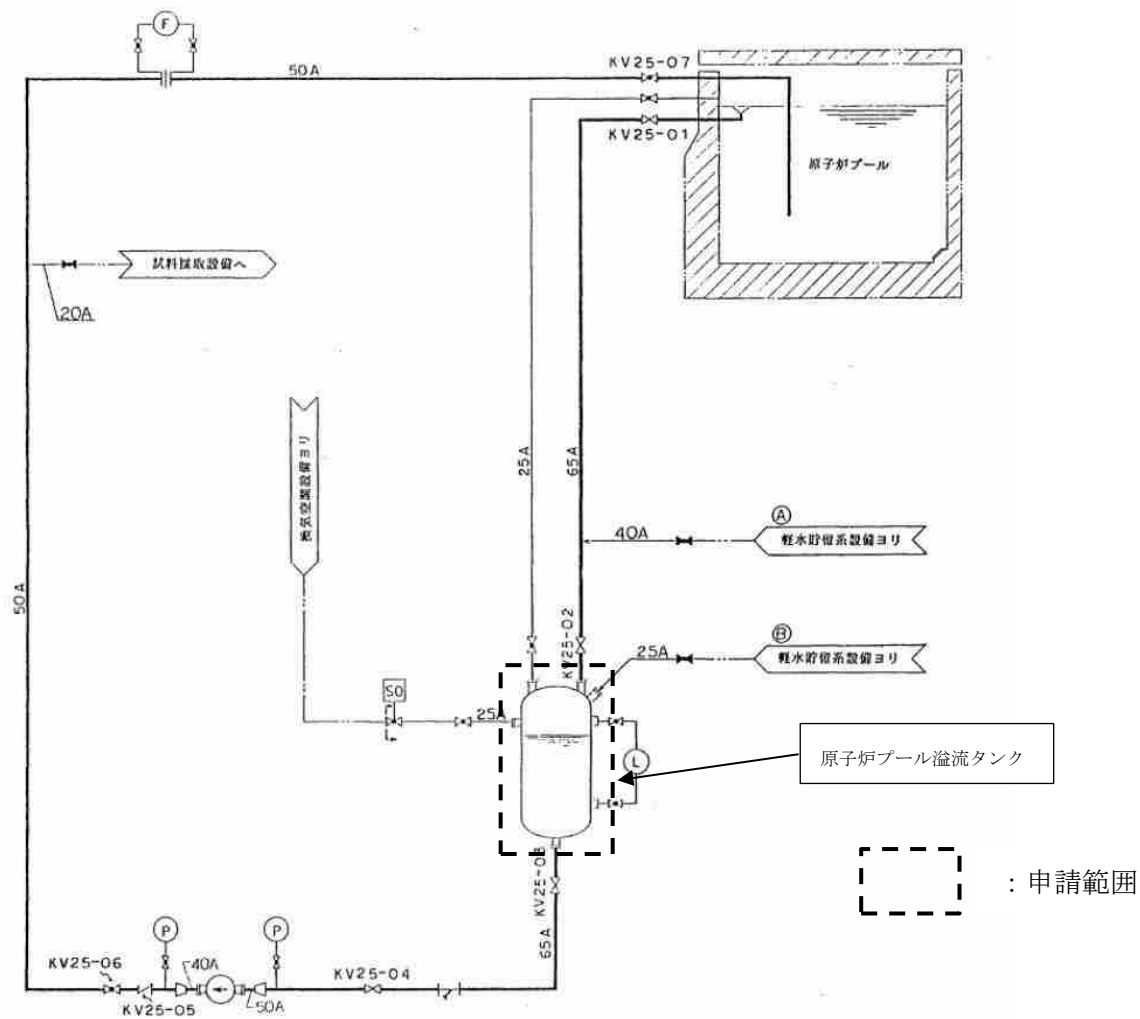


図-10.10 原子炉プール溢流系設備の申請範囲

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
3.2 設計仕様	本 11-6
4. 工事の方法	本 11-6

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	安全保護系	

※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 原子炉停止回路及び工学的安全施設作動回路

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 制御棒駆動装置

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 （上部仕切弁、着座器、プランジャ案内管）
最高使用圧力	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 重水ダンプ弁

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	—

3.2 設計仕様

計器用スタンション（対数出力炉周期系、安全系、1次冷却材流量、1次冷却材炉心入口温度、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は行わない。また、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は行わない。

4. 工事の方法

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではない。

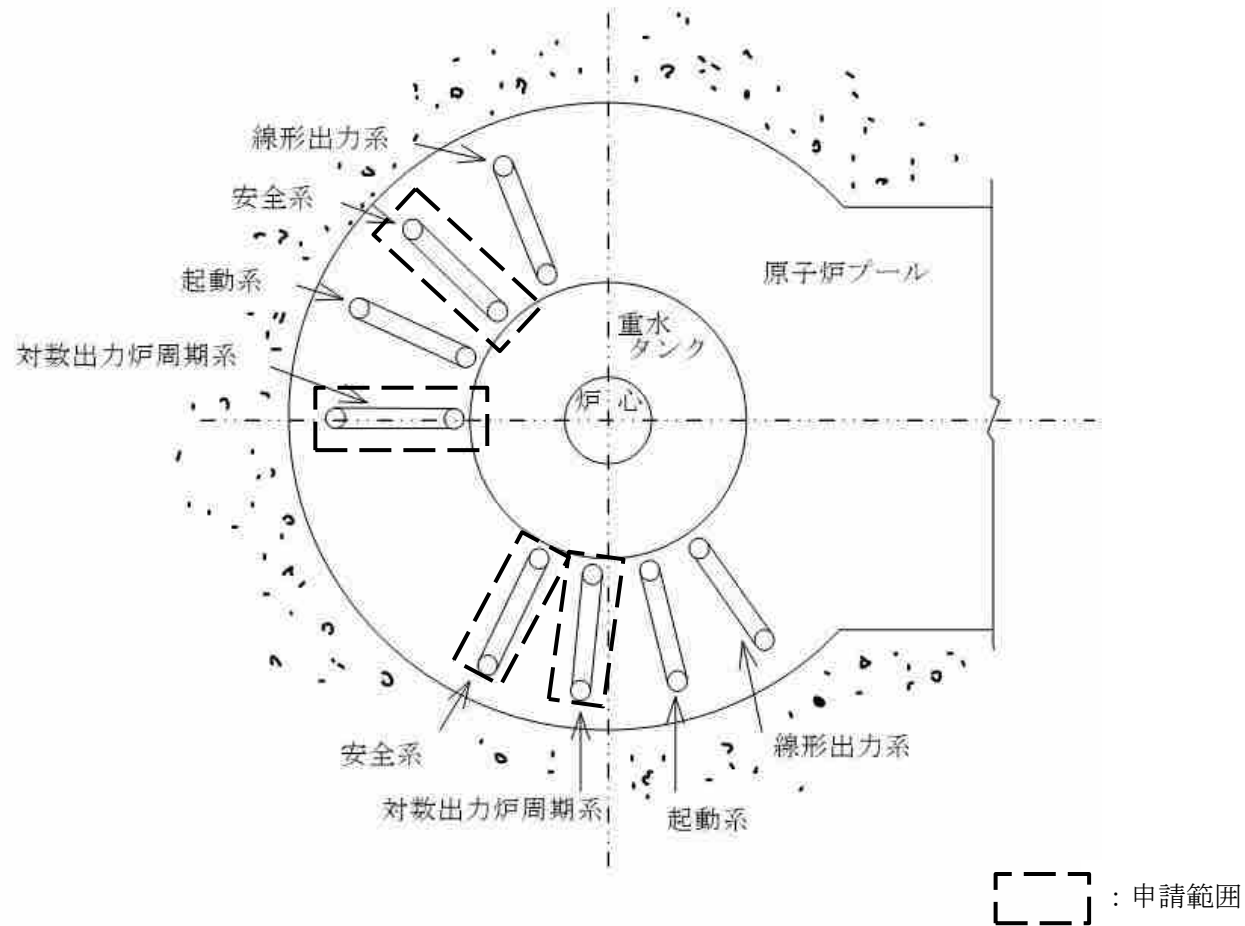


図-11.1 核計装の申請範囲

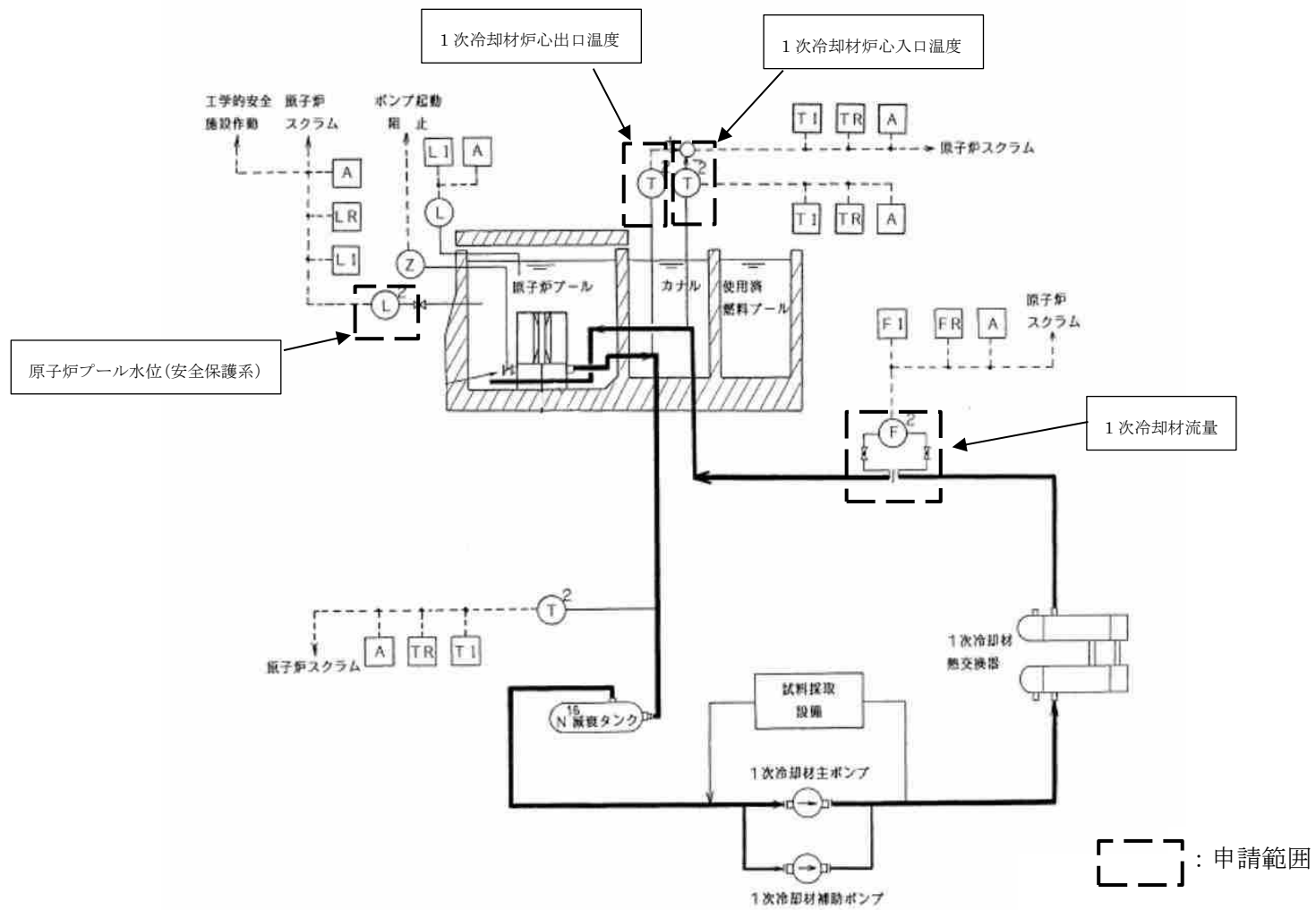


図-11.2 プロセス計装設備の申請範囲 (1/2)

