

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9）の一部補正について

（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10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 3

令 和 元 年 1 0 月 2 3 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9）の一部補正について

（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31年4月2日付け31原機（科工）001をもって申請しました国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉施設（JRR-3原子炉施設）の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その9）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	その他の原子炉の附属施設
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、予防保全としてその他の原子炉の附属施設の一部（静止型インバータ装置）の更新を行う。

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、「その他の原子炉の附属施設の一部」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. 別紙及び添付資料の一部補正

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 9）の別紙を以下のとおり一部補正する。

設計及び工事の方法（第 1 編 静止型インバータ装置の更新）、添付書類 1 及び添付書類 4 を別添 2 のとおり変更し、設計及び工事の方法（第 2 編 消火設備の設置（ハロゲン化物消火設備））、添付書類 2、添付書類 3、添付書類 5 及び添付書類 7 を追加する。なお、添付書類 6 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12		既設
			燃料管理施設の構造(外部事象影響)	その12		既設
			使用済燃料貯蔵施設の構造(外部事象影響)	その12		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12		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	申請済	追加
			1次冷却系設備の構造(耐震性)	その12		既設
		(2)2次冷却設備	2次冷却系設備の構造(耐震性)	その12		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12		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12	
		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12		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12		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12		既設
		(3)制御設備	制御棒等の構造（耐震性）	その12		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12		既設
(5)その他の主要な事項	中央制御室外原子炉停止盤	その12		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12		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12		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12		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12		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12		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	○	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12		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12		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12		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給水設備の設置	その7	申請済	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	申請済	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	○	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 9（静止型インバータ装置の更新）の分割申請の妥当性について

1. 設工認その 9 の申請内容について

- ・ 第 1 編 静止型インバータ装置の更新
- ・ 第 2 編 消火設備の設置（ハロゲン化物消火設備）

2. 設工認その 9 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 9 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 5 条（機能の確認等）	—	H31. 4 月申請時の申請書に記載あり
第 6 条（地震による損傷の防止）	第 1 項	H31. 4 月申請時の申請書に記載あり
第 1 3 条（安全設備）	第 1 項第 1 号	H31. 4 月申請時の申請書に記載がないため、補正にて追記する
	第 1 項第 2 号	
	第 1 項第 3 号	
	第 1 項第 4 号	
	第 1 項第 5 号	
第 1 3 条の 2（溢水による損傷の防止）	第 1 項	H31. 4 月申請時の申請書に記載がないため、補正にて追記する
第 2 9 条（保安電源設備）	第 1 項、第 2 項	H31. 4 月申請時の申請書に記載あり
	第 3 項	H31. 4 月申請時の申請書に記載がないため、補正にて追記する

3. 設工認その9の申請対象設備機器及び技術基準適合性の説明を要する設備機器について

設工認その9の申請内容は非常用電源設備のうち無停電電源装置を構成する静止型インバータ装置の更新に係るものである。本申請の申請対象設備は以下に示すとおりである。これまでの審査を受け、追加で適合性の説明を要する技術基準に関して、内部溢水対策（技術基準第13条の2）のためのマンホール蓋（穴付き格子蓋）、火災防護（技術基準第13条）のための火災検知設備及び消火設備を新たに申請対象設備として補正にて追加した。

設備機器名			備考
非常用電源設備	無停電電源装置	静止型インバータ装置	本申請の更新対象（内部溢水対策としてマンホール蓋（穴付き格子蓋）を設ける）
		蓄電池	既設（設置時認可済み）
	非常用発電機		既設（設置時認可済み）
火災検知設備及び消火設備（ハロゲン化物消火設備）			既設であるが、設置時に認可を受けていないため、新たに申請する

4. 技術基準から見た設工認その9と他の分割設工認との分離について

1) 技術基準第5条（機能の確認等）について

本条項は従前からの要求事項であり、既設設備機器については適合済みであるため、本申請では更新に係る範囲について適合性を示した。

2) 技術基準第6条（地震による損傷の防止）について

静止型インバータ装置は、非常用電源設備を構成する設備機器の一つであり、非常用電源設備を構成する各設備機器の耐震クラスはBクラスである。

第1項については従前からの要求事項であり、既設設備機器については適合済みであるため、本申請では更新に係る範囲について適合性を示した。

第2項、第3項については新規要求事項ではあるが、非常用電源設備を構成する各設備機器の周辺には耐震重要施設が存在しないため、本項への適合性の説明を要しない。

3) 技術基準第13条（安全設備）について

第1項第1号及び第1項第2号については非常用電源設備が適合すべき新規要求事項ではあるが、設置時に考慮されている事項であり、既存の設計を説明することで適合性を満足することを確認することができるため、本申請では更新に係る範囲について適合性を示した。

第1項第3号については、新規要求事項ではあるが、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に、静止型インバータ装置及びその他の非常用電源設備の設備機器が設置されている原子炉制御棟地階の環境が変化するような事象は起こらない。

第1項第4号イについては、適合性の説明を要する新規要求事項であるため、非常用電源設備を構成する静止型インバータ装置、蓄電池及び非常用発電機間の既設ケーブルについて適合性を示した。なお、非常用電源設備に接続される各負荷設備に繋がるケーブルの適合性については、各負荷設備側の設計において考慮すべき事項であるため、本申請と分離し考えることができる。

第1項第4号ロについては、非常用電源設備が火災防護対象設備であるため適合性の説明を要する事項である。そのため、非常用電源設備を構成する静止型インバータ装置、蓄電池及び非常用発電機が設置された区画の火災検知設備及び消火設備（ハロゲン化物消火設備等）について適合性を示した。また、当該火災検知設備及び消火設備はこれまでに設工認の認可を受けていないため、既に申請済みの設工認その10第4編消火設備からハロゲン化物消火設備等のみを分離し、設工認その9の申請対象設備とした。

第1項第4号ハについては、静止型インバータ装置がコンクリート壁及び金属扉で囲まれ、適切な防火措置が講じられていることを示した。

第1項第5号については非常用電源設備が適合すべき新規要求事項であるため、上記の火災検知設備及び消火設備に関する補正の中で、消火設備にハロゲン化物消火設備等を用いていることを示した。

第1項第6号については、無停電電源室には非常用電源設備以外に設備はなく、飛散物等が生じることはないため本号への適合性の説明を要しない。

4) 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、非常用電源設備を設置する原子炉制御棟地階の排水性を示した。なお、排水に関してはマンホール蓋（穴付き格子蓋）で担保するため、マンホール蓋を申請対象とし補正内容に含めた。

第2項については、非常用電源設備を設置する原子炉制御棟には放射性物質を内包する容器、配管が存在しないため本項への適合性の説明を要しない。

5) 技術基準第29条（保安電源設備）について

第1項及び第2項は従前からの要求事項であり、既設設備機器については適合済みであるため、本申請では更新に係る範囲について適合性を示した。

第3項については非常用電源設備が適合すべき新規要求事項であるため、本項への適合性の説明を補正にて追加した。

上記の整理に従い、設工認その9が他のJRR-3分割設工認と独立し、分離できると判断したため、設工認その9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 静止型インバータ装置の更新

第2編 消火設備の設置（ハロゲン化物消火設備）

第 1 編 静止型インバータ装置の更新

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 1-3
3. 設計	本 1-4
3.1 設計条件	本 1-4
3.2 設計仕様	本 1-4
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

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) その他の主要な事項

上記のうち、(1)非常用電源設備は、次の各設備から構成される。

- (i) 無停電電源装置
- (ii) 非常用発電機

今回申請する範囲は、(1)非常用電源設備の構造の (i) 無停電電源装置の一部である静止型インバータ装置（盤を含む。）の更新を行うものである。非常用電源設備の系統図及び申請範囲を図-1.1 に示す。

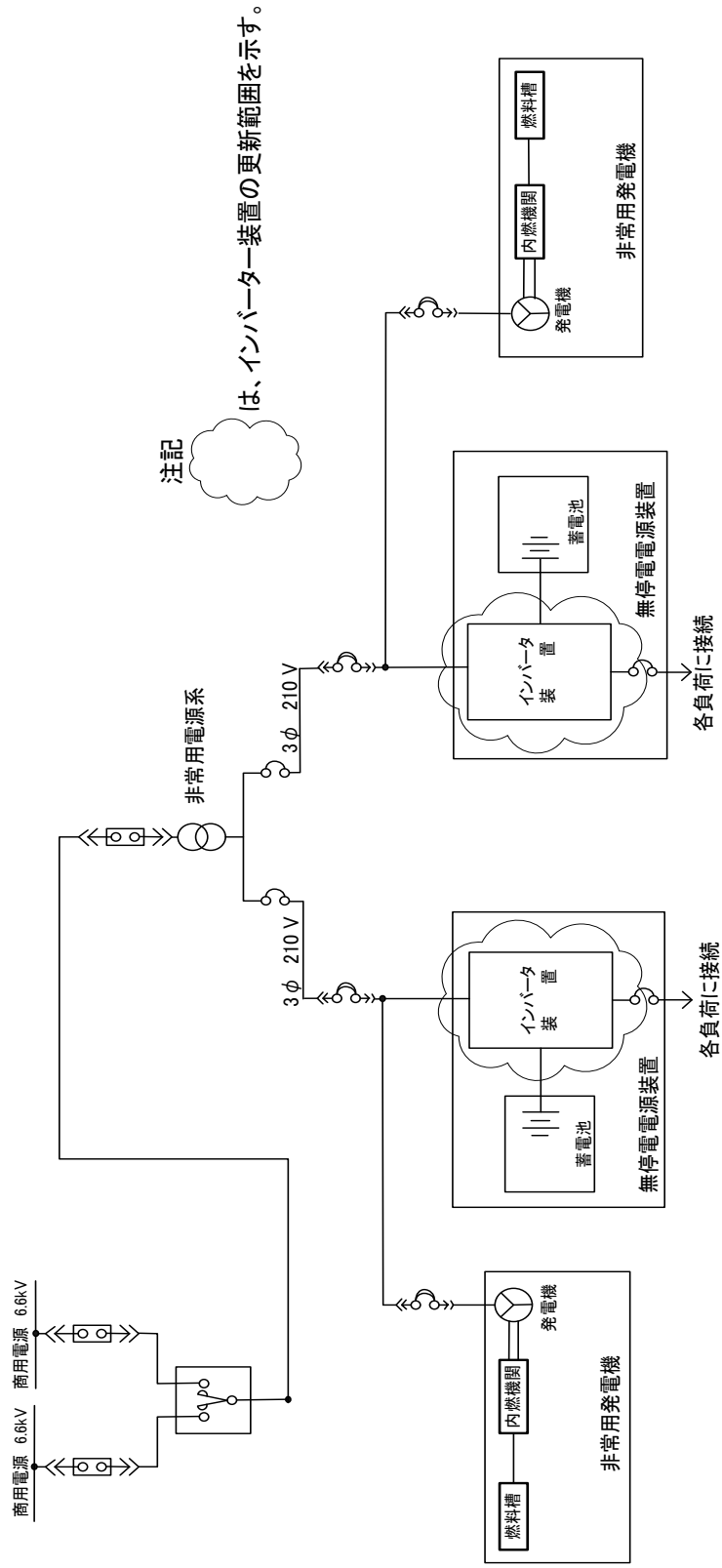


図-1.1 非常用電源設備の系統図及び申請範囲

2. 準拠した基準及び規格

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」

(昭和 32 年法律第 166 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)

