

令 0 5 原機 (科臨) 0 1 5
令和 5 年 1 1 月 2 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 小口 正範
(公印省略)

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
〔STACY (定常臨界実験装置) 施設〕の変更に係る設計及び工事の計画
の認可申請書〔STACYの更新 (第3回申請)〕の変更について

令和2年11月18日付け原規規発第2011187号をもって原子炉施設の変更に係る設計及び工事の計画の認可を受け、令和4年2月28日付け令03原機(科臨)017及び令和5年5月31日付け令05原機(科臨)004をもって変更を届け出た原子炉施設〔STACY (定常臨界実験装置) 施設〕の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書〔STACYの更新 (第3回申請)〕について変更の認可を受けたいので、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第27条第2項の規定に基づき、下記のとおり申請いたします。

空白頁

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 小口 正範

2. 事業所の名称及び所在地

名	称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所
所 在 地		茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地 4

3. 変更に係る原子炉施設の区分並びに設計及び工事の方法

区 分	原子炉本体 計測制御系統施設 その他試験研究用等原子炉の附属施設
設計及び工事の方法	原子炉本体のうち、I. 炉心について、変更に係る設計及び工事の方法を別紙 1 に示す。なお、原子炉本体のうち II. 燃料体～VI. その他の主要な事項及び計測制御系統施設並びにその他試験研究用等原子炉の附属施設に係る設計及び工事の方法は令和 2 年 11 月 18 日付け原規規発第 2011187 号をもって原子炉施設の変更に係る設計及び工事の計画の認可を受け、令和 4 年 2 月 28 日付け令 03 原機 (科臨) 017 及び令和 5 年 5 月 31 日付け令 05 原機 (科臨) 004 をもって変更を届け出た認可申請書と同じ。

4. 変更に係る工事工程表

変更に係る工事工程表を別紙 2 に示す。

5. 変更に係る設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」(令和 2 年原子力規制委員会規則第 2 号) の規定に適合するよう令和 2 年 4 月 22 日付け令 02 原機 (科保) 010 をもって届け出た保安活動に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項を踏まえて策定した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」(QS-P10) により、設計及び工事の品質管理を行う。設計及び工事に係る品質管理等の説明書を別紙 3 に示す。

6. 変更の理由

新規に調達する予定のウラン棒状燃料900本の当面の調達が困難となったことから、使用燃料体を既設のウラン棒状燃料400本に限定するため。

また、上記に伴い、STACY施設の変更に係る設計及び工事の計画の分割申請のうち、新規に調達する予定のウラン棒状燃料に係る申請を削除するため。なお、分割申請の理由に関する説明書を別紙4に示す。

I. 炉心

目 次

1. 原子炉本体の構成及び申請範囲	本-1-I-1
2. 準拠した基準及び規格	本-1-I-1
3. 設 計	本-1-I-2
3.1 設計条件	本-1-I-2
3.2 設計仕様	本-1-I-4
4. 工事の方法	本-1-I-5
4.1 工事の方法及び手順	本-1-I-5
4.2 使用前事業者検査の項目及び方法	本-1-I-5
4.2.1 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査	本-1-I-5
4.2.2 機能及び性能の確認に係る検査	本-1-I-5
4.2.3 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたもので あることの確認に係る検査	本-1-I-7
添付書類	本-1-I-9

1. 原子炉本体の構成及び申請範囲

原子炉本体は、次の施設から構成される。

- (1) 炉心
- (2) 燃料体
- (3) 原子炉容器
- (4) 放射線遮蔽体
- (5) その他の主要な事項

上記のうち、(1)炉心は、以下の設備から構成される。

イ. 基本炉心（1）

本編により申請する範囲は、上記(1)炉心のうち、イ. 基本炉心（1）の新設に関するものである。

2. 準拠した基準及び規格

該当事項なし。

3. 設 計

3.1 設計条件

名称	基本炉心（1）
臨界水位	40 cm以上 140 cm以下
最大過剰反応度	0.8 ドル
給排水系による最大添加反応度	0.3 ドル
反応度添加率	臨界近傍で3セント／s以下
安全板による停止時の 中性子実効増倍率	0.985 以下
最大反応度値を有する 安全板1枚が挿入不能時の 中性子実効増倍率	0.995 以下
減速材・反射材対 燃料ペレット体積比	0.9以上 11以下
最高温度	70℃
実験用装荷物による最大添加反応度	0.3 ドル

その他、設置変更許可申請書に定めた炉心特性の範囲（表1及び表2に示す。）で運転する。

表1 核的制限値に関連する炉心特性値

炉心特性値	最大値	最小値
水位反応度係数 $\frac{d\rho}{dH}$ (ドル/mm)	6.0×10^{-2}	2.0×10^{-3}
最大反応度添加率 相当給水流量 V_{lim}^* (ℓ/min)	1915	65

※炉心タンク内の水面の断面積を15%減として評価

表2 STACYで構成される炉心の動特性定数

動特性定数	最大値	最小値
減速材温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	$+3.8 \times 10^{-4}$	-3.7×10^{-5}
減速材ボイド 反応度係数 ($\Delta k/k/vol\%$)	$+3.7 \times 10^{-3}$	-3.8×10^{-3}
棒状燃料温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	-8.5×10^{-6}	-4.1×10^{-5}
即発中性子寿命 (s)	8.4×10^{-5}	6.9×10^{-6}
実効遅発 中性子割合 (-)	8.1×10^{-3}	6.8×10^{-3}

3.2 設計仕様

名称		基本炉心（1）	
使用格子板の格子間隔		15 mm（四角格子）	12.7 mm（四角格子）
使用燃料体	種類	ウラン棒状燃料	
	²³⁵ U濃縮度	5 wt%	
	装荷本数	50本以上400本以下 ただし、140cm超の給水によっても臨界とならない 場合は400本以下	
減速材、反射材		軽水（実験計画に応じて可溶性中性子吸収材（ボロン）を添加）	
制御材		減速材、反射材（軽水）に加え、安全板	
関連主要設備	計装	最大給水制限スイッチ（2系統） 給水停止スイッチ（2系統） 排水開始スイッチ（1系統）	
	制御設備	給排水系、安全板（2～4枚）	

格子板は、実験計画に応じて交換して使用する。格子板には棒状燃料挿入孔を設けたドライバー領域の中央部に矩形のテスト領域を設け、実験計画に応じて別途製作するテスト領域用アタッチメントと付替えることができる構造とする。なお、格子板（アタッチメントを含む。）については、本申請の第1編原子炉本体のIV. 格子板に記載するものを用いる。

使用燃料体は、平成4年5月1日付け4安(原規)第56号で認可され、本申請の第1編原子炉本体のII. 燃料体で設計条件の変更に係る申請をした既設のウラン棒状燃料を用いる。

関連主要設備の計装は、本申請の第2編計測制御系統施設のII. その他の主要な計装に記載するものを用いる。制御設備は、本申請の第2編計測制御系統施設のIV. 制御設備に記載するものを用いる。

運転に当たり、炉心が核的制限値を満足し、かつ設置変更許可申請書に定めた炉心特性の範囲（表1及び表2に示す。）になるよう、原則として計算解析により評価し、確認する。計算解析の方針は添付書類III-9-3「反応度制御についての評価書」に従うものとし、確認の手順は原子力科学研究所原子炉施設保安規定（その下部規定も含む。）に定め、遵守する。

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

炉心の工事の方法及び手順を図-1. I. 1に示す。

4.2 使用前事業者検査の項目及び方法

使用前事業者検査は、工事の工程に従い、次の項目について、図-1. I. 1に示すとおり実施する。なお、検査の詳細については、「使用前事業者検査要領書」に定める。

4.2.1 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査（構造等検査）

該当なし。

4.2.2 機能及び性能の確認に係る検査（機能等検査）

(1) 炉心構成確認検査

基本炉心（1）について、格子板、計装、制御設備等関連する系統を含め、所定の構成であることを目視により確認する。

(2) 性能検査

原子炉施設の性能に関する検査のうち、原子炉を運転しなければ確認できない以下の項目の検査を行う。

a. 初回臨界検査

炉心タンク内に軽水を段階的に給水し、水位を上昇させることにより、原子炉が水位 40 cm から 140 cm の範囲内で臨界を達成し、臨界を維持できることを確認する。

b. 反応度添加率検査

原子炉の臨界水位における水位反応度を測定し、その水位反応度と水位上昇速度から反応度添加率を求め、所定の核的制限値を満足することを確認する。

c. 最大添加反応度検査

原子炉の臨界水位における水位反応度を測定し、その水位反応度と、給水停止の評価水位と臨界水位との差の積より最大添加反応度を求め、所定の核的制限値を満足することを確認する。

d. 最大過剰反応度検査

原子炉の臨界水位における水位反応度を測定し、その水位反応度と、給水制限の評価水位と臨界水位との差の積より最大過剰反応度を求め、所定の核的制限値を満足することを確認する。

e. ワンロードスタックマージン検査

原子炉の臨界状態において、安全板1枚を残し、残りの安全板を落下させ、中性子実効増倍率を測定し、所定の核的制限値を満足することを確認する。このとき、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定めた手順に従って安全板挿入時の中性子実効増倍率の解析を行い、解析範囲において中性子実効増倍率が高くなった炉心において検査を行う。ただし、ワンロードスタックマージン検査と原子炉停止余裕検査は同一炉心で行う。

f. 可動装荷物駆動装置の反応度価値及び反応度添加率検査

炉心内に可動装荷物が挿入されていない状態での原子炉の臨界水位における水位反応度を測定する。この水位反応度と、可動装荷物が炉心内に挿入されていない場合と全挿入した場合との臨界水位の差の積により、可動装荷物駆動装置の反応度価値を求める。また、測定した可動装荷物が炉心内に挿入されていない場合の臨界水位と求められた可動装荷物駆動装置の反応度価値及び可動装荷物駆動装置の駆動速度から反応度添加率を計算により求める。反応度価値及び反応度添加率が所定の核的制限値を満足することを確認する。

g. 原子炉停止余裕検査

原子炉の臨界状態において、全安全板を落下させ、中性子実効増倍率を測定し、所定の核的制限値を満足することを確認する。このとき、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定めた手順に従って安全板挿入時の中性子実効増倍率の解析を行い、解析範囲において中性子実効増倍率が高くなった炉心において検査を行う。ただし、ワンロードスタックマージン検査と原子炉停止余裕検査は同一炉心で行う。

h. スクラム検査

炉心タンクに軽水を給水し、一定水位の状態です安全板を落下させ、挿入時間を測定し、所定の性能を満足することを確認する。

当該検査において、安全板の挿入時間については、安全保護系の検知器が運転時の異常な過渡変化又は地震（以下単に「異常」という。）を検知してから原子炉停止系を作動させるまでの時間を含めて、スクラム項目毎に所定の性能であることを確認する。

i. 熱出力確認検査

安全保護系盤の安全出力系において任意の熱出力で原子炉の校正運転を行い、最大熱出力（200W）で運転できることを確認する。

j. 線量当量率及び放射性物質濃度の測定検査

安全保護系盤の安全出力系において熱出力約 50Wで原子炉を運転し、各測定場所の線量当量率及び放射性物質濃度を測定する。この測定値と、（最大熱出力）／（検査時の出力）の積により線量当量率及び放射性物質濃度を求め、基準値内であることを確認する。