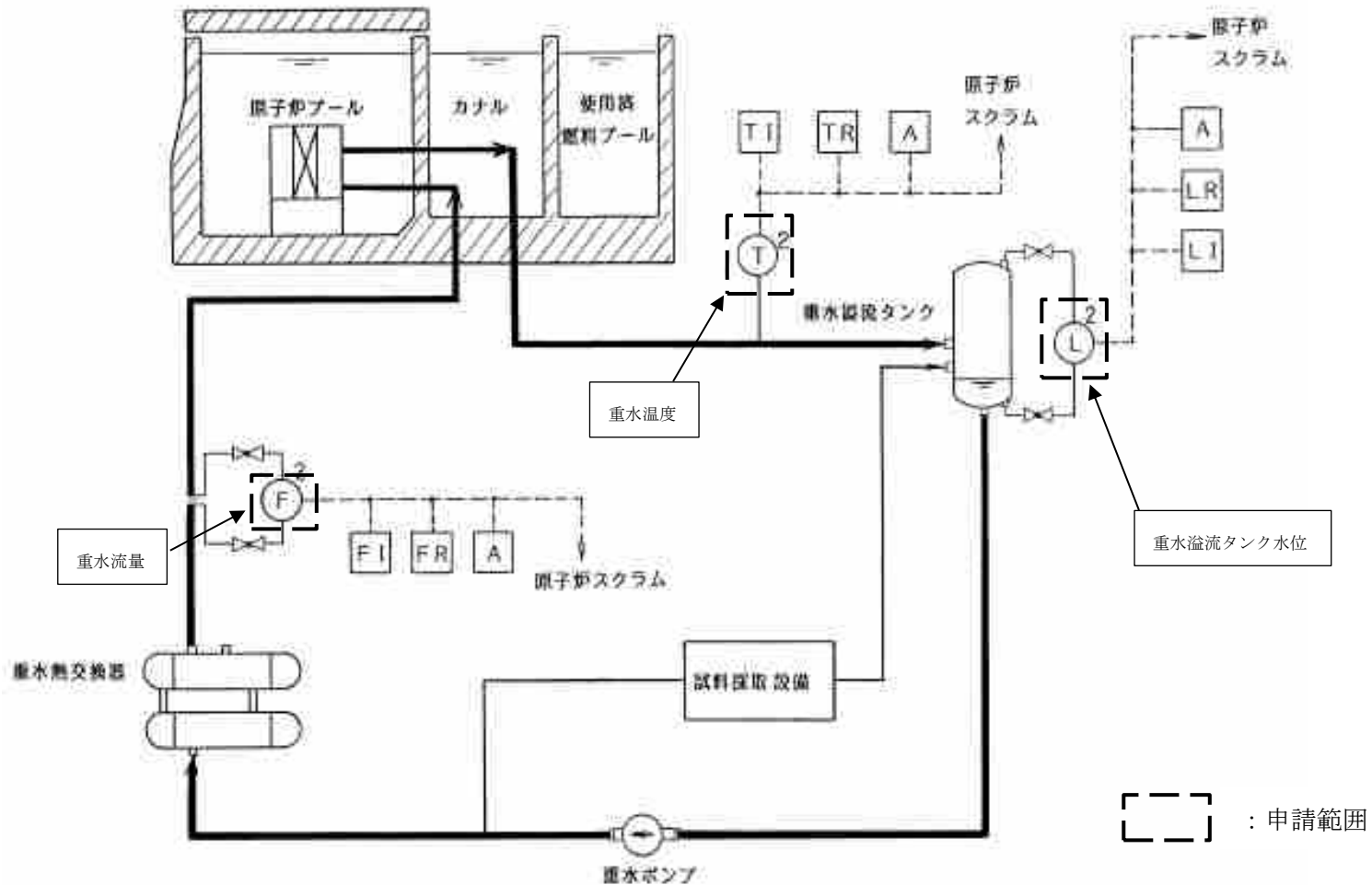


図-11.3 プロセス計装設備の申請範囲 (2/2)

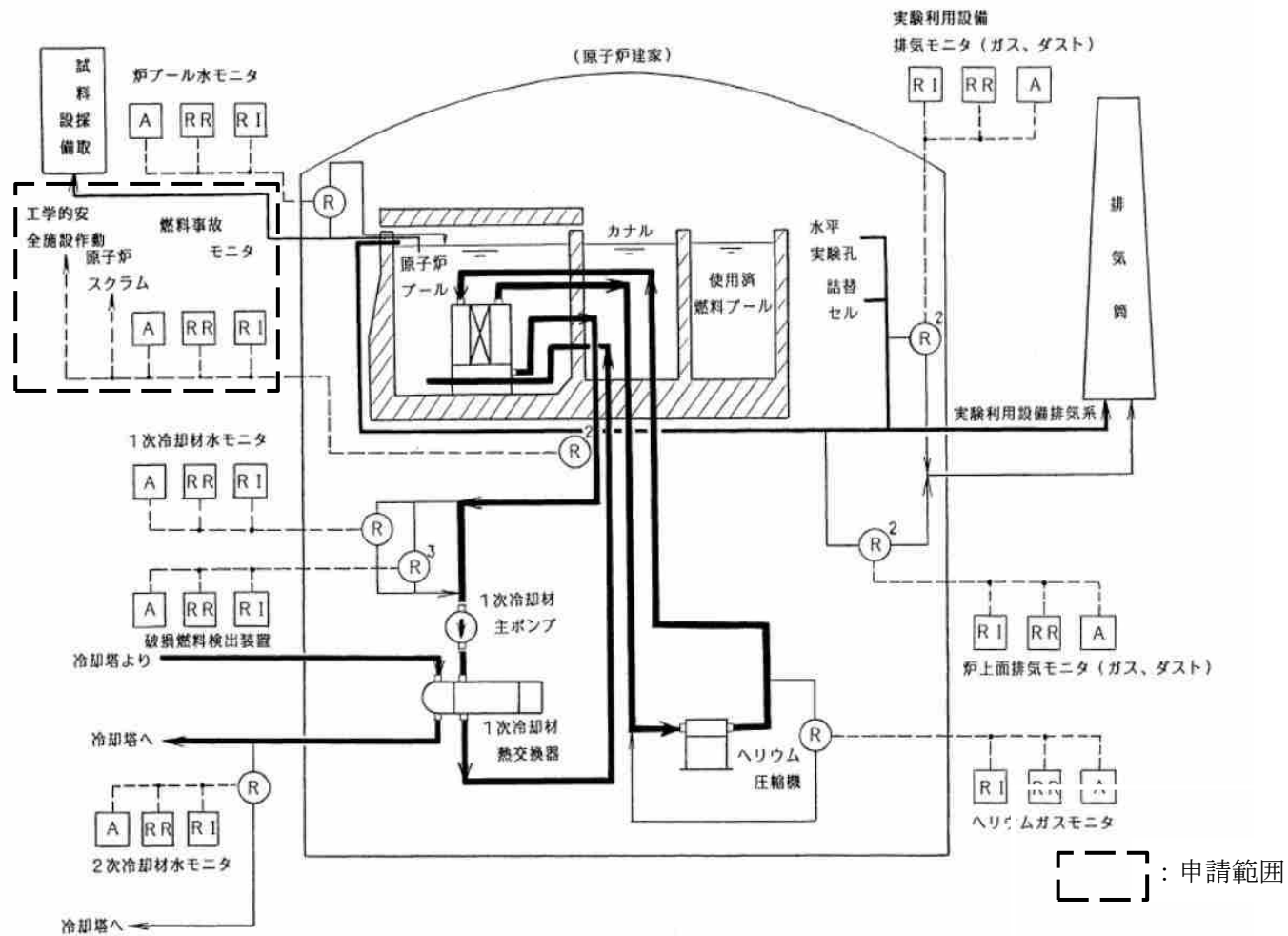


図-11.4 その他の主要な計装（プロセス放射能監視設備）の申請範囲

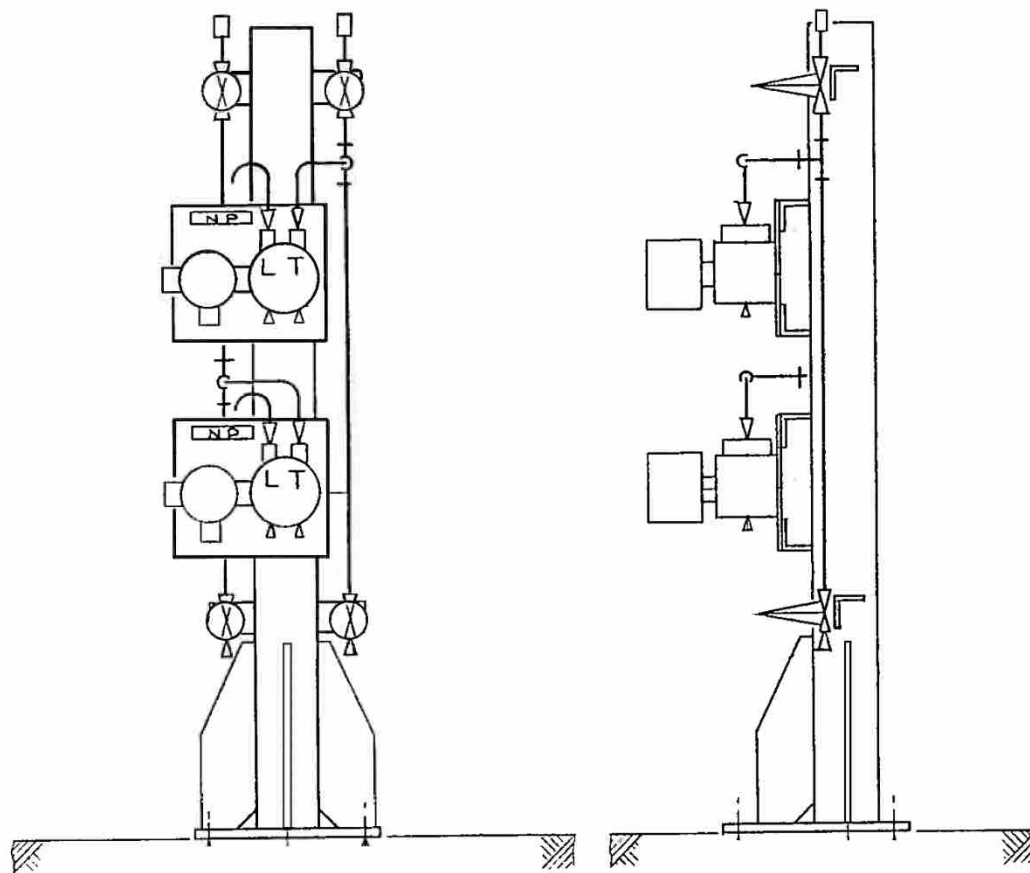


図-11.5 計器スタンションの構造図 (原子炉プール水位計)