「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)

「電気設備に関する技術基準を定める省令」(平成 9 年通商産業省令第 52 号)

「日本産業規格 (JIS)」

「日本電機工業会規格 (JEM)」

「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2005 - 2007 年版)

(JSME S NC1-2005/2007)

3. 設計

3.1 設計条件

本件は予防保全としてその他試験研究用等原子炉施設の附属施設の一部である無停電電源装置のうち静止型インバータ装置を更新するものであり、既設機器の機能を満足する設計とする。静止型インバータ装置の外形図を図-1.2 に、静止型インバータ装置の盤名称及び機能を表-1.2 に、静止型インバータ装置の底面図を図-1.3 に、設置場所である原子炉制御棟地階平面図を図-1.4 にそれぞれ示す。

名 称	静止型インバータ装置
耐震クラス	B

3.2 設計仕様

静止型インバータ装置の設計仕様は、以下のとおりである。

名 称		静止型インバータ装置
定格出力容量		45kVA
個 数		2 系統
寸 法		表-1.1 に示すとおり
接続ボルト	インバータ装置 各盤と基礎部	SCM435 M16×16 本×3 (JIS G 4053)
	インバータ装置 各盤同士	SCM435 M16×8 本×2 (JIS G 4053)

表-1.1 静止型インバータ装置の寸法

	長さ (JEM 1459)	
	全面	1 面
縦	1,400±3mm	1,400±3mm
横	3,000±9mm	1,000±3mm
高さ	1,900±3mm	1,900±3mm

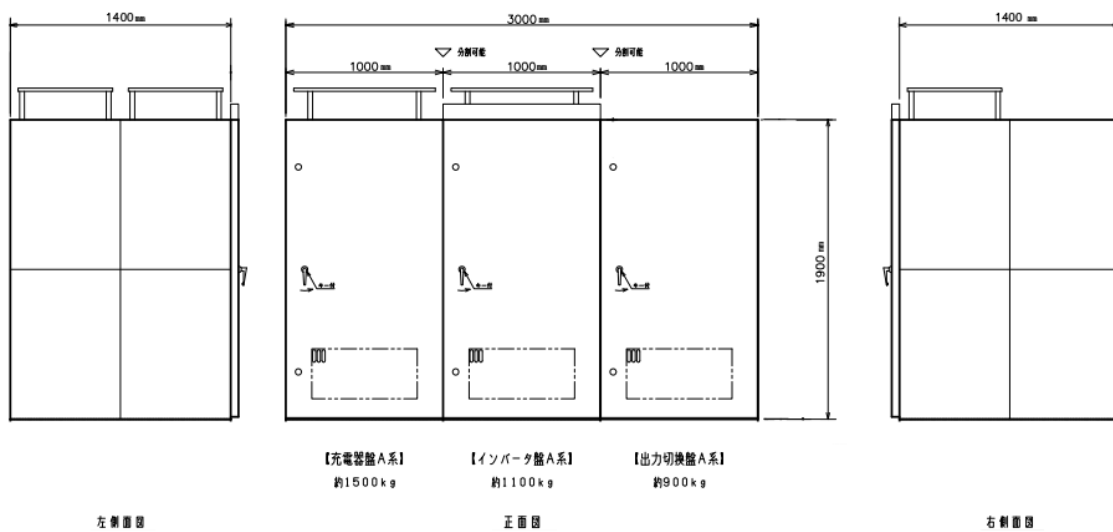


図-1.2 静止型インバータ装置 外形図

表-1.2 静止型インバータ装置の盤名称及び機能

盤名称	機能
充電器盤	交流入力を直流に変換し、蓄電池に充電しながらインバータへ供給
インバータ盤	直流入力を交流へ変換し、負荷先へ供給
出力切換盤	故障発生時にバイパスラインからの給電に切替、負荷先へ供給

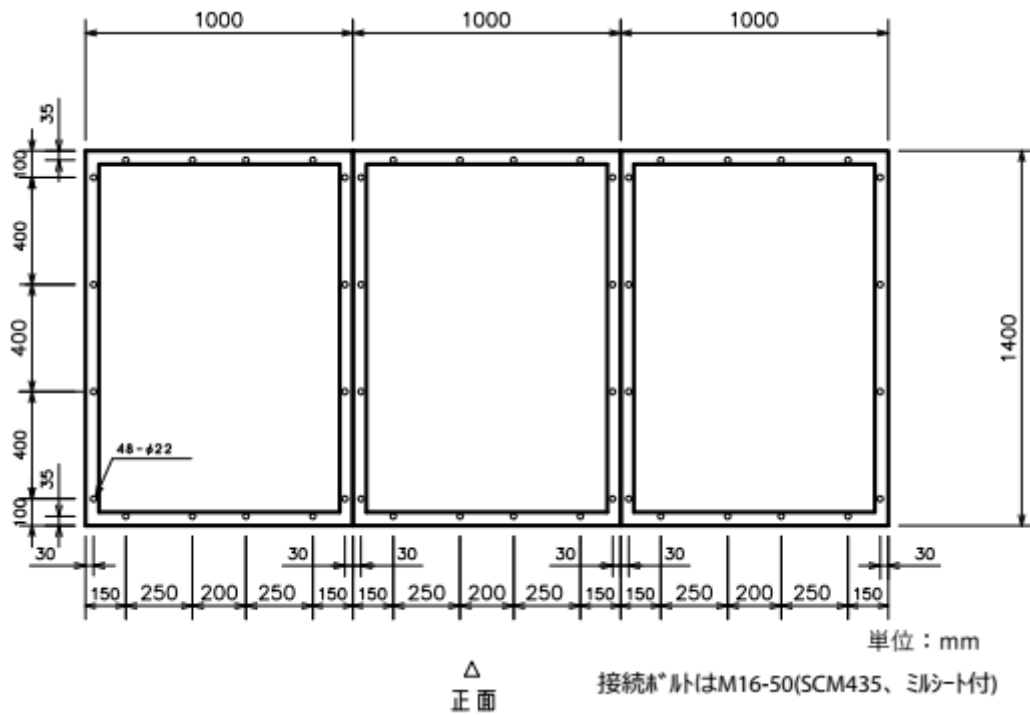


図-1.3 静止型インバータ装置 底面図

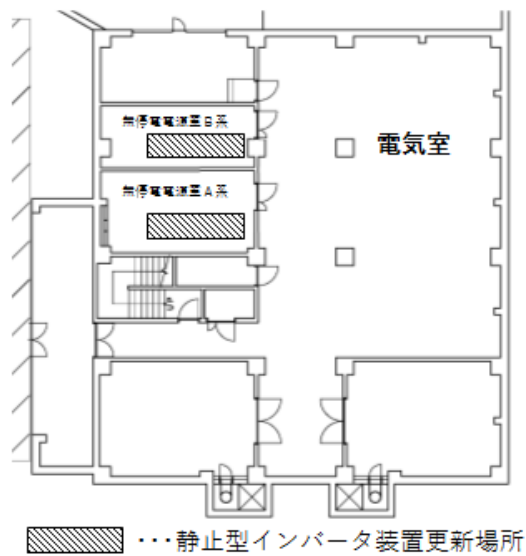


図-1.4 原子炉制御棟地階平面図（静止型インバータ装置）

溢水対策として原子炉制御棟地階に設置するマンホール蓋（穴付き格子蓋）の仕様は、以下のとおりである。また、マンホール蓋の設置場所である原子炉制御棟地階平面図を図-1.5に示す。

なお、当該マンホール蓋については、別途定める手順に従い、排水能力がGF-AR 600相当品であるものと交換できることとする。

名称	マンホール蓋（穴付き格子蓋）
型式	株式会社中部コーポレーション GF-AR 600
数量	1枚

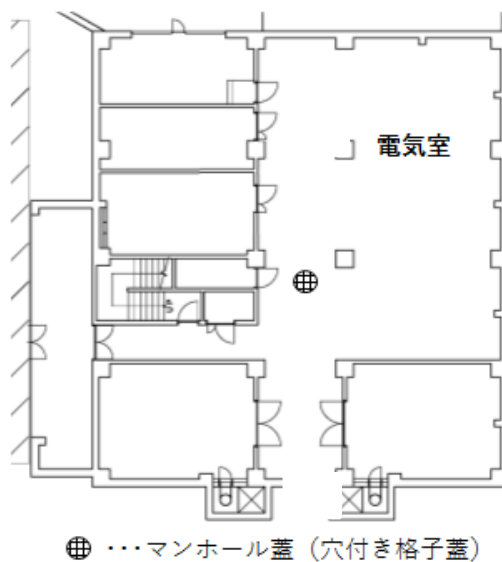


図-1.5 原子炉制御棟地階平面図（マンホール蓋）

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-1.6 に示す。

当該工事は次に記すとおり、その他の安全機能を有する施設等に影響を及ぼさないように行う。静止型インバータ装置更新期間中は、JRR-3 の試験及び点検等の運用として仮設電源（商用電源）により負荷先へ供給する。工事は原子炉運転再開までの停止期間中に実施し、原子炉停止期間中は、原子炉の停止状態の維持に動的機器は必要ないため、商用電源の停電が発生した場合においても施設の安全機能に影響はなく、パラメータ等の監視も不要である。

4.2 試験検査項目及び方法

(1) 材料検査

方法：接続ボルトの材料及び寸法をミルシート等により確認する。

判定：接続ボルトの材料及び寸法が 3.2 設計仕様に示す材料及び寸法であること。

(2) 外観検査(1)

方法：静止型インバータ装置を目視により確認する。

判定：静止型インバータ装置に有害な傷、へこみ等がないこと。

(3) 外観検査(2)

