

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方法の認可申請書
（その7）の一部補正について

（原子炉冷却系統施設の構造及び設備及び
その他試験研究用等原子炉施設の附属施設の構造及び設備の一部変更）

令和元年 1 1 月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

令 0 1 原機 (科 研) 0 1 5

令 和 元 年 1 1 月 1 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方法の認可申請書（その7）の一部補正について

（原子炉冷却系統施設の構造及び設備及び
その他試験研究用等原子炉施設の附属施設の構造及び設備の一部変更）

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をもって一部補正）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方法の認可申請書（その7）について、下記のとおり一部補正いたします。

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	原子炉冷却系統施設の構造及び設備 その他試験研究用等原子炉施設の附属施設の構造 及び設備
設計及び工事 の方法	別紙のとおり

4. 設計及び工事に係る品質管理の方法等

「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」に適合するよう、変更に係る設計及び工事の品質管理を行う。

5. 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、原子炉冷却系統施設の構造及び設備及びその他試験研究用等原子炉施設の附属施設の構造及び設備の見直しを行う。

6. 分割申請の理由

JRR-3 原子炉施設の設計及び工事の方法の認可申請対象は、表 1 に示す項目であるが、工事に要する期間等を考慮し、分割して行う。本申請では、「1 次冷却材補助ポンプの被水対策設備の設置」、「安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯の設置」及び「消火設備の設置」について申請するものである。本申請の分割申請の妥当性を別添 1 に示す。

7. 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方法の認可申請書（その 7）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 2 編 冠水維持機能喪失時用給水設備の設置及び第 4 編 JRR-3 原子炉施設の構造（外部事象影響））、添付書類 1-1、添付書類 1-2、添付書類 2-2 及び添付書類 2-4 を削除する。加えて別添 2 のとおり、設計及び工事の方法（第 3 編 安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯の設置）を第 2 編に、添付書類 1-3 を添付書類 1-1 に、添付書類 2-1 を添付書類 3-1 に、添付書類 2-3 を添付書類 3-2 に、添付書類 3 を添付書類 4 に変更する。さらに設計及び工事の方法（第 3 編 消火設備の設置）、添付書類 1-2、添付書類 2 及び添付書類 3-3 を追加する。なお、設計及び工事の方法（第 1 編 1 次冷却材補助ポンプの被水対策設備の設置）は変更しない。

以上

表1 JRR-3原子炉施設設工認申請対象の施設区分と項目*

施設区分				分割申請回数	今回の申請	備考
設工認申請	設置許可申請					
イ 原子炉本体	ハ 原子炉本体の構造及び設備	(1)炉心(i)構造	炉心等の構造(耐震性)	その11	申請済	既設
		(4)原子炉容器(i)構造	原子炉プールの構造(耐震性)	その11	申請済	既設
ロ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1)耐震構造	使用済燃料貯槽室の耐震改修(耐震性)	その3	申請済	改造
			燃料管理施設の耐震改修(耐震性)	その3	申請済	改造
			使用済燃料貯蔵施設の耐震設計(耐震性)	その2	申請済	既設
		(3)その他の主要な構造	使用済燃料貯槽室の構造(外部事象影響)	その13		既設
			燃料管理施設の構造(外部事象影響)	その13		既設
			使用済燃料貯蔵施設の構造(外部事象影響)	その13		既設
	ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備	(2)核燃料物質貯蔵設備の構造	核燃料物質貯蔵設備の構造(耐震性)	その13		既設
			ステンレス製密封容器の構造(密封性)	その10	申請済	既設
使用済燃料プール等の構造(耐震性)			その11	申請済	既設	
ハ 原子炉冷却系統施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1)耐震構造	冷却塔の耐震改修(耐震性)	その6	申請済	改造
	ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備	(1)1次冷却設備(ii)主要な機器の構造	1次冷却材補助ポンプの被水対策設備の設置	その7	○	追加
			1次冷却系設備の構造(耐震性)	その13		既設
		(2)2次冷却設備	2次冷却系設備の構造(耐震性)	その13		既設
		(4)その他の主要な事項(i)重水冷却設備	重水冷却設備の構造(耐震性)	その13		既設
			(4)その他の主要な事項(ii)冠水維持設備	サイフォンブレイク弁の構造(耐震性)	その13	
		原子炉プールの構造(耐震性)		その11	申請済	

施設区分				分割申請回数	今回の申請	備考
設工認申請	設置許可申請					
ハ 原子炉冷却系統施設	ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備	(4) その他の主要な事項	原子炉プール溢流タンクの構造 (耐震性)	その13		既設
ニ 計測制御系統施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1) 耐震構造	原子炉制御棟の耐震改修 (耐震性)	その2	申請済	改造
		(3) その他の主要な構造	原子炉制御棟の構造 (外部事象影響)	その13		既設
	ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備	(2) 安全保護回路	ケーブルの分離設備の設置 (建家貫通部)	その10	申請済	追加
			核計装案内管等の構造 (耐震性)	その13		既設
		(3) 制御設備	制御棒等の構造 (耐震性)	その13		既設
			制御棒駆動装置の一部更新	その8	申請済	改造
			(4) 非常用制御設備	重水ダンプ弁の構造 (耐震性)	その13	
(5) その他の主要な事項	中央制御室外原子炉停止盤	その13		既設		
ホ 放射性廃棄物の廃棄施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1) 耐震構造	排気筒の耐震改修 (耐震性)	その3	申請済	改造
		(3) その他の主要な構造	排気筒の構造 (外部事象影響)	その13		既設
	ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備	(2) 液体廃棄物の廃棄設備	廃液貯槽の漏えい検知器の設置	その1	申請済	追加
		(3) 固体廃棄物の廃棄設備	保管廃棄施設の設置	その10	申請済	既設
ヘ 放射線管理施設	チ 放射線管理施設の構造及び設備	(2) 屋外管理用の主要な設備の種類	モニタリングポスト等の情報伝達設備の付加	その1	申請済	追加
ト 原子炉格納施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1) 耐震構造	原子炉建家屋根の耐震改修 (耐震性)	その4	申請済	改造
		(3) その他の主要な構造	原子炉建家の構造 (外部事象影響)	その13		既設

施設区分				分割申請回数	今回の申請	備考
設工認申請	設置許可申請					
ト 原子炉格納施設	リ 原子炉格納施設の構造及び設備	(3) その他の主要な事項 (i) 原子炉建家換気空調設備	原子炉建家換気空調設備の構造 (耐震性)	その13		既設
		(3) その他の主要な事項 (ii) 非常用排気設備	非常用排気設備の構造 (耐震性)	その13		既設
チ その他試験研究用等原子炉施設の附属施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1) 耐震構造	実験利用棟及びコンプレッサ棟の耐震改修 (耐震性)	その5	申請済	改造
		(3) その他の主要な構造	実験利用棟の構造 (外部事象影響)	その13		既設
	ヌ その他試験研究用等原子炉施設の附属施設の構造及び設備	(1) 非常用電源設備の構造 (i) 無停電電源装置	静止型インバータ装置の更新	その9	申請済	改造
		(2) 主要な実験設備の構造 (ii) 照射利用設備	照射設備の構造 (耐震性)	その13		既設
		(2) 主要な実験設備の構造 (iii) CNS	クライオスタットの構造 (耐震性)	その13		既設
		(2) 主要な実験設備の構造 (iv) その他の附属設備	炉室詰替セル等の構造 (耐震性)	その13		既設
		(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	冠水維持機能喪失時用給水設備の設置	その12		追加
		(4) その他主要な事項	安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯の設置	その7	○	既設、追加
	JRR-3内の通信連絡設備の設置	その1	申請済	既設		

施設区分				分割申請回数	今回の申請	備考
設工認申請	設置許可申請					
チ その他試験研究用等原子炉施設の附属施設	ヌ その他試験研究用等原子炉施設の附属施設の構造及び設備	(4)その他主要な事項	J R R - 3 外の通信連絡設備の設置	その 1	申請済	既設
			消火設備の設置 (ハロゲン化物消火設備を除く)	その 7	○	既設
			消火設備の設置 (ハロゲン化物消火設備)	その 9	申請済	既設

※今後の進捗に応じて、項目や分割内容を変更する可能性がある。

別添 1

JRR-3 分割設工認その 7 の分割申請の妥当性について

1. 設工認その 7 の申請内容について

- ・ 第 1 編 1 次冷却材補助ポンプの被水対策設備の設置
- ・ 第 2 編 安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯の設置
- ・ 第 3 編 消火設備の設置

2. 設工認その 7 の技術基準適合性の説明を要する範囲について

これまでに実施した審査会合での議論を踏まえ、設工認その 7 にて説明を要する技術基準の条項は以下のとおり。

	技術基準の条項	項・号	備考
第 1 編	第 1 3 条の 2 (溢水による損傷の防止)	第 1 項	H30. 11 月申請時の申請書に記載あり
第 2 編	第 1 3 条の 3 (安全避難通路等)	第 1 項第 1 号、第 2 号、第 3 号	H30. 11 月申請時の申請書に記載あり (平成 31 年 4 月 22 日付け 31 原機 (科研) 003 をもって追加した第 5 条への適合性については削除した)
第 3 編	第 1 3 条 (安全設備)	第 1 項第 4 号ロ、第 1 項第 5 号	設工認その 1 0 にて申請していた記載内容 (令和元年 1 0 月 3 1 日付け令 01 原機 (科研) 014 をもって設工認その 1 0 からは削除) のうち、非常用電源設備に係るもの以外を本申請に追加した

3. 設工認その7の申請設備機器及び適合性説明を要する設備機器一覧

設工認その7の申請設備機器及び適合性説明を要する設備機器は以下に示すとおり。

設備機器名			備考
原子炉冷却系統施設	1次冷却設備	1次冷却材補助ポンプの被水対策設備	新設（1次冷却材補助ポンプ及びその基礎に関しては既設）
その他試験研究用等原子炉施設の附属施設	安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯		一部新設
	消火設備（非常用電源設備に係るものを除く）		既設（非常用電源設備に係るものについては設工認その9（令和元年10月23日付け令01原機（科研）013）で申請済）

4. 技術基準から見た設工認その7と他の分割設工認との分離について

4. 1 第1編 1次冷却材補助ポンプの被水対策設備の設置

1) 技術基準第13条の2（溢水による損傷の防止）について

第1項については、適合性の説明を要する新規要求事項であるため、1次冷却材補助ポンプに対する溢水による損傷の防止について適合性を示した。なお、1次冷却材補助ポンプ以外に新たに溢水対策を講じなければならない設備はない。

第2項については、新規要求事項ではあるが、管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止は建家の設計で担保するため、適合性の説明を要しない。

2) 技術基準第13条（安全設備）について

本申請の申請対象設備は1次冷却材補助ポンプの被水対策設備であり、被水対策設備は安全設備に該当しないため本条項への適合性の説明を要しない。

3) 技術基準第19条（冷却設備等）について

本申請の申請対象設備は1次冷却材補助ポンプの被水対策設備であるため、本条項への適合性の説明を要しない。なお、技術基準第19条の対象設備機器は全て既設であり、設置時に認可済みの設備機器である。また、技術基準第19条第1項第7号及び第3項は新規要求事項ではあるが、設置時の設工認申請書にてその適合性を確認できるため、新たな設工認の申請は不要である。

4. 2 第2編 安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯の設置

1) 技術基準第5条（機能の確認等）について

本条項については、平成31年4月22日付け31原機（科研）003をもって適合性の説明を追記したが、令和元年10月21日の審査会合にて第5条への適合性を示すべき設備機器については安全機能の重要度分類クラス2以上と本年8月に整理したため、MS-3である標識並びに保安灯及び誘導灯については、適合性の説明を削除した。

2) 技術基準第13条の3（安全避難通路等）について

本条項については、適合性の説明を要する新規要求事項であるため、第1項第1号から第3号まで適合性を示した。

3) 技術基準第24条（原子炉制御室等）について

制御室からの避難通路に関しては、技術基準第24条第3項が適合性の説明を要する新規要求事項であるため、その適合性を示した。なお、制御室が設けられている原子炉制御棟は原子炉建家とは別建家であるため、設計基準事故時においても従事者が退避する必要はない。

4. 3 第4編 消火設備の設置

1) 技術基準第13条（安全設備）について

本申請に係る消火設備は、火災防護対象となる安全設備（非常用電源設備を除く）について、技術基準第13条第1項第4号イ及び第1項第5号の適合性を示している（非常用電源設備に関しては設工認その9（令和元年10月23日付け令01原機（科研）013）で適合性を示した）。第1項第5号の適合性に関しては、消火設備の破損、誤作動、誤操作時は1次冷却材補助ポンプの基礎高さ及び点検等によって1次冷却材補助ポンプの機能を担保する。詳細な評価に関しては設工認その7第1編の添付書類の中で示している。

上記の整理に従い、設工認その7が他のJRR-3分割設工認と独立し、分離できると判断できるため、設工認その7を分割申請した。

以上

別添 2

別紙

設計及び工事の方法

第 1 編 1 次冷却材補助ポンプの被水対策設備の設置

第 2 編 安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯の設置

第 3 編 消火設備の設置

第 1 編 1 次冷却材補助ポンプの被水対策設備の設置

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 1-1
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 1-8
4.1 工事の方法及び手順	本 1-8
4.2 試験検査項目及び方法	本 1-8

1. 構成及び申請範囲

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
- (3) その他主要な事項

上記のうち、(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

今回申請する範囲は、(1) 1次冷却設備のイ. 1次冷却系設備の(ハ) 1次冷却材補助ポンプの被水対策設備の設置工事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設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」

(昭和62年総理府令第11号)

「日本産業規格 (JIS)」

「IEEE 規格」

3. 設計

3.1 設計条件

- (1) 1次冷却材補助ポンプ電源盤は、原子炉建家地階に設置されている。上方に敷設してある一般系配管及びサンプリング配管からの溢水が、1次冷却材補助ポンプ電源盤上の開口部及び正面の扉の隙間から盤内部に侵入しないよう、1次冷却材補助ポンプ電源盤上部に溢水防護カバーを設置すること。
- (2) 1次冷却材補助ポンプ原動機(端子箱含む)及び電線管(接続部含む)について、被水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう防滴仕様のもので施工すること。また、電線管の施工に伴い、ケーブルを更新する。ケーブルについては、難燃性のものを使用すること。

3.2 設計仕様

- (1) 1次冷却材補助ポンプ電源盤の溢水防護カバー
1次冷却材補助ポンプ電源盤の溢水防護カバーの設計仕様は、以下のとおりである。

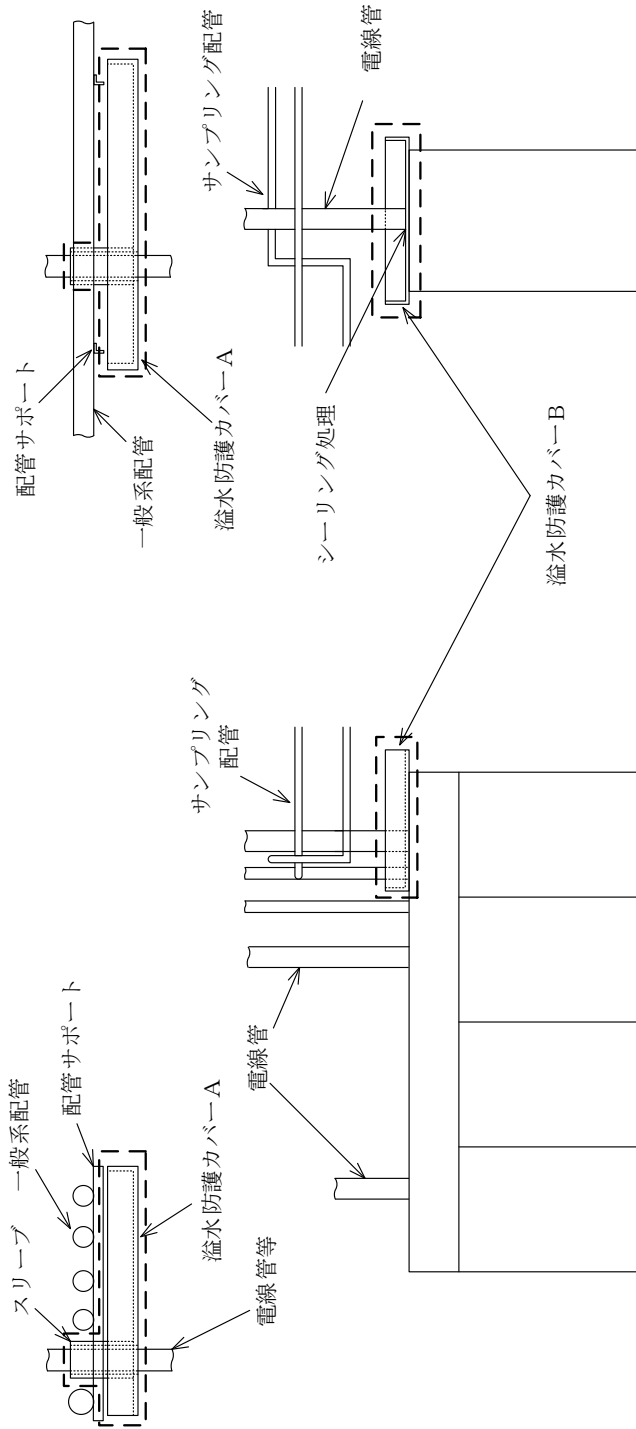
項目	設計仕様	
設置数量	溢水防護カバーA	1基
	溢水防護カバーB	1基
主要寸法	溢水防護カバーA	幅約1400mm×奥行約1400mm ×高さ約100mm
	溢水防護カバーB	幅約700mm×奥行約800mm ×高さ約50mm
主要材料	ステンレス鋼	
設置場所	原子炉建家地階	
構造	「図-1.1 1次冷却材補助ポンプ電源盤の溢水防護カバー」及び「図-1.2 1次冷却材補助ポンプ電源盤の溢水防護カバーの構造」に示すとおり。	

(2) 1次冷却材補助ポンプ原動機及び電線管の被水対策設備

1次冷却材補助ポンプ原動機及び電線管の被水対策設備の設計仕様は、以下のとおりである。

なお、1次冷却材補助ポンプ原動機（端子箱含む）については、既設であり、「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級（IPコード）」における第二特性数字2以上相当の保護等級を有する機器であるため、工事を伴うものではない。

項目	設計仕様		
設置数量	1次冷却材補助ポンプ原動機（端子箱含む）	1次冷却材補助ポンプ原動機電線管（接続部含む）	ケーブル
	2	2	2
主要材料	「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級（IPコード）」における第二特性数字2以上相当の保護等級を有する機器であること。（防滴仕様であること。）		IEEE規格383による垂直トレイ燃焼試験合格相当以上の難燃性を有していること。
設置場所	原子炉建家地階		
構造	「図-1.3 1次冷却材補助ポンプの概略図及び申請範囲」、「図-1.4 1次冷却材補助ポンプ及び電源盤の配置図」に示すとおり。		