図-11.6 制御盤の申請範囲

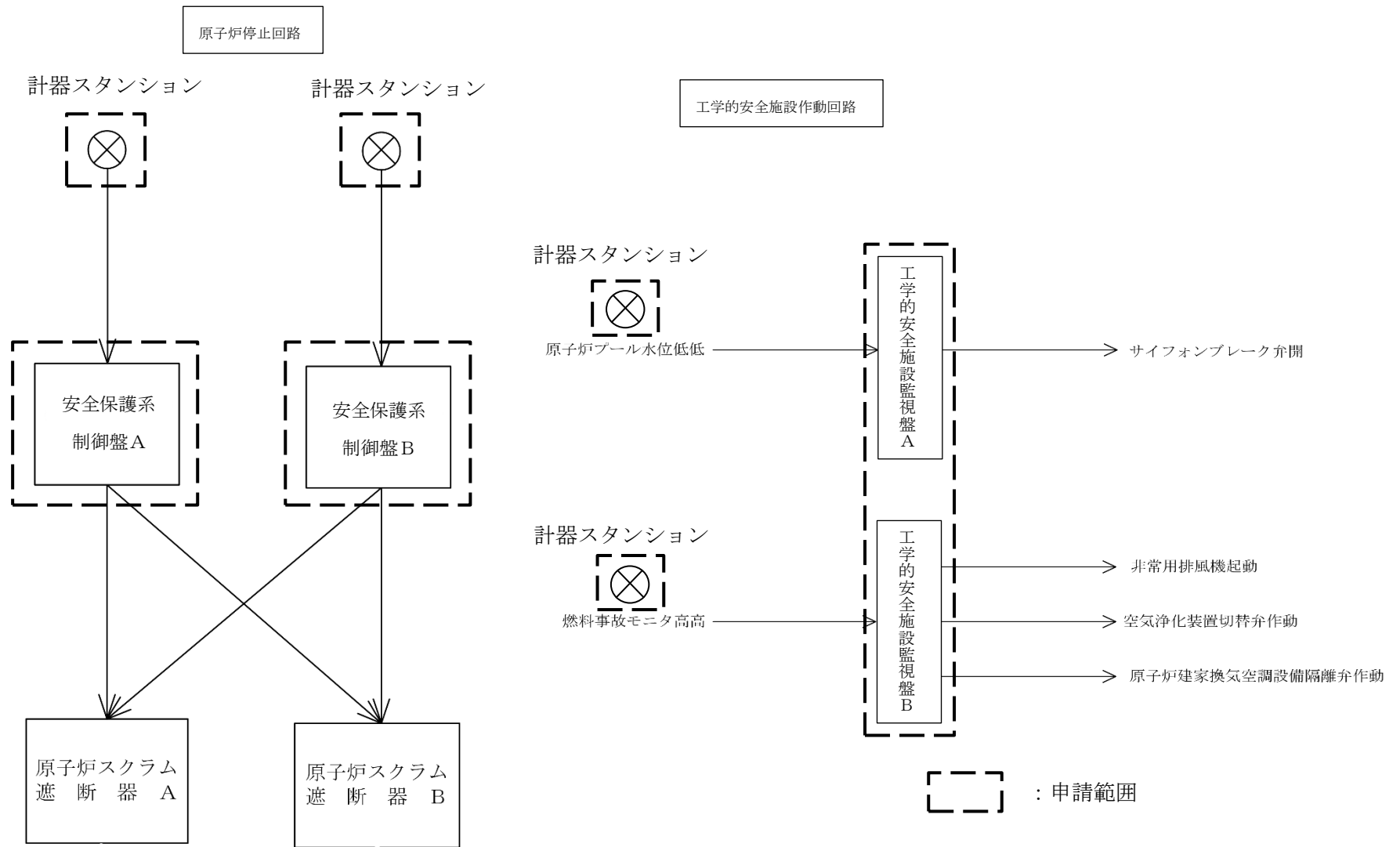
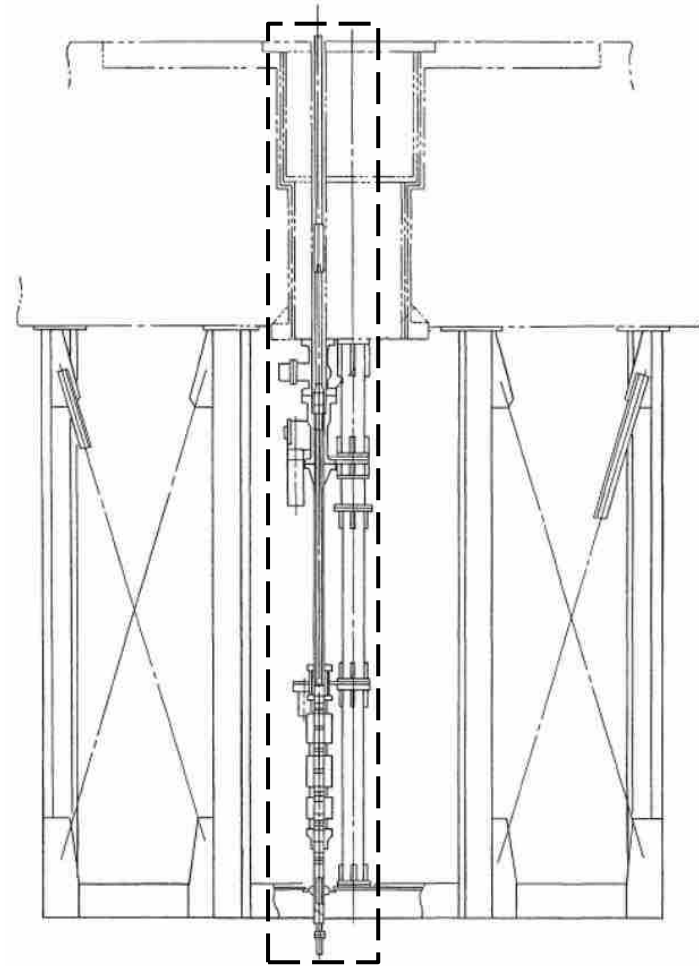


図-11.7 原子炉停止回路及び工学的な安全施設作動回路の申請範囲



 : 申請範囲

図-11.8 制御棒駆動装置の申請範囲

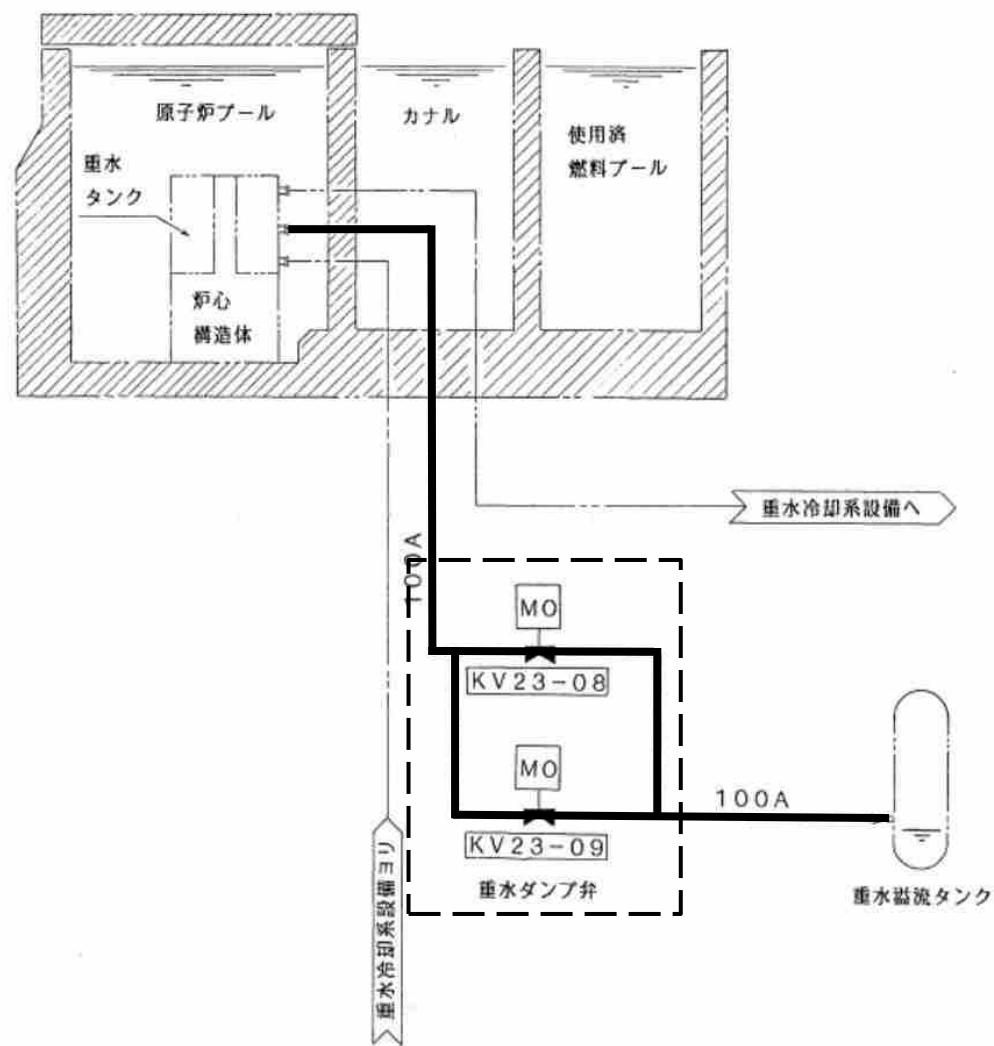


図-11.9 重水ダンプ弁接続管及び重水ダンプ弁の申請範囲

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

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

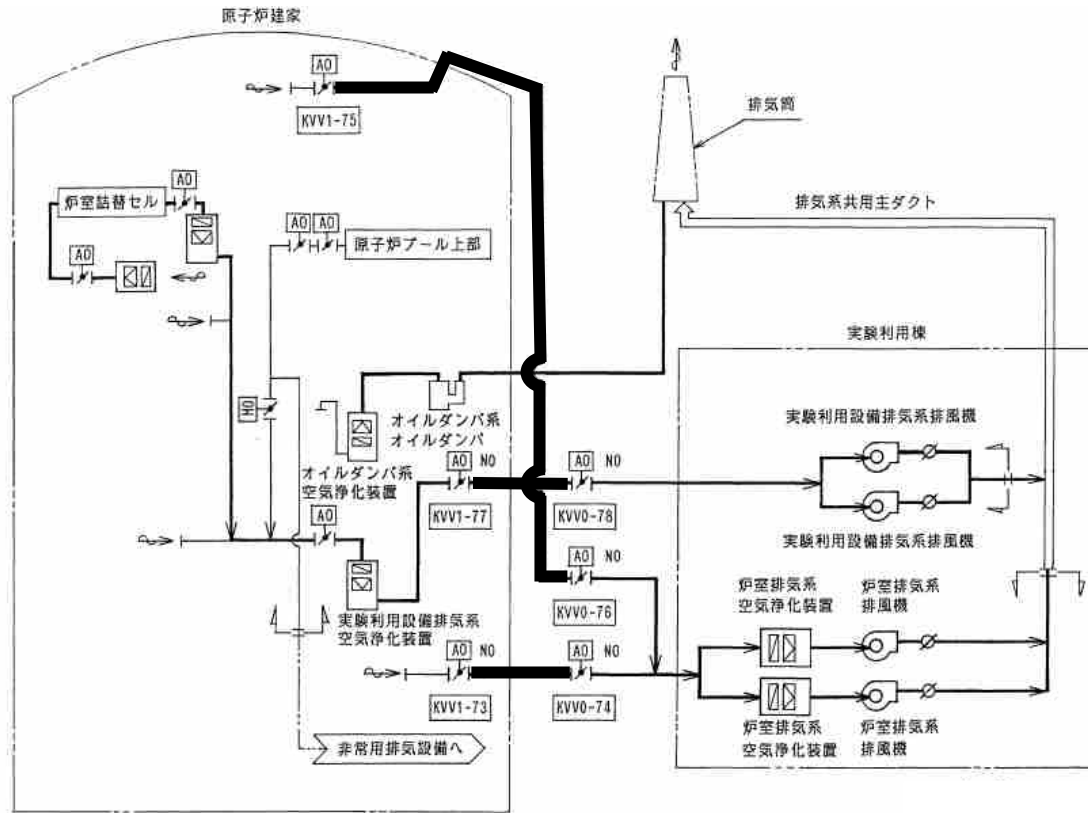
※2 「日本原子力研究所東海研究所の原子炉施設（JRR-3）の変更に係る設計及び工事の方法の認可について（JRR-3の改造（その6）」（昭和62年5月25日付け62原研19第22号をもって申請、昭和62年7月31日付け62安（原規）第122号にて認可）から変更なし