方法：マンホール蓋を目視により確認する。

判定：マンホール蓋に有害な変形、穴が閉塞されていないこと。

(4) 寸法検査

方法：静止型インバータ装置の寸法を測定により確認する。

判定：静止型インバータ装置の寸法の実測値が表-1.1 に示す許容差内であること。

(5) 性能検査

方法：①通常運転時、蓄電池へ充電されていることを充電器盤の直流電圧計の指示値にて確認する。また、負荷への電源が確保されていることを出力切換盤の交流電圧計の指示値にて確認する。

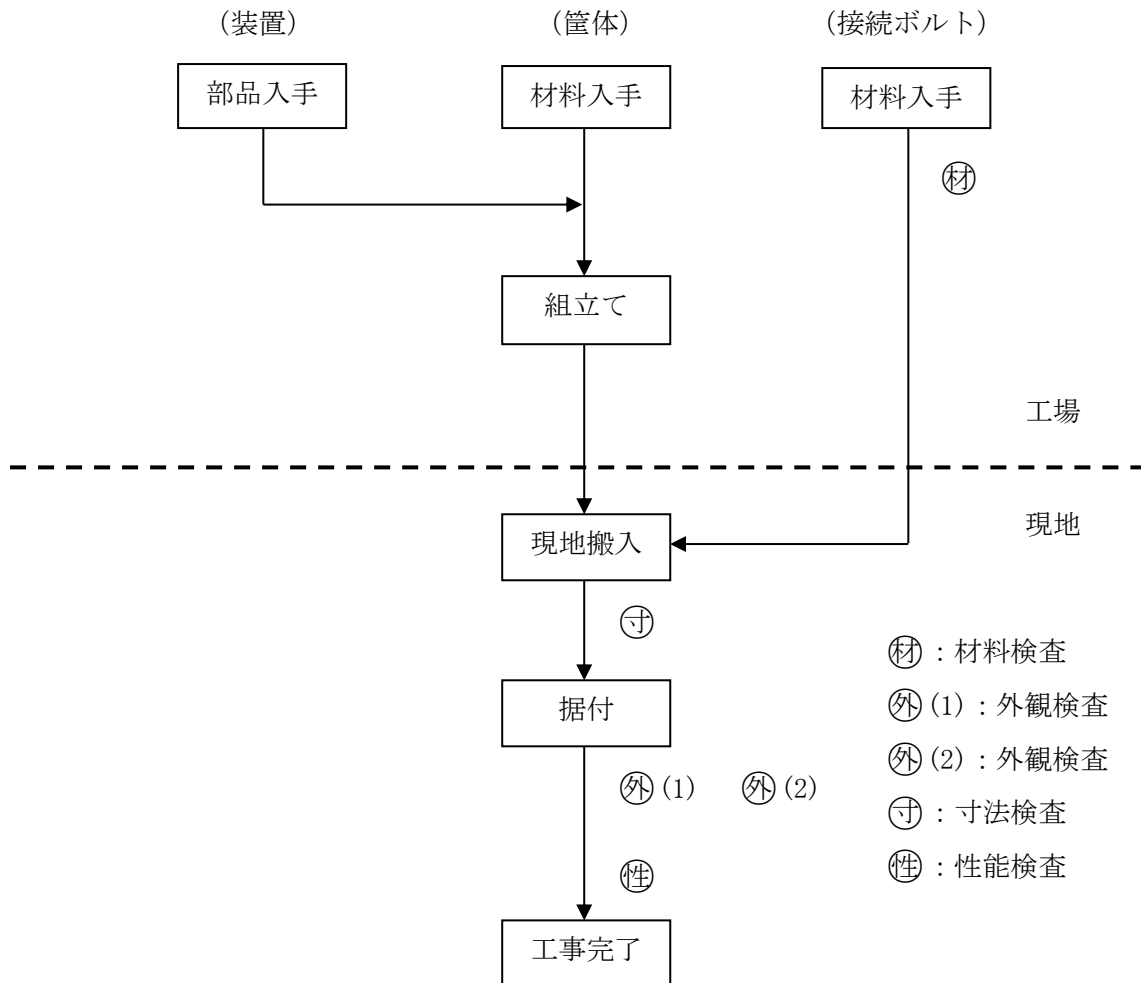
②商用電源を遮断したときに、負荷への電源が確保されていることを出力切換盤の交流電圧計の指示値にて確認する。

③非常用発電機の電圧確立後、負荷への電源が確保されていることを出力切換盤の交流電圧計の指示値にて確認する。

判定：①直流電圧が定格電圧（ $239.4V \pm 1.5\%$ 以内）であること。また、交流電圧が定格電圧（ $210.0V \pm 1.0\%$ 以内）であること。

②交流電圧が定格電圧（ $210.0V \pm 1.0\%$ 以内）であること。

③交流電圧が定格電圧（ $210.0V \pm 1.0\%$ 以内）であること。



注：当該施設に係る使用前検査終了後に静止型インバータ装置を利用する。

図-1.6 静止型インバータ装置の更新工事フロー図

第2編 消火設備の設置（ハロゲン化物消火設備）

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 2-1
3.1 設計条件	本 2-1
3.2 設計仕様	本 2-1
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

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) その他主要な事項の(iii)火災感知器及び消火設備に関するもののうち、非常用電源設備に関係するもの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

非常用電源設備について、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。非常用電源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 - 4.1 に示す。

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。

種 類		数 量
火災感知器	煙感知器	8 台
火災受信機		1 台 ※ ¹

※¹ : 火災受信機については、事務管理棟と実験利用棟に各 1 台設置されているが、本申請においては事務管理棟に設置されているものを申請対象とする。

(2) 消火設備の仕様

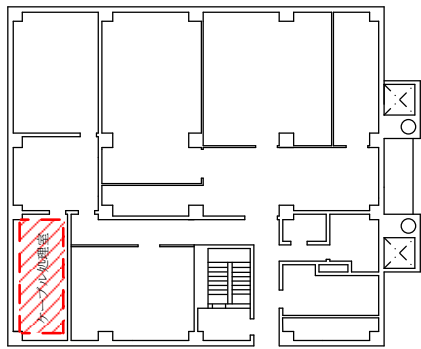
消火設備は、延焼を防止するための設備であり、消火栓、消火器、ハロゲン化物消火設備から構成されているが、非常用電源設備に関する設備はハロゲン化物消火設備である。

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、火災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。

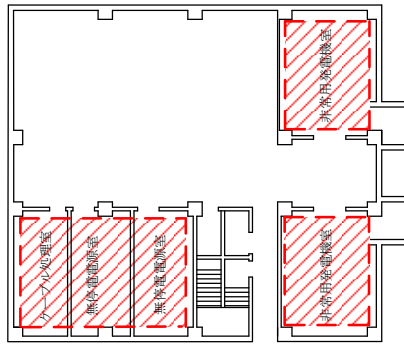
種 類	数 量
ハロゲン化物消火設備	5 か所

(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 - 4.2、消火設備（ハロゲン化物消火設備）の配置図を図 - 4.3 に示す。



原子炉制御棟1階



原子炉制御棟2階

凡例


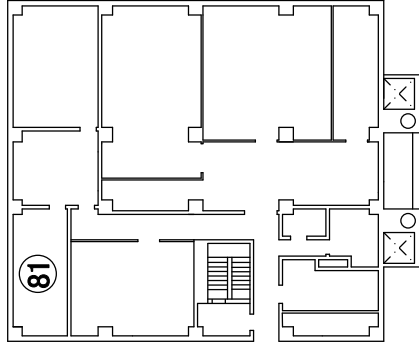
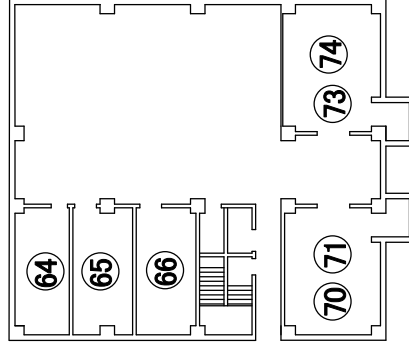
 : 防護対象エリア

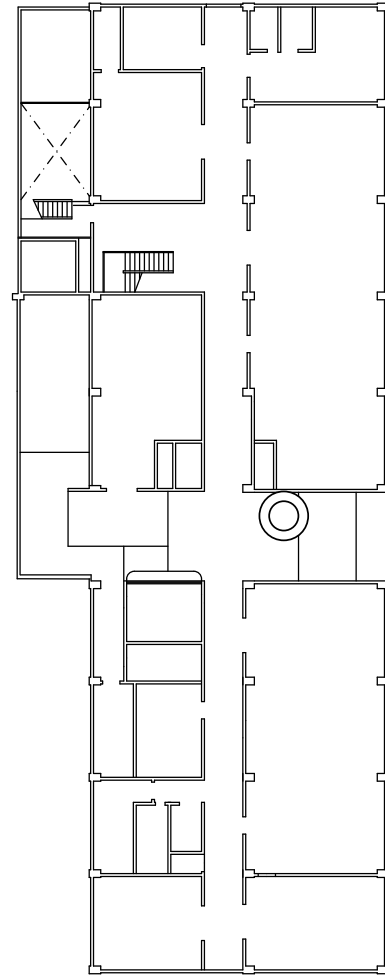
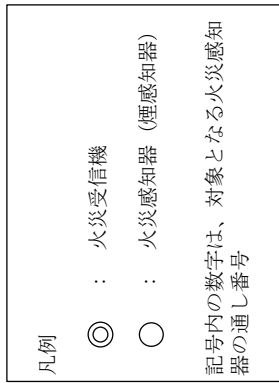
図 - 4.1 防護対象エリアの平面図



原子炉制御棟1階

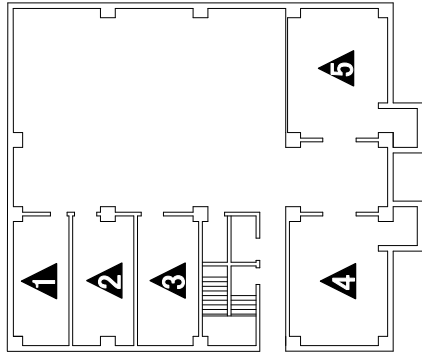


原子炉制御棟地階



事務管理棟1階

図 - 4.2 自動火災報知設備 (火災受信機及び火災感知器) の配置図



原子炉制御棟地階

凡例
 ▲ : ハロゲン化物消火設備
 記号内の数字は、対象となるハロゲン化物消火設備の通し番号

▲1の区画は、地階と1階が共有された空間であるため、同一設備を2つの区画に分岐した設計となっている。

図 - 4.3 消火設備（ハロゲン化物消火設備）の配置図

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請範囲の設備は、既設であり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：自動火災報知設備（火災受信機及び火災感知器）が図 - 4.2 及び消火設備（ハロゲン化物消火設備）が図 - 4.3 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：自動火災報知設備（火災受信機及び火災感知器）が図 - 4.2 及び消火設備（ハロゲン化物消火設備）が図 - 4.3 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：試験器により火災感知器が作動し、火災受信機に警報が発報することを確認する。