4. 2. 3 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

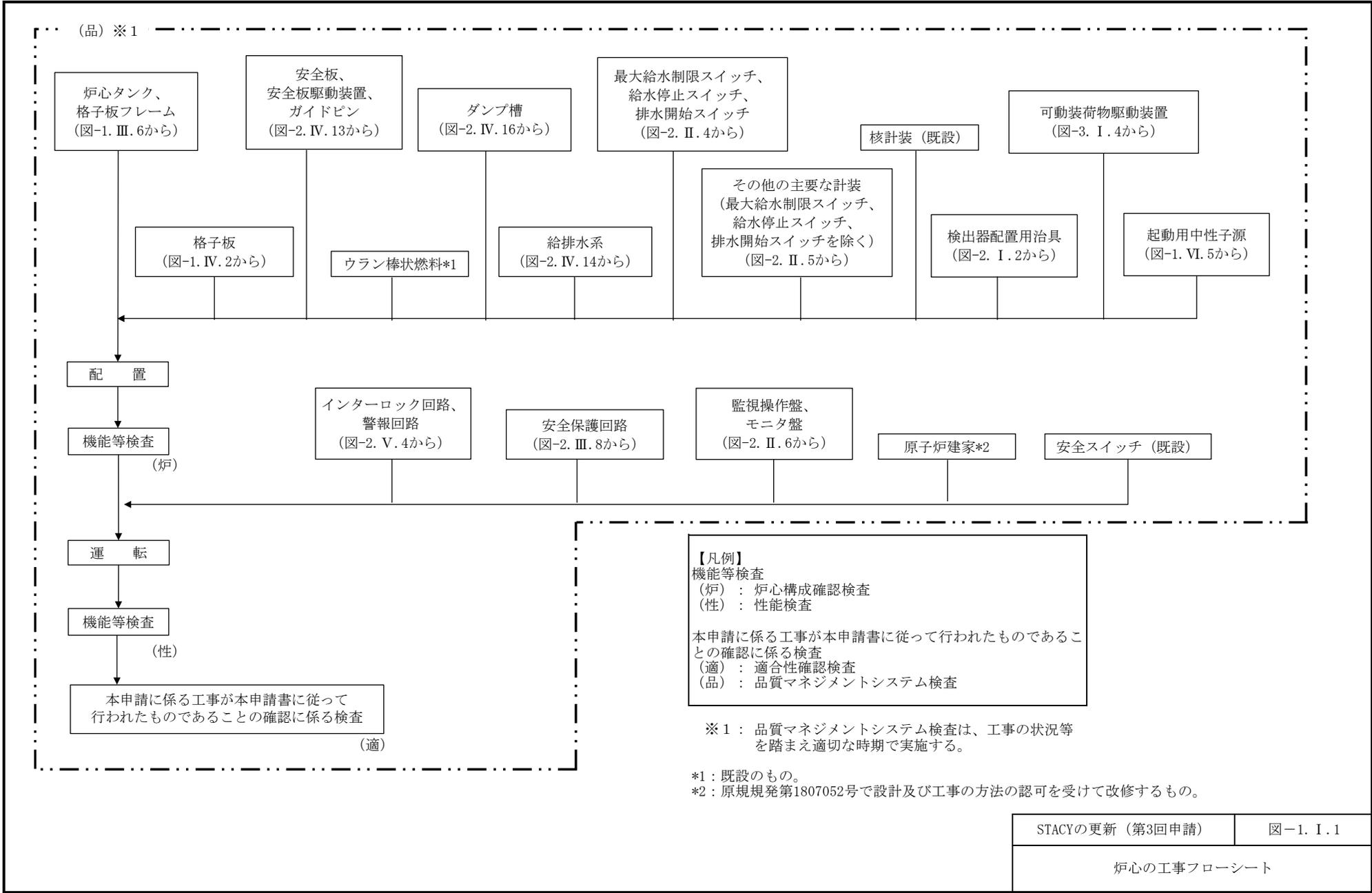
(1) 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

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

- ・ 試験研究用等原子炉施設の機能（第10条）

(2) 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

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



【凡例】
 機能等検査
 (炉) : 炉心構成確認検査
 (性) : 性能検査
 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査
 (適) : 適合性確認検査
 (品) : 品質マネジメントシステム検査

※1 : 品質マネジメントシステム検査は、工事の状況等を踏まえ適切な時期で実施する。

*1 : 既設のもの。
 *2 : 原規規発第1807052号で設計及び工事の方法の認可を受けて改修するもの。

STACYの更新 (第3回申請)	図-1. I. 1
炉心の工事フローシート	

工 事 工 程 表

空白頁

I. 主要な耐圧部の溶接部に該当しない検査

1. 原子炉本体

原子炉本体の工事工程表

年月 設備	1年				2年				3年				4年			
	1	4	7	10	13	16	19	22	25	28	31	34	37	40	43	46
I. 炉心 (1) 炉心 イ. 基本炉心(1)	▲設工認認可															
III. 原子炉容器 (3) 原子炉容器 イ. 炉心タンク ロ. 内部構造物 b. 格子板フレーム ・実験装置架台 ・移動支持架台			▽材	▽材▽材▽材	▽材▽寸・外						▽耐・据		▽適			
				▽材▽材	▽寸・外▽寸・外						▽据		▽適			
			▽材	▽材		▽材	▽材		▽材	▽据▽据			▽適			
IV. 格子板 (3) 原子炉容器 ロ. 内部構造物 a. 格子板				▽材	▽寸・外						▽据		▽適			
VI. その他の主要な事項 (5) その他の主要な事項 イ. 起動用中性子源												▽材	▽適 ▽据・系			

検査場所： - - - 工場、 ——— 現地

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査（材：材料検査、外：外観検査、寸：寸法検査、耐：耐圧・漏えい検査、据：据付検査）

(2) 機能及び性能の確認に係る検査（系：系統作動検査、炉：炉心構成確認検査、性：性能確認検査）

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

（適：適合性確認検査、品：品質マネジメントシステム検査（※1）

※1：品質マネジメントシステム検査は、工事の状況等を踏まえ適切な時期で実施する。

注記1：検査時期は、工事計画の進捗により変更となる場合がある。

2. 計測制御系統施設

計測制御系統施設の工事工程表 (1/3)

設備	年月	1年				2年				3年				4年			
		1	4	7	10	13	16	19	22	25	28	31	34	37	40	43	46
I. 核計装 (1) 計装 イ. 核計装 e. 検出器配置用治具		▲設工認可															
		▽材 ▽寸・外 ▽据 ▽適															
II. その他の主要な計装 (1) 計装 ロ. その他の主要な計装 a. 最大給水制限スイッチ b. 給水停止スイッチ c. 排水開始スイッチ d. サーボ型水位計 e. 高速流量計及び低速流量計 f. 炉心温度計 g. ダンプ槽温度計 h. ダンプ槽電導度計 k. 監視操作盤 l. 盤 (a) モニタ盤		▽材 ▽寸・外 ▽単 ▽材 ▽据 ▽系 ▽適 ▽外・系 ▽適 ▽外・系															

別-2-2

検査場所： --- 工場、 —— 現地

- (1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査 (材：材料検査、 外：外観検査、 寸：寸法検査、 据：据付検査)
 - (2) 機能及び性能の確認に係る検査 (単：単体性能検査、 系：系統作動検査)
 - (3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査
(適：適合性確認検査、品：品質マネジメントシステム検査 (※1))
- ※1：品質マネジメントシステム検査は、工事の状況等を踏まえ適切な時期で実施する。
- 注記1：検査時期は、工事計画の進捗により変更となる場合がある。

計測制御系統施設の工事工程表（2/3）

年月 設備	1年				2年				3年				4年			
	1	4	7	10	13	16	19	22	25	28	31	34	37	40	43	46
III. 安全保護回路 (2) 安全保護回路	▲設工認認可									▽材		▽材	▽適 ▽外・系			
IV. 制御設備 (3) 制御設備 イ. 制御材 a. 安全板 ロ. 制御材駆動設備 a. 給排水系 (a) 高速給水ポンプ (b) 高速給水吐出弁 (c) 高速流量調整弁 (d) 高速給水バイパス弁 (e) 低速給水ポンプ (f) 低速給水吐出弁 (g) 低速流量調整弁 (h) 低速給水バイパス弁 (i) 急速排水弁 (j) 通常排水弁 (k) 配管、弁 (1) ダンプ槽			▽材・寸	▽寸・外											▽適	
						▽材・単*1	▽材・単*1			▽材	▽寸・外	▽耐 ▽寸・外	▽耐 ▽寸・外	▽適 ▽系 ▽据		
										▽材	▽材	▽寸・外	▽据 ▽耐	▽適 ▽系		

別-2-3

検査場所： - - - 工場、 ——— 現地

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査（材：材料検査、 外：外観検査、 寸：寸法検査、 耐：耐圧・漏えい検査、 据：据付検査）

(2) 機能及び性能の確認に係る検査（単：単体性能検査、 系：系統作動検査）*1：配管は単体性能検査を実施しない。

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

（適：適合性確認検査、 品：品質マネジメントシステム検査（※1））

※1：品質マネジメントシステム検査は、工事の状況等を踏まえ適切な時期で実施する。

注記1：検査時期は、工事計画の進捗により変更となる場合がある。

計測制御系統施設の工事工程表 (3/3)

設備	年月		1年				2年				3年				4年			
	1	4	7	10	13	16	19	22	25	28	31	34	37	40	43	46		
IV. 制御設備 (つづき)	▲設工認可																	
(3) 制御設備																		
ロ. 制御材駆動設備																		
b. 安全板駆動装置			▽材▽材▽材		▽寸・外		▽単					▽据▽系						
c. ガイドピン			▽材		▽寸・外								▽適					
・未臨界板			▽材・寸・外		▽材	▽材・寸							▽適					
V. その他の主要な事項																		
(4) その他の主要な事項																		
イ. インターロック													▽適					
ロ. 警報回路													▽系					

別-2-4

検査場所： - - - 工場、 ——— 現地

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査 (材：材料検査、 外：外観検査、 寸：寸法検査、 据：据付検査)

(2) 機能及び性能の確認に係る検査 (単：単体性能検査、 系：系統作動検査)

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

(適：適合性確認検査、 品：品質マネジメントシステム検査 (※1))

※1：品質マネジメントシステム検査は、工事の状況等を踏まえ適切な時期で実施する。

注記1：検査時期は、工事計画の進捗により変更となる場合がある。

3. その他試験研究用等原子炉の附属施設

その他試験研究用等原子炉の附属施設の工事工程表

年月 設備	1年				2年				3年				4年			
	1	4	7	10	13	16	19	22	25	28	31	34	37	40	43	46
I. 主要な実験設備 (2) 主要な実験設備 イ. 実験用装荷物 g. 可動装荷物駆動装置	▲設工認認可															
	-----		▽材	▽材	-----		▽寸・外	▽寸・外	-----				▽据	▽適	-----	

検査場所： - - - 工場、 —— 現地

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査（材：材料検査、 外：外観検査、寸：寸法検査、 据：据付検査）

(2) 機能及び性能の確認に係る検査（単：単体性能検査）

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

（適：適合性確認検査、 品：品質マネジメントシステム検査（※1））

※1：品質マネジメントシステム検査は、工事の状況等を踏まえ適切な時期で実施する。

注記1：検査時期は、工事計画の進捗により変更となる場合がある。

II. 主要な耐圧部の溶接部に係る検査

1. 炉心タンク

炉心タンクの溶接事業者検査工程表

年月		1年				2年				3年				4年			
		1	4	7	10	13	16	19	22	25	28	31	34	37	40	43	46
設備	材料検査	▲設工認認可		■													
	開先検査				■												
	溶接作業検査				■												
	非破壊検査				■												
	耐圧検査																
	外観検査				■												

2. 給排水系主配管

給排水系主配管の溶接事業者検査工程表

年月		1年				2年				3年				4年			
		1	4	7	10	13	16	19	22	25	28	31	34	37	40	43	46
設備	材料検査	▲設工認認可															
	開先検査																
	溶接作業検査																
	非破壊検査																
	耐圧検査																
	外観検査																