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

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではない。



— : 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

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 (外圧) (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 (外圧) (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

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではない。

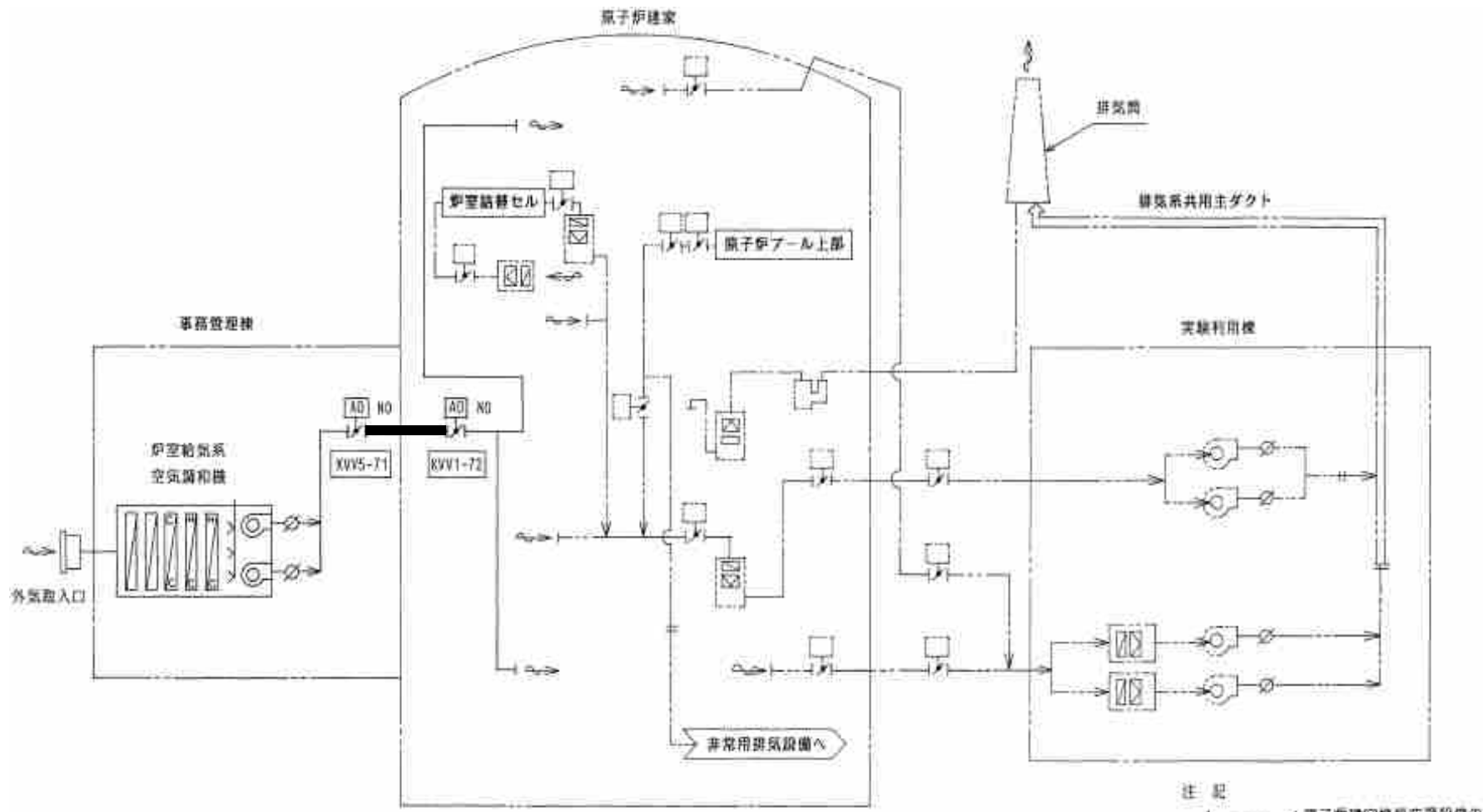


図-13.1 換気空調設備の申請範囲

— : 申請範囲 (給気系主ダクト)

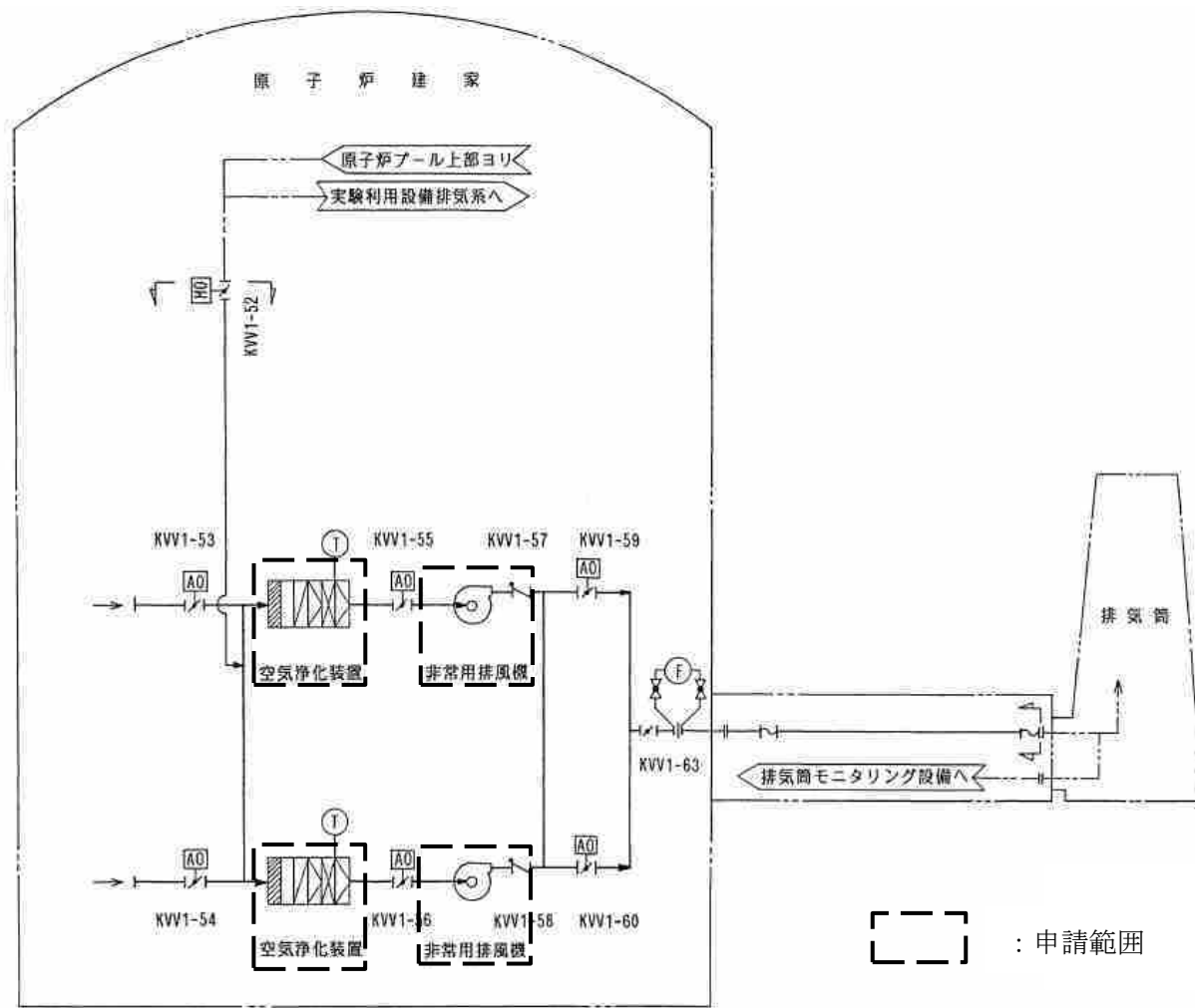


図-13.2 非常用排風機、空気浄化装置、ダクトの概略図及び申請範囲 (1/2)

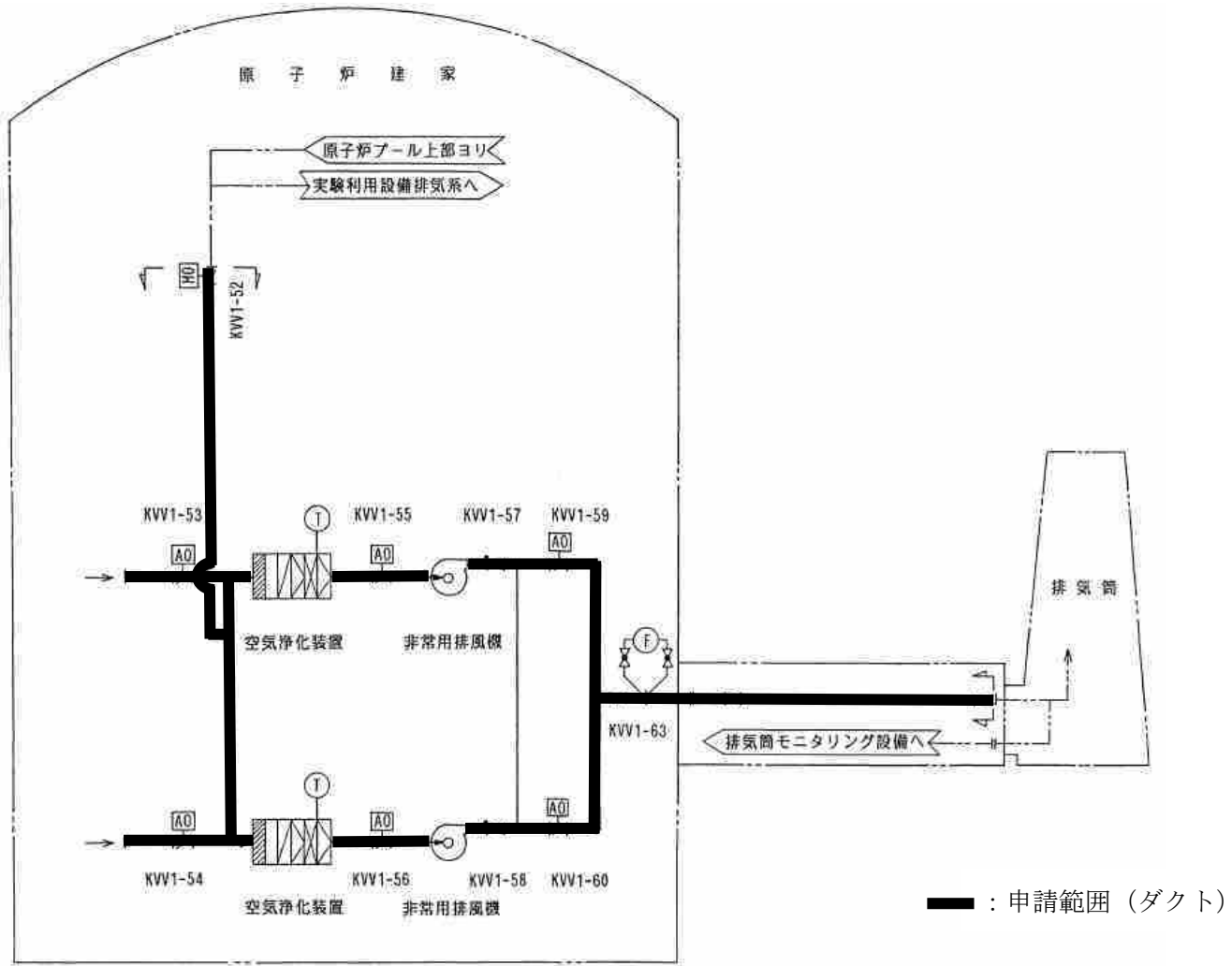


図-13.3 非常用排風機、空気浄化装置、ダクトの概略図及び申請範囲 (2/2)