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. 静止型インバータ装置の耐震性に関する説明書
2. 非常用電源設備の内部溢水対策に関する説明書
3. 無停電電源装置の容量の妥当性に関する説明書
4. 静止型インバータ装置の更新に係る「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
5. 静止型インバータ装置の更新に係る「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」との適合性に関する説明書
6. 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
7. 消火設備の設置（ハロゲン化物消火設備）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

1. 静止型インバータ装置の耐震性に関する説明書

目 次

1. 一般事項	添 1-1
1.1 計算条件	添 1-1
1.2 記号の説明	添 1-2
2. 計算方法	添 1-3
2.1 応力の計算方法	添 1-3
3. 評価方法	添 1-5
3.1 F 値の計算.....	添 1-5
3.2 許容応力の計算.....	添 1-6
4. 設計条件	添 1-7
5. 機器要目	添 1-7
6. 計算数値	添 1-8
7. 評価対象の選定	添 1-8
8. 結 論	添 1-10

1. 一般事項

本計算書は、無停電電源装置の一部である静止型インバータ装置（以下「インバータ装置」という。）の耐震強度についての計算方法と計算結果を示す。

インバータ装置が収納されている各盤は、垂直自立形の箱型構造で原子炉制御棟地階に設置される。

表-1.1 にインバータ装置各盤の概要を示す。

表-1.1 インバータ装置各盤の概要

名 称	型 式	寸法(mm) 縦×横×高さ	重量(kg)	耐震クラス
充電器盤	垂直自立形	1000×1400×1900	1500	B
インバータ盤		1000×1400×1900	1100	
出力切換盤		1000×1400×1900	900	

1.1 計算条件

- (1) 盤の重量は、重心に集中したものとする。
- (2) FEM モデルを作成し、自重解析および地震力解析を実施する。解析コードは MSC.NASTRAN 2005r2 を用いる。
- (3) 耐震クラス B に適用される地震力を評価に用いる。
- (4) 地震力は、盤に対して水平方向に作用するものとする。
- (5) 構造的に 1 個の大きなブロック状をしており、全体的に一つの剛体として考えられるため、固有値は十分大きいものとし計算は省略する。

1.2 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A_{bi}	: ボルト呼び径の断面積 i=1: インバータ装置各盤と基礎部の接続ボルト i=2: インバータ装置各盤同士の接続ボルト	mm^2
N	: ボルト1本にかかる引張力	N
Q_1	: ボルトに生じるせん断力 インバータ装置各盤と基礎部の接続ボルト: X方向 インバータ装置各盤同士の接続ボルト: Z方向	N
Q_2	: ボルトに生じるY方向せん断力 インバータ装置各盤と基礎部の接続ボルト: Y方向 インバータ装置各盤同士の接続ボルト: Y方向	N
Q	: ボルトに生じる最大せん断力	N
σ	: ボルトの引張応力	N/mm^2
τ	: ボルトのせん断応力	N/mm^2
n_i	: ボルトの本数 i=1: インバータ装置各盤と基礎部の接続ボルト i=2: インバータ装置各盤同士の接続ボルト	—
l_1	: 縦寸法	mm
l_2	: 横寸法	mm
H	: 高さ寸法	mm
W_i	: インバータ装置各盤総質量 i=1: 充電器盤 i=2: インバータ盤 i=3: 出力切換盤	kg
f_{t0}	: 許容引張応力	N/mm^2
f_{sb}	: 許容せん断応力	N/mm^2
f_{ts}	: せん断応力と引張応力を同時に受けるボルトの 許容引張応力	N/mm^2

2. 計算方法

2.1 応力の計算方法

応力計算は、インバータ装置各盤と基礎部の接続ボルト及びインバータ装置各盤同士の接続ボルトについて行う（評価対象選定の詳細は参考に示す）。

解析モデル図を図-1.1 に、解析結果を表-1.2 に示す。

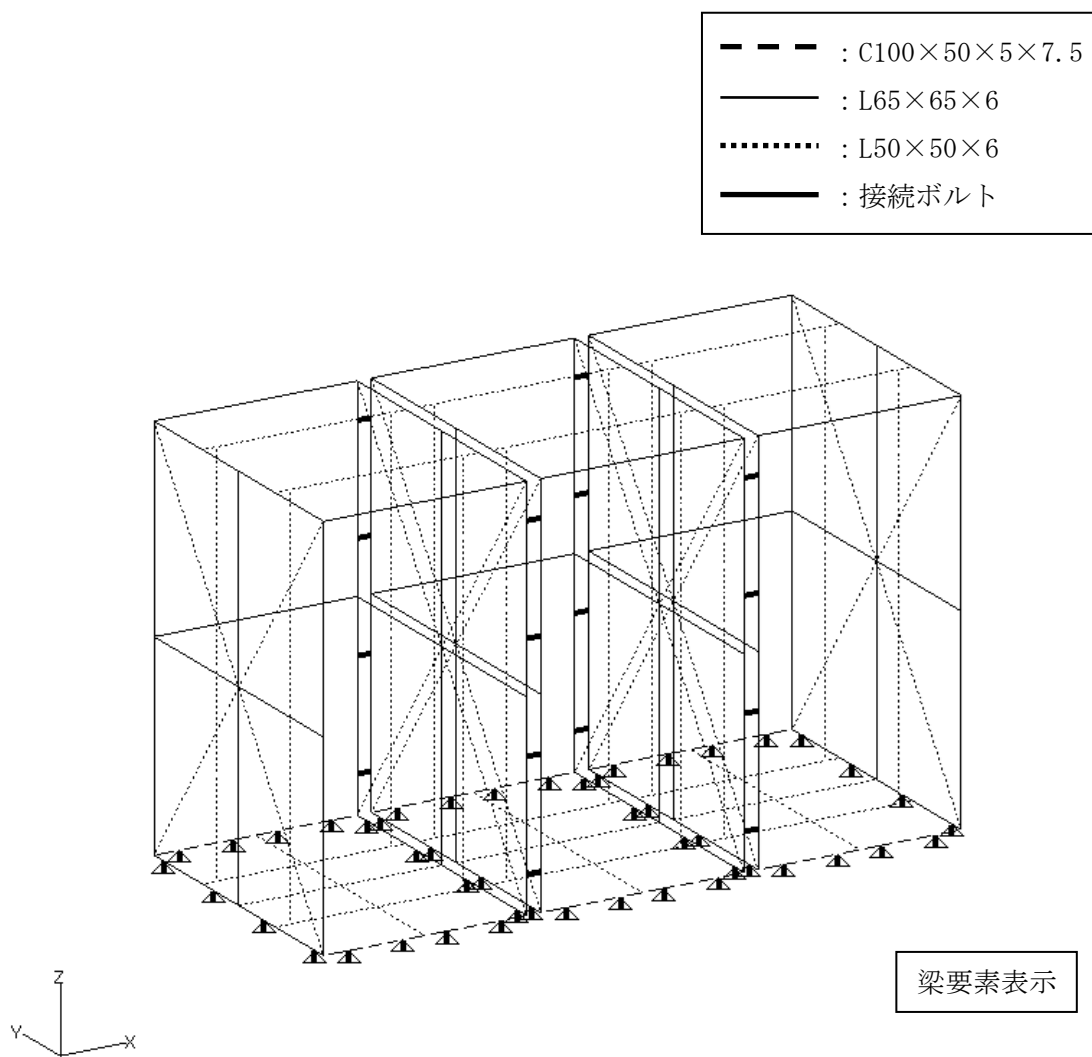


図-1.1 解析モデル図

表-1.2 接続ボルトに発生する最大荷重^{※1}

部位	加振方向	解析種類	引張力 N (N)	せん断力 (N)		
				せん断力 Q ₁	せん断力 Q ₂	せん断力 Q
インバータ装置各盤 と基礎部	X	自重解析	-847	59	72	93
		地震力解析	594	354	192	402
		自重+地震	594 ^{※2}	412	263	489
	Y	自重解析	-1393	9	351	352
		地震力解析	822	16	316	316
		自重+地震	822 ^{※2}	25	667	667
インバータ装置 各盤同士	X	自重解析	-145	87	3	87
		地震力解析	183	340	11	341
		自重+地震	183 ^{※2}	427	13	427
	Y	自重解析	-145	87	3	87
		地震力解析	104	12	3	12
		自重+地震	104 ^{※2}	99	5	99

※1：小数点以下切り上げ

※2：実機においては接続ボルトにかかる圧縮荷重は鋼材側で負担するため、接続ボルトに発生する圧縮力は0として計算を行った

2.1.1 ボルトの応力計算式

解析結果を用いて、以下の計算式より各応力を算出する。

(1) せん断応力

$$Q = \sqrt{Q_1^2 + Q_2^2}$$

$$\tau = \frac{Q}{A_{bi}}$$

(2) 引張応力

$$\sigma = \frac{N}{A_{bi}}$$

3. 評価方法

ボルトの許容応力は表-1.3 とする。計算式の詳細を 3.1 および 3.2 に示す。

ただし、下記応力の組合せが考えられる場合には、組合せ応力に対しても評価を行う。

表-1.3 一次応力に対する許容応力

許容応力 (N/mm ²)	
引張	せん断
$1.5f_{t0}$	$1.5f_{sb}$

3.1 F 値の計算

表-1.4 物性値

部材	材料		設計降伏点 S_y (N/mm ²)	設計引張強さ S_u (N/mm ²)
	接続ボルト	SCM435	40°C	785

記号の説明

S_y : 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007) における設計降伏点

S_u : 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007) における設計引張強さ

表-1.5 F値の計算方法

許容応力 状態	F値
B_{AS}	$\text{MIN}[S_y, 0.7S_u]$

3.2 許容応力の計算

以下に許容応力の計算式を示す。計算した許容応力は表-1.6 とする。

3.2.1 ボルトの許容応力計算式

(1) 許容引張応力

$$f_{t0} = 1.5 \times \frac{F}{2}$$

(2) 許容せん断応力

$$f_{sb} = 1.5 \times \frac{F}{1.5\sqrt{3}}$$

(3) せん断応力と引張応力を同時に受けるボルトの許容引張応力

$$f_{ts} = \text{MIN}[1.4 \times f_{t0} - 1.6\tau, f_{t0}]$$

3.2.2 ボルトの許容応力

表-1.6 許容応力

耐震クラス	許容応力状態	材料	許容引張応力 f_{t0} (N/mm ²)	許容せん断応力 f_{sb} (N/mm ²)
B	B _A S	SCM435	488	375