検査場所： ■ 工場、 ▨ 現地

注記1：本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査のうち、品質マネジメントシステム検査は、工事の状況等を踏まえ適切な時期で実施する。

注記2：検査時期は、工事計画の進捗により変更となる場合がある。

Ⅲ－18 設計及び工事に係る品質管理等の説明書

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

なお、今後「品質マネジメント計画書」が変更された際には、変更後の「品質マネジメント計画書」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 - P10

改訂番号

11 (2022年8月24日改訂)

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
品質マネジメント計画書

国立研究開発法人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		
承認年月日		承認	確認		作成
2017年 3月 3/日				 	

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

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	1
4.1 一般要求事項	1
4.2 文書化に関する要求事項	3
4.2.1 一般	3
4.2.2 品質マネジメント計画書	4
4.2.3 文書管理	4
4.2.4 記録の管理	5
5. 経営者等の責任	5
5.1 経営者の関与	5
5.2 原子力の安全の重視	6
5.3 品質方針	6
5.4 計画	6
5.4.1 品質目標	6
5.4.2 品質マネジメントシステムの計画	6
5.5 責任、権限及びコミュニケーション	7
5.5.1 責任及び権限	7
5.5.2 管理責任者	8
5.5.3 管理者	8
5.5.4 内部コミュニケーション	9
5.6 マネジメントレビュー	9
5.6.1 一般	9
5.6.2 マネジメントレビューへのインプット	9
5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット	10
6. 資源の運用管理	10
6.1 資源の確保	10
6.2 人的資源	11
6.2.1 一般	11
6.2.2 力量、教育・訓練及び認識	11
6.3 インフラストラクチャ	11
6.4 作業環境	11
7. 業務の計画及び実施	12
7.1 業務の計画	12
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	12
7.2.1 業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化	12

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

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 2
7.2.3	外部とのコミュニケーション	1 3
7.3	設計・開発	1 3
7.3.1	設計・開発の計画	1 3
7.3.2	設計・開発へのインプット	1 4
7.3.3	設計・開発からのアウトプット	1 4
7.3.4	設計・開発のレビュー	1 4
7.3.5	設計・開発の検証	1 4
7.3.6	設計・開発の妥当性確認	1 5
7.3.7	設計・開発の変更管理	1 5
7.4	調達	1 5
7.4.1	調達プロセス	1 5
7.4.2	調達要求事項	1 6
7.4.3	調達製品等の検証	1 6
7.5	業務の実施	1 7
7.5.1	個別業務の管理	1 7
7.5.2	個別業務に関するプロセスの妥当性確認	1 7
7.5.3	識別管理及びトレーサビリティ	1 7
7.5.4	組織外の所有物	1 8
7.5.5	調達製品の保存	1 8
7.6	監視機器及び測定機器の管理	1 8
8.	評価及び改善	1 9
8.1	一般	1 9
8.2	監視及び測定	1 9
8.2.1	組織の外部の者の意見	1 9
8.2.2	内部監査	1 9
8.2.3	プロセスの監視及び測定	2 0
8.2.4	検査及び試験	2 0
8.3	不適合管理	2 1
8.4	データの分析及び評価	2 1
8.5	改善	2 2
8.5.1	継続的改善	2 2
8.5.2	是正処置等	2 2
8.5.3	未然防止処置	2 3
9.	令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等に係る品質管理に必要な体制	2 3

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マネジメント計画書			
制定日: 2017年4月1日		改訂日: 2022年8月24日	
改訂番号:11			

図 4.1	品質マネジメントシステム体系図	-----	2 4
図 4.2	品質マネジメントシステムプロセス関連図	-----	2 5
図 5.5.1	保安管理組織図	-----	2 6
表 4.2.1	品質マネジメントシステム文書	-----	2 7
表 8.2.3	品質マネジメントシステムのプロセスの実施状況評価	-----	3 0
表 8.4	品質マネジメントシステムの分析データ	-----	3 2

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

1. 目的

本品質マネジメント計画書は、原子力科学研究所(以下「研究所」という。)の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。)における保安活動に関して、「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。)並びに原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則(令和2年原子力規制委員会規則第2号)に基づき、原子炉施設等の安全の確保・維持・向上を図るための保安活動に係る品質マネジメントシステムを構築し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的として定める。

2. 適用範囲

本品質マネジメント計画書の第4章から第8章までは、建設段階、運転段階及び廃止段階の原子炉施設等において実施する保安活動に適用する。第9章は、使用施設等(令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しないものに限る。)について適用する。

3. 定義

本品質マネジメント計画書における用語の定義は、次の事項を除き、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈並びに JIS Q 9000 : 2015 品質マネジメントシステム—基本及び用語に従うものとする。

(1) 本部

機構の本部組織(以下「本部」という。)は、統括監査の職、安全・核セキュリティ統括本部長、安全管理部長、契約部長をいう。

(2) 部長

原子力施設検査室長、安全管理部長、工務技術部長、放射線管理部長、研究炉加速器技術部長、臨界ホット試験技術部長及びバックエンド技術部長をいう。

4. 品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

(1) 保安に係る各組織は、本品質マネジメント計画書に従い、保安活動に係る品質マネジメントシステムを構築し、文書化し、実施し、維持するとともに、その有効性を評価し、継続的に改善する。

(2) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを構築し、運用する。その際、次の事項を考慮する。

a) 原子炉施設等、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度

b) 原子炉施設等若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ

c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

計画され、若しくは実行された場合に起こり得る影響

- (3) 保安に係る各組織は、原子炉施設等に適用される関係法令及び規制要求事項を明確にし、品質マネジメントシステムに必要な文書に反映する。
- (4) 保安に係る各組織は、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。また、保安活動の各プロセスにおいて次の事項を実施する。図 4.1 に基本プロセスと各組織への適用に関する「品質マネジメントシステム体系図」を示す。
- a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスにより達成される結果を明確にする。
- b) これらのプロセスの順序及び相互関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を明確にする。図 4.2 に本品質マネジメント計画書の「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、必要な保安活動の状況を示す指標（該当する安全実績指標を含む。以下「保安活動指標」という。）並びに判断基準及び方法を明確にする。（5.4.1、7.1、8.2.3、8.2.4 参照）
- d) これらのプロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。（8.2.3 参照）
- e) これらのプロセスの運用状況を監視及び測定し、分析する。ただし、監視及び測定することが困難な場合は、この限りでない。
- f) これらのプロセスについて、「7.1 業務の計画」どおりの結果を得るため、かつ、有効性を維持するために必要な処置（プロセスの変更を含む。）を行う。
- 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整合のとれたものにする。
- h) 意思決定のプロセスにおいて対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるように適切に解決する。これにはセキュリティ対策と原子力の安全に係る対策とが互いに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。（7.2.2、7.5.2 参照）
- i) 健全な安全文化を育成し、維持するための取組を実施する。これは、技術的、人的及び組織的な要因の相互作用を適切に考慮して、効果的な取組を通じて、次の状態を目指すことをいう。
- ・原子力の安全及び安全文化の理解が組織全体で共通のものとなっている。
 - ・風通しの良い組織文化が形成されている。
 - ・要員が、自らが行う原子力の安全に係る業務について理解して遂行し、その業務に責任を持っている。
 - ・全ての活動において、原子力の安全を考慮した意思決定が行われている。
 - ・要員が、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を持ち、原子力の安全に対す

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

る自己満足を戒めている。

- ・原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある問題が速やかに報告され、報告された問題が対処され、その結果が関係する要員に共有されている。
 - ・安全文化に関する内部監査及び自己評価の結果を組織全体で共有し、安全文化を改善するための基礎としている。
 - ・原子力の安全には、セキュリティが関係する場合があることを認識して、要員が必要なコミュニケーションを取っている。
- (5) 保安に係る各組織は、業務・原子炉施設等に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を「7.4 調達」に従って明確にし、管理する。
- (6) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。
(6. 参照)

4.2 文書化に関する要求事項

4.2.1 一般

理事長、安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムに関する文書について、保安活動の重要度に応じて作成し、次の文書体系の下に管理する。また、表 4.2.1 に原子炉施設等に係る品質マネジメントシステム文書を示す。

(1) 品質方針及び品質目標

(2) 一次文書

本品質マネジメント計画書

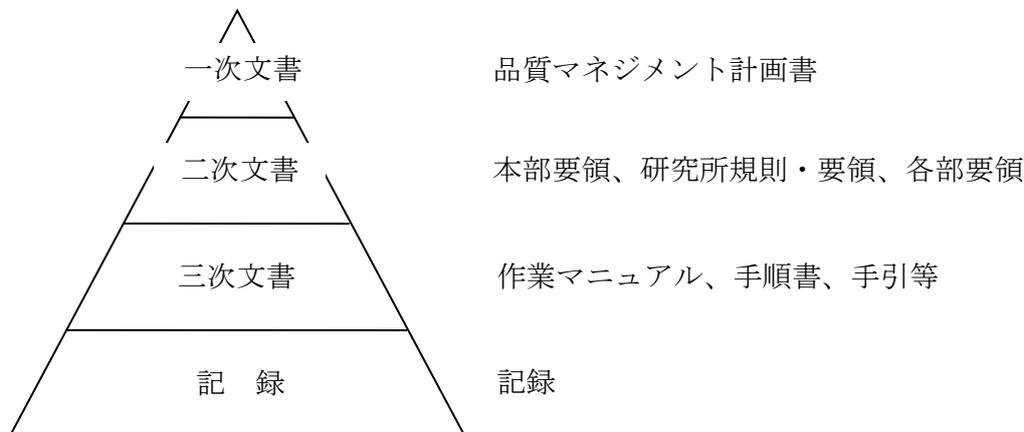
(3) 二次文書

この計画書が要求する手順及び組織が必要と判断した規則等の文書及び記録

(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、二次文書以外に組織が必要と判断した指示書、図面等を含む文書及び記録

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号: 11



文書体系図

4.2.2 品質マネジメント計画書

理事長は、次の事項を含む本品質マネジメント計画書を策定し、必要に応じ見直し、維持する。

- a) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。）
- b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項
- c) 品質マネジメントシステムのために作成した文書の参照情報
- d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係

4.2.3 文書管理

(1) 安全管理部長、契約部長、統括監査の職、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理し、次の事項を含め、不適切な使用又は変更を防止する。ただし、記録となる文書は、「4.2.4 記録の管理」に規定する要求事項に従って管理する。

- a) 文書の組織外への流出等の防止
- b) 品質マネジメント文書の発行及び改定に係る審査の結果、当該審査の結果に基づき講じた措置並びに当該発行及び改定を承認した者に関する情報の維持

(2) 安全管理部長は、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、次に掲げる業務に必要な管理の手順を規定する。

- a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書の妥当性をレビューし、承認する。
- b) 文書は定期的に改定の必要性についてレビューする。また、改定する場合は、文書作成時と同様の手続で承認する。
- c) 文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要員を参加させる。

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

- d) 文書の変更内容の識別及び最新の改定版の識別を確実にする。
- e) 該当する文書の最新の改定版又は適切な版が、必要なときに、必要などころで使用可能な状態にあることを確実にする。
- f) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
- g) 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。
- h) 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、適切に識別し、管理する。
- i) 文書の改定時等の必要な時に文書作成時に使用した根拠等が確認できるようにする。

4.2.4 記録の管理

- (1) 安全管理部長、契約部長、統括監査の職、所長、部長及び課長は、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記録の対象を明確にし、管理する。
- (2) 安全管理部長は、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、次に掲げる管理の手順を規定する。
 - a) 記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する管理を行う。
 - b) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。

5. 経営者等の責任

5.1 経営者の関与

理事長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムの構築、実施及びその有効性を継続的に改善していることを実証するために、次の事項を行う。