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
3.2 設計仕様	本 14-5
4. 工事の方法	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) カッティングマシン
- 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

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではない。



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

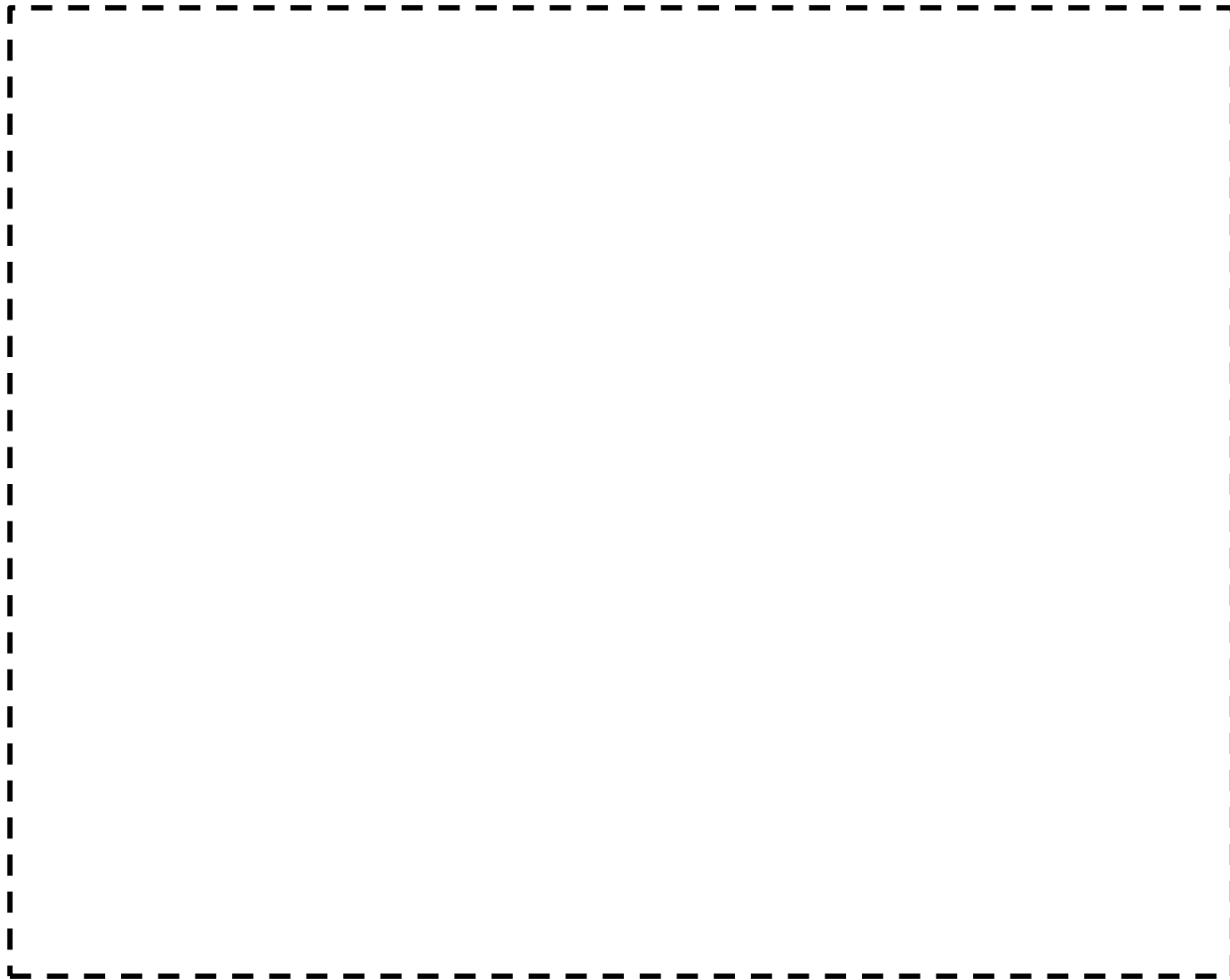


図-14.3 使用済燃料貯蔵ラックの申請範囲

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
3.2 設計仕様	本 15-13
4. 工事の方法	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. 隔離弁用アキュムレータ
 - g. 非常用排気設備アキュムレータ
 - 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））耐震クラスを変更するための申請である。</p>

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 (°C)		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 (℃)
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ームレータまで	第 4 種管	B※1	空気	9.8kgf/cm ² (0.9611MPa)	70
	隔離弁用アキュームレータから 内側隔離弁の圧縮空気配管の接 続部まで					
	隔離弁用アキュームレータから 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 キュームレータまで	第 4 種管	B※2	空気	9.8kgf/cm ² (0.9611MPa)	55
	非常用排気設備アキュームレー 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 キュームレータまで					
	非常用排気設備アキュームレー 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					