4. 設計条件

表-1.7 据付場所及び床面高さ

機器名称	耐震クラス	据付場所及び床面高さ (m)
インバータ装置	B	制御棟地下1階

表-1.8 入力地震波

B _A S
静的地震力
水平方向設計震度
C _H =0.18

C_H : 水平方向設計震度

$$C_H = 1.8C_i$$

C_i : 建物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求める地震層せん断力係数(地下階の場合は水平震度 0.1 とする)*

※ : 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2)(平成30年9月3日付け30原機(科研)003をもって申請(平成31年3月19日付け30原機(科研)026で一部補正)、平成31年4月24日付け原規規発第1904243号をもって認可)の「添付書類1-1. 原子炉制御棟の耐震性に関する説明書」による。

5. 機器要目

表-1.9 機器要目

部材	W ₁ (kg)	W ₂ (kg)	W ₃ (kg)	H (mm)	ℓ ₁ (mm)	ℓ ₂ (mm)	A _{b1} (mm ²)
インバータ装置	1500	1100	900	1900	1000	1400	201.1 (M16)

A _{b2} (mm ²)	n ₁ (—)	n ₂ (—)
201.1 (M16)	48	16

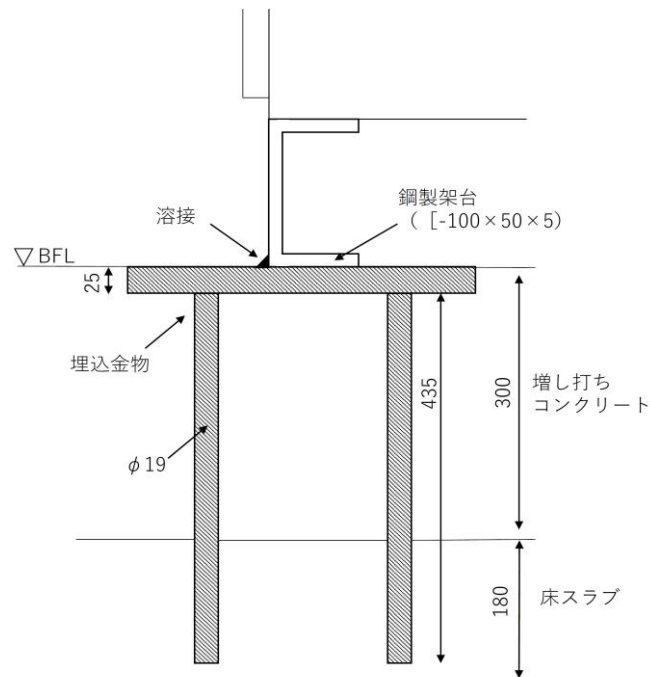
6. 計算数値

表-1.10 応力算出結果

震力の種類	静的地震力			
	引張応力 (N/mm ²)		せん断応力 (N/mm ²)	
接続ボルト (インバータ装置各盤と 基礎部)	$\sigma =$	5	$\tau =$	4
接続ボルト (インバータ装置各盤同士)	$\sigma =$	3	$\tau =$	1

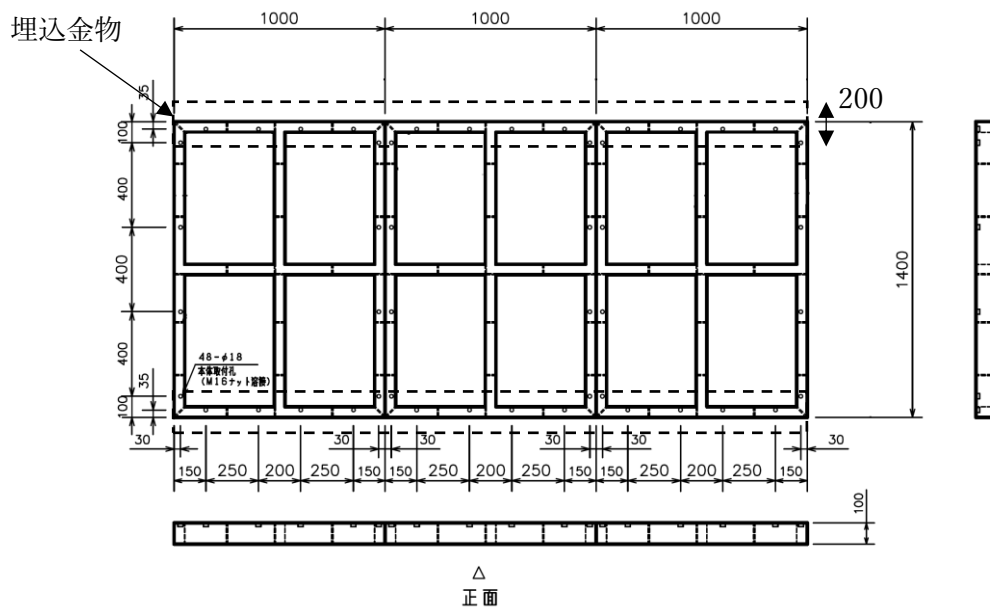
7. 評価対象の選定

インバータ装置各盤を支える既設の鋼製架台は図-1.2 に示すように床に埋め込まれた金物の上に溶接にて固定されている。鋼製架台（概要図を図-1.3 に示す）はチャンネル鋼（[-100×50×5）で構成されているものであり、既設機器（既設機器総重量 5,500kg、更新後総重量 3,500kg）を十分に支持できている。水平方向設計震度 0.18 に対しては、必要溶接長さとお実溶接長さを比較することで、十分な強度を有していると判断した（詳細を次ページに示す）。そのため、耐震計算書では盤とチャンネルベースの接続ボルトを評価対象とした。



単位:mm

図-1.2 鋼製架台及び埋込金物断面図



単位:mm

図-1.3 既設鋼製架台図

以下の計算式より水平地震力に対する必要溶接長さを計算する。

鋼製架台溶接部の最小脚長は3mmのため、のど厚はその $\sqrt{2}$ 倍とし、インバータ盤の質量をM、重力加速度をg、必要溶接長さをLとすると、

$$\begin{aligned}
 (\text{許容せん断応力 } 141\text{N/mm}^2) &> Mg \times 0.18 \ / \ (3/\sqrt{2} \times L) \text{ より} \\
 L &> Mg \times 0.18 \ / \ (141 \times 3/\sqrt{2}) \\
 &> 21 \text{ [mm]}
 \end{aligned}$$

以上から実溶接長さは6,000mmであり、必要溶接長さを上回っているため、十分な強度を有していると判断できることから接続ボルトを評価対象とした。また、鋼製架台(材質:SS400)の溶接部に対する許容せん断応力の根拠は以下のとおりである。

$$\begin{aligned}
 F &= \text{MIN} (S_y, 0.7S_u) \\
 &= \text{MIN} (245, 0.7 \times 400) \\
 &= 245 \text{ [N/mm}^2\text{]} \\
 (\text{許容せん断応力}) &= 1.5 \times F \ / \ 1.5\sqrt{3} \\
 &= 141 \text{ [N/mm}^2\text{]}
 \end{aligned}$$

また、以下に示すとおりインバータ盤に作用する転倒モーメントよりもインバータ盤の自重による復元モーメントが大きいため、せん断を考慮対象とした。

$$\begin{aligned}
 (\text{転倒モーメント}) &= Mg \times 0.18 \times 0.950 \\
 &= 0.171Mg \text{ [kg} \cdot \text{m/s}^2 \cdot \text{m]} \\
 (\text{復元モーメント}) &= Mg \times 0.665 \\
 &= 0.665Mg \text{ [kg} \cdot \text{m/s}^2 \cdot \text{m]}
 \end{aligned}$$

8. 結 論

表-1.11 に示すように算出応力は、すべて許容応力以下であり、強度は十分である。

表-1.11 応力評価結果

許容応力 状態	部材	材料	応力	算出応力 (N/mm ²)	許容応力 (N/mm ²)
B _A S	接続ボルト (インバータ装置各盤 と基礎部)	SCM435	引張	$\sigma = 5$	$f_{t0} = 488$
			せん断	$\tau = 4$	$f_{sb} = 375$
	接続ボルト (インバータ装置 各盤同士)	SCM435	引張	$\sigma = 1$	$f_{t0} = 488$
			せん断	$\tau = 3$	$f_{sb} = 375$

2. 非常用電源設備の内部溢水対策に関する説明書

原子炉制御棟地階電気室の上階の溢水源は工水（ろ過水）配管、上水配管、消火栓配管がある。これらの配管径と吐出圧力を表-2.1 に示す。

表-2.1 配管系と吐出圧

名称	配管径	吐出圧力
工水配管	50A	0.6MPa
上水配管	25A	0.3MPa
消火栓配管	50A	0.6MPa

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、先ず、原子炉を停止させる。即ち、原子炉運転中において原子炉施設内で消火栓ポンプの起動はない。このことから、上記のうちで原子炉運転中において影響が最も大きいのは工水配管の損傷が生じた場合である。

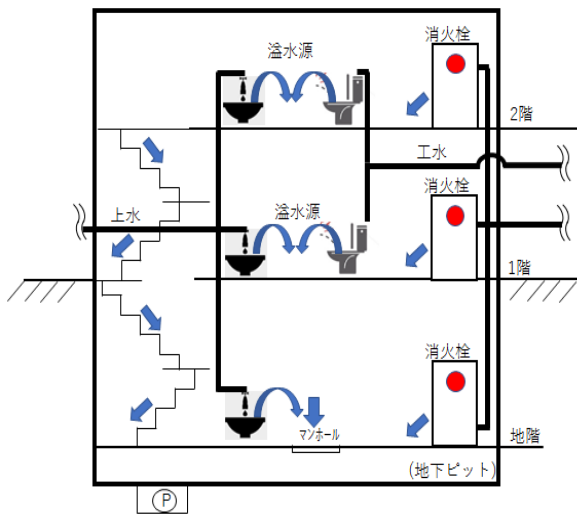
工水配管からの流出量の算出にあたっては「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」を参考にする。工水配管は、低エネルギー配管に分類されるため、Dt/4 の貫通クラックを想定する。流出流量の算出に使用した値及び算出結果を表-2.2 に示す。