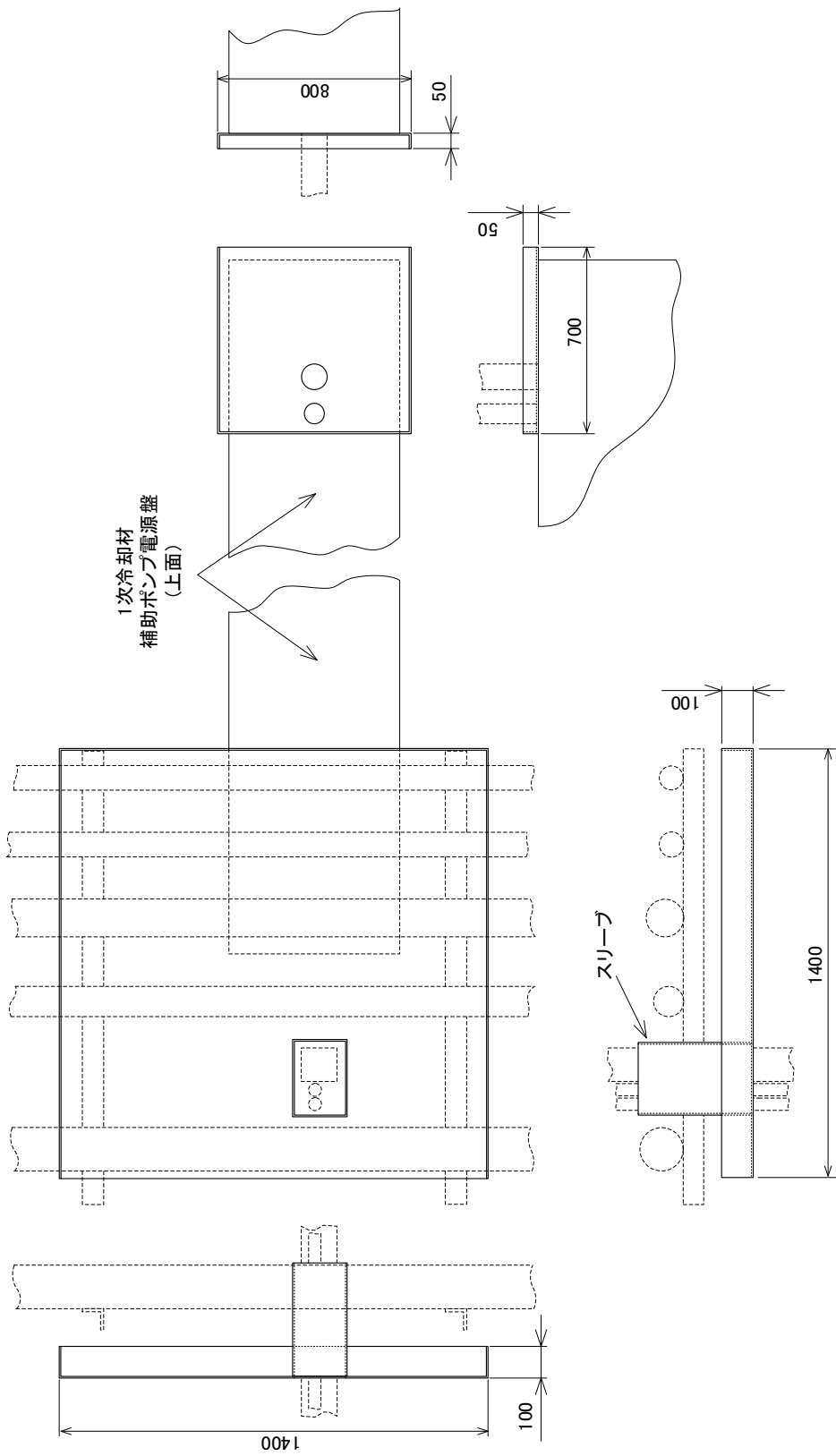
1 次冷却材補助ポンプ電源盤
(正面)

1 次冷却材補助ポンプ電源盤
(側面)

- 溢水防護カバーAは配管サポートにステーを介して支持する。溢水防護カバーBは電源盤上面に接着する。
- 電線管等と干渉する部分は、切り欠き及びスリーブ等により干渉を避ける。
- カバーの接合部、切り欠き及びスリーブ接合部等はシーリング処理を行う。
- 取付方法、取付位置の詳細は既存設備との取り合いを考慮して決定し、加工部はパッキン、シーリング等により、漏えいしないよう処置する。

[] : 申請範囲を示す

図-1.1 1 次冷却材補助ポンプ電源盤の溢水防護カバー



溢水防護カバーA

溢水防護カバーB

単位：mm

図-1.2 1次冷却材補助ポンプ電源盤の溢水防護カバーの構造

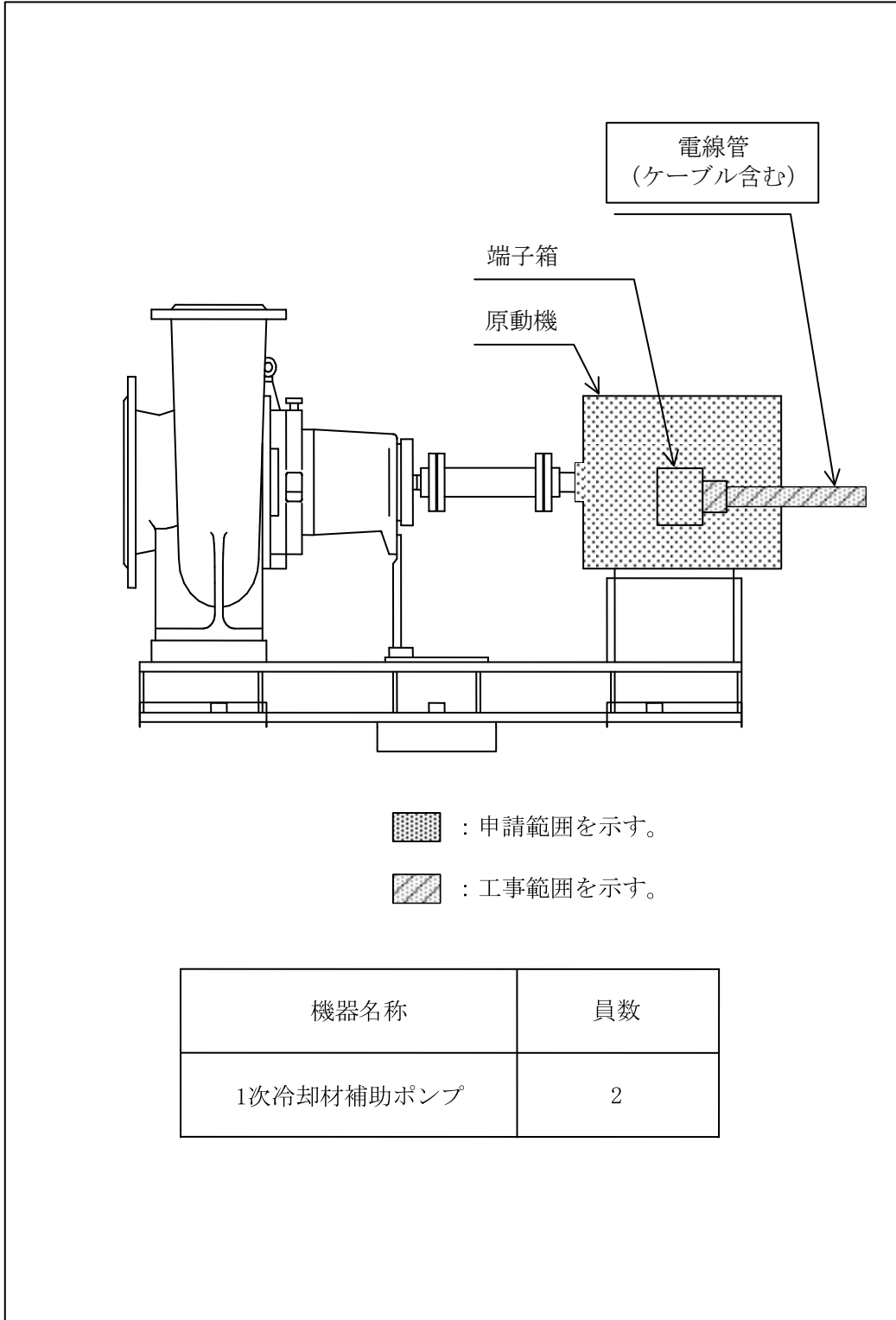


図-1.3 1次冷却材補助ポンプの概略図及び申請範囲

原子炉建家地階

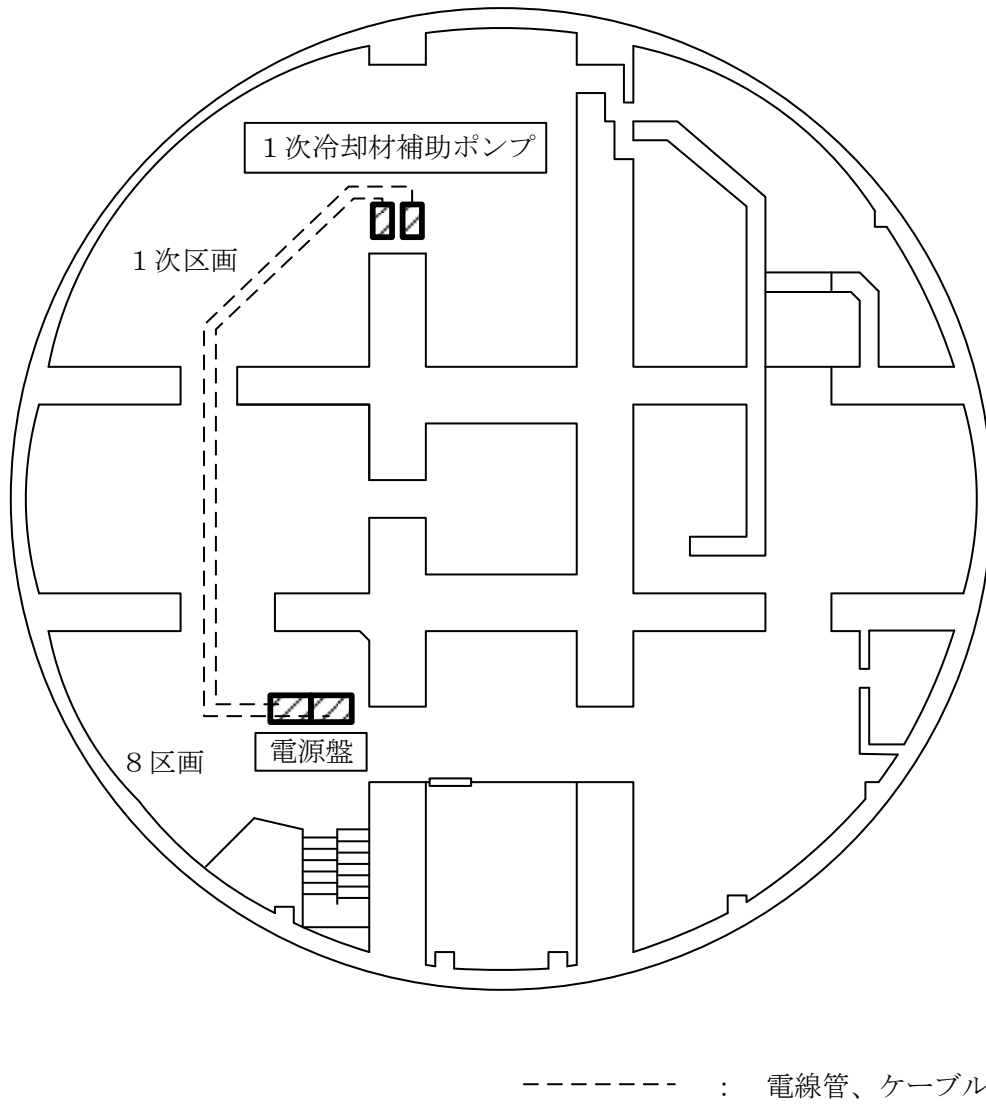


図-1.4 1次冷却材補助ポンプ及び電源盤の配置図

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請に係る工事の方法及び手順を図-1.5 に示す。使用前検査終了後に施設定期自主検査や施設の保守点検のために1次冷却材補助ポンプを利用する。なお、この1次冷却材補助ポンプの利用は炉心で発生した熱を除去することを目的としたものではない。

当該工事はその他安全機能を有する施設等に影響を及ぼすことはない。

4.2 試験検査項目及び方法

試験・検査は、工事の工程に従い、次の項目について図-1.5に示すとおり実施する。

(1) 1次冷却材補助ポンプ電源盤の溢水防護カバー

(i) 外観検査

方法：目視により外観を確認する。

判定：溢水防護カバーA及びBに、機能上有害な傷、割れ及び変形がないこと。

(ii) 据付検査

方法：目視により据付状態を確認する。

判定：溢水防護カバーA及びBの配置が、一般系配管及びサンプリング配管からの溢水から1次冷却材補助ポンプ電源盤を防護できる配置であること。

(2) 1次冷却材補助ポンプ原動機及び電線管の被水対策設備

(i) 材料検査

方法：イ. 1次冷却材補助ポンプ原動機(端子箱含む)及び電線管(接続部含む)が日本産業規格の規格値(「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字2以上相当の保護等級)を有していることを書類により確認する。

ロ. ケーブルがIEEE規格383による垂直トレイ燃焼試験合格相当以上の難燃性を有していることを書類により確認する。

判定：イ. 日本産業規格の規格値(「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字2以上相当の保護等級)を有していること。

ロ. IEEE規格383による垂直トレイ燃焼試験合格相当以上の難燃性を有していること。

(ii) 外観検査

方法：目視により外観を確認する。

判定：機能上有害な傷、割れ及び変形がないこと。

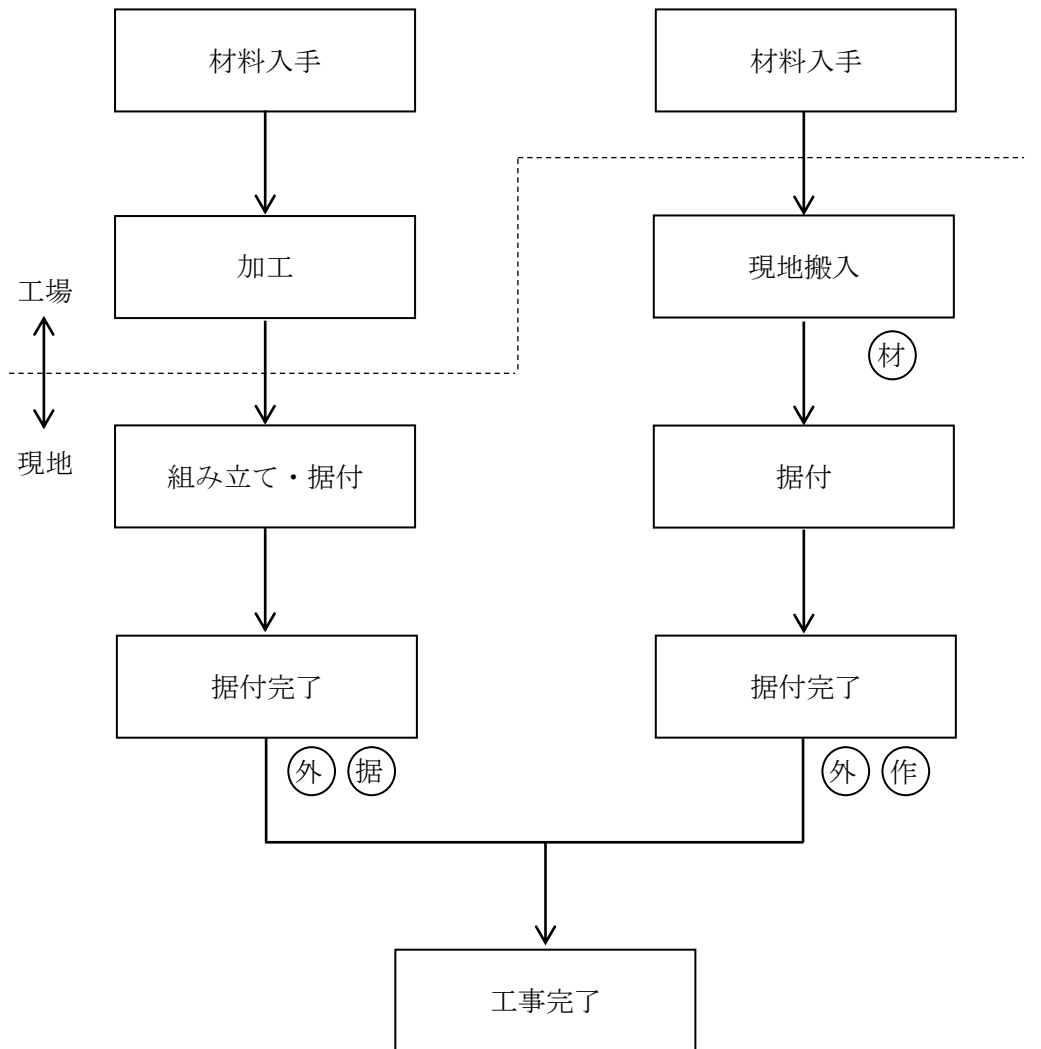
(iii) 作動検査

方法：1次冷却材補助ポンプを運転し、正常に起動することを確認する。

判定：1次冷却材補助ポンプが正常に起動すること。

1次冷却材補助ポンプ電源盤の
溢水防護カバー

1次冷却材補助ポンプ原動機及び
電線管の被水対策設備



- ⊙材 : 材料検査
- ⊙外 : 外観検査
- ⊙据 : 据付検査
- ⊙作 : 作動検査

注：当該施設に係る使用前検査終了後に1次冷却材補助ポンプを利用する

図-1.5 1次冷却材補助ポンプの被水対策設備の設置工事フロー図

第2編 安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯
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 2-2
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 2-8
4.1 工事の方法及び手順	本 2-8
4.2 試験検査項目及び方法	本 2-8

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の構造及び設備は、次の各構造から構成される。

- (1) 非常用電源設備の構造
- (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、(4) その他の主要な事項のうち、安全避難通路及び照明設備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設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」（昭和 62 年総理府令第 11 号）

「消防法」（昭和 23 年法律第 186 号）

「建築基準法」（昭和 25 年法律 201 号）

3. 設計

3.1 設計条件

- (1) 原子炉施設の建家内には、避難通路及び避難口を設けるほか、設計基準事故時対応に必要な経路を確保する。
- (2) 中央制御室、避難通路等には必要に応じて誘導標識並びに保安灯及び誘導灯を設ける。当該保安灯及び誘導灯は、内部に電池を内蔵又は蓄電池により給電し通常の照明用電源喪失時にその機能を失うことがないようにし、容易に避難できる設計とする。
- (3) 中央制御室の保安灯は、設計基準事故において、パラメーターの監視が可能な設計とする。

3.2 設計仕様

本申請に係る保安灯等の設計仕様は、以下のとおりとする。

なお、保安灯等については、別途定める手順に従い、(2)に示す機能を有するものと交換できることとする。

(1) 台数

設置場所	保安灯		誘導標識又は誘導灯（既設）	
	台数	番号	台数	番号
原子炉建家	71 台 (うち既設 66 台)	A1～A71	25 台	A72～A96
冷却塔	13 台 (うち既設 3 台)	B1～B13	5 台	B14～B18
実験利用棟	85 台 (うち既設 62 台)	C1～C85	39 台	C86～C124
使用済燃料貯槽室	11 台 (全て既設)	D1～D11	3 台	D12～D14
燃料管理施設	10 台 (全て既設)	E1～E10	3 台	E11～E13

設置場所	保安灯		誘導標識又は誘導灯（既設）	
	台数	番号	台数	番号
事務管理棟	23 台 (うち既設 21 台)	F1～F23	17 台	F24～F40
原子炉制御棟	33 台 (うち既設 25 台)	G1～G33	11 台	G34～G44
コンプレッサ棟	3 台 (うち既設 1 台)	H1～H3	4 台	H4～H7
使用済燃料貯蔵施設	38 台 (うち既設 7 台)	I1～I38	10 台	I39～I48

(2) 機能

- (i) 保安灯及び誘導灯は内蔵された電池又は蓄電池により給電可能な照明器具であり、照明用の電源喪失時でも避難が完了するまでの 15 分間これらの照明が点灯すること。
- (ii) 誘導灯及び誘導標識は、消防庁の登録認定機関の認定品又はその相当品とすること。
- (iii) 中央制御室の保安灯は、照明用の電源喪失時でも、パラメーターの監視が可能な明るさが得られること。