※1：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。

※2：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。

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

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではない。

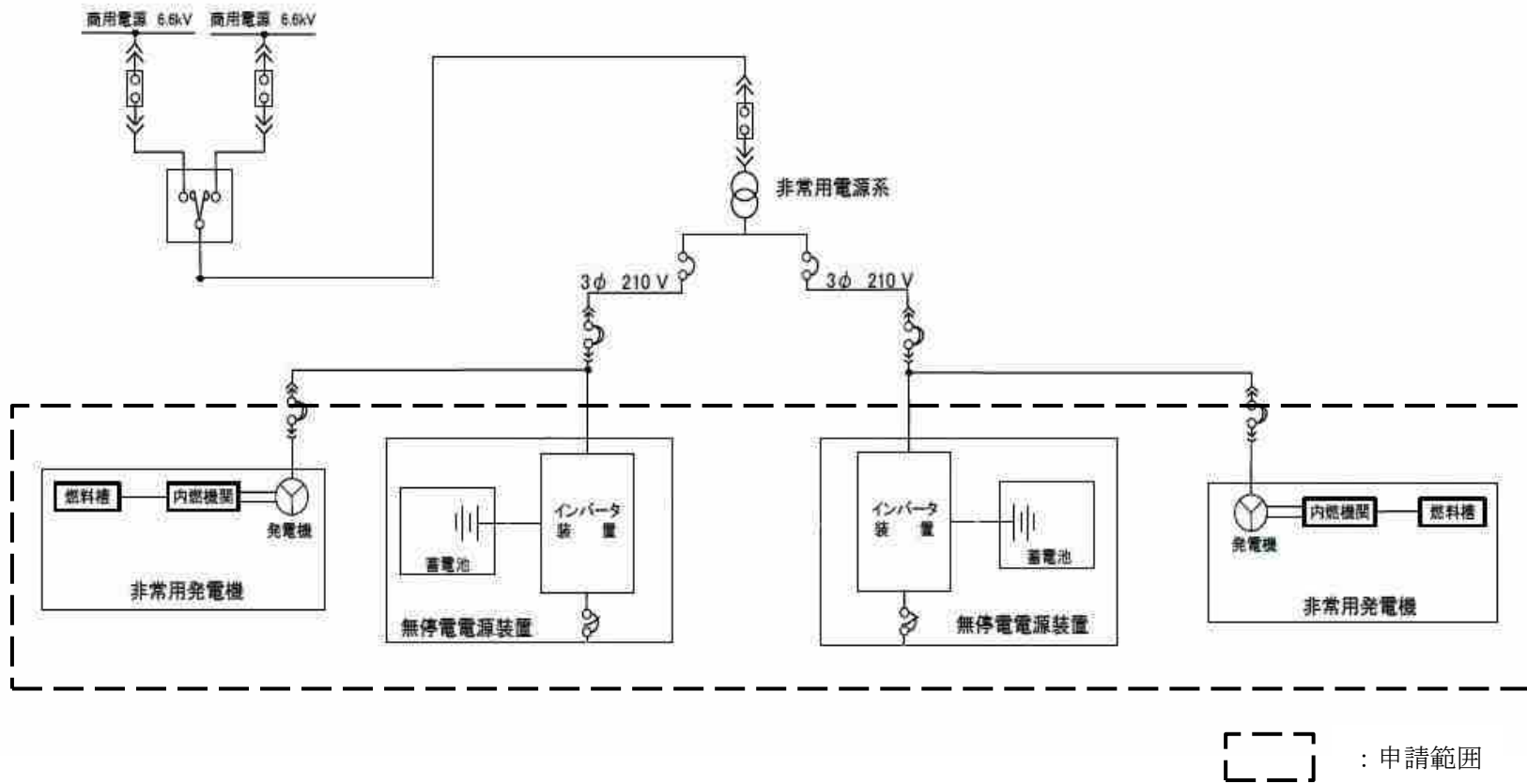


図-15.1 非常用電源設備の申請範囲

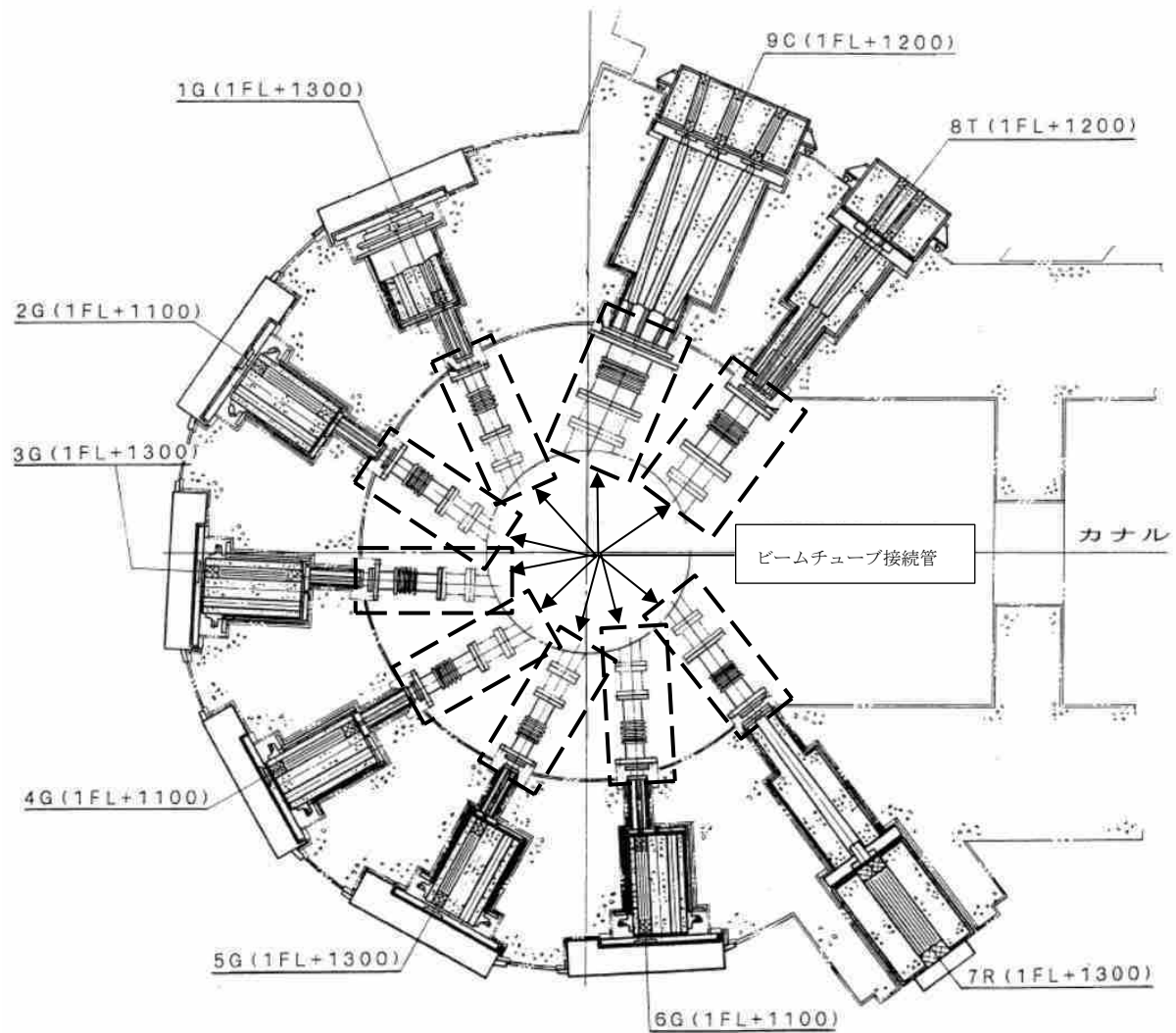


図-15.2 水平実験孔の申請範囲 (1/2)

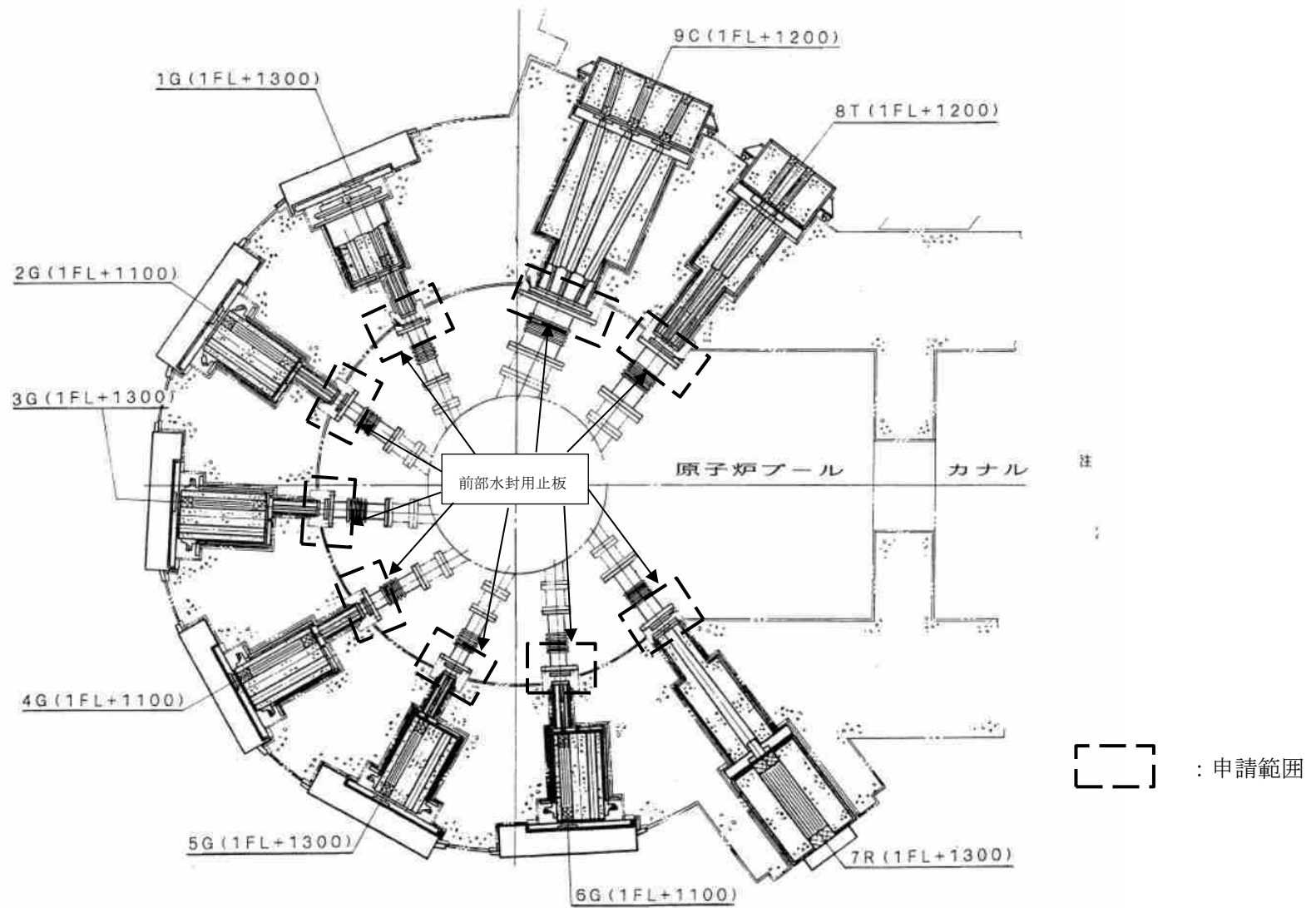


図-15.3 水平実験孔の申請範囲 (2/2)