- a) 品質方針を設定する。(5.3 参照)
- b) 品質目標が設定されていることを確実にする。(5.4.1 参照)
- c) 要員が、健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整える。
- d) マネジメントレビューを実施する。(5.6 参照)
- e) 資源が使用できることを確実にする。(6. 参照)
- f) 関係法令・規制要求事項を遵守すること及び原子力の安全を確保することの重要性を、組織内に周知する。
- g) 保安活動に関して、担当する業務について理解し、遂行する責任を持つことを要員に認識させる。
- h) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

5.2 原子力の安全の重視

理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設等に対する要求事項(7.2.1 及び 8.2.1 参照)に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。

5.3 品質方針

理事長は、次に掲げる事項を満たす「原子力安全に係る品質方針」を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するもの（技術的、人的及び組織的要因並びにそれらの間の相互作用が原子力の安全に対して影響を及ぼすものであることを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定する。）及び施設管理に関する方針を含む。

- a) 組織の目的及び状況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して責任を持って関与することを含む。
- 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) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

- (1) 理事長は、安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長に、毎年度、品質目標（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目標（7.1 (4) b) 参照）を含む。）が設定されていることを確実にする。また、保安活動の重要度に応じて、次の事項を含む品質目標を達成するための計画（7.1 (4) 参照）が作成されることを確実にする。
 - a) 実施事項
 - b) 必要な資源
 - c) 責任者
 - d) 実施事項の完了時期
 - e) 結果の評価方法

- (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合がとれていることを確実にする。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

- (1) 理事長は、4.1 項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持について、本品質マネジメント計画書を策定する。
- (2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む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、管理責任者を通じて、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、整合がとれていることをレビューすることにより確実にする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。
 - a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

程度及び必要な処置を含む。)

- b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持
- c) 資源の利用可能性
- d) 責任及び権限の割当て

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

理事長は、原子炉施設等の保安規定に定める保安管理体制に基づき、保安に係る組織を図 5.5.1 保安管理組織図に定め、各組織の責任と権限を次のとおり定め、各組織を通じて全体に周知し、保安活動に関係する要員が理解することを確実にする。また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書(4.2.1 参照)を定めさせ、保安に係る各組織の要員が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持って業務を遂行するようにする。

(1) 理事長

理事長は、原子炉施設等の保安に係る業務を総理する。

(2) 統括監査の職

統括監査の職は、原子炉施設等の品質マネジメント活動に関する内部監査に係る業務を行う。

(3) 管理責任者

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本部担当理事、研究所においては原子力科学研究所担当理事（以下「研究所担当理事」という。）とする。各管理責任者は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを管理し、維持すること等を確実にする責任と権限を有する。（5.5.2 参照）

(4) 安全・核セキュリティ統括本部長

安全・核セキュリティ統括本部長は、理事長を補佐し、安全管理部長が行う本部としての指導、支援活動及び機構内の総合調整を統理する。また、保安上必要な場合は、理事長への意見具申及び理事長指示に基づく必要な措置を講ずる。

(5) 安全管理部長

安全管理部長は、原子炉施設等における品質マネジメント活動に関して行う指導、支援及び機構内の総合調整の業務、本部の品質マネジメント活動に係る業務並びに中央安全審査・品質保証委員会の庶務に関する業務を行う。

(6) 契約部長

契約部長は、原子炉施設等の調達管理に関する本部契約に係る業務を行う。

(7) 研究所担当理事

研究所担当理事は、理事長を補佐し、原子炉施設等の保安に係る業務を統理する。

(8) 原子炉主任技術者

原子炉主任技術者は、所掌する原子炉施設の運転に関する保安の監督を行う。

(9) 所長

所長は、原子炉施設等の保安に係る業務を統括する。

(10) 核燃料取扱主任者

核燃料取扱主任者は、所掌する使用施設等に関する保安の監督を行う。

(11) 廃止措置施設保安主務者

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

廃止措置施設保安主務者は、研究所における原子炉施設の廃止措置に関する保安の監督を行う。

- (12) 部長
部長は、所掌する部署における品質保証活動を統括するとともに、推進する。
- (13) 課長
課長は、所掌する課における品質保証活動を行う。
- (14) 中央安全審査・品質保証委員会
中央安全審査・品質保証委員会は、理事長の諮問に応じ、品質保証活動の基本事項等について審議し、答申する。
- (15) 原子炉施設等安全審査委員会
原子炉施設等安全審査委員会は、所長からの諮問に応じ、原子炉施設の安全性の評価、設計内容等の妥当性を審議し、答申する。
- (16) 使用施設等安全審査委員会
使用施設等安全審査委員会は、所長からの諮問に応じ、使用施設等の安全性の評価、設計内容等の妥当性を審議し、答申する。
- (17) 品質保証推進委員会
品質保証推進委員会は、研究所における品質保証活動の基本的事項について審議する。

5.5.2 管理責任者

管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、それぞれの領域において次に示す責任及び権限をもつ。

- 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、安全文化を育成し、維持することにより、原子力の安全を確保するための認識を高めることを確実にする。
- d) 関係法令を遵守する。

5.5.3 管理者

- (1) 理事長は、5.5.1に定める管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。
 - a) 業務の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。
 - b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設等に対する要求事項についての認識を高める。
 - c) 成果を含む業務の実施状況について評価する（5.4.1及び8.2.3参照）。
 - d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。
 - e) 関係法令を遵守する。
- (2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。
 - a) 品質目標（5.4.1参照）を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

務の実施状況を監視測定する。

- b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。
 - c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。
 - d) 要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設等の保安に関する問題の報告を行えるようにする。
 - e) 要員が、積極的に業務の改善への貢献を行えるようにする。
- (3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たにに取り組むべき改善の機会を捉えるため、年1回以上(年度末及び必要に応じて)、自己評価(安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。)を実施する。

5.5.4 内部コミュニケーション

- (1) 理事長は、組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にするため、機構に中央安全審査・品質保証委員会を置くとともに、安全・核セキュリティ統括本部長、安全管理部長、統括監査の職、契約部長、研究所担当理事、所長、部長及び課長に必要な会議、連絡書等を利用して保安に係る情報交換を行わせる。また、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設等の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。
- (2) 安全管理部長は、「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、保安活動及び品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。
- (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、品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。

5.6 マネジメントレビュー

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、「マネジメントレビュー実施要領」に基づき、年1回以上(年度末及び必要に応じて)、マネジメントレビューを実施する。
- (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。

5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

- (1) マネジメントレビューへのインプットには次の情報を含むものとする。
 - a) 内部監査の結果
 - b) 組織の外部の者からの意見
 - c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況(品質目標の達成状況を含む。)
 - d) 使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査(以下「使用前事業者検査等」という。)並びに自主検査等の結果

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

- e) 安全文化を育成し、維持するための取組の実施状況（安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。）
 - f) 関係法令の遵守状況
 - g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況（組織の内外で得られた知見（技術的な進歩により得られたものを含む。）及び不適合その他の事象から得られた教訓を含む。）
 - h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ
 - i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
 - j) 改善のための提案
 - k) 資源の妥当性
 - 1) 保安活動の改善のために実施した処置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内外の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む（8.5.2(3)a)において同じ。））の有効性
 - (2) 所長は、各部長に指示して、所掌する業務に関して、前項に定める事項を提出させ、その内容を整理した上で研究所の管理責任者に報告する。
 - (3) 研究所の管理責任者は、前項の内容を確認・評価する。
 - (4) 監査プロセスの管理責任者は、監査プロセスにおけるインプット情報を確認・評価する。
 - (5) 本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者は、本部におけるインプット情報を確認・評価する。
 - (6) 各管理責任者は、マネジメントレビューの会議を通して理事長にインプット情報を報告する。
- 5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット
- (1) 理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、管理責任者に必要な改善を指示する。
 - 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関連する保安活動の改善
 - c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源
 - d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善
 - e) 関係法令の遵守に関する改善
 - (2) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4参照）。
 - (3) 管理責任者は、(1)項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。
 - (4) 理事長は、本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者を通じて、上記(1)の指示に対する処置状況を確認する。

6. 資源の運用管理

6.1 資源の確保

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

理事長、安全・核セキュリティ統括本部長、安全管理部長、契約部長、研究所担当理事、所長及び部長は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。

- (1) 人的資源（要員の力量）
- (2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）
- (3) 作業環境
- (4) その他必要な資源

6.2 人的資源

6.2.1 一般

- (1) 理事長、安全・核セキュリティ統括本部長、安全管理部長、統括監査の職、契約部長、研究所担当理事、所長、部長及び課長は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。
- (2) 保安に係る各組織の要員には、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、力量のある者を充てる。
- (3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。（7.1、7.4.2及び7.5.2参照）

6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

- (1) 部長は、要員の力量を確保するために、教育・訓練に関する管理要領を定め、保安活動の重要度に応じて、次の事項を確実に実施する。
 - a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
 - b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。
 - c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。
 - d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。
 - e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。
- (2) 理事長は、監査員の力量について、「原子力安全監査実施要領」に定める。
- (3) 安全管理部長は、本部における原子力の安全に影響を及ぼす業務のプロセスを明確にし、(1)項の a) から e) に準じた管理を行う。

6.3 インフラストラクチャ

部長及び課長は、インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系をいう。）を「7.1 業務の計画」にて明確にし、これを維持管理する。

6.4 作業環境

部長及び課長は、保安のために業務に必要な作業環境を「7.1 業務の計画」にて明確にし、運営管理する。なお、この作業環境には、作業場所の放射線量、温度、照度及び狭隘の程度など作業に影響を及ぼす可能性がある事項を含む。

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

7. 業務の計画及び実施

7.1 業務の計画

- (1) 所長及び部長は、原子炉施設等ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等（保安規定に基づく保安活動）について業務に必要なプロセスの計画又は要領（二次文書）を表4.2.1のとおり策定する。
- (2) 部長及び課長は、業務に必要なプロセスの計画又は要領（二次文書）に基づき、個別業務に必要な計画（三次文書：マニュアル、手引、手順等）を作成して、業務を実施する。
- (3) 上記(1)、(2)の業務の計画は、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（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。
- (4) 所長、部長及び課長は、業務の計画の策定及び変更（プロセス及び組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセス及び組織の軽微な変更を含む。）を含む。）に当たっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。
 - a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）
 - b) 業務・原子炉施設等に対する品質目標及び要求事項
 - c) 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
 - d) 業務・原子炉施設等のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準
 - e) 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（4.2.4参照）
- (5) 業務の計画は、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。
- (6) 安全管理部長、契約部長は、本部において原子炉施設等の保安活動を支援するその他業務がある場合、該当する業務のプロセスを明確にし、上記(1)から(5)項までに準じて業務の計画を策定し、管理する。

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

所長、部長及び課長は、次の事項を「7.1 業務の計画」において明確にする。

- a) 業務・原子炉施設等に関連する法令・規制要求事項
- b) 明示されていないが、業務・原子炉施設等に必要な要求事項
- c) 組織が必要と判断する追加要求事項（安全基準等）

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) 部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。
- (2) レビューでは、次の事項について確認する。
 - 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。

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

- 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) 当該組織が、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作成し、管理する(4.2.4参照)。
- (4) 所長、部長及び課長は、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、関連する文書を改定する。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。

7.2.3 外部とのコミュニケーション

所長、部長及び課長は、原子力の安全に関して、規制当局との面談、原子力規制検査等を通じて監督官庁並びに地元自治体との適切なコミュニケーションを図るため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。これには、次の事項を含む。

- a) 組織の外部の者と効果的に連絡し、適切に情報を通知する方法
- b) 予期せぬ事態における組織の外部の者との時宜を得た効果的な連絡方法
- c) 原子力の安全に関連する必要な情報を組織の外部の者に確実に提供する方法
- d) 原子力の安全に関連する組織の外部の者の懸念や期待を把握し、意思決定において適切に考慮する方法