(3) 設置場所

図-2.1～図-2.4 のとおり。

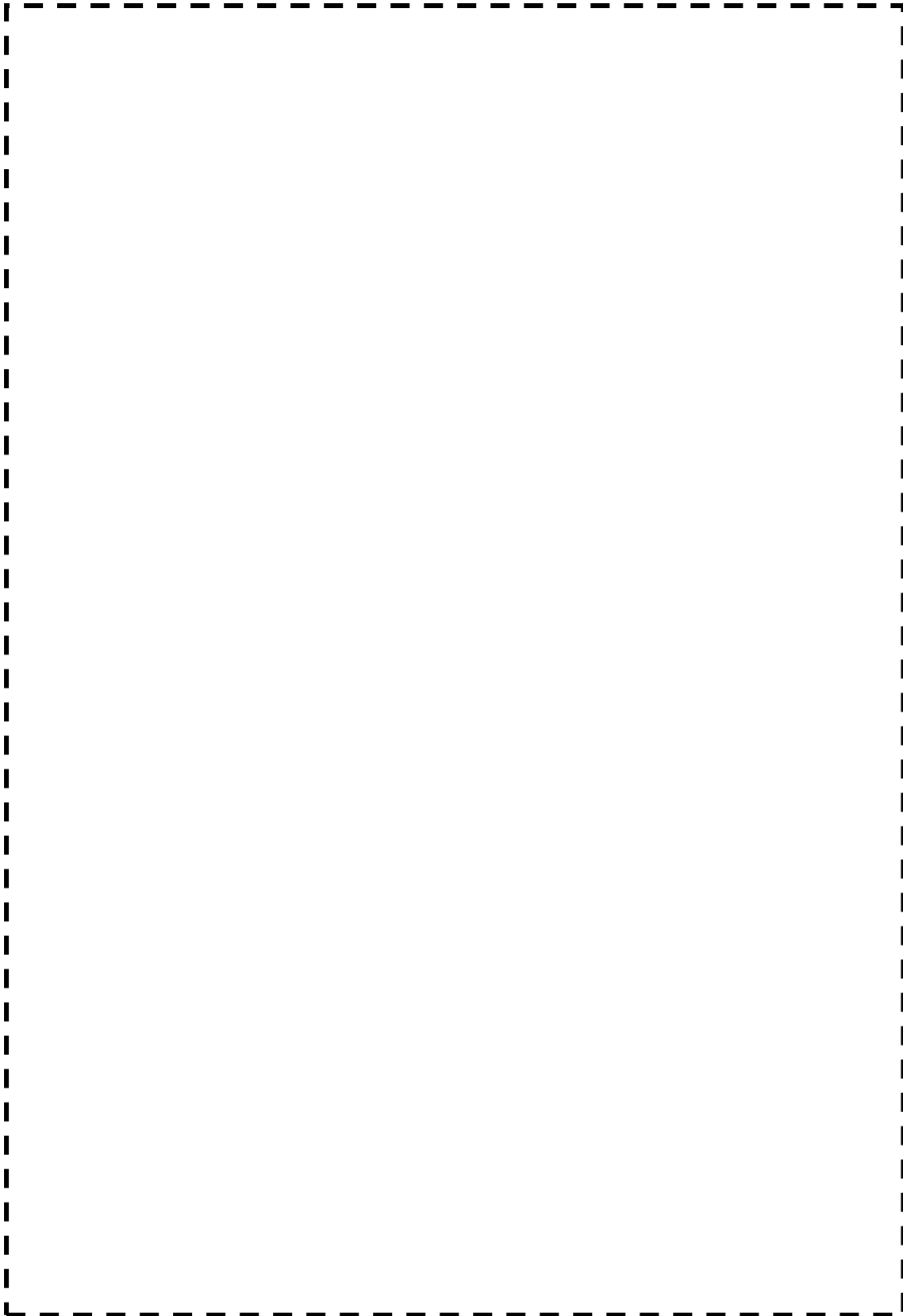


図-2.1 J R R - 3 の保安灯等の配置図 (その 1)

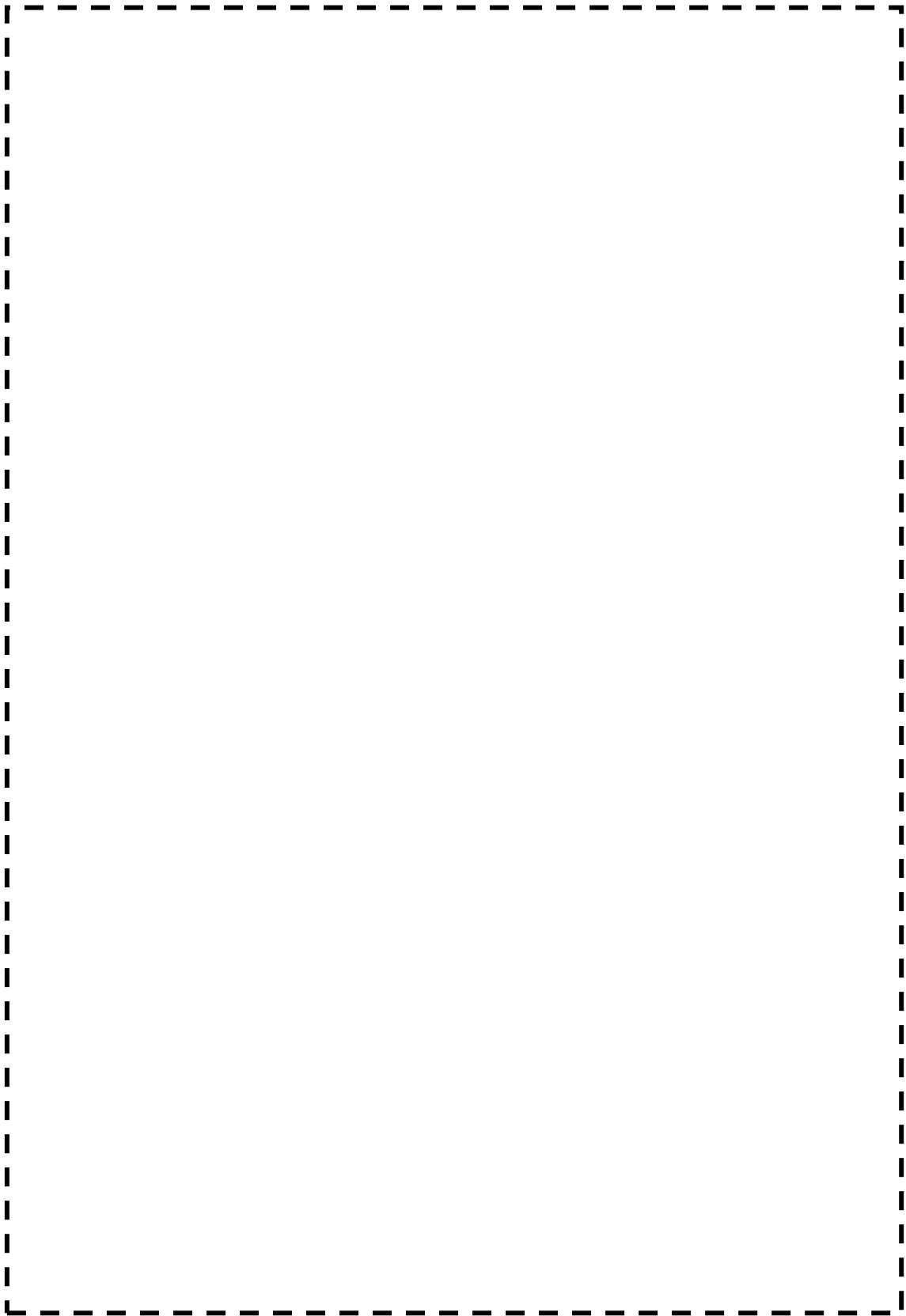


図-2.2 J R R - 3 の保安灯等の配置図 (その 2)

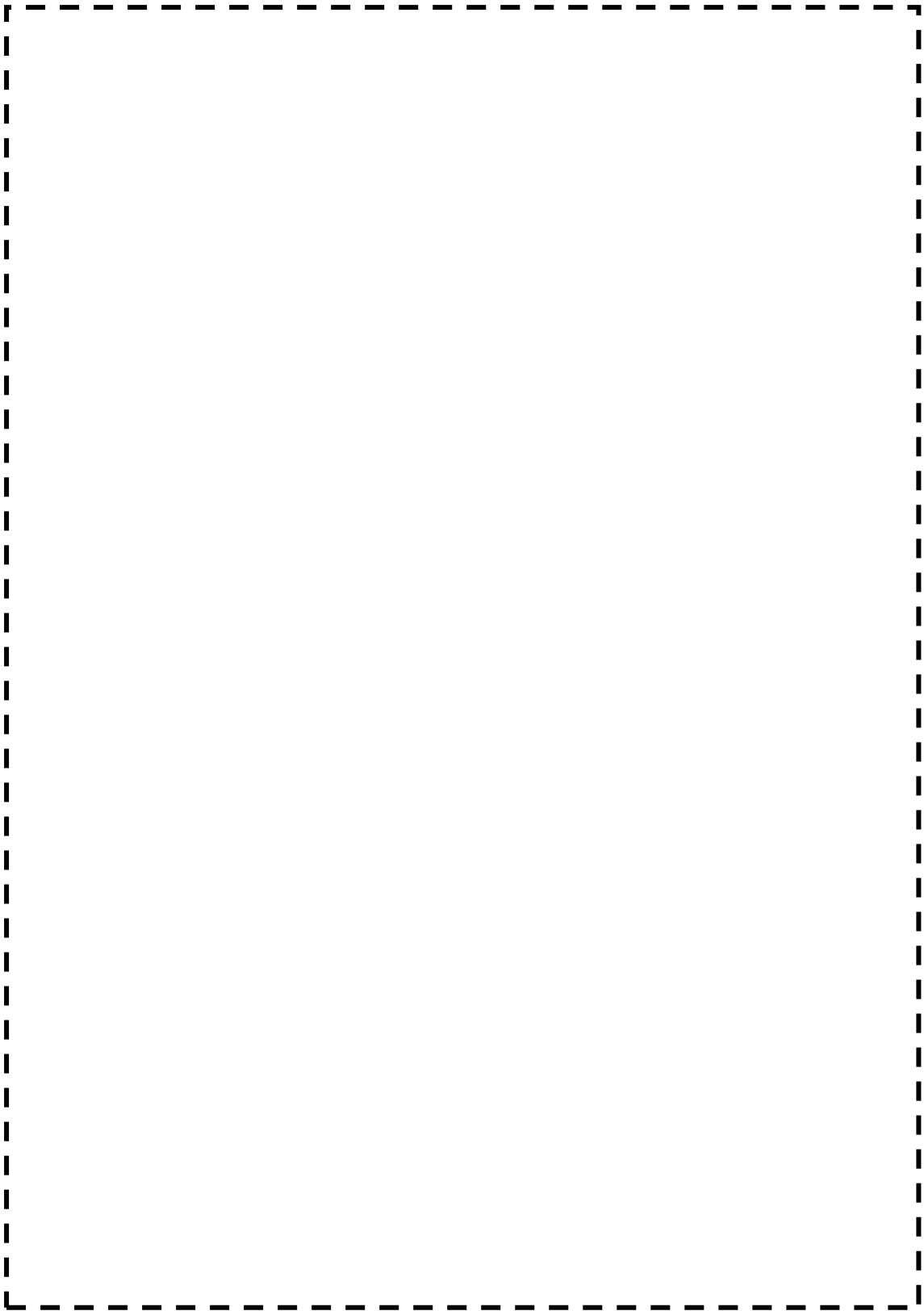


図-2.3 J R R - 3 の保安灯等の配置図 (その 3)

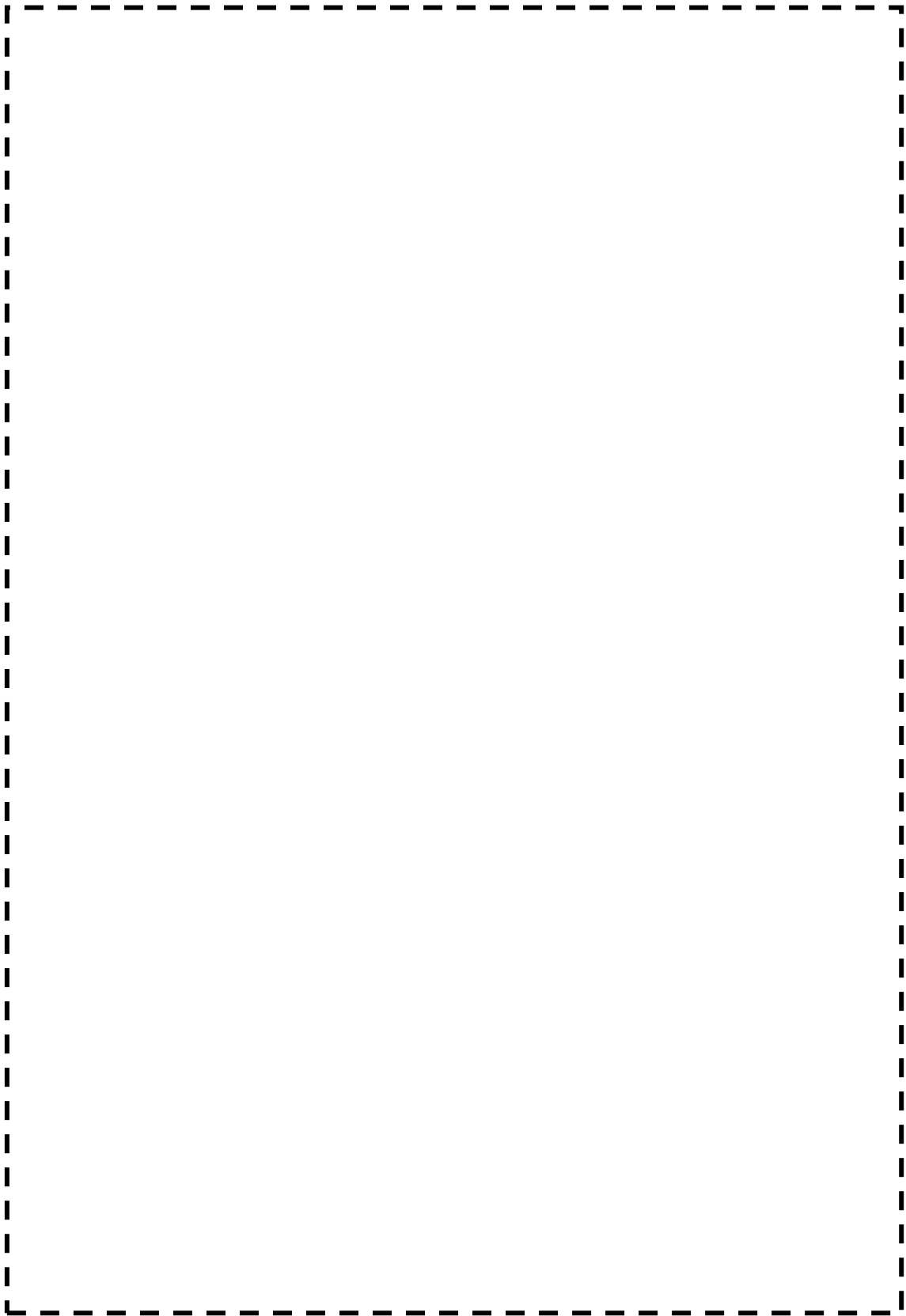


図-2.4 使用済燃料貯蔵施設の保安灯等の配置図

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請に係る追加保安灯の工事の方法及び手順を図-2.5に示す。

当該工事はその他安全機能を有する施設等に影響を及ぼすことはない。

4.2 試験検査項目及び方法

試験・検査は、追加保安灯については工事の工程に従い、次の項目について図-2.5に示すとおり実施する。また、既設の保安灯等についても同時期に実施する。

(1) 員数検査

方法:保安灯等が図-2.1～図-2.4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:保安灯等が図-2.1～図-2.4に示す所定の位置に所定の数量配置されていること。

(2) 性能検査

方法:イ. 照明用の電源喪失時に、保安灯、誘導灯が15分間これらの照明が点灯することを確認する。

ロ. 照明用の電源喪失時に、中央制御室では、保安灯によりパラメータの監視が可能な明るさが得られることを確認する。

判定:イ. 照明用の電源喪失時に、保安灯、誘導灯が15分間これらの照明が点灯すること。

ロ. 照明用の電源喪失時に、中央制御室では、保安灯によりパラメータの監視が可能な明るさが得られること。

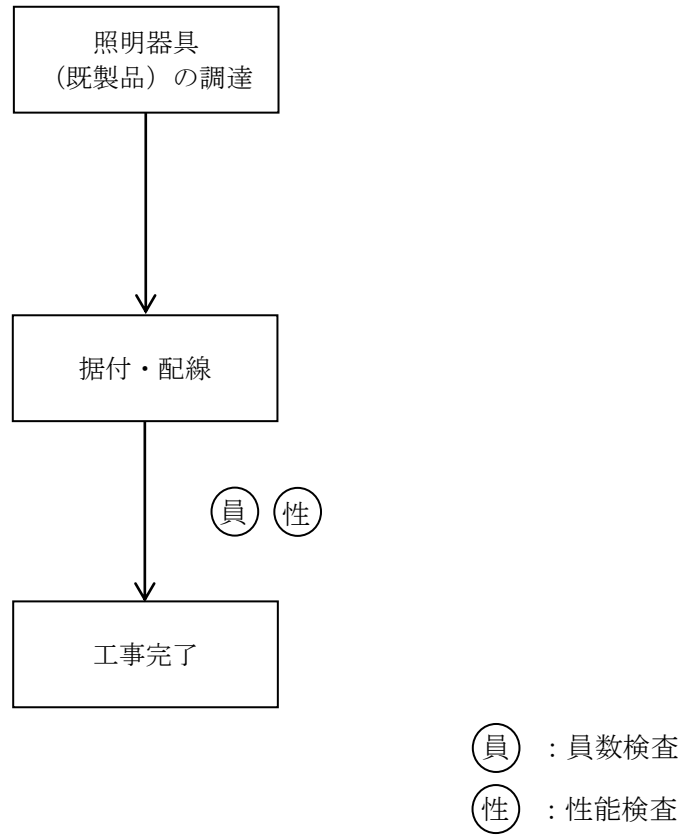


図-2.5 追加保安灯器具据付及び配線工事のフロー図

第3編 消火設備の設置

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 3-3
4. 工事の方法	本 3-10
4.1 工事の方法及び手順	本 3-10
4.2 試験検査項目及び方法	本 3-10

1. 構成及び申請範囲

その他試験研究用等原子炉施設の附属施設の構造及び設備は、次の各構造から構成される。

- (1) 非常用電源設備の構造
- (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) その他主要な事項

上記のうち(4)その他主要な事項は、次の各設備から構成される。

- (i) 常用電源設備
- (ii) 重水保管タンク設備
- (iii) 火災感知器及び消火設備

今回申請する範囲は、(4)の(iii)火災感知器及び消火設備（非常用電源設備に関するものを除く）について申請するものである。

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)

「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」

(昭和 62 年総理府令第 11 号)

「消防法」

(昭和 23 年法律第 186 号)

3. 設 計

3.1 設計条件

表-3.1 に示す内部火災に対する防護対象設備について、火災により損傷を受け安全機能を失うおそれがある場合には、火災の発生を感知する設備及び消火を行う設備を設ける。防護対象設備の位置を含めた防護範囲（以下「防護対象エリア」という。）を図 - 3.1 及び図 - 3.2 に示す。

表-3.1 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	炉心構築物 ^{※1}	原子炉建家
	燃料要素 ^{※1}	原子炉プール内
炉心の冷却	冠水維持設備 ^{※2} （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 ^{※2}	原子炉建家 1 階
重水を内蔵する機能	重水タンク ^{※1} 、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 ^{※2} （使用済燃料貯蔵ラック ^{※1} を含む。）	原子炉建家 1 階
原子炉の緊急停止	制御棒 ^{※1} 、スクラム機構	原子炉建家 1 階、地階
未臨界維持	制御棒 ^{※1}	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 ^{※3}	非常用電源系	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

※1：水中に配置しており、火災によって機能を喪失することはない。

※2：不燃材料により構成されており、火災によって機能を喪失することはない。

※3：非常用電源設備に係る消火設備は本申請の範囲外。

3.2 設計仕様

本申請に係る設計仕様は、以下のとおりとする。

なお、本申請により申請する設備については、消防法を満足する規格のものと交換できるものとする。

(1) 自動火災報知設備の仕様

自動火災報知設備は、火災による煙や炎を早期に自動的に感知し、警報を発報させ、建家内に火災の発生を知らせる設備であり、火災受信機、火災感知器から構成されている。このうち非常用電源設備に係る火災感知器については本申請の範囲外である。また、火災受信機については、非常用電源設備に係る火災受信機と共通の設備である。

種 類		数 量 ^{※1}	備 考
火災感知器	煙感知器	86 台	内 8 台は非常用電源設備に係るものであり本申請の範囲外
	炎感知器	23 台	—
火災受信機		1 台	非常用電源設備に係る火災受信機と共通設備

※1：本申請の範囲外である非常用電源設備に係る火災感知器の数量を含む。

(2) 消火設備の仕様

消火設備は、延焼を防止するための設備であり、消火栓、消火器、ハロゲン化物消火設備から構成されている。このうち非常用電源設備に係るハロゲン化物消火設備については本申請の範囲外である。

なお、自動火災報知設備と消火設備は連動していないため、火災を感知した場合、感知器の信号によって消火設備が自動的に作動して消火することはない。

種 類	数 量 ^{※1}	備 考
消火栓	8 か所	—
消火器	27 台	—
ハロゲン化物消火設備	5 か所	非常用電源設備に係る消火設備であり本申請の範囲外

※1：本申請の範囲外である非常用電源設備に係る消火設備の数量を含む。

(3) 自動火災報知設備及び消火設備の設置場所

自動火災報知設備（火災受信機及び火災感知器）の配置図を図 - 3.3 及び図 - 3.4、消火設備（消火栓、消火器等）の配置図を図 - 3.5 及び図 - 3.6 に示す。