表-2.2 工水配管の流出流量結果

名称	外径 (mm)	内径 (mm)	肉厚 (mm)	Dt/4 (m ²)	損失 係数	流出流量 (m ³ /h)
工水配管 (50A)	60.5	52.9	3.8	5.03×10 ⁻⁵	1	6.27

原子炉運転中の巡視点検は 3 回/日であり、最大 10 時間の間隔が開くとした場合の溢水量は約 63m³ である。溢水経路としては、原子炉制御棟の階段を通じて地階電気室へ流れ込む経路を想定する（溢水源の位置及び想定溢水ルートを図-2.1 に示す）。原子炉制御棟 1 階又は 2 階で生じた溢水は、地階電気室へ流れ込んだ後、電気室のマンホール蓋（穴付き格子蓋）を通じて地下ピット（容量：約 360m³）に流れ込むことになるため（マンホール蓋の排水流量の詳細を参考に示す。）、非常用電源設備が設置される非常用発電機室 A、B 及び無停電電源室 A、B に溢水が流れ込むことはない。したがって溢水により非常用電源設備への影響はない。

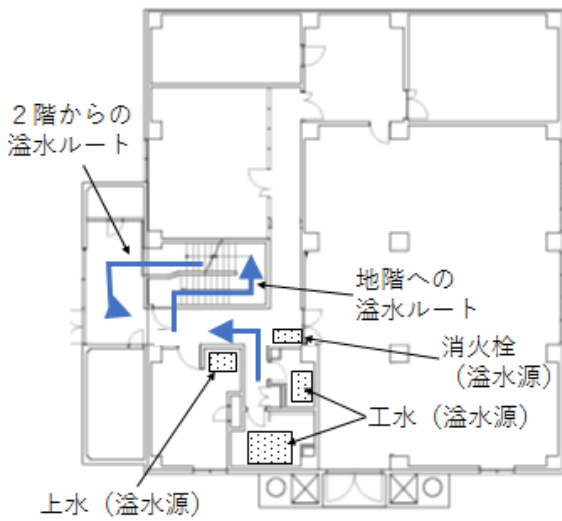
次に電気室における溢水についてであるが、電気室内で溢水源として考慮すべき配管は上水配管及び消火栓配管である。これらの配管径及び吐出圧力は前述のとおりとなっている。また、前述のとおり JRR-3 原子炉施設内で消火栓を用いて消火活動を行う必要がある場合は、原子炉を停止させるため、消火活動開始前に静止型インバータ装置の安全機能は達成される。このため、想定すべき溢水シナリオは消火栓ポンプ停止時における消火栓配管の損傷と上水配管の損傷の 2 パターンであるが、いずれの場合も前述の評価結果に包絡される。



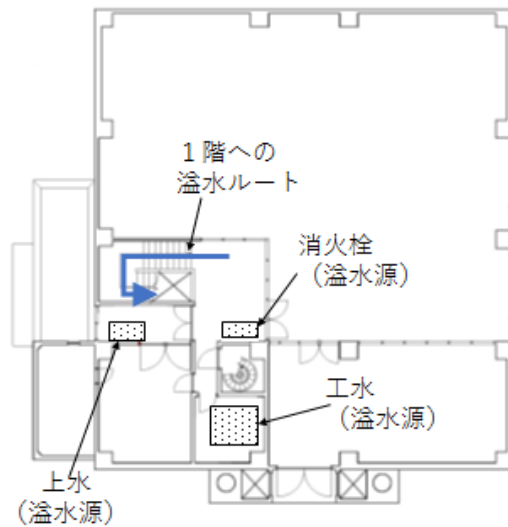
原子炉制御棟 溢水経路イメージ図 (断面)



原子炉制御棟地階



原子炉制御棟 1階



原子炉制御棟 2階

図-2.1 原子炉制御棟における溢水源の位置及び想定溢水ルート

参考. マンホール蓋（穴付き格子蓋）の排水流量について

マンホール蓋（穴付き格子蓋）は高い排水能力を有しており、原子炉制御棟で発生した溢水が電気室に到達したとしても、マンホール蓋から順次速やかに排水されるため、溢水により床面及びマンホール蓋が水没することはない。

仮にマンホール蓋が水没したとしても、その時の排水流量が十分に大きければ、水没水位は速やかに低下し、水没状態が解消されると判断できる。ここでは、評価のためマンホール蓋が水深 10mm で水没したと仮定して、その排水流量を評価した。

マンホール蓋に設けた穴を管路とみなせば、当該管路を通過する排水の流速は以下の式で求められる。

$$u = \sqrt{2gH / (\lambda \frac{l}{d} + \zeta + 1)}$$

ここで、

u : マンホール蓋の穴を流れる水の平均流速 (m/s)

g : 重力加速度 (=9.8m/s²)

H : マンホール蓋の水没水位 (=0.01m)

λ : 管摩擦損失係数 (-)

l : 管路長 (m)

d : 穴の等価直径 (m)

ζ : 入口損失係数 (=0.5)

である。ここで、管路の摩擦損失係数 λ は、管路内の流れが層流か乱流かによって以下の 2 つの式を適用する。

・層流 ($Re < 2,000$) の場合 $\lambda = \frac{64}{Re}$

・乱流 ($Re \geq 2,000$) の場合 $\lambda = 0.3164 \cdot Re^{-\frac{1}{4}}$

である。 Re はレイノルズ数であり、以下の式で求められる。

$$Re = \frac{ud}{\nu}$$

ここで、

ν : 水の動粘度 (=1.00×10⁻⁶ m²/s)

である。

管路内の流れが層流であるか乱流であるかは Re の値によって決まるが、 Re は平均流速 u に比例するため、本評価では、まず、層流の場合と乱流の場合それぞれの式について数値計算を行い、平均流速 u 及びレイノルズ数 Re を算出した。この時、層流の場合の式から得られた Re が 2,000 未満であれば層流の計算結果を、2,000 以上であれば乱流の計算結果を採用する。

計算条件は、設置する製品よりも保守的な値を使用した。穴の形状を製品仕様(30mm 四方)より小さい 20mm 四方の正方形、等価直径を 20mm とし、管路長を製品仕様(22mm)よりも長い 30mm とすると、マンホール蓋の穴からの排水の平均流速は表参-1 のとおりとなる。なお、計算の結果得られた Re が 7,000 程度であるため、表参-1 は乱流の場合の計算結果である。

表参-1 穴 1 つあたりの排水流量の計算結果

計算条件				計算結果
浸水水位 (mm)	穴の大きさ (mm)	等価直径 (mm)	管路長 (mm)	平均流速 (m/s)
10	□20	20	30	0.35

上記で求めた平均流速を用いてマンホール蓋 1 つの排水流量を求めると、マンホール蓋の穴の断面積、平均流速、穴の個数に 3,600 秒の時間を乗じて、

$$Q = A \times u \times N \times 3,600$$

となる。ここで、

Q : マンホール蓋の排水流量 (m³/h)

A : マンホール蓋の穴の断面積 (m²)

N : マンホール蓋の穴の個数 (-)

である。

マンホール蓋 1 つはおよそ 100 個の穴を有しているが、保守的にそのうちの 50 個が排水に寄与すると考えたとして、その 1 時間当たりの排水量は表参-2 のとおりとなる。

表参-2 マンホール蓋からの排水流量の計算結果

計算条件			計算結果
穴の断面積 (mm ²)	排水の平均流速 (m/s)	排水に寄与する穴の個数	排水流量 (m ³ /h)
400	0.35	50	25.5

上記の排水流量 $25.5 \text{ m}^3/\text{h}$ は、溢水流量 $6.27 \text{ m}^3/\text{h}$ の 4 倍以上の排水流量となる。
以上の結果は、仮想的にマンホール蓋が水没した条件であるが、マンホール蓋による排水能力が溢水流量に対して十分に大きいため、実際にはマンホール蓋が水没することなく、溢水により電気室に到達した水は速やかに排水される。

3. 無停電電源装置の容量の妥当性に関する説明書

JRR-3原子炉施設において全交流動力電源喪失が発生した際は、原子炉が自動スクラムする。無停電電源装置は蓄電池及び静止型インバータ装置から構成され、全交流動力電源喪失による原子炉の自動スクラム後の崩壊熱除去（30秒）の間、崩壊熱除去及び必要なパラメータの監視に必要な負荷を賄えるよう設計している。

無停電電源装置の全負荷の容量は30.5kVAであり、静止型インバータ装置の容量は45kVAであるため、これを十分に賄えるものである。無停電電源装置の負荷容量を表-3.1に示す。また、無停電電源装置の蓄電池容量は100Ahであり、負荷を30.5kVAとしたときに30秒担保すべき必要な蓄電池容量は約44Ahであるため、蓄電池に関しても崩壊熱除去及び必要なパラメータの監視に必要な負荷を十分に賄えるものである。蓄電池の容量計算については参考に示す。

なお、蓄電池に関しては既設設備であり、「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、昭和62年4月6日付け61安（原規）第218号をもって認可）」にて認可済みである。

表-3.1 無停電電源装置 負荷表

名称	容量 (kVA)
崩壊熱除去設備	8.5
計測制御系統施設	5.0
工学的安全施設	4.0
重水冷却系設備	1.5
放射線監視設備	4.5
通信連絡設備	2.5
非常用電源系	1.5
中央制御室外原子炉停止盤	0.5
予備	2.5
合計	30.5

参考. 蓄電池の容量計算について

1. 電流の計算

無停電電源装置の負荷容量は30.5kVAであり、全交流動力電源喪失による原子炉の自動スクラム後の崩壊熱除去（30秒）の間に必要な電流は以下の計算式で求められる。

電流：I (A)

無停電電源装置の負荷容量：30.5 (kVA)

負荷力率：0.9

インバータ効率：85 (%)

放電終止：1.06 (V) × 176 (セル数) = 186.56 (V_{DC})

負荷率係数：1

$$I = \frac{\text{負荷容量} \times \text{負荷力率}}{\text{インバータ効率} \times V_{DC}} \times \text{負荷率係数}$$

$$I = \frac{30500 \times 0.9}{0.85 \times 186.56} \times 1$$

$$I = 173.1 \quad (\text{A})$$

2. 蓄電池の容量計算

定格放電率換算容量：C (Ah)