7.3 設計・開発

所長又は設計・開発を行う部長は、原子炉施設等の改造、更新等に関する設計・開発を適切に実施するため、設計・開発に関する管理要領を定め、次の事項を管理する。

7.3.1 設計・開発の計画

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、原子炉施設等の設計・開発の計画(不適合及び予期せぬ事象の発生等を未然に防止するための活動(4.1(2)c)の事項を考慮して行うものを含む。)を行うことを含む。)を策定し、管理する。この設計・開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のために重要な手順書等に関する設計・開発を含む。
- (2) 担当部長又は課長は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。
 - a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度
 - b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制
 - c) 設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限
 - d) 設計開発に必要な内部及び外部の資源
- (3) 担当部長又は課長は、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を確実にするために、設計・開発に関与する関係者(他部署を含む。)間のインタフェースを運営管理する。
- (4) 担当部長又は課長は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

更する。

7.3.2 設計・開発へのインプット

(1) 工事等を担当する部長又は課長は、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、記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。インプットには次の事項を含める。

- 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) 担当部長又は課長は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。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ようにする。

7.3.3 設計・開発からのアウトプット

(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプット(機器等の仕様等)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により管理する。また、次の段階に進める前に、承認をする。

(2) 担当部長又は課長は、設計・開発のアウトプット(機器等の仕様等)は、次の状態とする。

- 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に対して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、又はそれを参照している。
- 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) 工事等を担当する部長又は課長は、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(7.3.1参照)に体系的なレビューを行う。

- 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) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。

(2) レビューへの参加者には、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を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。

(3) 担当部長又は課長は、設計・開発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作成し、管理する(4.2.4参照)。

7.3.5 設計・開発の検証

(1) 工事等を担当する部長又は課長は、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(7.3.1参照)に検証を実施する。

(2) 担当部長又は課長は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。

(3) 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。

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

- (4) 設計・開発を外部委託した場合には、担当部長又は課長は、仕様書で与え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、仕様書と受注者が実施した設計・開発の結果（受注者から提出される承認図書類）とを対比して検証を実施する。

7.3.6 設計・開発の妥当性確認

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設等又は個別業務が、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（7.3.1参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、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は、当該原子炉施設等の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。
- (2) 担当部長又は課長は、実行可能な場合はいつでも、原子炉施設等を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。
- (3) 担当部長又は課長は、設計・開発の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作成し、管理する（4.2.4参照）。

7.3.7 設計・開発の変更管理

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、その記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。
- (2) 担当部長又は課長は、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。
- (3) 担当部長又は課長は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設等を構成する要素（材料又は部品）及び関連する原子炉施設等に及ぼす影響の評価を行う。
- (4) 担当部長又は課長は、変更のレビュー、検証及び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作成し、管理する（4.2.4参照）。

7.4 調達

所長は、調達する製品又は役務（以下「調達製品等」という。）の調達を適切に実施するため、「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。また、契約部長は、供給先の評価・選定に関する要領を定め、本部契約に関する業務を実施する。

7.4.1 調達プロセス

- (1) 部長及び課長は、調達製品等が規定された調達要求事項に適合することを確実にする。
- (2) 部長及び課長は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、力量を有する者を組織の外部から確保する際に、外部への業務委託の範囲を品質マネジメント文書に明確に定めることを含む。

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

また、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者等から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。

- (3) 部長及び課長は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、技術的能力や品質管理体制等に関する情報を入手して供給者を評価し、選定する。また、供給者に関する情報の更新等により必要な場合には再評価する。
- (4) 調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準は、「原子力科学研究所調達管理要領」及び本部の供給先の評価・選定に関する要領に定める。
- (5) 部長及び課長は、供給者の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作成し、管理する（4.2.4参照）。
- (6) 所長は、調達製品等の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を調達先から取得するための方法及びそれらを他の原子炉施設等の事業者と共有する場合に必要な処置に関する方法を「原子力科学研究所調達管理要領」に定める。

7.4.2 調達要求事項

- (1) 部長及び課長は、調達製品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。
 - a) 製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項
 - b) 要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項
 - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
 - d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項
 - e) 安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項
 - f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項
 - g) その他調達物品等に関し必要な要求事項
- (2) 部長及び課長は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査等又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。
- (3) 部長及び課長は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。
- (4) 部長及び課長は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、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。

7.4.3 調達製品等の検証

- (1) 部長及び課長は、調達製品等が、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仕様書に定めて、次の事項のうち該当する方法で検証を実施する。
 - a) 受入検査（記録確認を含む。）
 - b) 立会検査（供給者先、現地）
 - c) その他（書類審査、受注者監査）

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

- (2) 部長及び課長は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項(7.4.2 参照)の中で明確にする。

7.5 業務の実施

部長及び課長は、業務の計画（7.1 参照）に従って、次の事項を実施する。

7.5.1 個別業務の管理

部長及び課長は、原子炉施設等の運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等の保安活動について、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。

- a) 原子力施設の保安のために、次の事項を含め、必要な情報が利用できる。
 - ・保安のために使用する機器等又は実施する個別業務の特性
 - ・当該機器等の使用又は個別業務の実施により達成すべき結果
- b) 必要な時に、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) 監視及び測定が実施されている(8.2.3 参照)。
- f) 業務のリリース（次工程への引渡し）が規定どおりに実施されている。

7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 部長及び課長は、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) 部長及び課長は、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。
- (3) 部長及び課長は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する(4.2.4 参照)。
- (4) 部長及び課長は、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管理の方法を個別業務の計画の中で明確にする。
 - a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
 - b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法
 - c) 妥当性確認の方法（所定の方法及び手順を変更した場合の再確認を含む。）
 - d) 記録に関する要求事項

7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ

- (1) 部長及び課長は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して適切な手段で業務・原子炉施設等を識別し、管理する。
- (2) 部長及び課長は、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し、その記録を管理する(4.2.4 参照)。

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

7.5.4 組織外の所有物

- (1) 部長及び課長は、管理下にある組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する紛失、損傷等を防ぐためリスト化し、識別や保護など取扱いに注意を払い、紛失、損傷した場合は記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。
- (2) 部長及び課長は、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、原子力の安全に影響を及ぼさないように適切に取り扱う。

7.5.5 調達製品の保存

部長及び課長は、調達製品の検収後、受入れから据付け、使用されるまでの間、調達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。

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、次の管理を行う。

- (1) 部長及び課長は、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個別業務の計画の中で明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。
- (2) 部長及び課長は、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。
- (3) 部長及び課長は、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、次の事項を満たすようにする。
 - 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、管理する（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、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。
- (4) 部長及び課長は、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（4.2.4参照）。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設等に対して、適切な処置を行う。
- (5) 部長及び課長は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。
- (6) 部長及び課長は、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。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

8. 評価及び改善

8.1 一般

(1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、次の事項のために必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを「8.2 監視及び測定」から「8.5 改善」に従って計画し、実施する。なお、改善のプロセスには、関係する管理者等を含めて改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。

- a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。
- b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
- c) 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) 監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。

8.2 監視及び測定

8.2.1 組織の外部の者の意見

(1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、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、原子力の安全を確保しているかどうかに関して組織の外部の者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（7.2.3 参照）により入手し、監視する。

(2) この情報は、分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。

8.2.2 内部監査

(1) 理事長は、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、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、統括監査の職に内部監査を実施させる。

- a) 本品質マネジメント計画書の要求事項
- b) 実効性のある実施及び実効性の維持

(2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。

(3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維持する。また、統括監査の職は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。

(4) 統括監査の職は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。

(5) 統括監査の職は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。

(6) 理事長は、監査に関する計画の作成及び実施並びに監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに監査に係る要求事項を「原子力安全監査実施要領」に定める。

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

- (7) 統括監査の職は、理事長に監査結果を報告し、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。
- (8) 内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者は、前項において不適合が発見された場合には、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じるとともに、当該措置の検証を行い、それらの結果を統括監査の職に報告する。

8.2.3 プロセスの監視及び測定

- (1) 理事長、安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、表 8.2.3 を基本として、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定を行う。この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合についての強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。
 - a) 監視及び測定の時期
 - b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法
- (2) これらの実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。
- (3) 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とする。
- (4) 所長、部長及び課長は、プロセスの監視及び測定の状態について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために、必要な処置を行う。
- (5) 計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に、修正及び是正処置を行う。

8.2.4 検査及び試験

原子力施設検査室長は、「原子力科学研究所事業者検査の実施要領」を定め、自主検査及び試験を行う部長は、試験・検査の管理要領を定め、次の事項を管理する。

- (1) 部長及び課長は、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、個別業務の計画(7.1 参照)に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。
- (2) 検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する (4.2.4 参照)。
- (3) 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。
- (4) 個別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、当該機器等や原子炉施設等を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画に定める手順により承認する場合は、この限りでない。
- (5) 原子力施設検査室長は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。また、自主検査及び試験を行う部長及び課長は、自主検査等の検査及び試験要員について、これを準用する。

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

8.3 不適合管理

安全管理部長、所長は、不適合の処理に関する管理（関連する管理者に不適合を報告することを含む。）の手順及びそれに関する責任と権限を、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定め、次の事項を管理する。

- (1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、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、運用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。
- (2) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、次のいずれかの方法で不適合を処理する。
 - a) 不適合を除去するための処置を行う。
 - b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響を評価し、当該業務や機器等の使用に関する権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース（次工程への引渡し）又は合格と判定することを正式に許可する。
 - 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) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、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。
- (3) 不適合を除去するための処置を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。
- (4) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。
- (5) 所長は、原子炉施設等の保安の向上を図る観点から、事故故障等を含む不適合をその内容に応じて、「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定める不適合の公開の基準に従い、情報の公開を行う。
- (6) 安全管理部長は、前項の情報の公開を受け、不適合に関する情報をホームページに公開する。

8.4 データの分析及び評価

- (1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、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、表 8.4 に示すデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定（8.2 参照）の結果から得られたデータ及びそれ以外の不適合管理（8.3 参照）等の情報源からのデータを含める。
- (2) 前項のデータの分析及びこれらに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。
 - a) 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析より得られる知見（8.2.1 参照）

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号: 11

- b) 業務・原子炉施設等に対する要求事項への適合性(8.2.3及び8.2.4参照)
 - c) 是正処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子炉施設等の特性及び傾向(8.2.3及び8.2.4参照)
 - d) 供給者の能力(7.4参照)
- (3) 部長及び課長は、データ分析の情報及びその結果を整理し、所長を通じて研究所の管理責任者に報告するとともに、所掌する業務の改善に反映する。また、安全管理部長、契約部長及び統括監査の職は、それぞれの管理責任者に報告するとともに、所掌する業務の改善に反映する。
- (4) 管理責任者は、報告のあった情報をマネジメントレビューへのインプット(5.6.2参照)に反映する。
- ### 8.5 改善
- #### 8.5.1 継続的改善
- 理事長、管理責任者、安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、未然防止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向上させるために継続的に改善する。
- #### 8.5.2 是正処置等
- 安全管理部長、所長は、不適合等の是正処置の手順(根本的な原因を究明するための分析に関する手順を含む。)に関して、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定め、次の事項を管理する。
- (1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、検出された不適合及びその他の事象(以下「不適合等」という。)の再発防止のため、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、不適合等の原因を除去する是正処置を行う。
 - (2) 是正処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。
 - a) 不適合等のレビュー及び分析(情報を収集及び整理すること並びに技術的、人的、組織的側面等を考慮することを含む。)
 - b) 不適合等の原因(関連する要因を含む。)の特定
 - c) 類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化
 - d) 必要な処置の決定及び実施
 - e) とった是正処置の有効性のレビュー
 - (3) 必要に応じ、次の事項を考慮する。
 - a) 計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更
 - b) 品質マネジメントシステムの変更
 - (4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合(単独の事象では原子力の安全に及ぼす影響の程度は小さいが、同様の事象が繰り返し発生することにより、原子力の安全に及ぼす影響の程度が増大するおそれのあるものを含む。)に関しては、根本的な原因を究明するための分析の手順に従い、分析を実施す