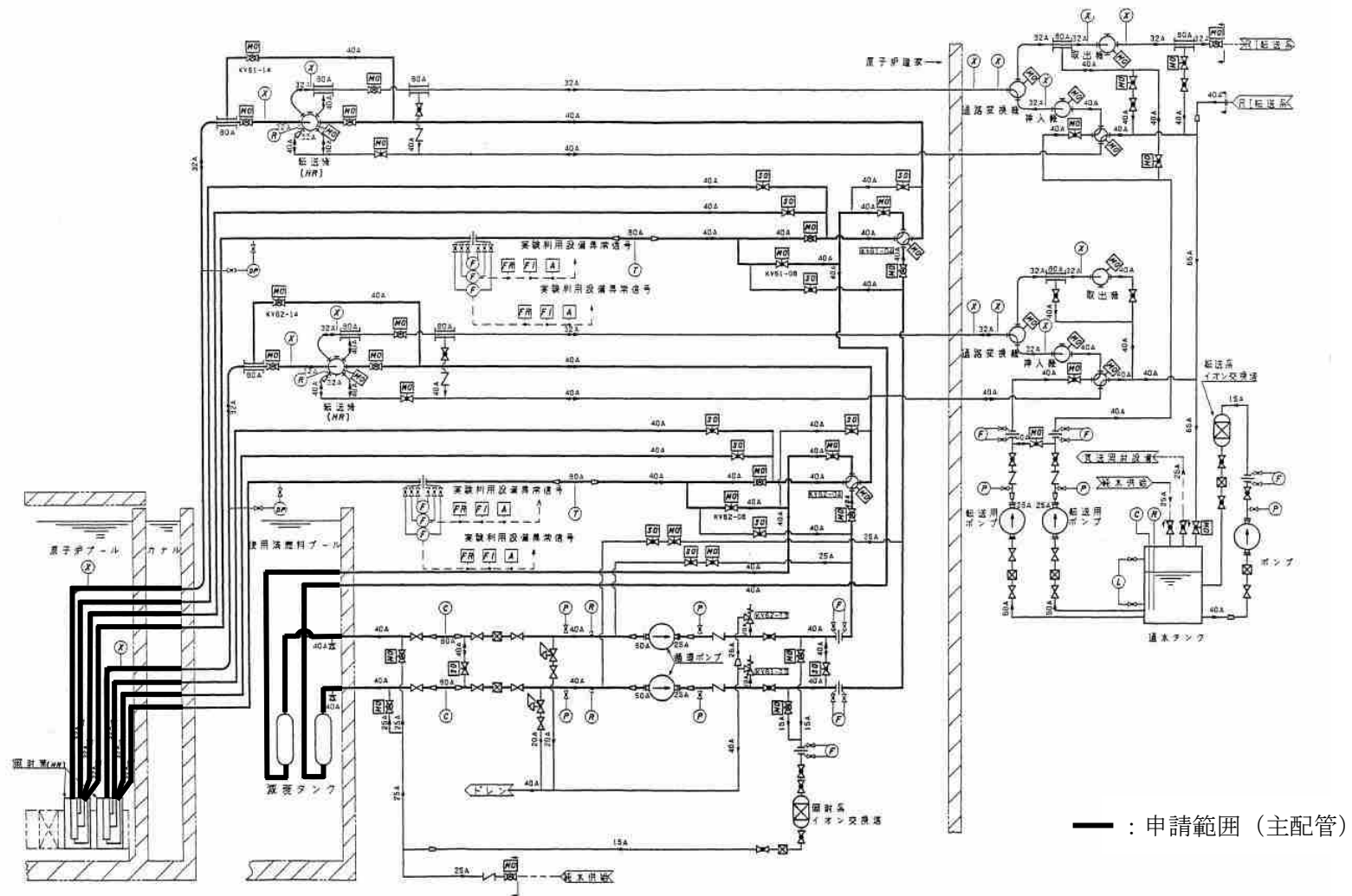


図-15.4 照射利用設備（水力照射設備）の申請範囲（1/3）

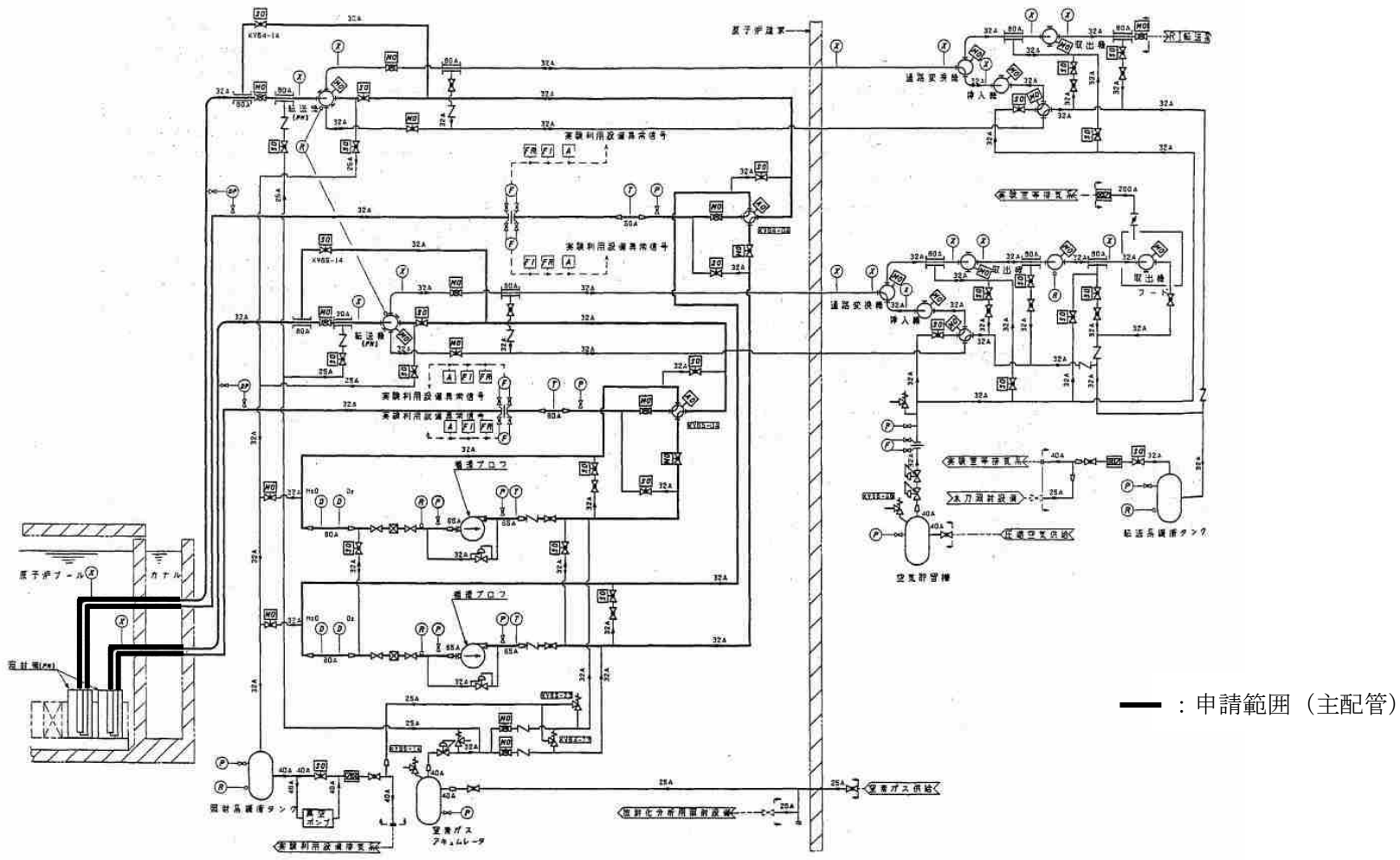


図-15.5 照射利用設備 (気送照射設備) の申請範囲 (2/3)