保守率：0.8

容量換算時間（放電時間：30 (s)、蓄電池温度：+5°C、許容最低電圧：1.06V)：0.2 (h)

電流：I (A) = 173.1 (A)

$$C = \frac{1}{\text{保守率}} \times \text{容量換算時間} \times I$$

$$C = \frac{1}{0.8} \times 0.2 \times 173.1$$

$$C = 43.275 \quad (\text{Ah})$$

無停電電源装置の蓄電池容量は100Ahであり、負荷容量を30.5kVAとしたときに30秒担保すべき必要な蓄電池容量は約44Ahであるため、必要な負荷を十分に賄える設計である。

参考文献

- ・電池工業会規格（SBA6001-1989）

4. 静止型インバータ装置の更新に係る「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

静止型インバータ装置の更新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との適合性は、以下に示すとおりである。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一条	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	有	—	別添-1に示すとおり
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	有	第1項	別添-1に示すとおり
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、第2項、第3項、第4項、第5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	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	—	—

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	有	第1項、 第2項、 第3項	別添-1に示すとおり
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	該当無し	—	—
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	該当無し	—	—
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	該当無し	—	—

第五条（機能の確認等）

試験研究用等原子炉施設は、原子炉容器その他の試験研究用等原子炉の安全を確保する上で必要な設備の機能の確認をするための試験又は検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守又は修理ができるものでなければならない。

1. 本申請に係る静止型インバータ装置は、原子炉停止中に必要な試験又は検査及び保守又は修理を行うことができるよう施設する。

第六条（地震による損傷の防止）

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

- 2 耐震重要施設（試験炉許可基準規則第三条第一項に規定する耐震重要施設を言う。以下同じ。）は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によつて作用する地震力（試験炉許可基準規則第四条第三項に規定する地震力をいう。）に対してその安全性が損なわれるおそれがないように施設しなければならない。
- 3 耐震重要施設が試験炉許可基準規則第四条第三項の地震により生じる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。

1. 本申請に係る静止型インバータ装置は、これに作用する地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼすことがないように施設する。
2. 本申請に係る静止型インバータ装置は、耐震重要施設に該当しない。よって、本項の適用を受けない。
3. 本申請に係る静止型インバータ装置は、耐震重要施設に該当しない。よって、本項の適用を受けない。

第十三条（安全設備）

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用し、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。

- 2 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、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。
- 3 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。
- 4 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。
- 5 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。
- 6 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. 本申請に係る静止型インバータ装置は、JRR-3以外の原子炉施設と共有または相互に接続することはない。
2. 本申請に係る静止型インバータ装置は、図-5.1 非常用電源設備系統図及び図-5.2 原子炉制御棟地階平面図に示したとおり、無停電電源室A、Bに1系統ずつ設置することにより多重化及び独立性を確保する。
3. 設計基準事故及び設計基準事故に至るまでの間、静止型インバータ装置が設置されている無停電電源室の使用環境が変化することはない。
4. イ. 本申請に係る静止型インバータ装置は、火災の発生を防止するため、不燃性の金属製管体を用いる。また、使用しているケーブルは難燃性のケーブルを用いている。非常用電源設備難燃性ケーブルの使用箇所を図-5.3に、非常用電源設備難燃性ケーブルの仕様を表-5.1に示す。

- ロ. 第2編消火設備の設置で示したように非常用発電機室、無停電電源室及びケーブル処理室には火災感知器及び消火設備を設けている。
 - ハ. 静止型インバータ装置は、コンクリート壁及び金属扉で囲まれ、適切な防火措置が講じられている無停電電源室に設置する。
5. 第2編消火設備の設置で示したように非常用電源設備は電気設備であることを考慮し、ハロゲン化物消火設備を用いている。
6. 無停電電源室には非常用電源設備以外に設備はなく、飛散物等が生じることはないため本申請の申請範囲外である。

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. 原子炉制御棟で溢水が発生した場合でも非常用電源設備の安全機能は失うことはないよう、原子炉制御棟地階電気室における排水のためマンホール蓋（穴付き格子蓋）を設ける。
2. 原子炉制御棟には放射性物質を含む液体を内包する容器、配管等はないため、本申請の申請範囲外である。

第二十九条（保安電源設備）

試験研究用等原子炉施設には、外部電源系統からの電気の供給が停止した場合において、試験研究用等原子炉施設の安全を確保するために必要な設備の機能を維持するために、内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用電源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施設の安全を確保する上で支障がない場合においては、この限りでない。

- 2 試験研究用等原子炉の安全を確保する上で特に必要な設備には、無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する設備を施設しなければならない。
- 3 試験研究用等原子炉施設には、必要に応じ、全交流動力電源喪失時に試験研究用等原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の非常用電源設備を施設しなければならない。

JRR-3原子炉施設において外部電源系統からの電気の供給が停止した場合に、当該原子炉施設の安全を確保するために必要な設備の機能を維持できるよう非常用電源設備として、無停電電源装置を設置している。本申請は、無停電電源装置の一部である静止型インバータを予防保全として更新前の設計と同仕様のもので交換するものであり、本条項に適合するものである。

第二十九条第三項については、JRR-3原子炉施設において全交流動力電源喪失が発生した際は、原子炉が自動スクラムする。無停電電源装置は蓄電池及び静止型インバータ装置から構成され、全交流動力電源喪失による原子炉の自動スクラム後は崩壊熱除去のために1次冷却材補助ポンプの運転が30秒間必要であり、炉心を冷却するために必要な負荷を賄えるものとしている。また、強制循環によって崩壊熱除去をしている間はパラメータの監視に必要な負荷を賄えるよう設計しており、無停電電源装置からの給電によって監視を継続できるため、本条項に適合するものである。

5. 静止型インバータ装置の更新に係る「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」との適合性に関する説明書

設工規則第十三条一項第2号の適合性として、本申請に係る静止型インバータ装置は、無停電電源室A、Bに1系統ずつ設置することにより多重化及び独立性を確保する。非常用電源設備の系統図を図-5.1に、原子炉制御棟地階平面図を図-5.2に示す。

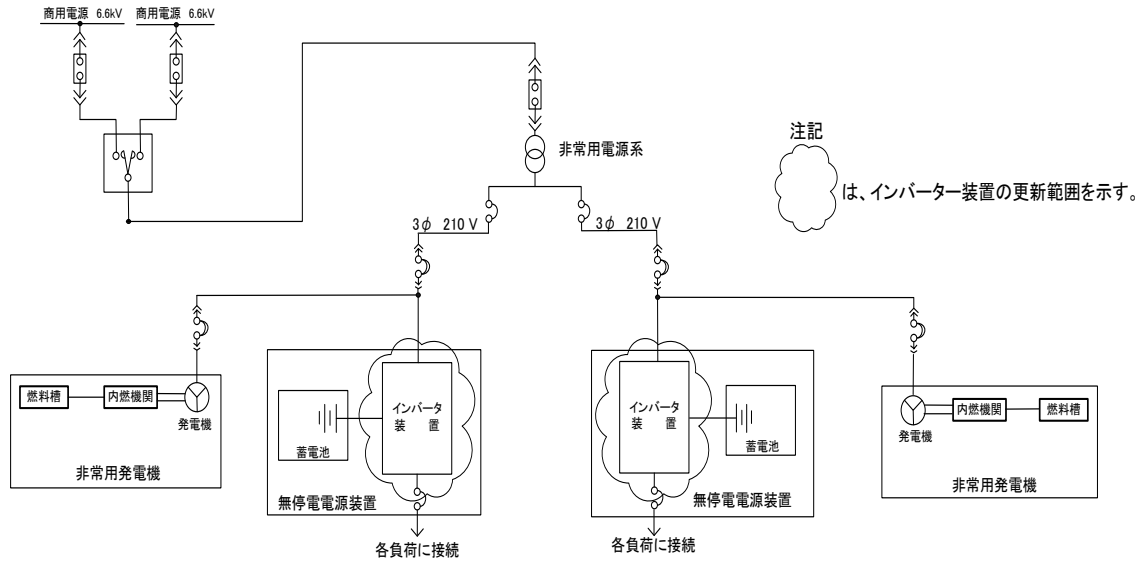


図-5.1 非常用電源設備 系統図



図-5.2 原子炉制御棟地階平面図

設工規則第十三条一項第4号イの適合性として、本申請に係る静止型インバータ装置は、火災の発生を防止するため、不燃性の金属製筐体を用いる。また静止型インバータ装置に使用しているケーブルは、IEEE-383（垂直トレイ燃焼試験）の難燃性のケーブルを使用している。難燃性ケーブルの使用箇所は図-5.3に示すとおり、非常用発電機からインバータ装置、インバータ装置から各機器及びインバータ装置から蓄電池までをつなぐ各ケーブルである。本申請に係る難燃性ケーブルの仕様を表-5.1に示す。なお、本申請に係る工事でケーブルの交換は行わない。

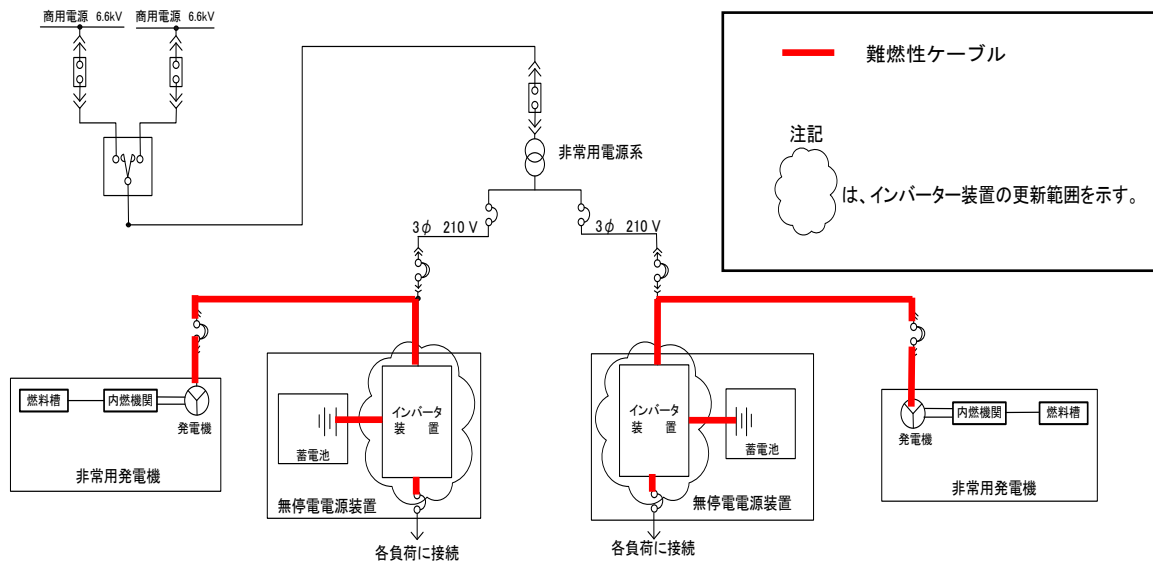


図-5.3 非常用電源設備 難燃性ケーブル使用箇所

表-5.1 非常用電源設備 難燃性ケーブル仕様

ケーブル区間	種類	規格
非常用発電機からインバータ装置	FR-PSHV 600V 難燃 EP ゴム絶縁難燃低塩酸特殊耐熱ビニルシース電力ケーブル	IEEE-383
インバータ装置から各負荷	FR-PSHV 600V 難燃 EP ゴム絶縁難燃低塩酸特殊耐熱ビニルシース電力ケーブル	IEEE-383
インバータ装置から蓄電池	FR-PSHV 600V 難燃 EP ゴム絶縁難燃低塩酸特殊耐熱ビニルシース電力ケーブル FR-CPSHV 600V 制御用難燃 EP ゴム絶縁難燃低塩酸特殊耐熱ビニルシースケーブル	IEEE-383