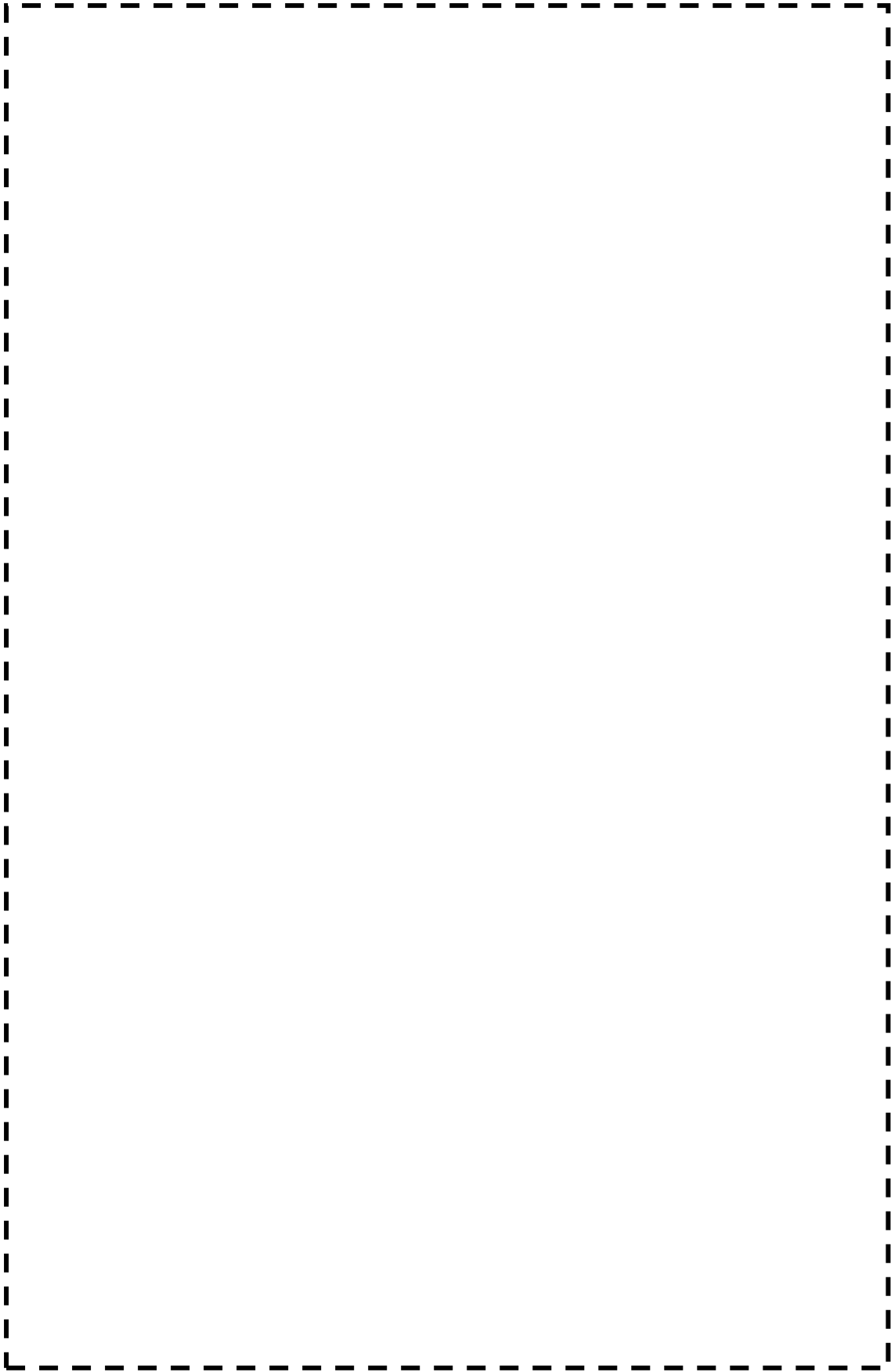


図 - 3.1 防護対象エリアの平面図 (その1)

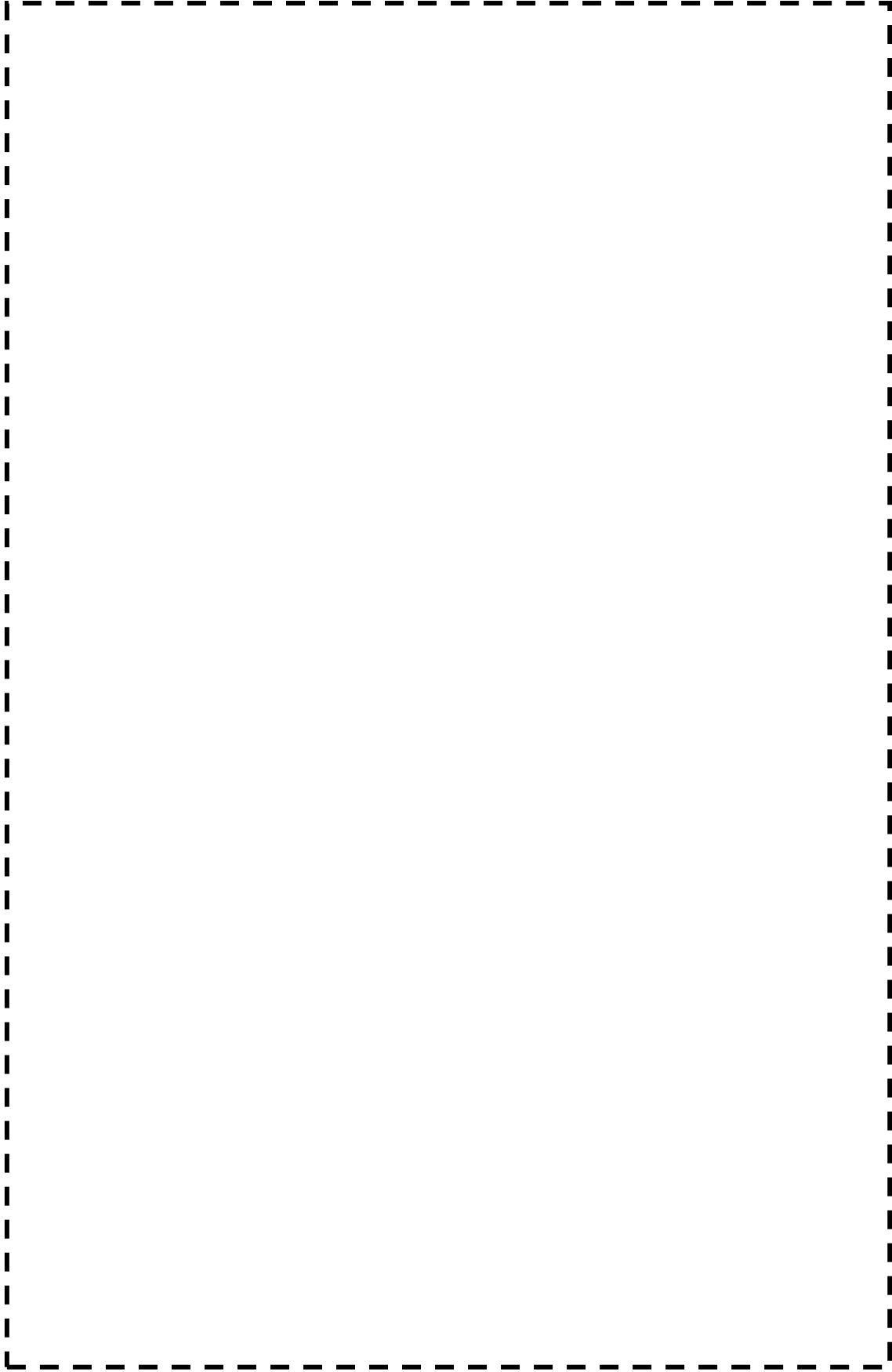


図 - 3.2 防護対象エリアの平面図 (その2)

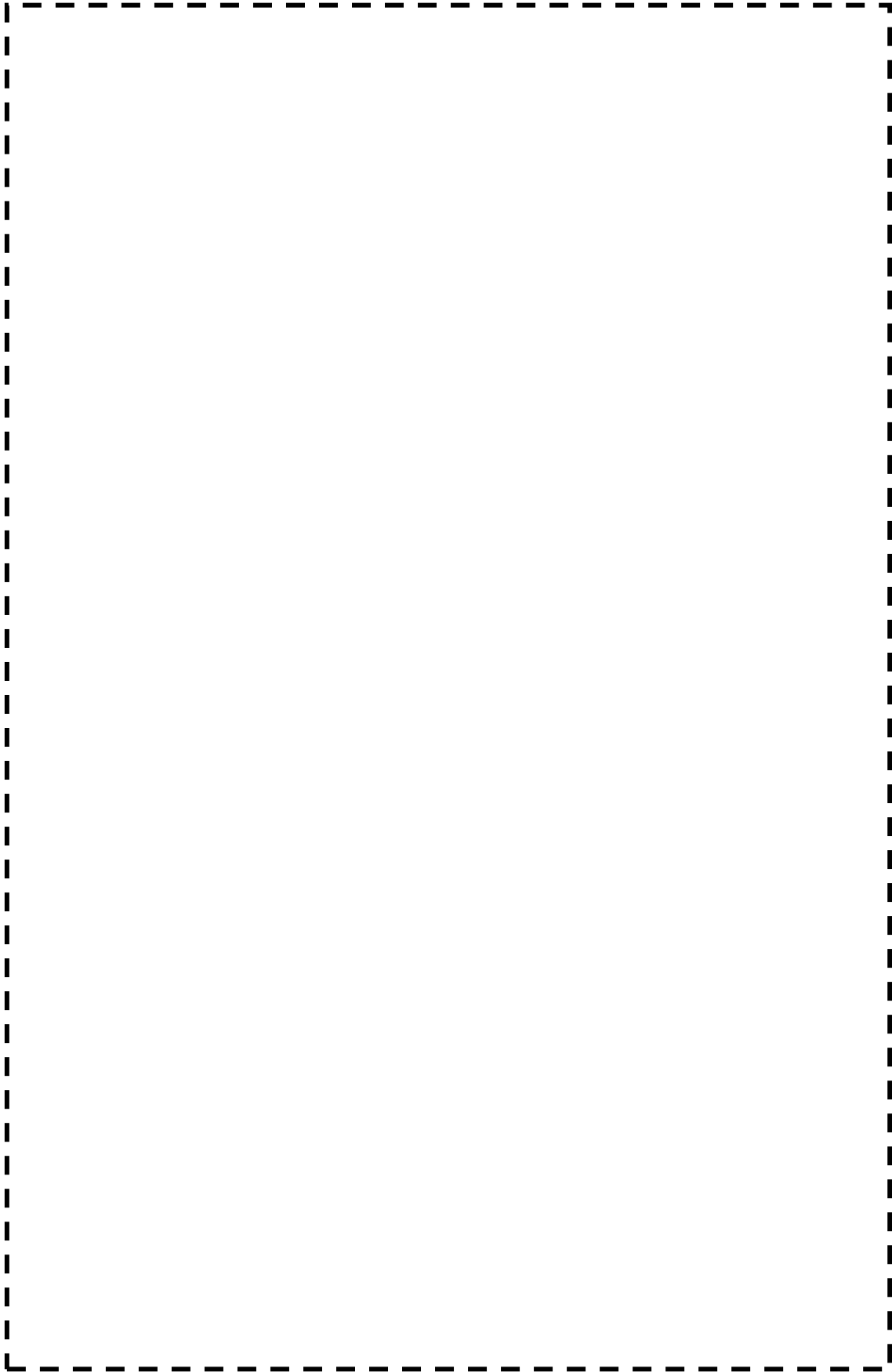


図 - 3.3 自動火災報知設備（火災受信機及び火災感知器）の配置図（その 1）

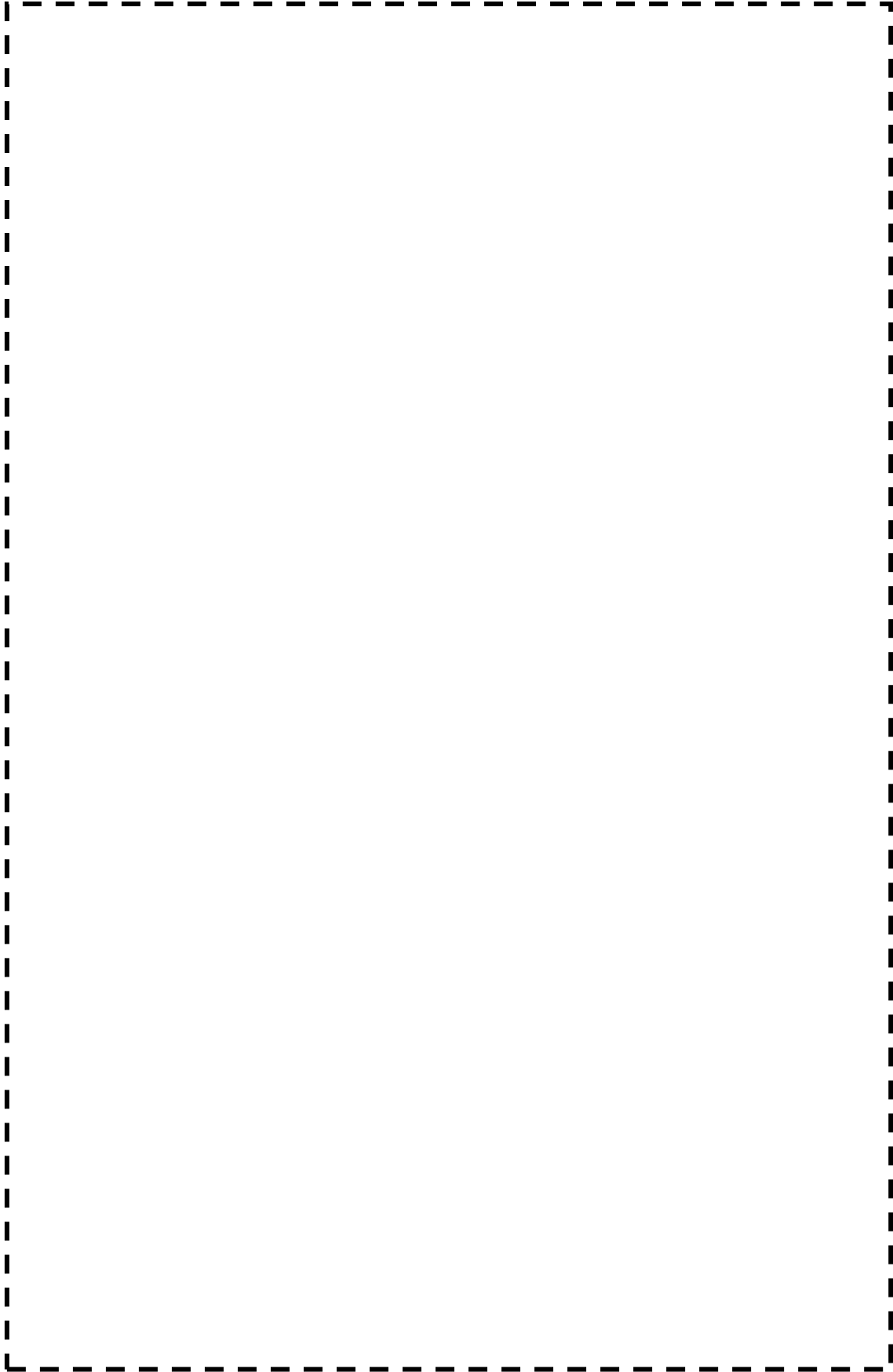


図 - 3. 4 自動火災報知設備（火災受信機及び火災感知器）の配置図（その2）

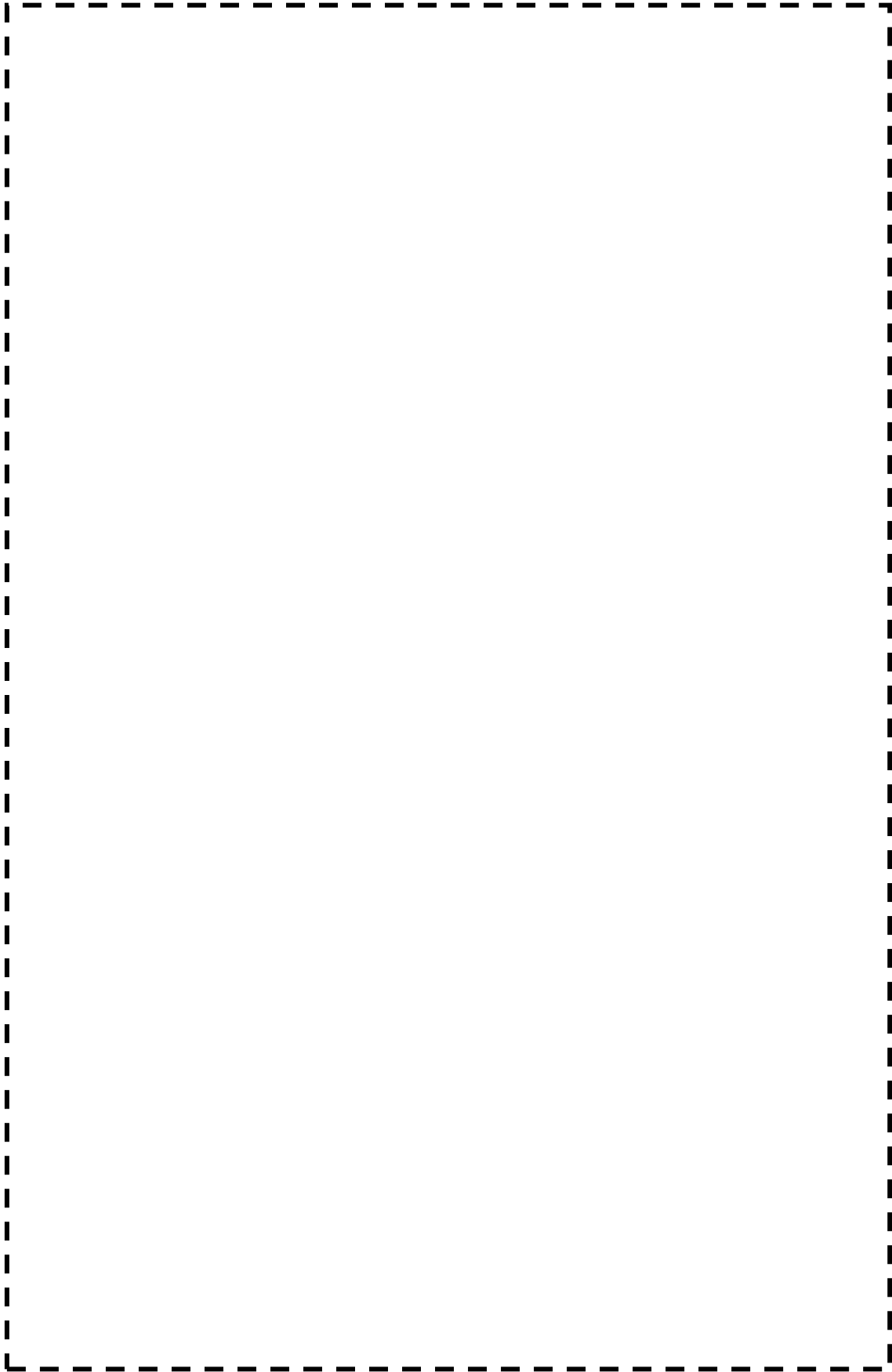


図 - 3.5 消火設備（消火栓、消火器等）の配置図（その 1）

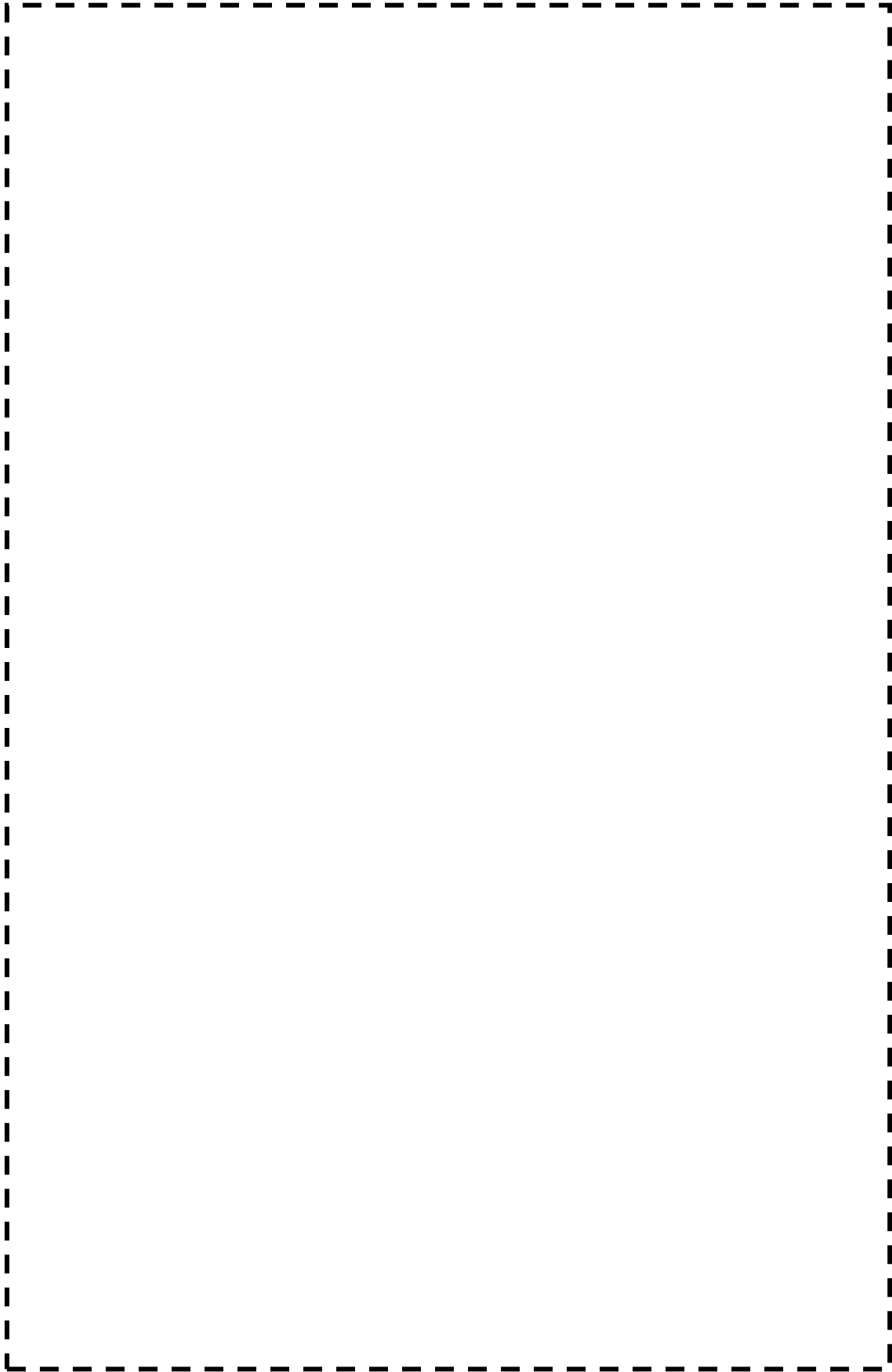


図 - 3.6 消火設備（消火栓、消火器等）の配置図（その2）

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

耐震改修工事に伴い新設する感知器（原子炉建家内の炎感知器）については、消防法等の関係法令に基づき、設置した旨の届け出を消防機関に提出し、消防機関による検査を受けることとする。