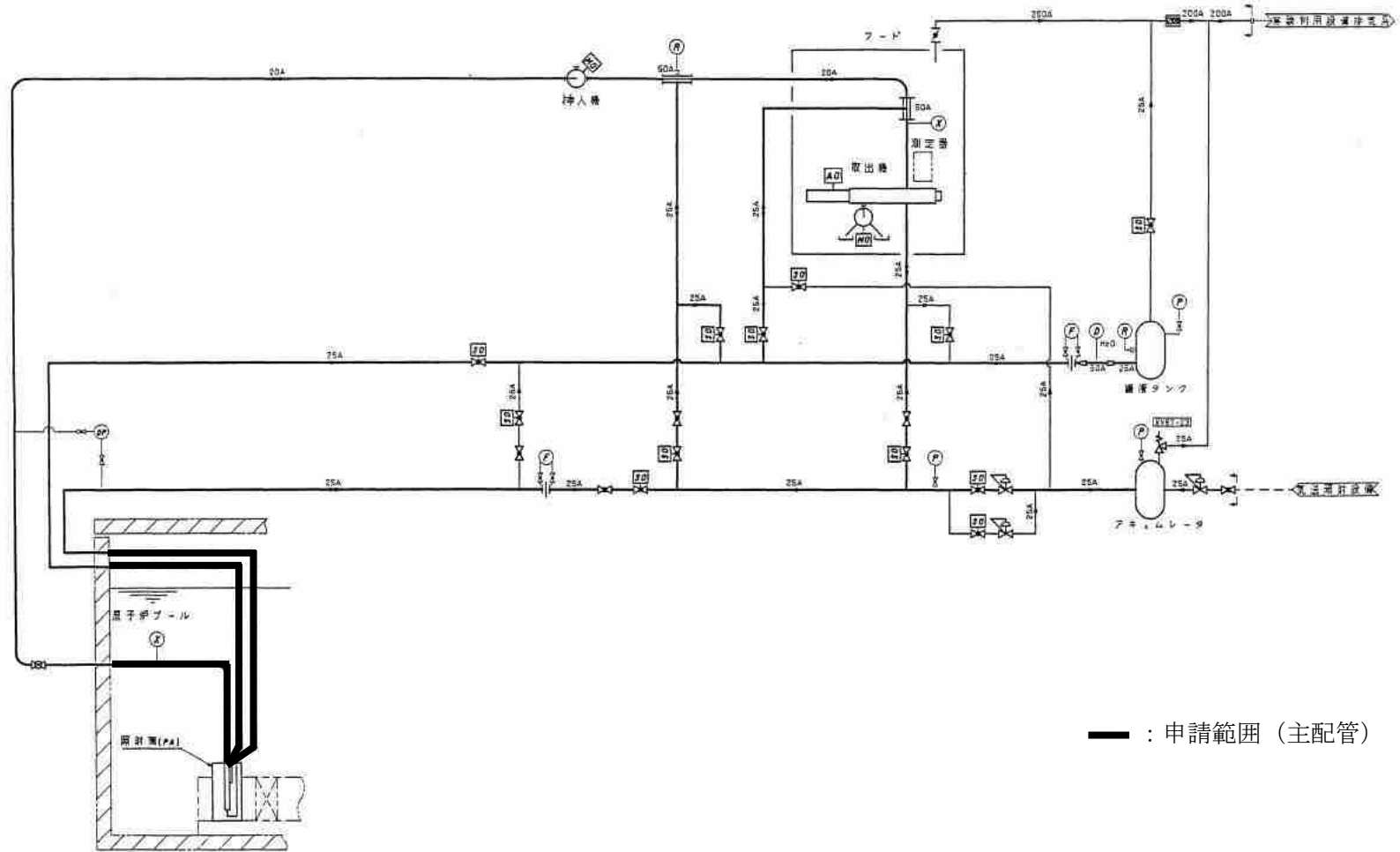


図-15.6 照射利用設備（放射化分析用照射設備）の申請範囲（3/3）

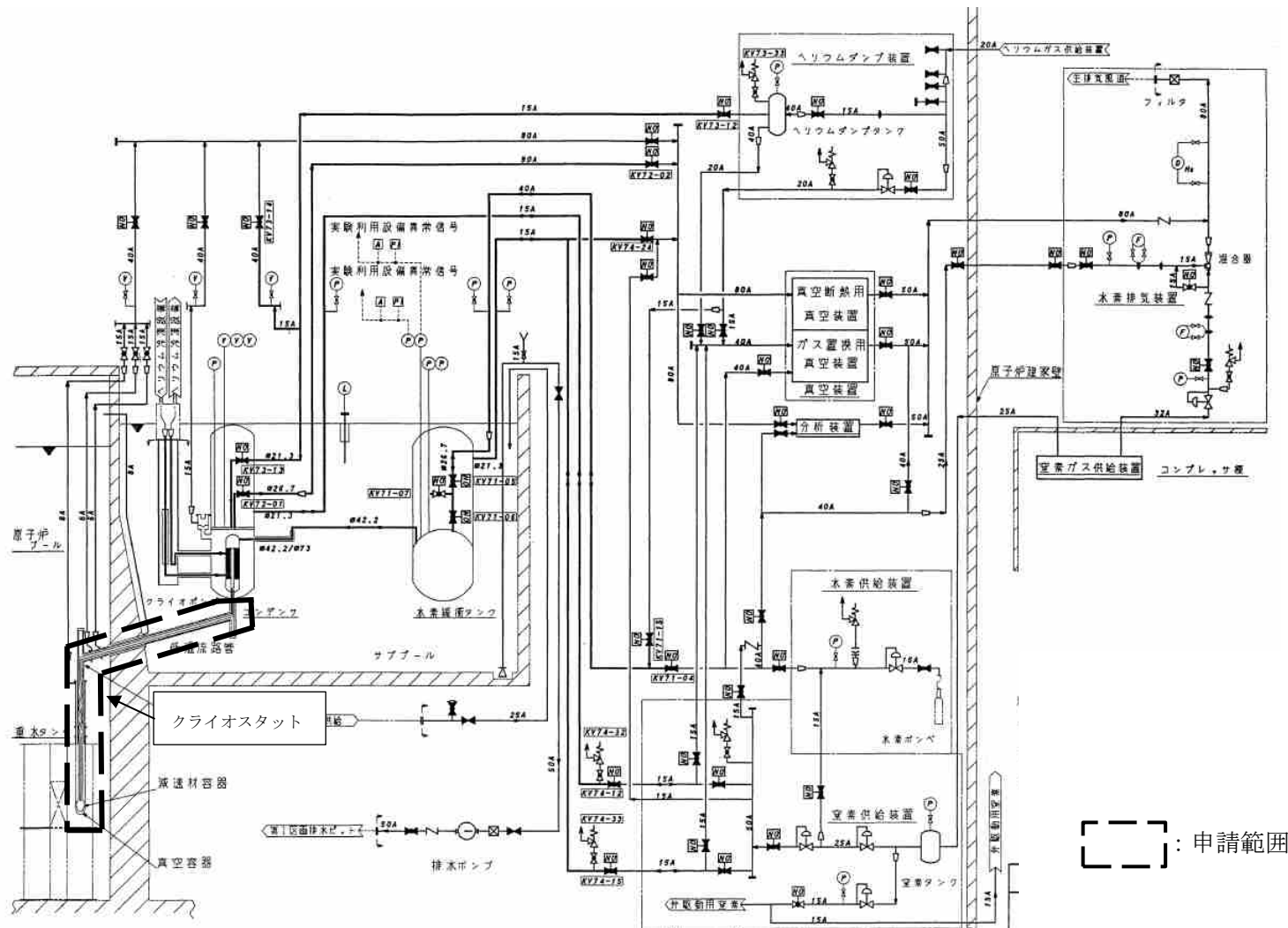


図-15.7 冷中性子源装置の申請範囲



図-15.8 その他の附属設備の申請範囲

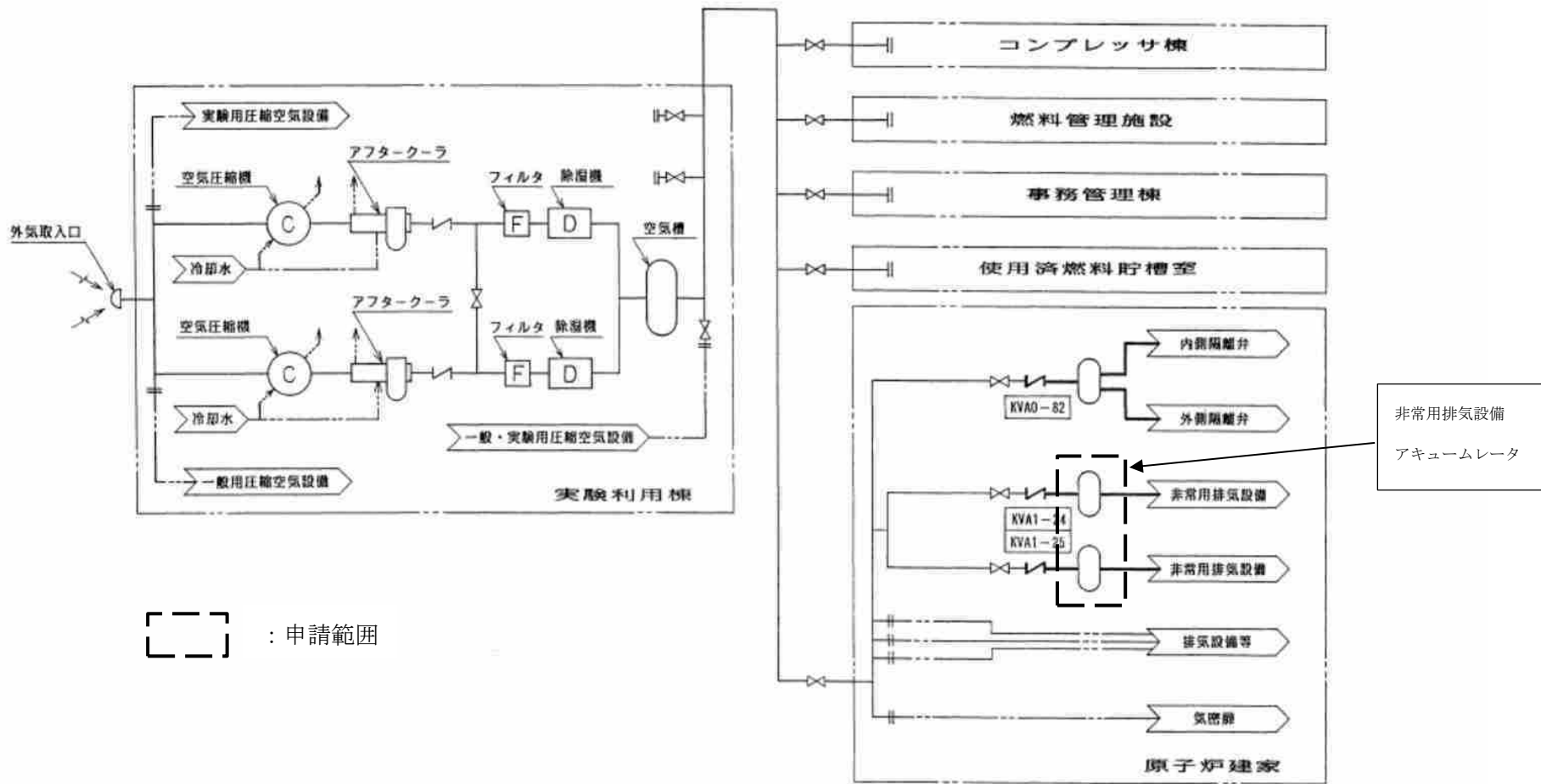


図-15.9 補助設備の申請範囲 (1/2)

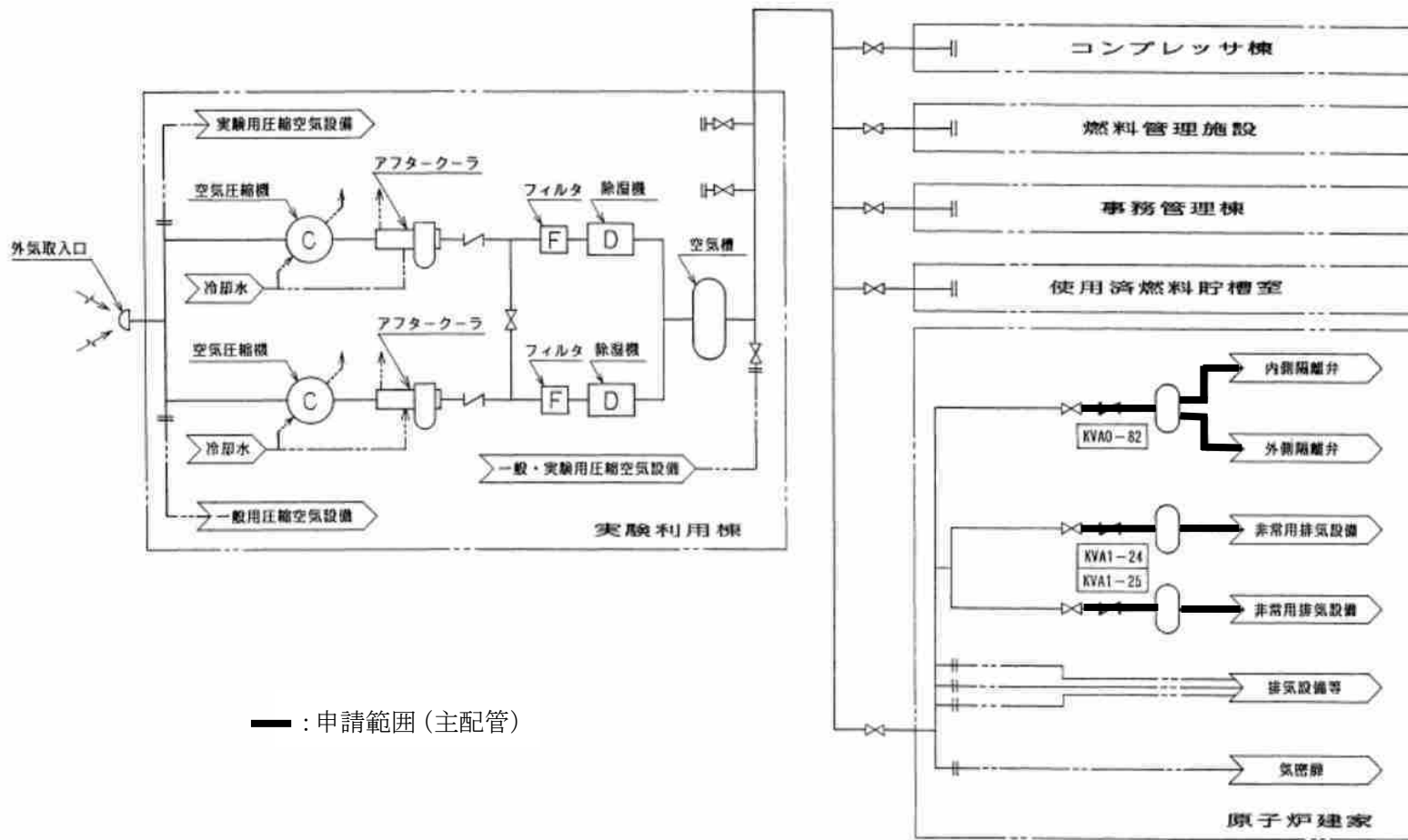


図-15.10 補助設備の申請範囲 (2/2)

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 試験検査項目及び方法	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

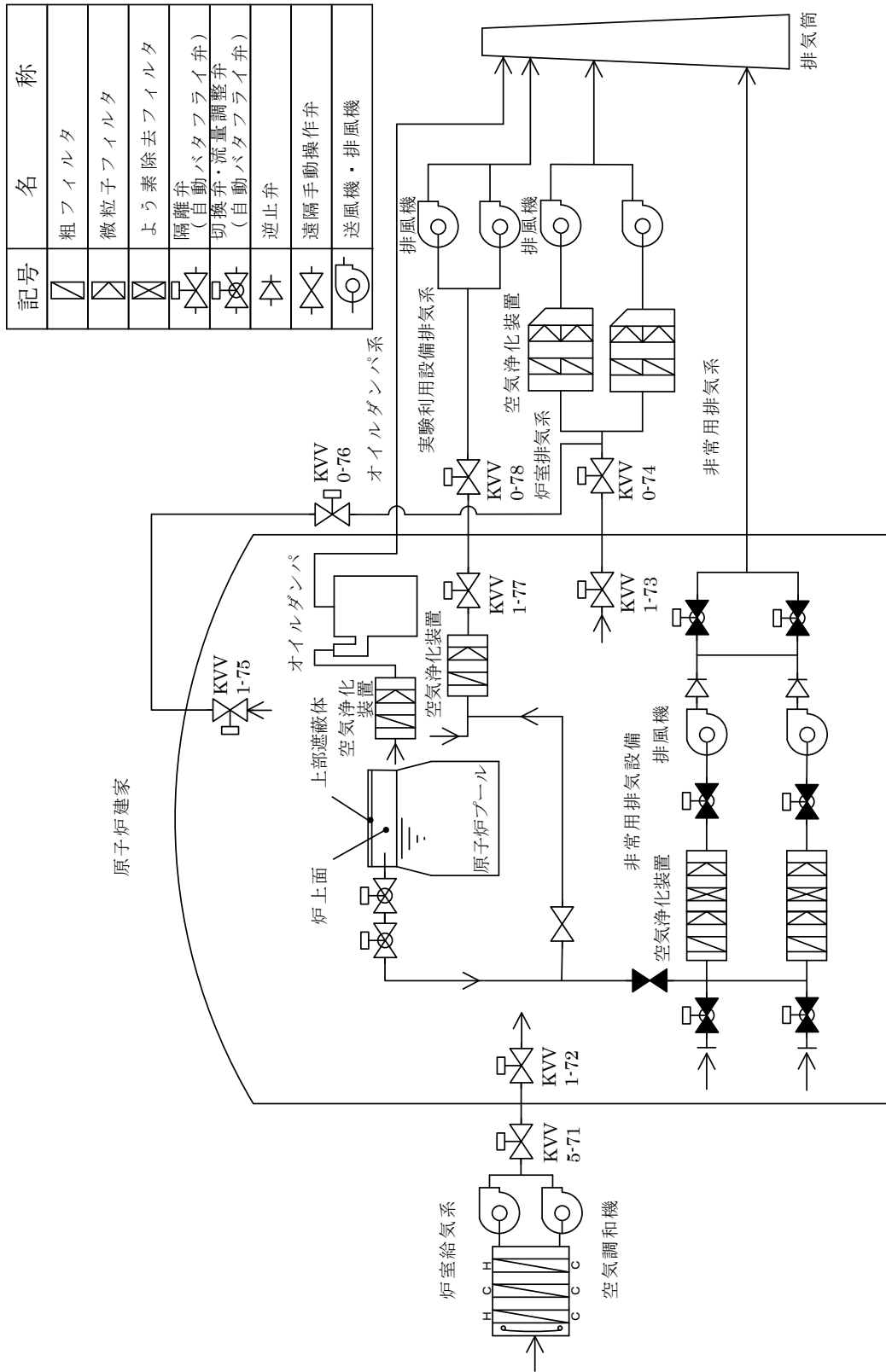
今回申請する範囲は、原子炉格納施設の(2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率のうち、原子炉建家の負圧の維持及び建家の漏えい率の設計に関するものである。本原子炉施設の負圧の維持及び建家の漏えい率は、以下に示す原子炉格納施設を構成する原子炉建家、原子炉建家排気設備、原子炉建家換気空調設備（通常運転時）、非常用排気設備（放射性物質の放出を伴う設計基準事故時）により達成される（原子炉建家の換気系設備系統図を図-16.1に示す）。本申請は、これらの設備の機能により、原子炉建家が所定の漏えい率を満たし、負圧の維持が可能であることを確認するものである。

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)」

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 (原子炉建家内負圧約 20mm 水柱 (約 196Pa))

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※であり、本申請にて新たに工事を実施するものではない。

※： 原子炉建家については、「JRR-3 の変更 (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(平成31年2月5日付け30原機(科研)022及び平成31年3月1日付け30原機(科研)024をもって一部補正)し、平成31年4月5日付け原規規発第1904051号をもって認可を受け、その後令和元年9月4日付け令01原機(科研)009の届出をもって一部変更)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号をもって申請し、昭和62年7月31日付け62安(原規)第122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。

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。

(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 20600 (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 4400 (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 25000 (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) 1100 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) 1100 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。

4.2 試験検査項目及び方法

試験・検査は、次の項目について実施する。

(1) 性能検査（負圧維持機能確認検査）

ア．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。）

・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。

イ．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。

(2) 漏えい率検査（原子炉建家漏えい率検査）

・方 法：給排気設備を停止し、隔離弁を閉止させた後、原子炉建家内を所定圧力まで加圧し、原子炉建家内の圧力及び温度を計測し、漏えい率を算出する。

・判 定：算出した漏えい率が、10%/日以下であること。