以上のとおり、静止型インバータ装置は無停電電源室 A、B に 1 系統ずつ設置することにより多重化及び独立性を確保しており設工規則第十三条一項 2 号に適合している。また静止型インバータ装置は不燃性の金属製筐体であり、静止型インバータ装置に使用しているケーブルは難燃性ケーブルを使用しているため、設工規則第十三条一項 4 号イに適合している。

6. 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。

7. 消火設備の設置（ハロゲン化物消火設備）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	—	—

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（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、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 非常用発電機室、無停電電源室及びケーブル処理室には火災感知器及び消火設備を設けている。
 - ハ 本申請の申請範囲外である。
- 五 非常用電源設備は電気設備であることを考慮し、消火設備にはハロゲン化物消火設備を用いているため、破損、誤作動又は誤操作によって原子炉の安全機能に影響を及ぼすことはない。
- 六 本申請の申請範囲外である。

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・開発に關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關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) 機能及び性能に關する要求事項
- 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) 關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・開発段階に關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、監視及び測定の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

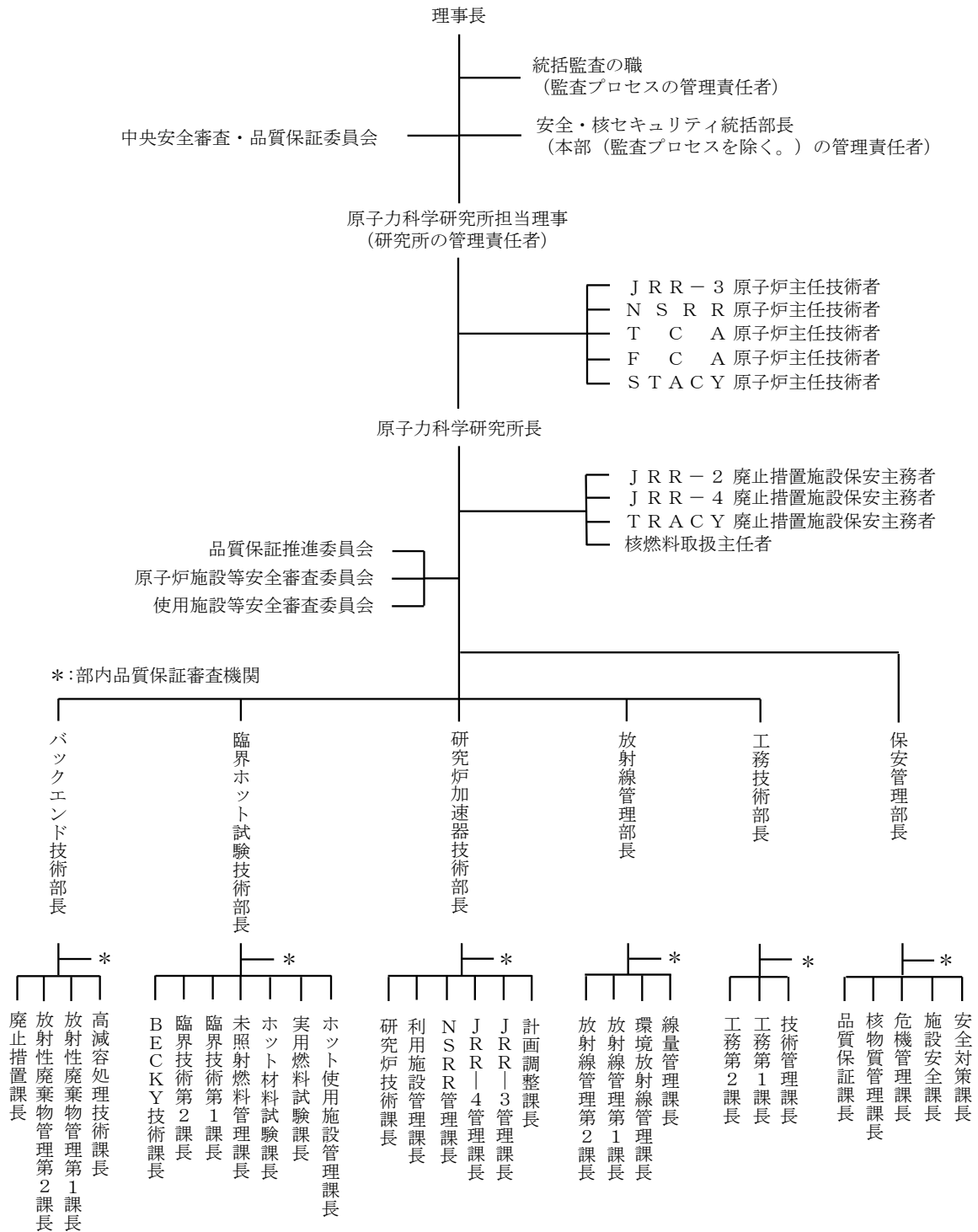
日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

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。

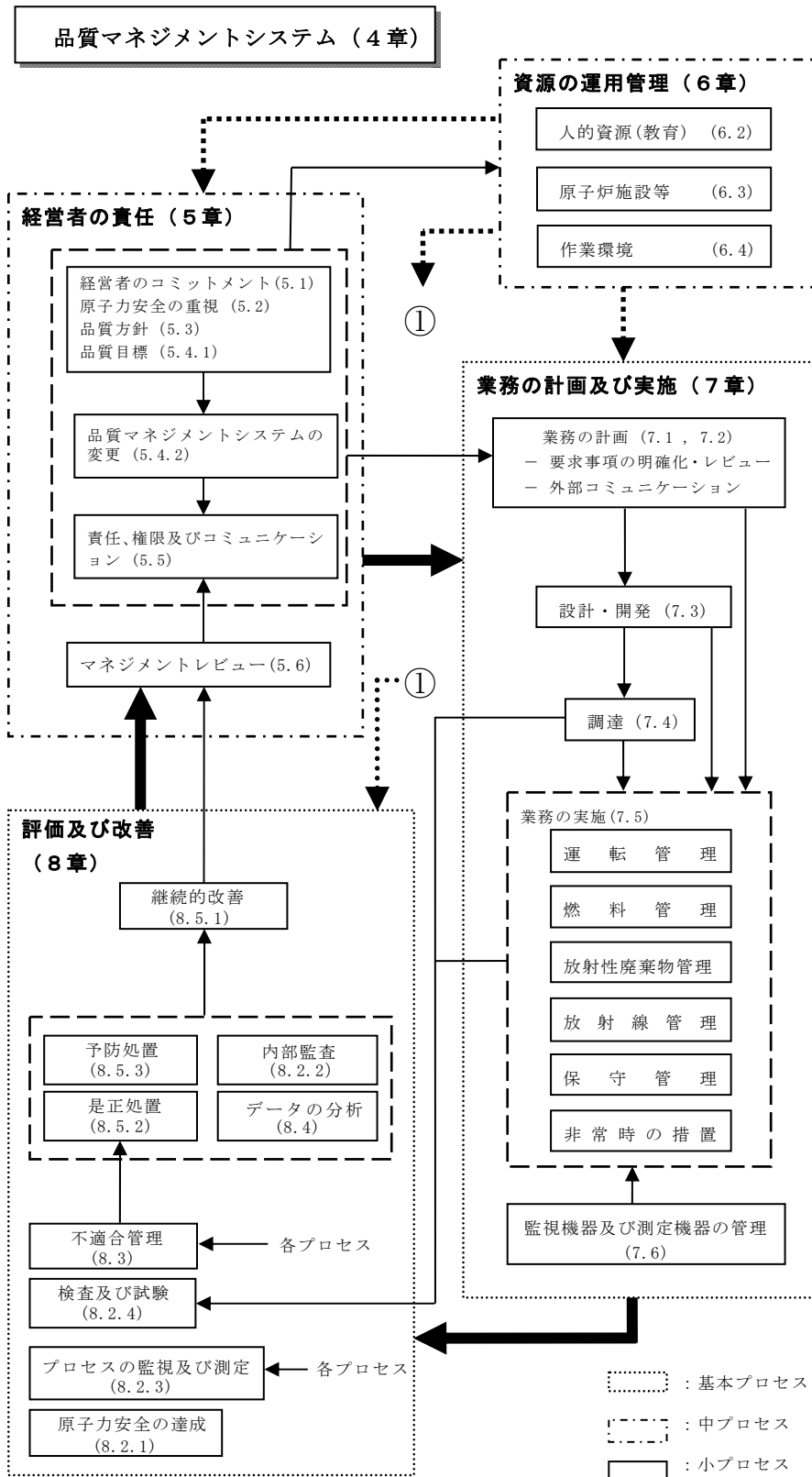
- (1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見及び研究所外から得られた原子炉の運転等及び核燃料物質の使用等に係る技術情報の取得・活用を含め、その原因を除去する処置を決めること。この活用には、原子力安全に係る業務の実施によって得られた知見を他の組織と共有することも含まれる。
 - (2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に見合ったものであること。
 - (3) 組織は、次の事項に関する要求事項を規定すること。
(設工認に係る予防処置は、根本原因分析に関する要求事項を含む。)
- a) 起こり得る不適合及びその原因の特定
 - b) 不適合の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