その他の既設設備に対しては工事を行うものではない。

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 : 本申請に係る自動火災報知設備（火災受信機及び火災感知器）が図 - 3.3 及び図 - 3.4、本申請に係る消火設備（消火栓、消火器等）が図 - 3.5 及び図 - 3.6 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 : 本申請に係る自動火災報知設備（火災受信機及び火災感知器）が図 - 3.3 及び図 - 3.4、本申請に係る消火設備（消火栓、消火器等）が図 - 3.5 及び図 - 3.6 に示す所定の位置に所定の数量配置されていること。

(2) 作動検査

・方 法 : 試験器により感知器が作動し、火災受信機に警報が発報することを火災受信機にて確認する。

・判 定 : 火災受信機の警報窓のランプが点灯し、警報が発報すること。

添付書類

1. 添付計算書

1-1. 溢水防護カバーの妥当性に係る説明書

1-2. 内部溢水に対する 1 次冷却材補助ポンプの浸水に係る
説明書

2. 消火設備の設置に係る追加説明事項について

3. 申請に係る「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」との適合性

3-1. 1 次冷却材補助ポンプの被水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設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」との適合性

3-2. 安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯の設置に係る「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」との適合性

3-3. 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設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」との適合性

4. 申請に係る「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」との適合性

1 - 1. 溢水防護カバーの妥当性に係る説明書

目次

1. 概要	添 1-1-1
2. 評価	添 1-1-1
2.1 一般系配管に関する検討	添 1-1-1
2.2 サンプリング配管に関する検討	添 1-1-6
3. 結論	添 1-1-6

1. 概要

1 次冷却材補助ポンプ電源盤の上部には溢水源となりうる配管が敷設されている。これらの配管から溢水が生じると、電源盤上部に取り付けられた電線管の開口部から盤内部に水が侵入するおそれがある。また、盤上面に水が溜まると、盤正面の扉等の隙間から、盤内部へ水が浸入するおそれがある。それらを防止するため、一般系配管及びサンプリング配管の下に溢水防護カバーを設けることとしている。

本説明書は、「原子力規制委員会 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（平成 26 年 8 月 6 日）」（以下、「ガイド」という。）に準じて検討を行い、溢水防護カバーの妥当性について説明するものである。

2. 評価

1 次冷却材補助ポンプ電源盤に係る溢水源としては、盤上部の①一般系配管、②サンプリング配管が想定されるため、それぞれについて検討を行った。1 次冷却材補助ポンプ電源盤、各配管及び溢水防護カバー等の寸法及び配置を図-1-1.1 に示す。

2.1 一般系配管に関する検討

(1) 評価条件

一般系配管の用途、呼び径、内部圧力及び流体温度は下記のとおりである。

用途	呼び径	材質	内部圧力 (MPa)	流体温度 (°C)
浄水配管	25A	炭素鋼	0.30	室温
工業用水配管	50A	炭素鋼	0.60	室温
屋内消火栓配管	50A	炭素鋼	0.53	室温
温水配管(2本)	15A	炭素鋼	供給停止	—

これらの配管は、ガイドによれば全て低エネルギー配管に当たる。一般系配管は、浄水等の供給配管であり、配管内を常時流体が流れるものではないため、流体振動等により疲労が進展し貫通クラックに至ることは考えにくく、漏えいの原因となりうるのは腐食によるものが支配的であると考えられるが、ここではガイドに従ってDt/4 破断を想定する。ただし、温水配管については、すでに供給を停止しているため、本検討の溢水源からは除外する。

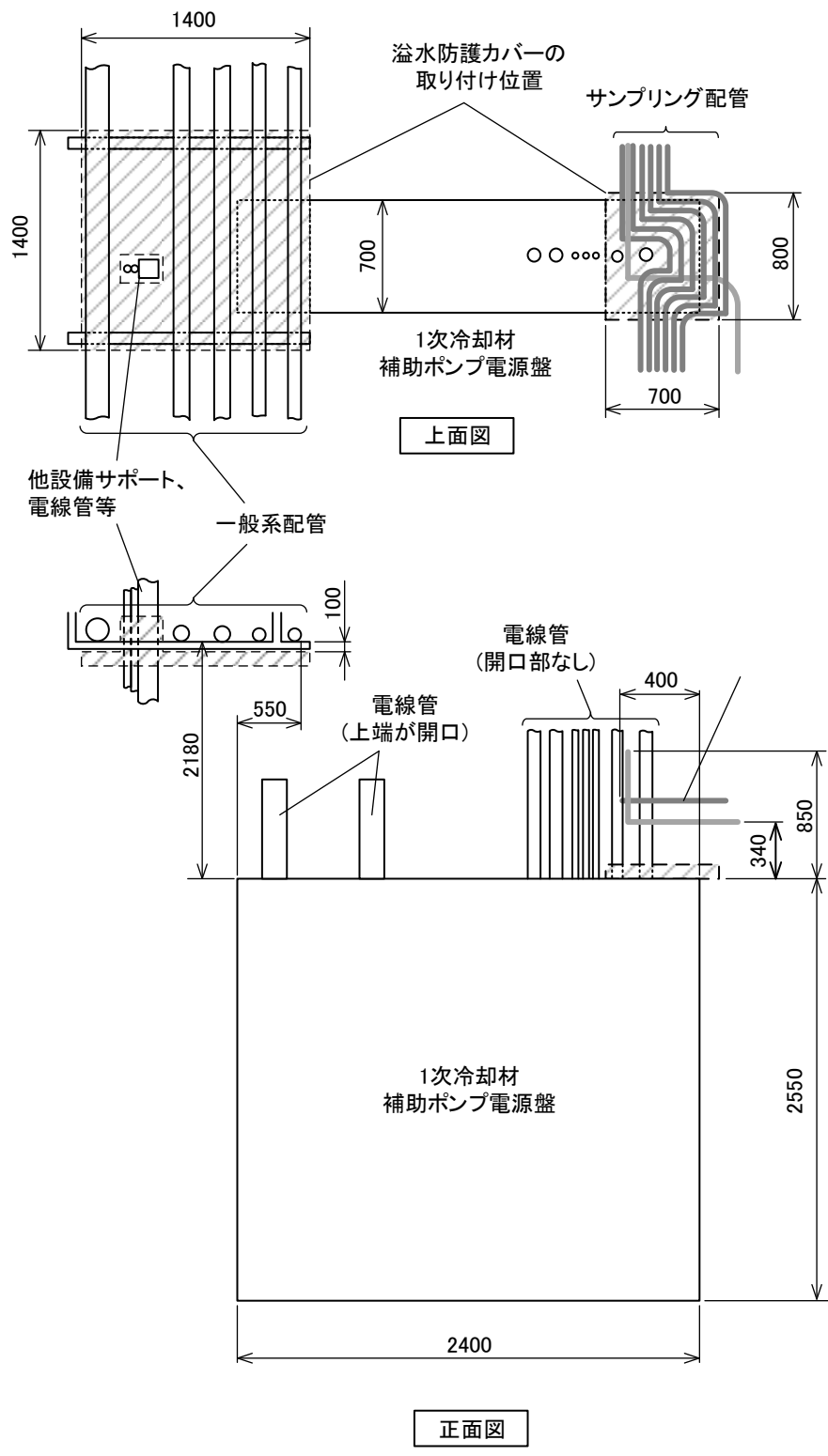


図-1-1.1 1次冷却材補助ポンプ電源盤、各配管及び溢水防護カバー等の寸法及び配置

(2) 破断口からの漏えい量

ガイドに従い、破断口からの漏えい量を算出すると、以下のとおりとなる。

用途	呼び径	破断口面積 (mm ²)	噴出速度 (m/s)	漏えい流量 (ℓ/s)
浄水配管	25A	22.1	24.5	0.54
工業用水配管	50A	50.3	34.6	1.74
屋内消火栓配管	50A	50.3	32.5	1.63

(3) 飛散距離及び溢水防護カバーの妥当性

破損個所からの水の噴出については、一般系配管は全体に渡り保温材及びラッキングで覆われている。したがって、万一配管からの漏えいが発生したとしても、破損個所から周囲に飛散する可能性は低く、ラッキング内を流れることになる。一方、配管をサポートに固定している部位（Uボルトにより固定）は、ラッキングが一部切り取られているため、ラッキング内を流れる漏えい水は、最終的にラッキング開口部から流出すると考えられる。ラッキング開口部の概要を図-1-1.2 に示す。

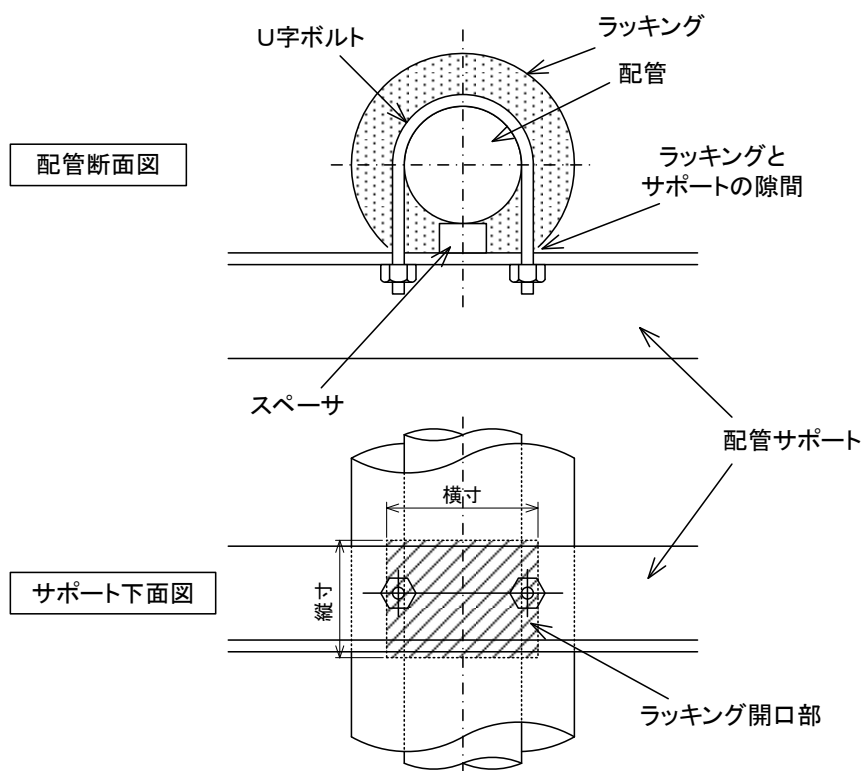


図-1-1.2 ラッキング開口部の状態

ラッキング開口部からの漏えい水の飛散距離については、漏えいした水が上記で算出した流量でラッキング開口部から流出するものとする。ここで、流出する水はラッキングの開口部とサポートの隙間から水平に流出するものとする。ラッキング開口部の寸法は下記に示すとおりとし、サポートとの隙間は平均で2mm とすると、水平方向の流出速度は以下ようになる。

用途	漏えい流量 (ℓ/s)	ラッキング開口部			流出速度 (m/s)
		寸法(mm) 縦×横	サポートと の隙間(mm)	開口部面積 (mm ²)	
浄水配管	0.54	65×50	2	460	1.18
工業用水配管	1.74	65×85	2	600	2.90
屋内消火栓配管	1.63	65×85	2	600	2.72

溢水防護カバーの配置を、配管下 100mm とすると、ラッキング開口部からの流出水の到達距離は以下ようになる。

用途	配管下部から 溢水防護カバーまでの距離 (mm)	流出速度 (m/s)	到達距離 (mm)
浄水配管	100	1.18	168
工業用水配管	100	2.90	414
屋内消火栓配管	100	2.72	389

ここで、溢水防護カバーにより水の飛散を防止すべき範囲は、図-1-1.3 に示すように配管の直行方向かつ 1 次冷却材補助ポンプ電源盤に向かう方向であり、それ以外の方向への飛散は問題とならない。

したがって、上記で算出した到達距離まで水が飛散したとしても、溢水防護カバーにより 1 次冷却材補助ポンプ電源盤を防護することができる。

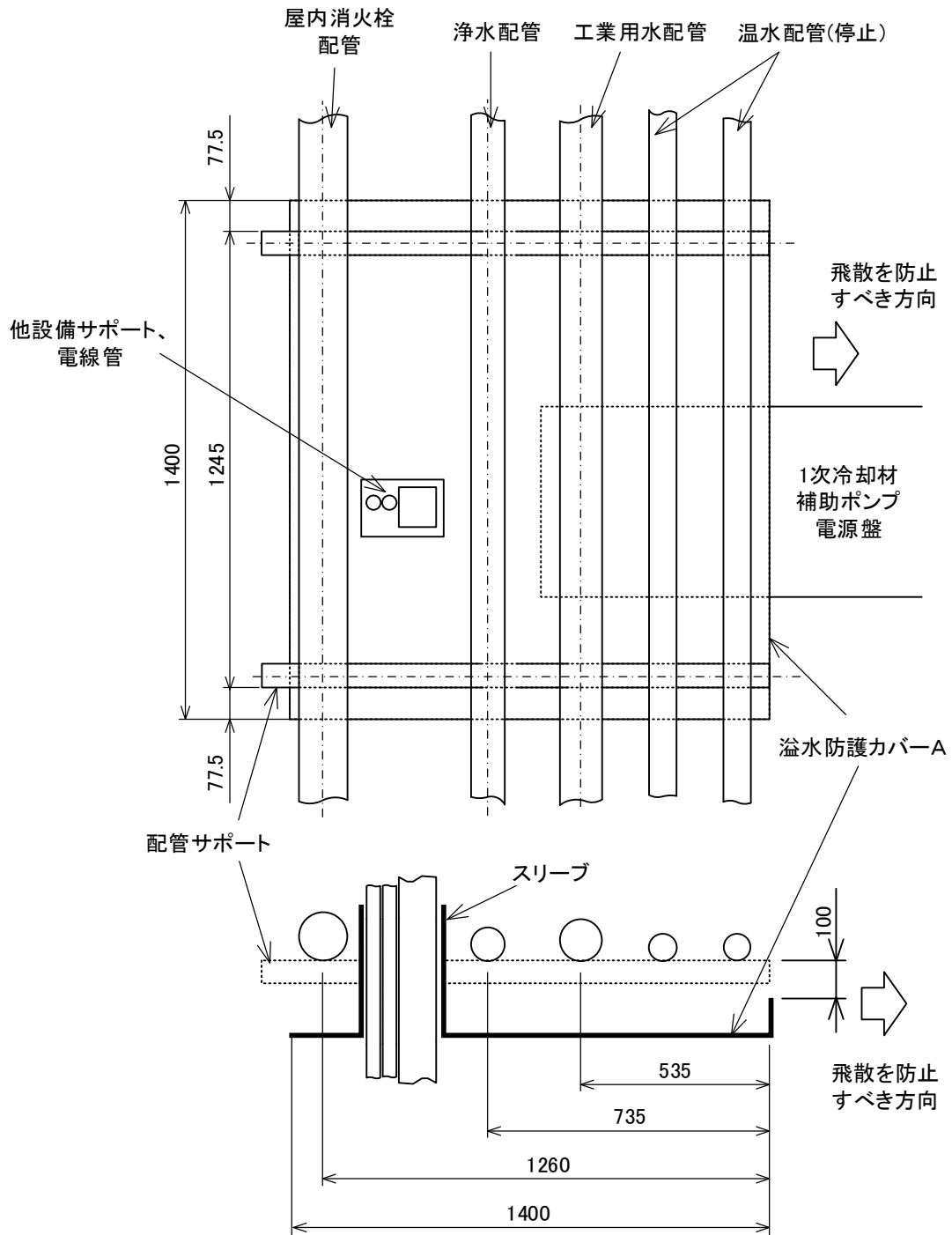


図-1-1.3 各種配管の配置及び溢水防護カバーの防護範囲

なお、一般系配管の間には、他設備のサポート及び電線管が垂直に設置されているため、溢水防護カバーには切り欠き及びスリーブを設ける。スリーブの高さを配管の上面以上とすることで、切り欠き部分からの水の飛散を防止することとする。

2.2 サンプリング配管に関する検討

(1) 評価条件

サンプリング配管の用途、呼び径、内部圧力及び流体温度は下記のとおりである。

用途	呼び径	材質	内部圧力 (MPa)	流体温度 (°C)
サンプリング配管(6本)	15A	SUS304	0.5	44
純水配管	15A	SUS304	0.5	44

上記の評価条件は、ガイドの付属書 A の 2.1.2 によれば、25A 未満の低エネルギー配管であることから貫通クラックを想定する必要はないものであるため、サンプリング配管については減肉や腐食等による漏えいを想定する。

(2) 評価

サンプリング配管の減肉については、内部流体が水質管理された常温の軽水であり、流速も低いことから、配管内部で減肉を生じる可能性は極めて低く、漏えいの原因にはなり得ないと考えられる。

唯一考えられるのが、腐食による開口であるが、これは内部の流体が 1 次冷却材等の純水であること、配管がステンレス鋼材であることから腐食の進展速度は極めて緩やかであること、万が一腐食孔が生じて漏えいが発生したとしても、サンプリング配管は保温材やカバー等を有しておらず目視による確認が容易であることから、ごく初期のうちに点検等で検知・対策することが可能である。

ごく初期の漏えいであれば、配管の下方に滴下する程度であると考えられ、周囲への飛散を考慮する必要ない。したがって、図-1-1.1 に示したように溢水防護カバーをサンプリング配管の直下に配置することで電源盤の被水を防止することが可能である。

3. 結論

以上の検討の結果、一般系配管及びサンプリング配管からの溢水に対し、溢水防護カバーにより、1 次冷却材補助ポンプ電源盤の被水を防止することができる。

1－2．内部溢水に対する1次冷却材補助ポンプの浸水に係る説明書

目次

1. 概要	添 1-2-1
2. 評価	添 1-2-1
2.1 1次冷却材補助ポンプ本体の浸水について	添 1-2-1
2.1.1 1次冷却系配管の漏えいによる影響	添 1-2-1
2.1.2 一般系配管の漏えいによる影響	添 1-2-2
2.2 1次冷却材補助ポンプ電源盤の浸水について	添 1-2-2
2.2.1 屋内消火栓配管の漏えいによる影響	添 1-2-3
2.2.2 工業用水配管の漏えいによる影響	添 1-2-3
2.2.3 浄水配管の漏えいによる影響	添 1-2-4
3. 結論	添 1-2-4