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

る。

- (5) 全ての是正処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。
- (6) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果から共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。

8.5.3 未然防止処置

安全管理部長、所長は、他の原子炉施設等から得られた知見を保安活動に反映するために未然防止処置の手順に関して、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」及び「原子力科学研究所水平展開要領」に定め、次の事項を管理する。

- (1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、原子力施設及びその他の施設の運転経験等の知見(核燃料物質の使用等に係る技術情報を含む。)を収集し、起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げる手順により、未然防止処置を行う。この活用には、得られた知見や技術情報を他の原子炉施設等の事業者と共有することも含む。
 - a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査
 - 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) とった未然防止処置の有効性のレビュー
- (2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。

9. 令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等に係る品質管理に必要な体制

- (1) 理事長は、所長、部長及び課長に、令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等(非該当施設)の保安のための業務に係る品質管理に関して、次に掲げる事項について実施させ、原子力の安全を確保することを確実にする。
 - a) 個別業務に関し、継続的な改善を計画的に実施し、これを評価する。
 - b) 個別業務に関する実施及び評価の結果に係る記録を作成し、これを管理する。
- (2) 所長、部長及び課長は、前項の実施に当たり、原子力の安全を確保することの重要性を認識し、個別業務に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由により損なわれないようにすることを確実にする。

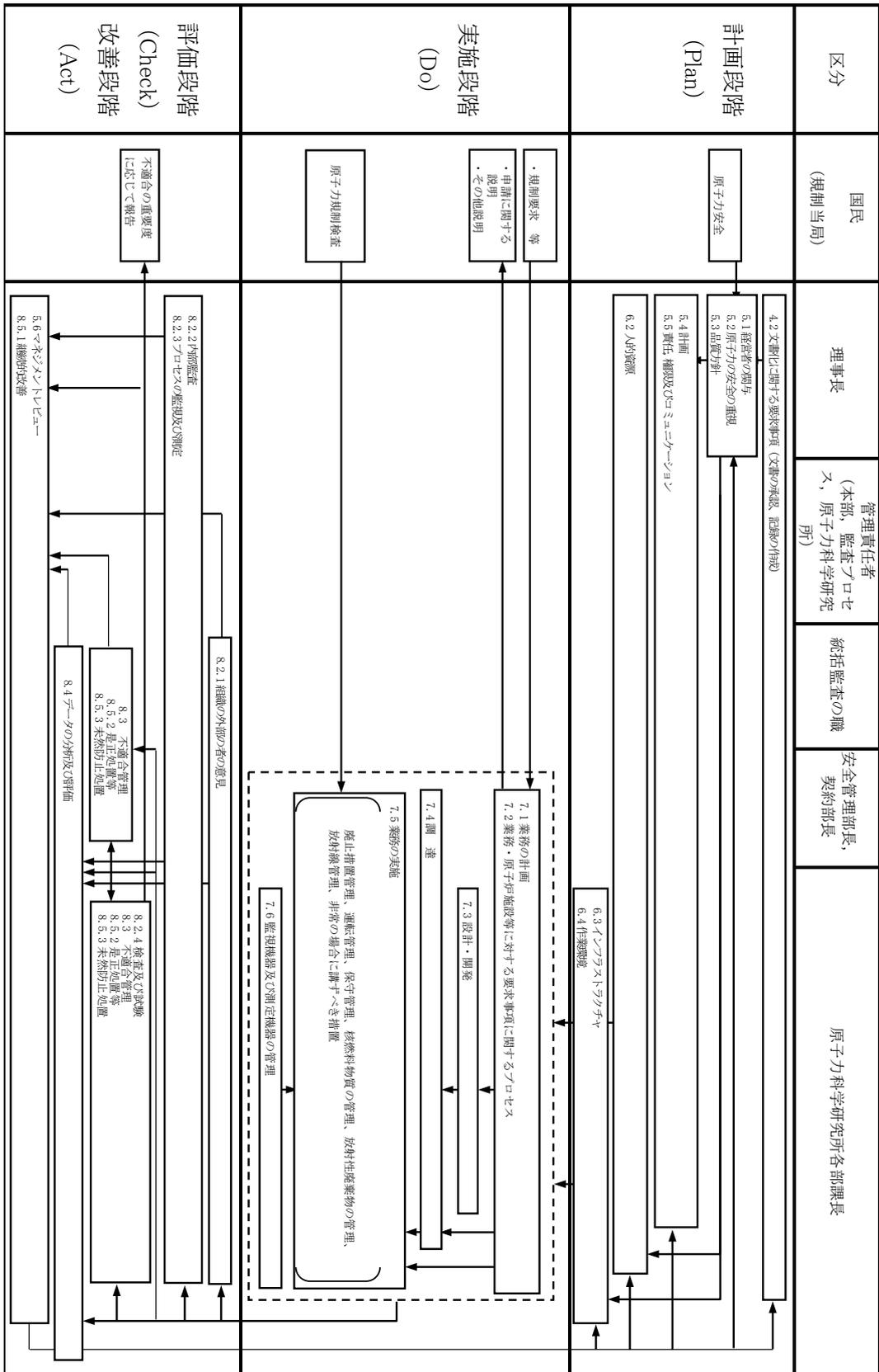


図 4.1 品質マネジメントシステム体系図

4. 品質マネジメントシステム(4.1 一般要求事項)