1. 概要

本説明書では、JRR-3 原子炉建家内で内部溢水が生じた場合の影響として、1 次冷却材補助ポンプの浸水について評価する。評価においては、1 次冷却材補助ポンプ本体が設置されている 1 次区画内での溢水と、1 次冷却材補助ポンプ電源盤が設置されている原子炉建家地階の区画についてそれぞれ評価し、想定される内部溢水が生じた場合においても、必要な安全機能が確保されることを説明する。

2. 評価

2.1 1 次冷却材補助ポンプ本体の浸水について

2.1.1 1 次冷却系配管の漏えいによる影響

1 次冷却材補助ポンプ本体が設置されている 1 次区画内において最大の溢水源となるものとして、図-1-2.1 に示す位置での 1 次冷却系配管の Dt/4 破断による漏えいを想定すると、その流出流量 Q は以下の式より算出できる。

$$Q = A \times C \times \sqrt{2P/\rho} \times 3600 \quad \dots \dots \dots (2.1)$$

ここで、

- Q : 漏えい流量 (m³/h)
- A : 破断口面積 (m²)
- C : 損失係数 (0.82)
- P : 配管内圧力 (Pa)
- ρ : 水の密度 (=998.2 kg/m³)

である。

この式に配管の使用条件、破断口の面積を適用すると、計算の条件及び計算結果は以下のとおりとなる。

配管口径	内部圧力 (MPa)	破断口面積 (cm ²)	漏えい流量 (m ³ /h)
550A	0.45	12.8	114

上記条件で漏えいが発生すると、安全保護系が作動し原子炉は自動停止する。1 次冷却材補助ポンプの機能を維持すべき時間である原子炉停止後 30 秒間に、上記の流量での漏えいがあった場合、その量は約 0.9 m³ である。1 次区画の床面には、ピット及びトレンチが設けられており、ピットの容量は約 5 m³ であるため、配管から漏えいする 1 次冷却材は全てピットで受け入れ可能である。

流出した 1 次冷却材がトレンチ及びピットに流入する際に床面を流れる水の水位を 0.1 cm 程度としても、1 冷却材補助ポンプは、床面に設けられた高さおよそ 68 cm の基礎の上面に設置されているため、原子炉停止後 30 秒間で 1 次冷却材補助ポンプが浸水することはない、必要な安全機能は確保される。

2.1.2 一般系配管の漏えいによる影響

1 次区画内で溢水源となる一般系配管としては、浄水配管、工業用水配管及び屋内消火栓配管がある。それぞれの配管の最大口径及び使用条件は以下のとおりである。

	浄水配管	工業用水配管	屋内消火栓配管
最大口径	32A	40A	50A
内部圧力(MPa)	0.30	0.60	0.53

このうち、最も影響の大きい溢水源として、1 次区画内の工業用水配管からの漏えいを対象に評価する。なお、屋内消火栓配管及び浄水配管については、2.2 で述べる。

1 次区画内の工業用水配管は図-1-2.2 に示した経路に敷設されており、常時使用圧力が作用しているため、配管が破損すると漏えいが継続することとなる。ここで、1 次区画内の床面は水平かつ平滑であるため、工業用水配管からの漏えい水は、発生場所によらず床面に一様に広がることになる。漏えいの条件として配管の Dt/4 破断を想定すると、その流量は (2.1) 式により算出できる。計算の条件及び計算結果を以下に示す。

配管口径	内部圧力(MPa)	破断口面積(cm ²)	漏えい流量(m ³ /h)
40A	0.60	0.36	4.5

漏えいした水は、2.1.1 で述べたように、始めに 1 次区画の床面 (面積 135 m²) に広がり、トレンチに流入した後容量約 5 m³ のピットに集水される。漏えいが継続すると、ピットが満水になり床面の浸水が始まる。この条件で漏えいが始まり、運転員の確認間隔である 2 時間が経過した場合、床面の浸水水位は約 3cm であり、1 次冷却材補助ポンプの基礎高さ 68cm に対して十分小さい水位である。

2.1.1 の評価とは異なり、一般系配管からの漏えいは、流量は小さいものの原子炉の自動停止が働かないため、原子炉運転中の確認間隔を 2 時間とすることで、1 次冷却材補助ポンプが浸水するまでの間に所要の措置を行うことが可能であり、1 次冷却材補助ポンプが機能を喪失することはない。

なお、原子炉運転中における原子炉建家地階の床面浸水の確認頻度については、別途保安規定等で定めるものとする。

2.2 1 次冷却材補助ポンプ電源盤の浸水について

原子炉建家内の一般系配管で漏えいが発生した場合、それらの水はすべて床面又は階段を通じて炉室地階に流入するため、1 次冷却材補助ポンプ電源盤が設置されている区画は、建家内のすべての一般系配管からの漏えいの影響を受けることになる。

原子炉建家内で溢水源となる一般系配管としては、浄水配管、工業用水配管及び屋内消火栓配管がある。それぞれの配管の最大口径及び使用条件は以下のとおりである。

	浄水配管	工業用水配管	屋内消火栓配管
最大口径	32A	65A	80A
内部圧力(MPa)	0.30	0.60	0.53

2.2.1 屋内消火栓配管の漏えいによる影響

このうち、屋内消火栓はポンプ送水であり平常時は加圧していないため、配管が破損したとしても漏えい量は少なく、他の配管からの漏えい量に包含される。多量の漏えいが考えられるのは消火活動により消火ポンプを起動した場合に限られるが、JRR-3 原子炉施設内で消火栓を用いて消火活動を行う必要がある場合は原子炉を停止させるため、原子炉運転中において原子炉施設内で消火栓ポンプが起動することはない。また、屋内消火栓は手動で放水を行う設備であるため、誤操作、誤作動時があっても放水されることはない。

2.2.2 工業用水配管の漏えいによる影響

工業用水配管について、1 次冷却材補助ポンプ電源盤が設置されている区画において最も配管口径が太い個所として、図-1-2.2 に示す最大口径部での漏えいを考え、Dt/4 破断を想定すると、その流量は (2.1) 式より算出できる。計算の条件及び計算結果を以下に示す。

配管口径	内部圧力 (MPa)	破断口面積 (cm ²)	漏えい流量 (m ³ /h)
65A	0.60	0.71	7.3

漏えいした工業用水が床面を一様に浸水するものとする、その浸水範囲は図-1-2.2 の斜線で示す範囲となり、その面積は 336 m² となる。実際には、生じた漏えい水は炉室地階の床面に設けられたトレンチ及び排水ピットによって集水され、排水ポンプにより自動的に廃液貯槽に移送されるため、炉室地階が直ちに機器に影響を及ぼす水位まで浸水することはないが、ここではこれらの機能は期待せず、工業用水の漏えいにより床面が直ちに浸水し始め、漏えいの継続により浸水水位が経時的に上昇するものとする。

上記の条件で漏えいが始まり、運転員の確認間隔である 2 時間が経過した場合、床面の浸水水位は約 4.3cm であり、これは 1 次冷却材補助ポンプ電源盤のベースプレートの高さ 5cm に対して余裕のある水位である。

床面の浸水は目視で確認することが容易であり、運転員が即座に所要の措置を採ることが可能である。原子炉運転中の確認間隔を 2 時間とすることで、1 次冷却材補助ポンプ電源盤が水没するまでの間に所要の措置を行うことが可能であり、1 次冷却材補助ポンプ電源盤が機能を喪失することはない。

なお、原子炉運転中における原子炉建家地階の床面浸水の確認頻度については、別途保安規定等で定めるものとする。

2.2.3 浄水配管の漏えいによる影響

浄水配管については、口径、圧力とも工業用水配管よりも小さいため、漏えいの影響は工業用水配管の評価結果に包含される。

2. 結論

以上のように、1次冷却材補助ポンプのポンプ本体及び電源盤は、想定される内部溢水が生じたとしても、必要な安全機能は確保される。

なお、内部溢水による機器の被水に対しては、本申請に係る工事により対策する。

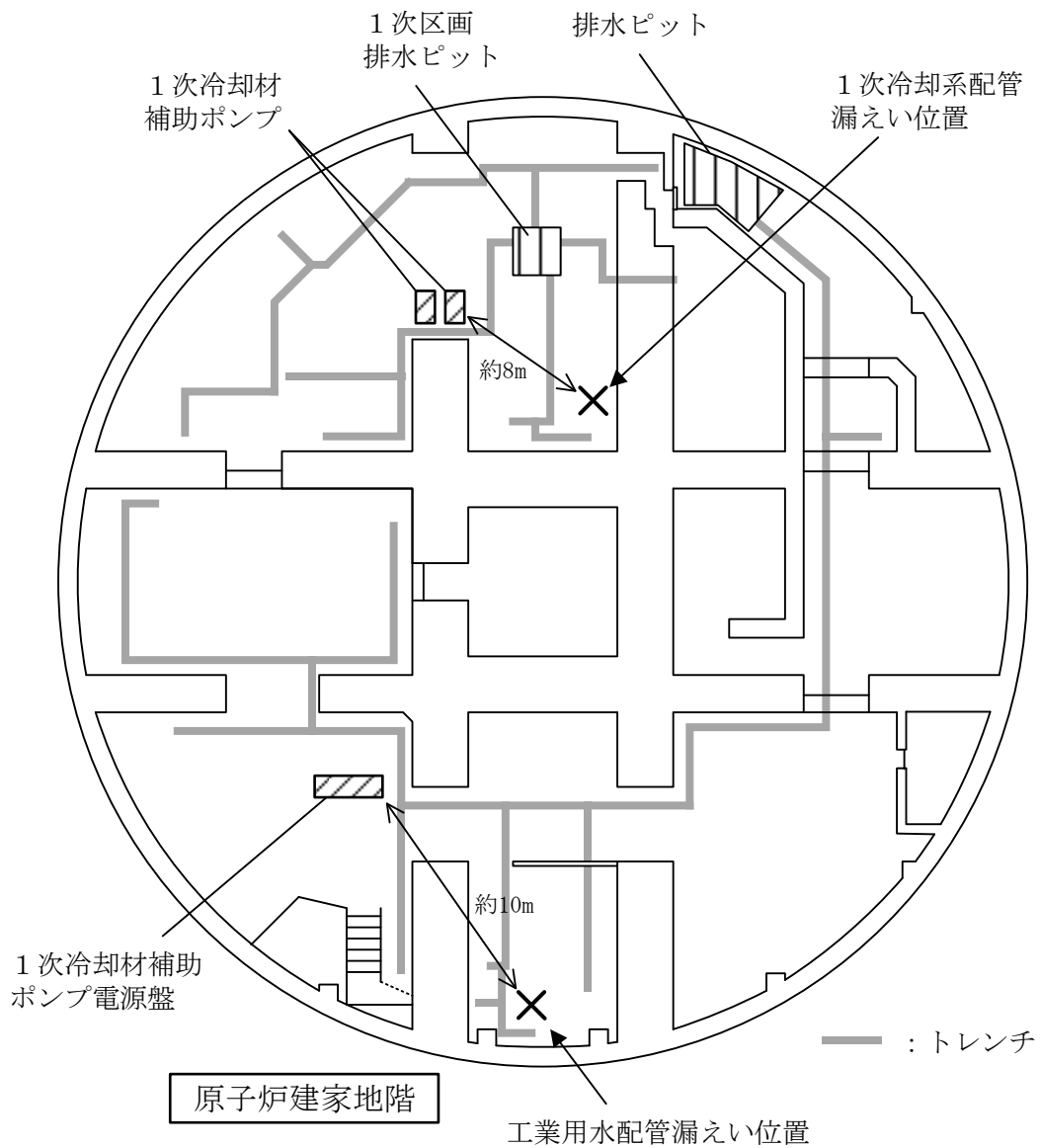


図-1-2.1 1次区画内で想定される漏えい発生位置

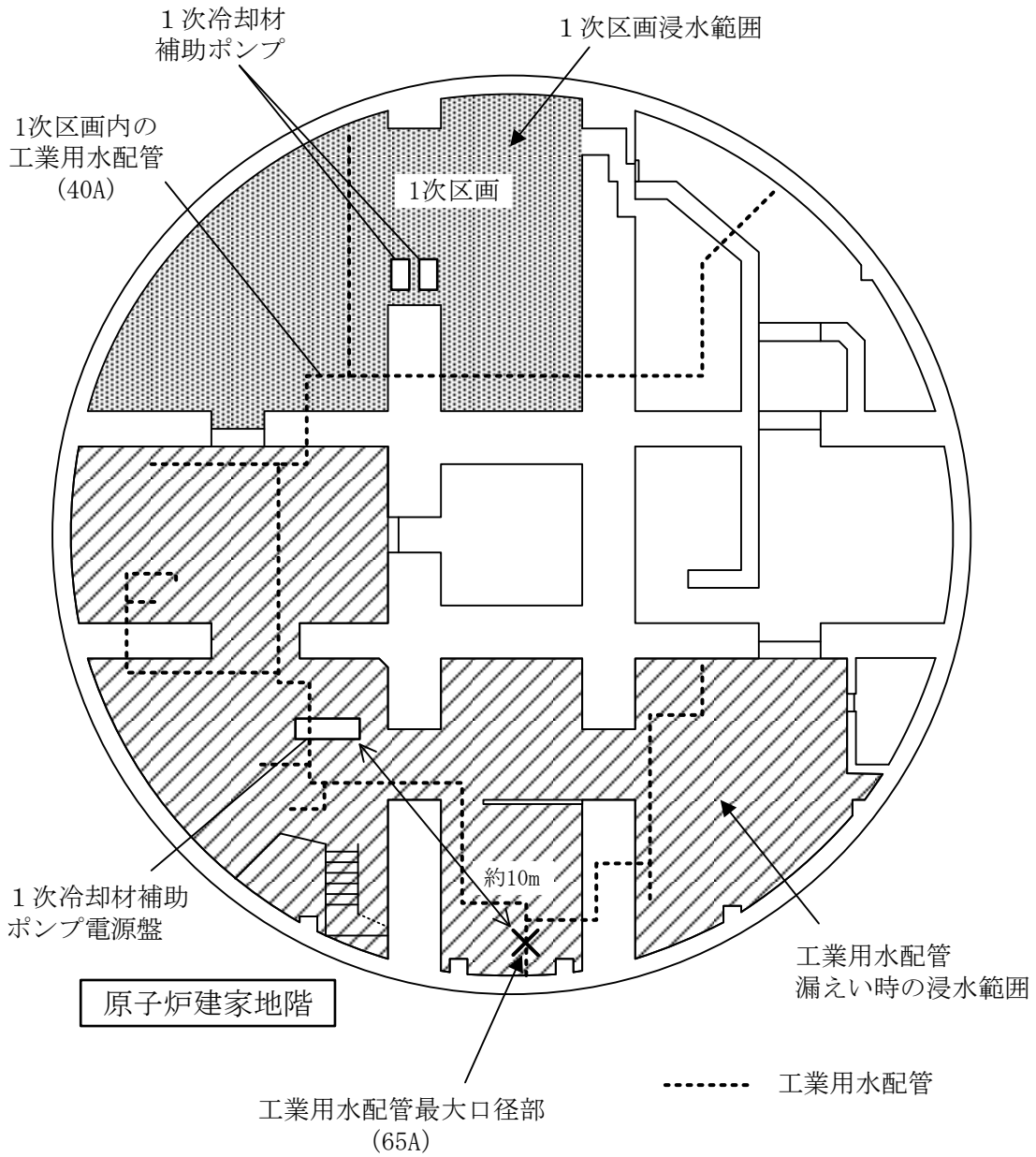


図-1-2.2 工業用水配管の敷設経路と漏えい時の浸水範囲

2. 消火設備の設置に係る追加説明事項について

JRR-3原子炉施設（使用済燃料貯蔵施設（北地区）を除く。）で火災が発生した場合の初動対応までの流れは以下のとおりである。

火災を検知した火災感知器から発信された信号は、事務管理棟の正面玄関に設置された火災受信機を経由し、地区音響装置に伝達され、警報が発せられることにより、JRR-3施設全域に火災の発生を報知することができる。

制御室付近の地区音響装置により火災の発生を検知した運転員は、事務管理棟の正面玄関に設置された火災受信機の警報窓により火災の発生エリアを確認し、初動対応を実施する。

3. 申請に係る「試験研究の用に供する原子炉等の
設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」
への適合性

3. 申請に係る「試験研究の用に供する原子炉等の
設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」
への適合性

3－1. 1次冷却材補助ポンプの被水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設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」への適合性

本申請のうち1次冷却材補助ポンプの被水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設計及び工事の方法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	
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な方法による施設	—	—	—
第四条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第五条	機能の確認等	無	—	—
第五条の二	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	—	—
第六条の二	津波による損傷の防止	無	—	—
第六条の三	外部からの衝撃による損傷の防止	無	—	—
第六条の四	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	—	—
第七条	材料、構造等	無	—	—
第八条	遮蔽等	無	—	—
第九条	換気設備	無	—	—
第十条	逆止め弁	無	—	—
第十一条	放射性物質による汚染の防止	無	—	—
第十二条	試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第十三条	安全設備	無	—	—
第十三条の二	溢水による損傷の防止	有	第1項	別添-1に示すとおり
第十三条の三	安全避難通路等	無	—	—
第十四条	炉心等	無	—	—
第十四条の二	熱遮蔽材	無	—	—
第十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—	—
第十七条	一次冷却材	無	—	—
第十八条	一次冷却材の排出	無	—	—
第十九条	冷却設備等	無	—	—
第二十条	液位の保持等	無	—	—
第二十一条	計装	無	—	—
第二十一条の二	警報装置	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第二十一条の三	通信連絡設備等	無		
第二十二条	安全保護回路	無	—	—
第二十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	無	—	—
第二十四条	原子炉制御室等	無	—	—
第二十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第二十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第二十七条	放射線管理施設	無	—	—
第二十八条	原子炉格納施設	無	—	—
第二十九条	保安電源設備	無	—	—
第三十条	実験設備等	無	—	—
第三十条の二	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第三十一条～第四十一条	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	無	—	—
第四十一条の二～第四十一条の八	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	無	—	—
第四十二条～第五十一条	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	無	—	—

第十三条の二（溢水による損傷の防止）

試験研究用等原子炉施設が、当該試験研究用等原子炉施設内における溢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を講じなければならない。

- 2 試験研究用等原子炉施設が、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、配管その他の設備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を講じなければならない。

- 1 J R R－3原子炉施設内において溢水が発生した場合において、原子炉の安全性を損なわないよう機能を維持するための工事を必要とするのは、1次冷却材補助ポンプ及び1次冷却材補助ポンプ電源盤である。第13条の2第1項に適合するため、原子炉建家地階の配管が漏えいしたときに1次冷却材補助ポンプ電源盤を被水から防護するよう、1次冷却材補助ポンプ電源盤に溢水防護カバーを施設する。また、溢水による被水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう1次冷却材補助ポンプ原動機端子箱から電源盤を接続する電線管を防滴仕様のものに施設する。また、1次冷却材補助ポンプのポンプ本体及び電源盤は、想定される内部溢水が生じたとしても、必要な安全機能は維持される。
- 2 第13条の2第2項については、建家の構造により適合性を担保するため、本申請の申請範囲外である。

3－2. 安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯の設置に係る「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」への適合性

本申請のうち安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯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設計及び工事の方法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	
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な方法による施設	—	—	—
第四条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第五条	機能の確認等	無	—	—
第五条の二	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	—	—
第六条の二	津波による損傷の防止	無	—	—
第六条の三	外部からの衝撃による損傷の防止	無	—	—
第六条の四	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	—	—
第七条	材料、構造等	無	—	—
第八条	遮蔽等	無	—	—
第九条	換気設備	無	—	—
第十条	逆止め弁	無	—	—
第十一条	放射性物質による汚染の防止	無	—	—
第十二条	試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第十三条	安全設備	無	—	—
第十三条の二	溢水による損傷の防止	無	—	—
第十三条の三	安全避難通路等	有	第1項	別添-1に示すとおり
第十四条	炉心等	無	—	—
第十四条の二	熱遮蔽材	無	—	—
第十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—	—
第十七条	一次冷却材	無	—	—
第十八条	一次冷却材の排出	無	—	—
第十九条	冷却設備等	無	—	—
第二十条	液位の保持等	無	—	—
第二十一条	計装	無	—	—
第二十一条の二	警報装置	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第二十一条の三	通信連絡設備等	無	—	—
第二十二条	安全保護回路	無	—	—
第二十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	無	—	—
第二十四条	原子炉制御室等	有	第3項	別添-1に示すとおり
第二十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第二十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第二十七条	放射線管理施設	無	—	—
第二十八条	原子炉格納施設	無	—	—
第二十九条	保安電源設備	無	—	—
第三十条	実験設備等	無	—	—
第三十条の二	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第三十一条～第四十一条	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	無	—	—
第四十一条の二～第四十一条の八	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	無	—	—
第四十二条～第五十一条	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	無	—	—

第十三条の三（安全避難通路等）

試験研究用等原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。

- 一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路
- 二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明
- 三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源

1. 原子炉施設の建家内には、避難通路及び避難口を設けるほか、設計基準事故時対応に必要な通路を確保する。中央制御室、避難通路等には必要に応じて標識並びに保安灯及び誘導灯を設けることにより容易に避難できる設計とする。
2. 保安灯及び誘導灯は、内蔵した電池又は蓄電池からの給電により通常照明用電源喪失時に機能を失わない設計とする。
3. 設計基準事故が発生した場合に必要な操作はないため、設計基準事故用の照明は必要ない。なお、中央制御室の保安灯は、設計基準事故において、パラメーターの監視が可能な設計とする。

第二十四条（原子炉制御室等）

試験研究用等原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。

- 2 原子炉制御室には、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施設しなければならない。
- 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としなければならない。
- 4 原子炉制御室及びこれに連絡する通路には、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を講じなければならない。
- 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を施設しなければならない。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. 原子炉制御室の施設については、本申請の範囲外である。
2. 原子炉制御室に施設される主要な装置については、本申請の範囲外である。
3. JRR-3 の制御室は設計基準事故が進展する原子炉建家とは別建家である原子炉制御棟に設けられており、設計基準事故時においても従事者が制御室より退避する必要はない。
4. 放射性防護措置については、本申請の範囲外である。
5. 原子炉制御室以外の場所から JRR-3 の運転を停止する設備については、本申請の範囲外である。

3－3．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設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」との適合性

本申請のうち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設計及び工事の方法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	
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な方法による施設	—	—	—
第四条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第五条	機能の確認等	無	—	—
第五条の二	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	—	—
第六条の二	津波による損傷の防止	無	—	—
第六条の三	外部からの衝撃による損傷の防止	無	—	—
第六条の四	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	—	—
第七条	材料、構造等	無	—	—
第八条	遮蔽等	無	—	—
第九条	換気設備	無	—	—
第十条	逆止め弁	無	—	—
第十一条	放射性物質による汚染の防止	無	—	—
第十二条	試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第十三条	安全設備	有	第1項	別添-1に示すとおり
第十三条の二	溢水による損傷の防止	無	—	—
第十三条の三	安全避難通路等	無	—	—
第十四条	炉心等	無	—	—
第十四条の二	熱遮蔽材	無	—	—
第十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—	—
第十七条	一次冷却材	無	—	—
第十八条	一次冷却材の排出	無	—	—
第十九条	冷却設備等	無	—	—
第二十条	液位の保持等	無	—	—
第二十一条	計装	無	—	—
第二十一条の二	警報装置	無	—	—
第二十一条の三	通信連絡設備等	無	—	—
第二十二条	安全保護回路	無	—	—
第二十三条	反応度制御系統及び原	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
	子炉停止系統			
第二十四条	原子炉制御室等	無	—	—
第二十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第二十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第二十七条	放射線管理施設	無	—	—
第二十八条	原子炉格納施設	無	—	—
第二十九条	保安電源設備	無	—	—
第三十条	実験設備等	無	—	—
第三十条の二	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第三十一条 ～第四十一条	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	無	—	—
第四十一条の二 ～第四十一条の八	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	無	—	—
第四十二条 ～第五十一条	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	無	—	—

第十三条（安全設備）

安全設備は、次に掲げるところにより施設しなければならない。

- 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つてはならない。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。以下同じ。）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に、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を講ずること。

1. 一 本申請の申請範囲外である。
- 二 本申請の申請範囲外である。
- 三 本申請の申請範囲外である。
- 四 イ 本申請の申請範囲外である。
 - ロ 本原子炉施設の建家内には、安全設備が火災により損傷を受けるおそれがある場合に備え、火災の発生を感知する設備及び消火を行う設備を設ける。
 - ハ 本申請の申請範囲外である。
- 五 「1-2. 内部溢水に対する1次冷却材補助ポンプの浸水に係る説明書」で示したとおり消火設備の破損、誤作動又は誤操作により多量の放水事象が発生することはないが、仮に発生した場合でも、以下に示すとおり制御棒挿入操作に影響を及ぼさない設計となっている。

制御棒を挿入させるスクラム機構（制御棒案内管、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、プランジャ等）、制御棒駆動機構案内管）は原子炉プール及び原子炉建家地階の炉下室に設置されている。原子炉プール内に設置されているスクラム機構（制御棒案内管、制御棒駆動機構管内駆動部）については、溢水の影響を受けない。炉下室に設置されているスクラム機構（制御棒駆動機構案内管）については、炉下室の入口が原子炉建家地階の床より約20cm高い段差がある構造となっており、「1-2. 内部溢水に対する1次冷却材補助ポンプの浸水に係る説明書」で示したとおり、溢水した際の水位が20cmに到達することはないため、溢水が炉下室へ流れ込むことはない。また、仮に炉下室の入口の

段差を無視したとしても制御棒駆動機構案内管は水没や被水によって安全機能を失うことはないことが構造上明らかであるため、溢水によってスクラム機構の機能を喪失するおそれはない。

炉心の崩壊熱除去に必要な1次冷却材補助ポンプについても同様に「1-2. 内部溢水に対する1次冷却材補助ポンプの浸水に係る説明書」で示したとおり、消火設備の破損、誤作動又は誤操作により多量の放水事象が発生した場合にもその機能を失うことはない。

よって、消火設備の破損、誤作動又は誤操作により多量の放水事象が発生した場合でも原子炉の停止機能への影響はない。

六 本申請の申請範囲外である。

4. 申請に係る「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」との適合性

本申請に係る設計及び工事に係る品質管理の方法等は、「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」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保証計画書」（平成29年4月1日付け制定（平成30年7月18日付け改訂） 文書番号：QS-P10）（以下「品質保証計画書」という。）により、申請に係る設計及び工事の品質管理を行う。

なお、今後「品質保証計画書」が変更された際には、変更後の「品質保証計画書」に基づき品質保証活動を行うものとする。

品質マネジメントシステム文書	
文書番号	QS - P 1 0
改訂番号	05 (2018年7月18日改訂)
管理番号	1
配付先	原子力科学研究所

管理外文書

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
品質保証計画書

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

目 次

1.	目的	1
2.	適用範囲	1
3.	定義	1
4.	品質マネジメントシステム	2
4.1	一般要求事項	2
4.2	文書化に関する要求事項	3
4.2.1	一般	3
4.2.2	品質保証計画書	3
4.2.3	文書管理	3
4.2.4	記録の管理	4
5.	経営者の責任	4
5.1	経営者のコミットメント	4
5.2	原子力安全の重視	4
5.3	品質方針	4
5.4	計画	4
5.4.1	品質目標	4
5.4.2	品質マネジメントシステムの変更	5
5.5	責任、権限及びコミュニケーション	5
5.5.1	責任及び権限	5
5.5.2	管理責任者	5
5.5.3	プロセス責任者(品質管理技術基準規則の 要求事項)	5
5.5.4	内部コミュニケーション	6
5.6	マネジメントレビュー	6
5.6.1	一般	6

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

5.6.2	マネジメントレビューへのインプット	6
5.6.3	マネジメントレビューからのアウトプット	6
6.	資源の運用管理	6
6.1	資源の提供	6
6.2	人的資源	6
6.2.1	一般	6
6.2.2	力量、教育・訓練及び認識	7
6.3	原子炉施設等	7
6.4	作業環境	7
7.	業務の計画及び実施	7
7.1	業務の計画	7
7.2	業務・原子炉施設等に対する要求事項に関するプロセス	8
7.2.1	業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化	8
7.2.2	業務・原子炉施設等に対する要求事項のレビュー	8
7.2.3	外部コミュニケーション	8
7.3	設計・開発	8
7.3.1	設計・開発の計画	8
7.3.2	設計・開発へのインプット	9
7.3.3	設計・開発からのアウトプット	9
7.3.4	設計・開発のレビュー	9
7.3.5	設計・開発の検証	9
7.3.6	設計・開発の妥当性確認	10
7.3.7	設計・開発の変更管理	10
7.4	調達管理	10
7.4.1	調達プロセス	10
7.4.2	調達要求事項	10
7.4.3	調達製品の検証	11

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

7.5	業務の実施	11
7.5.1	業務の管理	11
7.5.2	業務に関するプロセスの妥当性確認	11
7.5.3	識別及びトレーサビリティ	12
7.5.4	組織外の所有物	12
7.5.5	調達製品の保存	12
7.6	監視機器及び測定機器の管理	12
8.	評価及び改善	13
8.1	一般	13
8.2	監視及び測定	13
8.2.1	原子力安全の達成	13
8.2.2	内部監査	13
8.2.3	プロセスの監視測定	14
8.2.4	検査及び試験	14
8.3	不適合管理	14
8.4	データの分析	15
8.5	改善	15
8.5.1	継続的改善	15
8.5.2	是正処置	15
8.5.3	予防処置	16
別図1	品質保証組織体制図	17
別図2	品質マネジメントシステムプロセス関連図	18

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10
文書名 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保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

1. 目的

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保証計画書（以下「本品質保証計画書」という。）は、原子力科学研究所（以下「研究所」という。）における原子炉施設及び核燃料物質使用施設等（以下「原子炉施設等」という。）における原子力安全に係る活動に関して、「原子力科学研究所原子炉施設保安規定」及び「原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定」（以下「保安規定」という。）並びに「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」（以下「品質管理技術基準規則」という。）に基づき、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」を参考に要求事項を定めたものである。別図1に示す品質保証組織（以下「組織」という。）は、この要求事項に従って、原子炉施設等の安全に係る品質マネジメントシステム（安全文化を醸成するための活動を含む。）を構築し、実施し、評価確認し、継続的に改善することによって、原子炉施設等の安全の達成・維持・向上を図る。

2. 適用範囲

本品質保証計画書は、運転段階及び廃止段階の研究所の原子炉施設等において、組織が実施する保安活動に適用する。設計・開発については、原子炉施設の設計及び工事の方法の認可（以下「設工認」という。）及び核燃料物質使用施設等の施設検査の対象となるものに適用する。

3. 定義

本品質保証計画書における用語の定義は、次の事項を除き、「JIS Q 9000：2006 品質マネジメントシステム—基本及び用語」及び「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」に従うものとする。

(1) 原子力安全

原子炉施設等の適切な運転状態を確保すること、事故の発生を防止すること、あるいは事故の影響を緩和することにより、研究所員と公衆と自然環境を放射線の災害から守ることをいう。

(2) 保安活動

原子力安全を確保するために必要な保安のための活動であって、保安規定で定める運転管理、核燃料物質等の管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、保守管理及び非常時の措置をいう。

(3) 業務

保安活動を構成する個々のプロセスをいう。

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書			
制定日：2017年4月1日		改訂日：2018年7月18日	
		改訂番号：05	

4. 品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

- (1) 組織は、原子炉施設等の安全に係る品質マネジメントシステム（安全文化を醸成するための活動を含む。）を確立し、文書化し、実施し、かつ維持すること。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善すること。
- (2) 組織は、次の事項を実施すること。
 - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を明確にする。
 - b) これらのプロセスの順序及び相互関係を明確にする。
別図2に品質マネジメントシステムプロセス関連図を示す。
 - c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために、必要な判断基準及び方法を定める。
 - d) これらのプロセスの運用及び監視のために必要な資源及び情報が利用できることを確実にする。
 - e) これらのプロセスを監視、測定及び分析する。ただし、測定することが困難な場合は、測定を省略できる。
 - f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果が得られるように、かつ、継続的改善のための必要な処置をする。
 - g) これらのプロセス及び組織を品質マネジメントシステムとの整合をとれたものにする。
 - h) 社会科学及び行動科学の知見を踏まえて、保安活動を促進する。
- (3) 組織は、それぞれの責任に応じ、本品質保証計画書の要求事項に従って品質マネジメントシステムのプロセスを運営管理すること。
- (4) 保安活動のプロセスをアウトソースする場合は、組織はアウトソースした保安活動のプロセスに関して管理を確実にすること。アウトソースした保安活動のプロセスの管理について、組織の品質マネジメントシステムの中で明確にすること。
- (5) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、原子力安全に対する重要性に応じて、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行い、資源の適切な配分を行うこと。また、グレード分けの決定に際しては、原子力安全に対する重要性に加えて次の事項を考慮することができる。
 - a) プロセス及び原子炉施設等の複雑性、独自性、又は新規性の度合い
 - b) プロセス及び原子炉施設等の記録のトレーサビリティの程度
 - c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度
 - d) 作業又は製造プロセス、要員、要領、及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度
 - e) 原子炉施設等に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書			
制定日：2017年4月1日		改訂日：2018年7月18日	
		改訂番号：05	

4.2 文書化に関する要求事項

4.2.1 一般

品質マネジメントシステムの文書には、次の各項を含める。

(1) 品質方針及び品質目標

(2) 一次文書（本品質保証計画書）

(3) 二次文書

組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、一次文書が要求する文書及び組織が必要と判断した規則等の文書

(4) 三次文書

組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、一次文書及び二次文書以外の組織が必要と判断した手順書や手引等の文書

(5) (1)から(4)の文書が要求する記録

4.2.2 品質保証計画書

理事長は、次の事項を含む本品質保証計画書を策定し、必要に応じて見直し、維持すること。

a) 品質マネジメントシステムの計画、実施、評価、改善に関する事項

b) 品質マネジメントシステムの適用範囲

c) 品質マネジメントシステムについて確立された“文書化された手順”又はそれらを参照できる情報

d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係に関する記述

4.2.3 文書管理

安全・核セキュリティ統括部長は、監査プロセス及び安全・核セキュリティ統括部（以下「本部」という。）の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所文書及び記録の管理要領」を定め、研究所の部長（以下「部長」という。）は、各部の文書及び記録の管理要領を定め、次の管理を行う。

(1) 品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理すること。ただし、記録は文書の一つではあるが、4.2.4に規定する要求事項に従って管理すること。

(2) 次の活動に必要な管理を規定すること。

a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書をレビューし、承認する。

b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。

c) 文書の変更の識別及び現在の改定版の識別を確実にする。

d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。

e) 文書が読みやすく、容易に識別可能な状態であることを確実にする。

f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。

g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

4.2.4 記録の管理

安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所文書及び記録の管理要領」を定め、部長は、各部の文書及び記録の管理要領を定め、次の管理を行う。

- (1) 記録は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために、作成する対象を明確にし、維持すること。
- (2) 記録は、読みやすく、容易に識別可能で、検索可能とすること。
- (3) 記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を規定すること。

5. 経営者の責任

5.1 経営者のコミットメント

理事長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施、並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントとして次の事項を行うこと。

- a) 品質方針を設定する。
- b) 品質目標が設定されることを確実にする。
- c) 安全文化を醸成するための活動を促進する(品質管理技術基準規則の要求事項)。
- d) マネジメントレビューを実施する。
- e) 資源が使用できることを確実にする。
- f) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を組織内に周知する。

5.2 原子力安全の重視

原子力安全を最優先に位置付け、理事長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にすること。

5.3 品質方針

理事長は、品質方針について次の事項を確実にすること。

- a) 組織の目的に対して適切である。
- b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
- c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
- d) 組織全体に伝達され、理解される。
- e) 適切性の持続のためにレビューする。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

- (1) 理事長は、統括監査の職、安全・核セキュリティ統括部長及び所長に品質目標を設定させること。その品質目標には、業務・原子炉施設等に対する要求事項を満たすために必要なものがあれば含めること。

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

- (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合性がとれていること。
- (3) 上記事項を確実にするため、所長は、「原子力科学研究所品質目標管理要領」を定めること。

5.4.2 品質マネジメントシステムの変更

理事長は、品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れていることをレビューすることにより確実にすること。

5.5 責任、権限及びコミュニケーション

5.5.1 責任及び権限

- (1) 理事長は、別図1に定めた品質保証組織体制を、組織全体に周知することを確実にすること。なお、組織の要員は、自らの職務の範囲において、その保安活動の内容について説明する責任を有する。
- (2) 安全・核セキュリティ統括部長は、「中央安全審査・品質保証委員会の運営について」を定め、所長は、「原子炉施設等安全審査委員会規則」、「使用施設等安全審査委員会規則」及び「原子力科学研究所品質保証推進委員会規則」を定め、保安活動及び品質保証活動の円滑な運営及び推進を図ること。
- (3) 部長は、部内の品質保証審査機関についての要領を定め、品質保証活動の円滑な運営及び推進を図ること。

5.5.2 管理責任者

- (1) 管理責任者は、監査プロセスにおいては統括監査の職、本部（監査プロセスを除く。）においては安全・核セキュリティ統括部長、研究所においては原子力科学研究所担当理事とする。
- (2) 管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、次に示す責任及び権限を持つこと。
 - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。
 - b) 品質マネジメントシステムの実施状況及び改善の必要性の有無について理事長に報告する。
 - c) 組織全体にわたって、関係法令の遵守及び原子力安全を確保するための認識を高めることを確実にする。

5.5.3 プロセス責任者(品質管理技術基準規則の要求事項)

理事長は、設工認に係る業務のプロセスを管理する者に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与える。

- a) プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善すること。
- b) 業務に従事する要員のプロセスに関する業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高めること。
- c) 成果を含む実施状況について評価すること。
- d) 安全文化を醸成するための活動を促進すること。

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

5.5.4 内部コミュニケーション

理事長は、会議（臨時の会議を含む。）、業務連絡書等を利用して情報交換を行わせる。また、品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にすること。

5.6 マネジメントレビュー

理事長は、「マネジメントレビュー実施要領」を定め、次の管理を行う。

5.6.1 一般

- (1) 理事長は、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするために、年1回以上マネジメントレビューを実施すること。
- (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行うこと。
- (3) マネジメントレビューの結果の記録を管理すること(4.2.4参照)。

5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

管理責任者は、マネジメントレビューへのインプットに、次の情報を含めること。

- a) 内部監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方
- c) 保安活動の成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）並びに検査及び試験の結果
- d) 安全文化を醸成するための活動の実施状況(品質管理技術基準規則の要求事項)
- e) 関係法令の遵守状況(品質管理技術基準規則の要求事項)
- f) 是正処置及び予防処置の状況
- g) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ
- h) 品質保証活動に影響を及ぼす可能性のある変更
- i) 品質保証活動の改善のための提案

5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

理事長は、マネジメントレビューからのアウトプットに、次の事項に関する決定及び処置を含めること。

- a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善
- b) 業務の計画及び実施に必要な改善
- c) 資源の必要性

6. 資源の運用管理

6.1 資源の提供

組織は、保安活動に必要な資源を明確にし、提供すること。

6.2 人的資源

6.2.1 一般

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

組織は、業務に必要な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として、要員の力量を確保すること。

6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

部長は、各部の教育・訓練管理要領を定め、当該要領において、次の事項を明確にすること。

- a) 業務に従事する要員に必要な力量
- b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はOJT等の処置
- c) 教育・訓練又はOJT等の有効性の評価
- d) 自らの活動のもつ意味と重要性の認識及び品質目標の達成に向けて自らどのように貢献できるかの認識を確実にする。
- e) 教育・訓練、技能及び経験についての記録を管理すること(4.2.4参照)。

6.3 原子炉施設等

組織は、保安規定で定めた原子炉施設等を維持管理するために必要な設備機器等を明確にし、維持すること。

6.4 作業環境

組織は、業務に必要な作業環境を明確にし、運営管理すること。

7. 業務の計画及び実施

7.1 業務の計画

- (1) 所長は、業務に必要なプロセスを計画して、保安活動の二次文書の他、必要な三次文書の中で明確にすること。
- (2) 部長は、業務に必要なプロセスを計画して、各部の業務の計画及び実施に関する要領の他、必要な二次文書又は三次文書の中で明確にすること。
- (3) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合性がとれていること。
- (4) 所長及び部長は、業務の計画にあたっては、次の事項のうち該当するものについてその内容を明確にすること。
 - a) 業務・原子炉施設等に対する品質目標及び要求事項
 - b) 業務・原子炉施設等に特有なプロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性
 - c) 業務・原子炉施設等のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査及び試験活動、並びにこれらの合否判定基準
 - d) 業務・原子炉施設等のプロセス及びその結果が要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録
- (5) 業務の計画のアウトプットは、組織の計画の実行に適した様式であること。