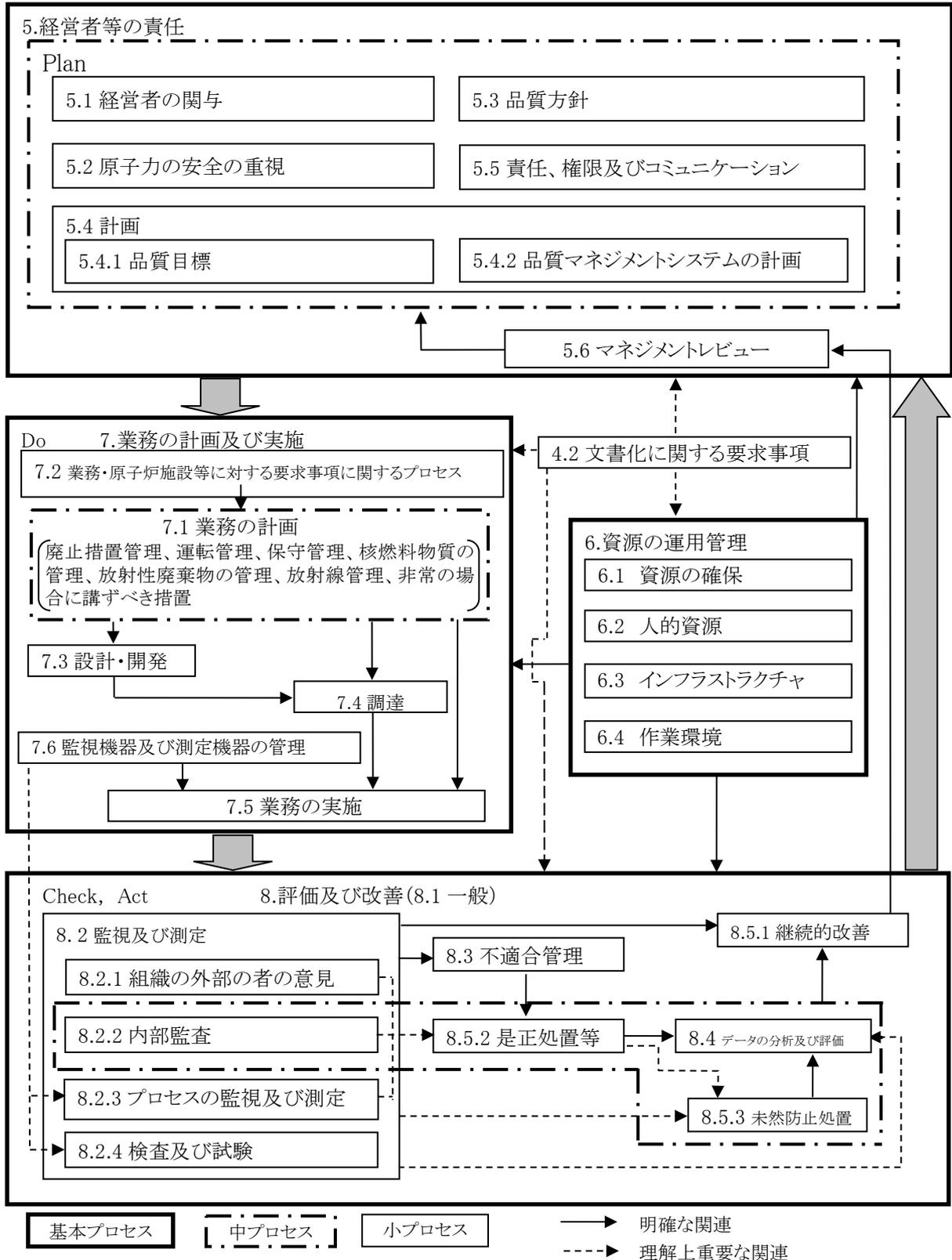


図4.2 品質マネジメントシステムプロセス関連図

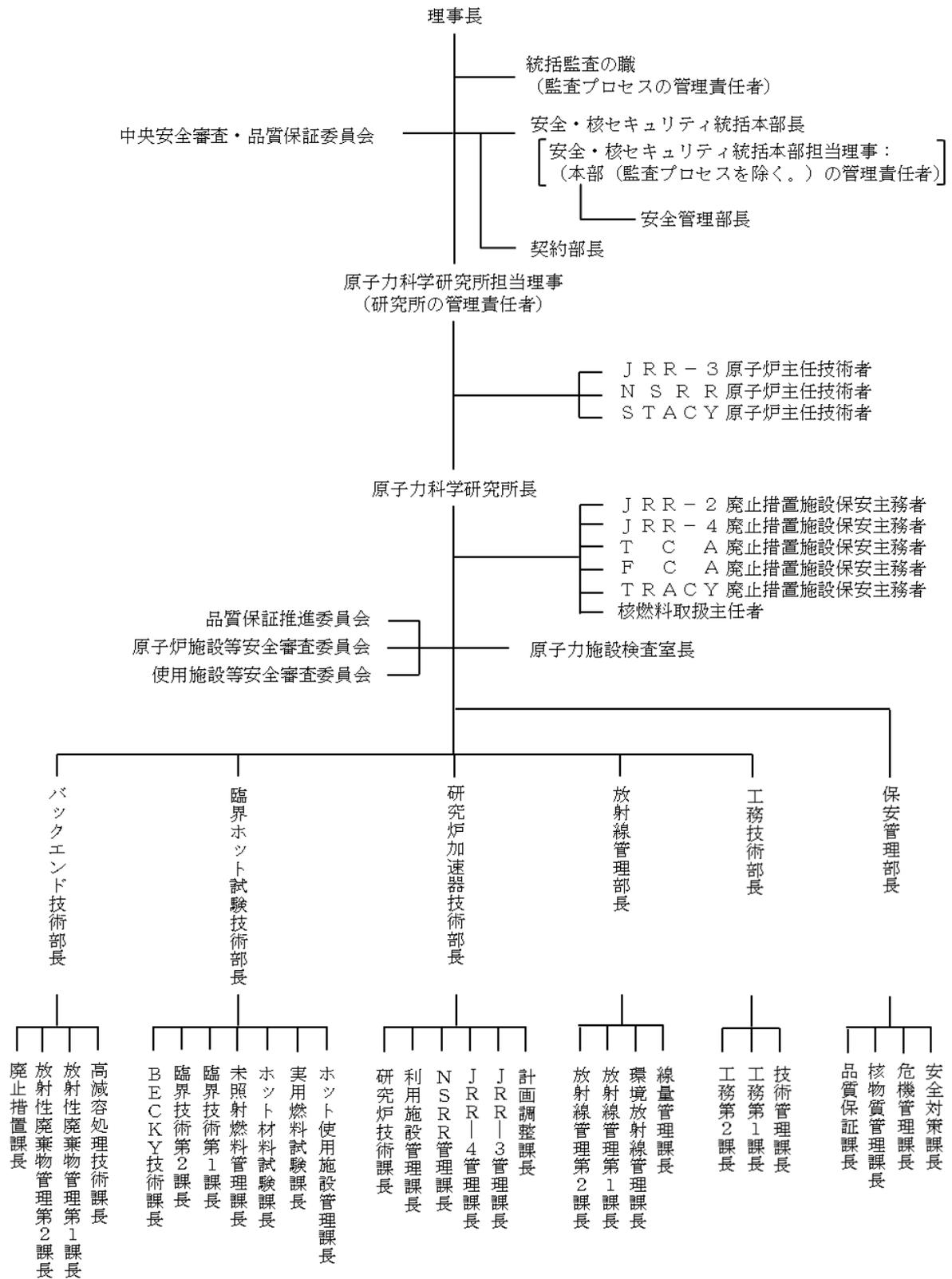


図 5.5.1 保安管理組織図

表 4.2.1 品質マネジメントシステム文書

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
4.2.3	文書管理 記録の管理	文書及び記録管理要領	安全管理部長	QS-A01
4.2.4		原子力科学研究所文書及び記録の管理要領	所長	(科)QAM-420
		保安管理部の文書及び記録の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-420
		放射線管理部文書及び記録の管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-420
		工務技術部文書及び記録の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-420
		研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-420
		臨界ホット試験技術部の文書及び記録の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-420
		バックエンド技術部文書及び記録の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-420
		原子力施設検査室文書及び記録の管理要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-420
5.1	経営者の関与	安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動に係る実施要領	安全管理部長	QS-A09
		原子力科学研究所安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動に係る実施要領	所長	(科)QAM-510
5.4.1	品質目標	品質目標の設定管理要領	安全管理部長	QS-A11
		原子力科学研究所品質目標管理要領	所長	(科)QAM-540
5.5.4	内部コミュニケーション	中央安全審査・品質保証委員会の運営について	安全管理部長	QS-A04
		原子炉施設等安全審査委員会規則	所長	(科)QAM-550
		使用施設等安全審査委員会規則	所長	(科)QAM-551
		原子力科学研究所品質保証推進委員会規則	所長	(科)QAM-552
5.6.1	マネジメントレビュー	マネジメントレビュー実施要領	理事長	QS-P02
6.2.2	力量、教育・訓練及び認識	教育訓練管理要領	安全管理部長	QS-A07
		保安管理部教育・訓練管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-620
		放射線管理部教育・訓練管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-620
		工務技術部教育・訓練管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-620
		研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-620
		臨界ホット試験技術部の教育・訓練管	臨界ホット試験	(科臨)QAM-620

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
		理要領	技術部長	
		バックエンド技術部教育訓練管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-620
		原子力施設検査室教育・訓練管理要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-620
7.1	業務の計画	業務の計画及び実施管理要領	安全管理部長	QS-A12
		原子力科学研究所放射線安全取扱手引	所長	(科)QAM-711
		原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則	所長	(科)QAM-712
		原子力科学研究所事故対策規則	所長	(科)QAM-713
		原子力科学研究所事故故障及び災害時の通報連絡に関する運用基準	所長	(科)QAM-714
		原子力科学研究所施設管理及び保全有効性評価要領	所長	(科)QAM-715
		原子力科学研究所PI設定評価要領	所長	(科)QAM-716
		原子力科学研究所施設管理実施計画に係る保全文書策定要領	所長	(科)QAM-717
		保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領	保安管理部長	(科保)QAM-710
		放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領	放射線管理部長	(科放)QAM-710
		工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領	工務技術部長	(科工)QAM-710
		研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-710
		臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-710
		バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-710
		原子力施設検査室の業務の計画及び実施に関する要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-710
7.3	設計・開発	保安管理部設計・開発管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-730
		放射線管理部設計・開発管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-730
		工務技術部設計・開発管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-730
		研究炉加速器技術部設計・開発管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-730
		臨界ホット試験技術部の設計・開発管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-730

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
		バックエンド技術部設計・開発管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-730
7.4	調達	調達先の評価・選定管理要領	契約部長	QS-G01
		原子力科学研究所調達管理要領	所長	(科)QAM-740
7.6	監視機器及び測定機器の管理	保安管理部監視機器及び測定機器の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-760
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領(放射線管理施設編)	放射線管理部長	(科放)QAM-760
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領(放射線測定機器管理編)	放射線管理部長	(科放)QAM-761
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領(環境の放射線管理施設編)	放射線管理部長	(科放)QAM-762
		工務技術部監視機器及び測定機器の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-760
		研究炉加速器技術部監視機器及び測定機器の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-760
		臨界ホット試験技術部監視機器及び測定機器の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-760
		バックエンド技術部監視機器及び測定機器の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-760
8.2.2	内部監査	原子力安全監査実施要領	理事長	QS-P03
8.2.4	検査及び試験	原子力科学研究所事業者検査の実施要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-820
		保安管理部試験・検査の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-820
		放射線管理部試験・検査の管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-820
		工務技術部試験・検査の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-820
		研究炉加速器技術部試験・検査の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-820
		臨界ホット試験技術部の試験・検査の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-820
		バックエンド技術部試験・検査の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-820
8.3	不適合管理 8.5.2 8.5.3 是正処置等 未然防止処置	不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領	安全管理部長	QS-A03
		原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領	所長	(科)QAM-830
		原子力科学研究所水平展開要領	所長	(科)QAM-850

表 8.2.3 品質マネジメントシステムのプロセスの実施状況評価

監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法と頻度	
品質マネジメントシステム	理事長	品質方針、品質目標の設定及び実施状況	品質目標の達成状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて 管理責任者へ報告	
	所長	品質目標の設定及び実施状況		年度末及び必要に応じて 所長へ報告	
	部長			年度末及び必要に応じて 部長へ報告	
	課長			年度末及び必要に応じて	
業務の計画及び実施のプロセス	廃止措置	施設管理者	年間管理計画の設定と実施	廃止措置に係る保安の状況	所長へ報告 四半期ごと
	運転管理	施設管理者	年間運転計画の設定及び実施	施設の運転状況	所長へ報告 四半期ごと
	保守管理	施設管理者	施設管理実施計画の設定及び実施	保守管理の実施状況	所長へ報告 四半期ごと
	核燃料物質の管理	核燃料管理者	年間使用計画の設定及び実施	核燃料物質の管理状況	所長へ報告 四半期ごと
	放射性廃棄物の管理	施設管理者 高減容処理技術課長 放射性廃棄物管理第1課長 放射性廃棄物管理第2課長	放射性廃棄物の引き渡し、運搬、貯蔵、保管、処理及び保管廃棄の実施	放射性固体廃棄物の管理状況	所長へ報告 四半期ごと
	放射線管理	気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性気体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性気体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと
		液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性液体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと
	非常の場合に講ずべき措置	課長 線量管理課長	放射線業務従事者の線量限度の管理	放射線業務従事者の被ばく状況	所長へ報告 四半期ごと
		課長 危機管理課長	訓練の計画の設定及び実施	訓練の実施状況	所長へ報告 四半期ごと 半期ごと
改善のプロセス	理事長	品質マネジメントシステムの適合性の確保、有効性の改善	品質マネジメント活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上、又は必要に応じて	
			不適合管理状況	マネジメントレビューの会議	

監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法と頻度
				年度末及び必要に応じて
	全ての管理者		自己評価の実施状況	管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて

表 8.4 品質マネジメントシステムの分析データ

データ	関連する文書	8.4(2)との関連
廃止措置に係る保安の状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)
施設の運転状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)
保守管理の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領 ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b) (c)
核燃料物質の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則 	(b)
放射性固体廃棄物の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)
放射性気体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)
放射性液体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)
放射線業務従事者の被ばく状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)
訓練の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・保安管理部教育・訓練管理要領 ・放射線管理部教育・訓練管理要領 ・工務技術部教育・訓練管理要領 ・研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領 ・臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領 	(b) (c)

データ	関連する文書	8.4(2)との関連
	<ul style="list-style-type: none"> ・バックエンド技術部教育訓練管理要領 	
原子力規制検査指摘等事項	<ul style="list-style-type: none"> ・不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a)
官庁検査、事業者検査での不適合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力科学研究所事業者検査の実施要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a) (b) (c) (d)
不適合	<ul style="list-style-type: none"> ・不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(b) (c) (d)
調達先の監査実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・調達先の評価・選定管理要領 ・原子力科学研究所調達管理要領 	(d)

改訂履歴

改訂 番号	改訂年月日	改訂の内容	承認	確認	作成	備考
01	2017年 10月1日	組織改正の保安規定変更認可の反映 ・「別図1」 三次文書の削減 ・「5.4.1 品質目標」 JEAC4111の用語の反映 ・「6.3 インフラストラクチャー」 その他記載の適正化	児玉	藤田 小嶋 湊	中島	
02	2017年 12月15日	JRR-4 廃止措置に係る保安規定変更認可の反映 ・「別図1」	児玉	藤田 小嶋 湊	中島	
03	2018年 3月14日	TRACY 廃止措置に係る保安規定変更認可の反映 ・「別図1」	児玉	藤田 小嶋 湊	中島	
04	2018年 4月1日	一元的管理の責任と権限の明確化 ・「5.5.2 管理責任者」 ・「別図1」 組織改正に伴う変更 ・「別図1」	児玉	藤田 小嶋 湊	中島	
05	2018年 7月18日	予防処置に係る保安規定変更認可の反映 ・「8.5.3 予防処置」	児玉	奥田 小嶋 三浦	湊	
06	2020年 4月1日	原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）施行に伴う全面改訂	児玉	奥田 小嶋 三浦	大井川	

改訂 番号	改訂年月日	改訂の内容	承認	確認	作成	備考
07	2020年 12月1日	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の変更認可の反映	児玉	奥田 小嶋 三浦	大井川	
08	2021年 3月30日	TCA廃止措置に伴い、組織体制図の変更を行う。 ・「図5.5.1」 ・記載の適正化	児玉	奥田 鈴木 三浦	大井川	施行日は、2021年 4月1日
09	2021年 10月19日	FCA廃止措置に伴い、組織体制図の変更を行う。 ・「図5.5.1」	児玉	奥田 鈴木 大井川	遠藤	施行日は、2021年 11月29日 【21科保品 (業)091601】 【21安品 (回)101301】
10	2022年 3月10日	安全・核セキュリティ統括部及び保安管理部の組織改正に伴う変更	児玉	奥田 鈴木 大井川	遠藤	施行日は、2022年 4月1日 【22科保品 (業)012701】 【22安品 (回)022201】
11	2022年 8月24日	施設管理に関する文書の作成に係る要領の追加に伴う変更	小口	三浦 鈴木 大井川	遠藤	施行日は、2022年 9月7日 【22科保品 (業)072201】 【22安統品 (回)081801】 【22科保品 (業)090201】

Ⅲ－20 STACY施設の変更に係る設計及び工事の計画
の分割申請の理由に関する説明書

STACYの更新に係る申請は、工程上、表1に示すとおり、STACYの更新第1回から第4回、棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作等、実験棟Aの耐震改修、TRACY施設との系統隔離措置に分割して行う。本申請は、STACY（定常臨界実験装置）施設の更新に係る施設のうち、原子炉本体、計測制御系統施設及びその他試験研究用等原子炉の附属施設について、工程上先に新設及び改造の工事に着手しなければならないものについて分割して申請するものである。