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

7.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項に関するプロセス

7.2.1 業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化

組織は、次の事項を明確にすること。

- a) 地方自治体等と合意した要求事項
- b) 明示されてはいないが、業務・原子炉施設等に不可欠な要求事項であって既知のもの
- c) 業務・原子炉施設等に関連する法令・規制要求事項
- d) 組織が必要と判断する追加要求事項

7.2.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項のレビュー

(1) 組織は、業務・原子炉施設等に対する要求事項をレビューしなければならない。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施すること。

(2) レビューでは以下の事項について確認すること。

- a) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が定められている。
- b) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
- c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。

(3) このレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を管理すること(4.2.4参照)。

(4) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認すること。

(5) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を修正すること。

また、変更後の要求事項が関連する要員に理解されていることを確実にすること。

7.2.3 外部コミュニケーション

組織は、保安検査、施設定期検査、及び立入検査等を通じて監督官庁及び地方自治体との外部コミュニケーションを図ること。

7.3 設計・開発

設計・開発を行う部長は、各部の設計・開発管理要領を定め、次の事項を管理する。

7.3.1 設計・開発の計画

(1) 課長は、原子炉施設等の設計・開発の計画を策定し、管理すること。

(2) 課長は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にすること。

- a) 設計・開発の段階
- b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性の確認
- c) 設計・開発に関する責任（保安活動の内容について説明する責任を含む。）及び権限

(3) 組織は、効果的なコミュニケーションと責任及び権限の明確な割当てとを確実に

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理すること。

(4) 課長は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適宜更新すること。

7.3.2 設計・開発へのインプット

(1) 課長は、原子炉施設等の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を管理すること(4.2.4参照)。インプットには次の事項を含めること。

- a) 機能及び性能に関する要求事項
- b) 適用可能な場合は、以前の類似した設計から得られた情報
- c) 適用される法令・規制要求事項
- d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項

(2) 課長は、これらのインプットについては、その適切性をレビューし承認すること。要求事項は、漏れがなく、あいまいではなく、かつ、相反することがないこと。

7.3.3 設計・開発からのアウトプット

(1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式であること。また、次の段階に進める前に、承認を受けること。

(2) 設計・開発のアウトプットは、次の状態であること。

- a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
- b) 調達、業務の実施及び原子炉施設等の使用のために適切な情報を提供する。
- c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか又はそれを参照する。
- d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設等の特性を明確にする。

7.3.4 設計・開発のレビュー

(1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに体系的なレビューを行うこと。

- a) 設計・開発の結果が要求事項を満たせるかどうかを評価する。
- b) 評価の結果、問題があった場合は明確にし、必要な処置を提案する。

(2) レビューへの参加者として、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署の代表者及び当該設計・開発に係る専門家が含まれていること。このレビューの結果の記録を管理すること(4.2.4参照)。

7.3.5 設計・開発の検証

(1) 課長は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットとして与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに検証を実施すること。この検証の結果の記録を管理すること(4.2.4参照)。

(2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施すること。

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

7.3.6 設計・開発の妥当性確認

- (1) 課長は、結果として得られる原子炉施設等が、規定された性能、指定された用途又は意図された用途に係る要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法に従って、設計・開発の妥当性確認を実施すること。
- (2) 課長は、原子炉施設等を使用するに当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了すること。ここで、当該原子炉施設等の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合においても、設計開発妥当性確認を行わない限りは、使用を開始できない。
- (3) 課長は、妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を管理すること(4.2.4参照)。

7.3.7 設計・開発の変更管理

- (1) 課長は、設計・開発の変更を明確にし、その記録を管理すること(4.2.4参照)。
- (2) 組織は、変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認すること。
- (3) 組織は、設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子炉施設等を構成する要素及び関連する原子炉施設等に及ぼす影響の評価を含めること。
- (4) 組織は、変更のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を管理すること(4.2.4参照)。

7.4 調達管理

所長は、「原子力科学研究所調達管理要領」を定め、次の事項を管理する。

7.4.1 調達プロセス

- (1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にすること。
- (2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式と程度は、調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。
- (3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定し必要な場合には再評価すること。要領に選定、評価及び再評価の基準を定める。
- (4) 評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録を管理すること(4.2.4参照)。
- (5) 組織は、設工認に係る調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な処置に関する方法を定めること。

7.4.2 調達要求事項

- (1) 課長は、調達製品に関する要求事項を明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含めること。
 - a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

- b) 要員の適格性確認に関する要求事項
- c) 供給者の品質マネジメントシステムに関する要求事項
- d) 不適合の報告及び不適合の処理に関する要求事項
- e) 安全文化を醸成するための活動に関する必要な事項
- f) その他調達製品に関し必要な事項

- (2) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にすること。
- (3) 組織は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させること。

7.4.3 調達製品の検証

- (1) 課長は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施すること。
- (2) 供給者先で検証を実施することにした場合には、課長は、その検証の要領及び調達製品のリリース(出荷許可)の方法を調達要求事項の中に明確にすること。

7.5 業務の実施

部長は、各部の業務の計画及び実施に関する要領を定め、次の事項を管理する。

7.5.1 業務の管理

組織は、業務を管理された状態で実施すること。管理された状態には、該当する次の状態を含むこと。

- a) 原子力安全との関わりを述べた情報が利用できる。
- b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。
- d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。
- e) 規定された監視及び測定が実施されている。
- f) リリース(次工程への引渡し)が規定されたとおりに実施されている。

7.5.2 業務に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 課長は、業務実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能な場合には、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行うこと。これらのプロセスには、業務が実施されてからでしか不具合が顕在化しないようなプロセスが含まれる。
- (2) 課長は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証すること。
- (3) 課長は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立すること。
 - a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
 - b) 設備の承認及び要員の適格性確認
 - c) 所定の方法及び手順の適用
 - d) 記録に関する要求事項

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

e) 妥当性の再確認

7.5.3 識別及びトレーサビリティ

- (1) 課長は、必要な場合には、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・原子炉施設等を識別すること。
- (2) 課長は、監視及び測定の要求事項に関連して、業務・原子炉施設等の状態を識別すること。
- (3) 課長は、トレーサビリティが要求事項となっている場合には、業務・原子炉施設等について固有の識別を管理し、その記録を管理すること(4.2.4参照)

7.5.4 組織外の所有物

- (1) 課長は、管理下にある組織外の所有物のうち原子力安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、必要に応じ、当該機器等に対する紛失、損傷等の記録を含めてリスト化し、識別し、照合すること(4.2.4参照)。
- (2) 課長は、前項の組織外の所有物について、それが管理下にある間は、原子力安全に影響を及ぼさないように適切に取り扱うこと。

7.5.5 調達製品の保存

課長は、調達製品の検収後、受入から据付(使用)までの間、調達製品を適合した状態のまま保存すること。この保存には、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含めること。なお、保存は、取替品、予備品にも適用すること。

7.6 監視機器及び測定機器の管理

監視機器及び測定機器の管理を行う部長は、各部の監視機器及び測定機器の管理要領を定め、部長及び課長は次の管理を行う。

- (1) 部長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項への適合性を実証するために、実施すべき監視及び測定を明確にすること。課長は、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にすること。
- (2) 課長は、監視及び測定 of 要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立すること。
- (3) 課長は、測定値の正当性を保証しなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たすこと。
 - a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレース可能な計量標準に照らして校正又は検証する。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録し、その記録を管理すること(4.2.4参照)。
 - b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。
 - c) 校正の状態が明確にできる識別をする。
 - d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。
 - e) 取扱い、保守、保管において、損傷及び劣化しないように保護する。
- (4) 課長は、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録すること。その機器

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書			
制定日：2017年4月1日		改訂日：2018年7月18日	
		改訂番号：05	

及び影響を受けた業務・原子炉施設等に対して、適切な処置をとること。校正及び検証の結果の記録を管理すること(4.2.4参照)。

- (5) 課長は、規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアを組み込んだシステムが意図した監視及び測定ができることを確認すること。この確認は、最初に使用するのに先立って実施すること。また、必要に応じて再確認すること。

8. 評価及び改善

8.1 一般

- (1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施すること。
- 業務・原子炉施設等に対する要求事項の適合性を実証する。
 - 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
 - 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- (2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含めること。

8.2 監視及び測定

8.2.1 原子力安全の達成

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を外部コミュニケーションにより入手すること。
- (2) 組織は、この情報をマネジメントレビュー等で使用すること。

8.2.2 内部監査

理事長は、「原子力安全監査実施要領」を定め、次の事項を管理する。

- (1) 統括監査の職は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを確認するため内部監査員の選定を含む監査計画を策定し、毎年度1回以上内部監査を実施すること。内部監査の実施においては、客観性を確保すること。
- 品質マネジメントシステムが、業務の計画に適合しているか、本品質保証計画書の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
 - 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。
- (2) 統括監査の職は、監査の対象となるプロセス及び領域の状態と重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して監査の基準、範囲及び方法を規定した内部監査プログラムを策定すること。監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保すること。監査員は自らの業務は監査しないこと。
- (3) 原子力安全監査実施要領には、監査の計画の策定及び実施、結果の報告、記録の管理について、それらの責任及び権限並びに要求事項を定めること。

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

- (4) 監査及びその結果の記録を管理すること(4.2.4参照)。
- (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、発見された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置並びに予防処置がとられることを確実にすること。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含めること。

8.2.3 プロセスの監視測定

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う適切な方法を適用しなければならない。
- (2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものであること。
- (3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、原子力安全の達成のために、適宜、修正及び是正処置をとること。

8.2.4 検査及び試験

検査及び試験を行う部長は、各部の試験・検査の管理要領を定め、次の事項を管理する。

- (1) 組織は、原子炉施設等の要求事項が満たされていることを検証するために、原子炉施設等を検査及び試験すること。検査及び試験は、業務の計画に従って、適切な段階で実施すること。その結果の記録を管理すること(4.2.4参照)。
- (2) 合否判定基準への適合の証拠を管理すること(4.2.4参照)。記録には、リリース(次工程への引渡し)を正式に許可した人を明記すること。
- (3) 業務の計画で決めた検査及び試験が支障なく完了するまでは、当該対象を原子炉施設等の運転に供してはならない。ただし、運転中であって、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。
- (4) 業務・原子炉施設等の重要度に応じて、検査試験を行う者を定めなければならない。検査及び試験要員の独立の程度を定めること。
- (5) 部長は(1)から(4)項について各部の試験・検査の管理要領において詳細化を図る。

8.3 不適合管理

安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「不適合管理並びに是正及び予防処置要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに予防処置要領」を定め、次の事項を管理する。

- (1) 組織は、業務・原子炉施設等に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にすること。
- (2) 組織は、不適合の処理に関する管理及びそれに関する責任と権限を定めること。
- (3) 組織は、次のいずれかの方法で不適合を処理すること。
 - a) 発見された不適合を除去するための処置をとる。
 - b) 権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することができる。

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 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保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。

d) 引渡し後に不適合が検出された場合には、組織は、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとること。

(4) 組織は、不適合の性質の記録を管理すること(4.2.4参照)。

(5) 組織は、不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合性を実証するための再検証を行うこと。

8.4 データの分析

(1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析すること。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の該当する情報源からのデータを含めること。

(2) 組織は、データの分析によって、次の事項に関連する情報を得ること。

a) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方

b) 業務・原子炉施設等に対する要求事項への適合性

c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセスと原子炉施設等の特性及び傾向

d) 供給者の能力

8.5 改善

8.5.1 継続的改善

組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善すること。

8.5.2 是正処置

安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「不適合管理並びに是正及び予防処置要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに予防処置要領」を定め、次の事項を管理する。

(1) 組織は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置をとること。

(2) 是正処置は、発見された不適合のもつ影響に見合うものであること。

(3) 次の事項に関する要求事項を規定すること。

(設工認に係る是正処置は、根本原因分析に関する要求事項を含む。)

a) 不適合の内容確認

b) 不適合の原因の特定

c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価

d) 必要な処置の決定及び実施

e) 是正処置に関し調査を行った場合においては、その結果及び当該結果に基づき講じた是正処置の結果の記録

f) 是正処置において実施した活動のレビュー

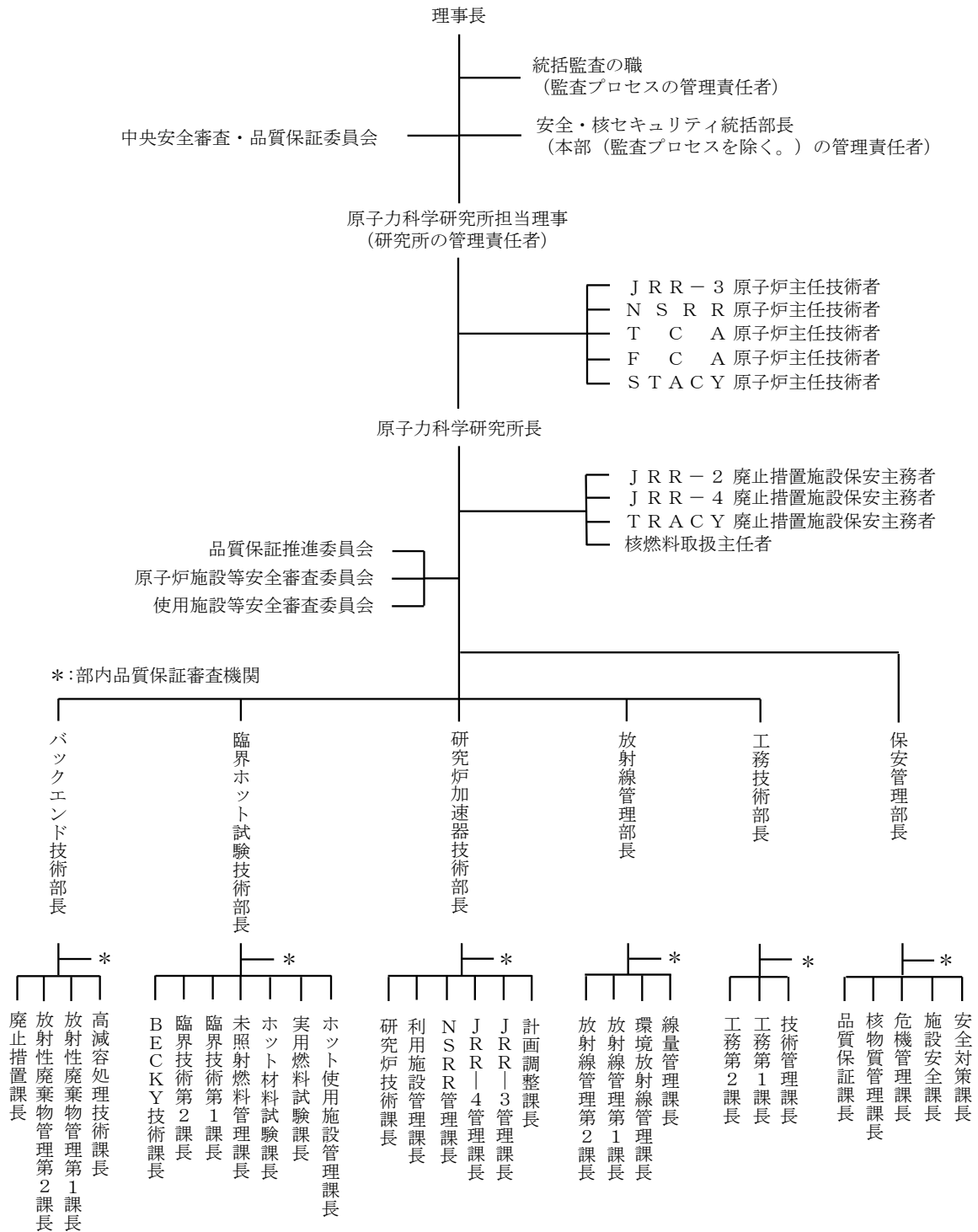
日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

8.5.3 予防処置

安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「不適合管理並びに是正及び予防処置要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに予防処置要領」及び「原子力科学研究所水平展開要領」を定め、次の事項を管理する。

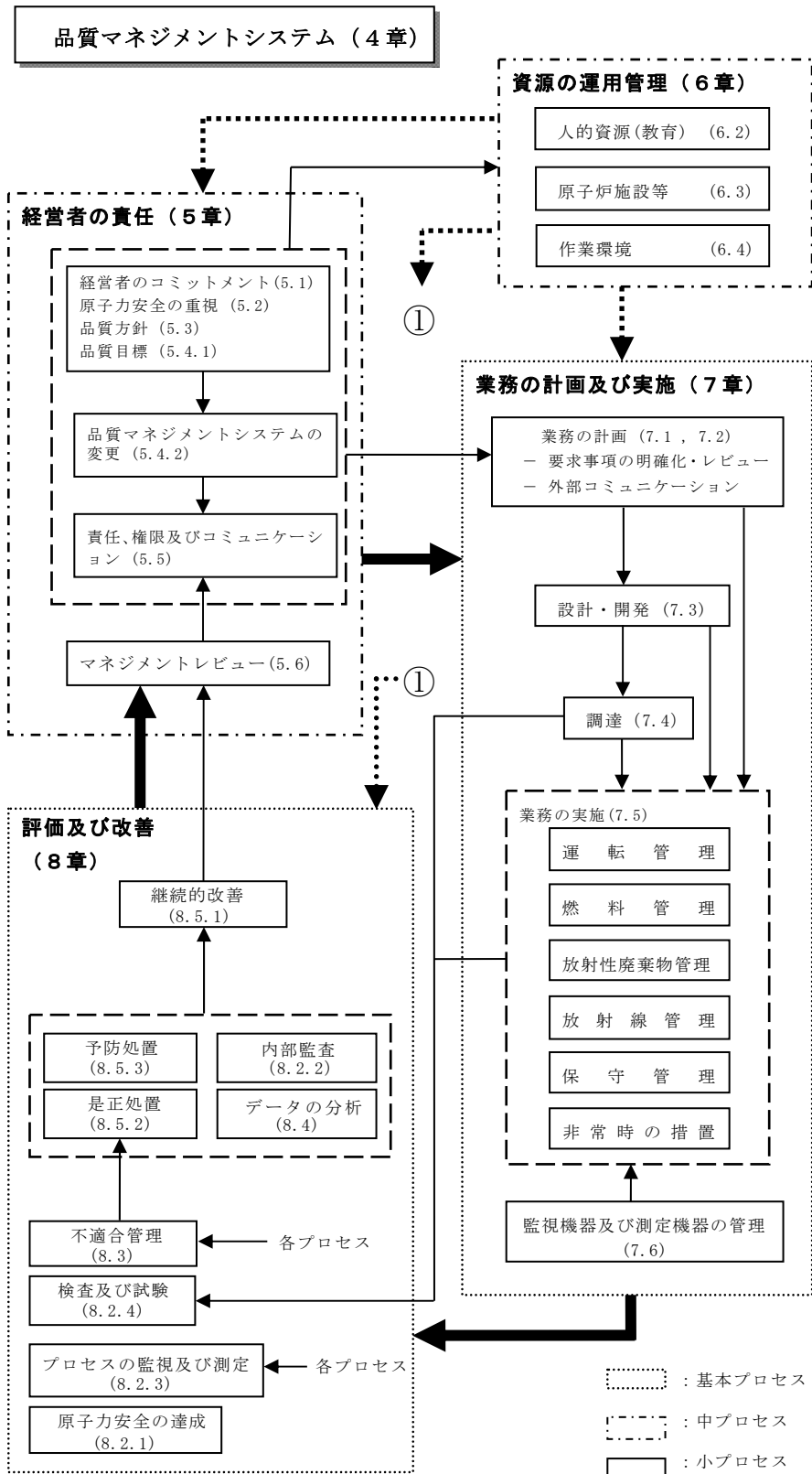
- (1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見及び研究所外から得られた原子炉の運転等及び核燃料物質の使用等に係る技術情報の取得・活用を含め、その原因を除去する処置を決めること。この活用には、原子力安全に係る業務の実施によって得られた知見を他の組織と共有することも含まれる。
 - (2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に見合ったものであること。
 - (3) 組織は、次の事項に関する要求事項を規定すること。
(設工認に係る予防処置は、根本原因分析に関する要求事項を含む。)
- a) 起こり得る不適合及びその原因の特定
 - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
 - c) 必要な処置の決定及び実施
 - d) 予防処置に関し調査を行った場合においては、その結果及び当該結果に基づき講じた予防処置の結果の記録
 - e) 予防処置において実施した活動のレビュー
 - f) 他の組織から得られた核燃料物質の使用等に係る技術情報について、自らの使用施設等の保安の向上にいかすための措置

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10
文書名 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保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05



別図1 品質保証組織体制図

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10
文書名 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保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05



別図2 品質マネジメントシステムプロセス関連図