表1 STACY（定常臨界実験装置）施設の設工認申請対象の
施設区分、項目及び分割申請（1/3）

施設区分		項目	分割申請回数	今回申請	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	炉心	第3回	○	新設	
		(2) 燃料体	棒状燃料（既設）	第3回	○	設計変更*1	
		(3) 減速材及び反射材	炉心（軽水）	第3回	○	新設	
		(4) 原子炉容器	原子炉容器（炉心タンク、格子板フレーム）	第3回	○	新設*1	
			原子炉容器（格子板）	第3回	○	新設*1	
		(5) 放射線遮蔽体	放射線遮蔽体（炉室（S）壁、床、天井）	第3回	○	設計変更*1	
		(6) その他の主要な事項	起動用中性子源	第3回	○	改造*1	
炉室フード（エアロック）	第1回			改造			
炉室フード	第2回			改造*1			
ロ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備	(1) 核燃料物質貯蔵設備	棒状燃料貯蔵設備、ウラン酸化物燃料貯蔵設備、使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備	第4回		改造*1	
			棒状燃料貯蔵設備Ⅱ	棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作等			新設*1
			溶液燃料貯蔵設備（配管）	第1回		改造	
			溶液燃料貯蔵設備、粉末燃料貯蔵設備	第2回		設計変更*1	
ハ 原子炉冷却系統施設	ホ 原子炉冷却系統施設		該当事項なし				
ニ 計測制御系統施設	ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備	(1) 計装	核計装（検出器、回路）	第3回	○	設計変更*1	
			核計装（検出器配置用治具）	第3回	○	新設*1	
			その他の主要な計装（最大給水制限スイッチ、給水停止・排水開始スイッチ）	第3回	○	新設*1	
			その他の主要な計装（炉室（S）放射線量率計、炉下室（S）放射線量率計、炉室線量率計盤）	第3回	○	追加要求*1	
			その他の主要な計装（監視操作盤、モニタ盤）	第3回	○	改造*1	
			その他の主要な計装（監視操作盤）	第3回	○	設計変更*1	
			その他の主要な計装（サーボ型水位計、高速流量計、低速流量計、炉心温度計、ダンプ槽温度計、ダンプ槽電導度計）	第3回	○	新設*1	
		(2) 安全保護回路	安全保護回路	第3回	○	改造*1	
		(3) 制御設備	安全板、安全板駆動装置、ガイドピン、給排水系、未臨界板	第3回	○	新設*1	

表1 STACY（定常臨界実験装置）施設の設工認申請対象の
施設区分、項目及び分割申請（2/3）

施設区分		項目	分割申請回数	今回申請	備考	
設工認申請	設置許可申請					
ニ 計測制御システム施設	へ 計測制御システム施設の構造及び設備	(4)非常用制御設備	該当事項なし			
		(5)その他の主要な事項	インターロック、警報回路	第3回	○	改造*1
			制御室等	第3回	○	追加要求*1
ホ 放射性廃棄物の廃棄施設	ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備	(1)気体廃棄物の廃棄施設	槽ベント設備B（配管）、槽ベント設備D（配管）	第1回		改造
			槽ベント設備B、槽ベント設備D、気体廃棄物処理設備、排気筒	第2回		設計変更*1
			槽ベント設備B	第4回		設計変更*1
			気体廃棄物処理設備	TRACY施設との系統隔離措置		改造
		(2)液体廃棄物の廃棄設備	極低レベル廃液系（配管）	第1回		改造
			中レベル廃液系、有機廃液系	第4回		設計変更
			中レベル廃液系、低レベル廃液系、極低レベル廃液系、有機廃液系（漏えい検知器、堰を含む）	第4回		追加要求*1
		(3)固体廃棄物の廃棄設備	保管廃棄設備	第2回		追加要求*1
へ 放射線管理施設	チ 放射線管理施設の構造及び設備	(1)屋内管理用	屋内管理用の主要な設備（ガンマ線エリアモニタのうち実験棟A取付箇所のを除く）	第2回		改造*1
			屋内管理用の主要な設備（ガンマ線エリアモニタのうち実験棟A取付箇所のもの）	棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作等		改造*1
		(2)屋外管理用	屋外管理用の主要な設備	第2回		改造*1
ト 原子炉格納施設	リ 原子炉格納施設の構造及び設備	(1)構造	炉室（S）	第2回		設計変更*1
		(2)設計圧力及び温度	炉室（S）換気空調設備（ダクト）	第1回		改造
			炉室（S）換気空調設備	第2回		設計変更*1
チ その他試験研究用等原子炉の附属施設	ヌ その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備	(1)非常用電源設備	非常用電源設備	棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作等		設計変更*1
		(2)主要な実験設備	可動装荷物駆動装置	第3回	○	新設*1

表1 STACY（定常臨界実験装置）施設の設工認申請対象の
施設区分、項目及び分割申請（3/3）

施設区分			項目	分割申請回数	今回申請	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の附属施設	ヌ その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備	(3) その他の主要な事項	共用換気空調設備（ダクト）、分析設備（GB貫通配管）	第1回		改造
			共用換気空調設備、分析設備、燃取補助設備、真空設備、圧縮空気設備、ホット分析機器試験設備、アルファ化学実験設備	第2回		設計変更*1
			プロセス冷却設備	第4回		追加要求*1
			燃取補助設備、真空設備	TRACY施設との系統隔離措置		改造
			実験棟A、B（遮蔽）	第3回	○	設計変更*1
			実験棟A	棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作等		設計変更*1
				実験棟A耐震改修		改修*1
			実験棟B	第2回		追加要求*1
			安全避難通路等、通信連絡設備、消火設備	棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作等		追加要求*1
			避雷設備	第3回		追加要求*1

*1：技術基準規則第8条（外部からの衝撃による損傷の防止）への適合性確認の申請を含む。

空白頁

添 付 書 類

添付書類

1. 申請に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

Ⅲ－19 原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

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

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」との適合性説明要否整理表

Ⅲ－9－2 反応度制御についての説明書

Ⅲ－9－3 反応度制御についての評価書

Ⅲ－9－3－(1) 炉心の核的設計計算書作成の基本方針

Ⅲ－9－3－(2) 基本炉心（1）の核的設計計算書

添付書類

1. 申請に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力
科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する
説明書

Ⅲ－19 原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

当該申請に係る設計及び工事の計画が「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」に記載された内容に整合していることを次に示す。

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）		設工認申請書	整合性																				
(1) 炉心		第1編 原子炉本体のうちI. 炉心 (1) 基本炉心（1） 【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】 3. 設 計 3.1 設計条件	基本炉心（1）の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。																				
構造	<ul style="list-style-type: none"> 炉心は、単一種類又は複数種類の燃料体（棒状燃料）等を炉心タンク内の格子板フレームに取り付けた格子板に垂直になるよう配列した後、減速材及び反射材（軽水。実験計画に応じて可溶性中性子吸収材を添加する。）を炉心タンクに給水することにより構成する。 棒状燃料の種類、本数及び配置、格子板フレーム・格子板の種類及び組合せ、炉心平均の減速材対燃料ペレット体積比並びに炉心温度は、炉心構成及び核的制限値の範囲内において、実験計画に基づき決定する。 原子炉停止系及び安全保護系の設計とあいまって、総合的な反応度フィードバックが正になる炉心でも安全に運転制御できるよう、炉心特性の変化範囲に制限を設ける。 	<table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>基本炉心（1）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>臨界水位</td> <td>40 cm以上 140 cm以下</td> </tr> <tr> <td>最大過剰反応度</td> <td>0.8 ドル</td> </tr> <tr> <td>給排水系による最大添加反応度</td> <td>0.3 ドル</td> </tr> <tr> <td>反応度添加率</td> <td>臨界近傍で3セント/s以下</td> </tr> <tr> <td>安全板による停止時の中性子実効増倍率</td> <td>0.985 以下</td> </tr> <tr> <td>最大反応度値を有する安全板1枚が挿入不能時の中性子実効増倍率</td> <td>0.995 以下</td> </tr> <tr> <td>減速材・反射材対燃料ペレット体積比</td> <td>0.9以上 11以下</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>70℃</td> </tr> <tr> <td>実験用装荷物による最大添加反応度</td> <td>0.3 ドル</td> </tr> </tbody> </table>		名称	基本炉心（1）	臨界水位	40 cm以上 140 cm以下	最大過剰反応度	0.8 ドル	給排水系による最大添加反応度	0.3 ドル	反応度添加率	臨界近傍で3セント/s以下	安全板による停止時の中性子実効増倍率	0.985 以下	最大反応度値を有する安全板1枚が挿入不能時の中性子実効増倍率	0.995 以下	減速材・反射材対燃料ペレット体積比	0.9以上 11以下	最高温度	70℃	実験用装荷物による最大添加反応度	0.3 ドル
名称	基本炉心（1）																						
臨界水位	40 cm以上 140 cm以下																						
最大過剰反応度	0.8 ドル																						
給排水系による最大添加反応度	0.3 ドル																						
反応度添加率	臨界近傍で3セント/s以下																						
安全板による停止時の中性子実効増倍率	0.985 以下																						
最大反応度値を有する安全板1枚が挿入不能時の中性子実効増倍率	0.995 以下																						
減速材・反射材対燃料ペレット体積比	0.9以上 11以下																						
最高温度	70℃																						
実験用装荷物による最大添加反応度	0.3 ドル																						
臨界水位	棒状燃料の有効長下端より40cm以上140cm以下の範囲																						
減速材対燃料ペレット体積比（炉心平均）	0.9 以上 11 以下																						
使用燃料体	・ウラン棒状燃料（ ^{235}U 濃縮度10wt%以下）は、単一種類又は複数種類のものを組み合わせて使用する。このとき、炉心の平均 ^{235}U 濃縮度は10wt%以下とする。																						
燃料体の最大挿入量	最大挿入量 720kgU 挿入本数 50本以上 900本以下 (ただし、棒状燃料の有効長下端より140cm超の給水によっても臨界とならない炉心については900本以下)																						
炉心特性範囲	・炉心の特性が第1表及び第2表に示す炉心特性範囲内であること。																						
主要な核的制限値	最大過剰反応度	0.8 ドル																					
	給水による最大添加反応度	0.3 ドル																					
	安全板による停止時の中性子実効増倍率	0.985 以下																					
	最大反応度値を有する安全板1枚が挿入不能の場合の中性子実効増倍率	0.995 以下																					
	制御設備による最大反応度添加率	3セント/s																					
	可動装荷物による最大反応度添加率	3セント/s																					
	可動装荷物の反応度値	0.3 ドル以下																					
主要な熱的制限値	70℃ 以下																						

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性																																																						
<p style="text-align: center;">第1表 核的制限値に関連する炉心特性値</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>炉心特性値</th> <th>最大値</th> <th>最小値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水位反応度係数 $\frac{d\rho}{dH}$ (ドル/mm)</td> <td>6.0×10^{-2}</td> <td>2.0×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>最大反応度添加率 相当給水流量 V_{lim}^* (ℓ/min)</td> <td>1915</td> <td>65</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">※炉心タンク内の水面の断面積を15%減として評価</p> <p style="text-align: center;">第2表 STACYで構成される炉心の動特性定数</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>動特性定数</th> <th>最大値</th> <th>最小値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>減速材温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)</td> <td>$+3.8 \times 10^{-4}$</td> <td>-3.7×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>減速材ボイド 反応度係数 ($\Delta k/k/vol\%$)</td> <td>$+3.7 \times 10^{-3}$</td> <td>-3.8×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>棒状燃料温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)</td> <td>-8.5×10^{-6}</td> <td>-4.1×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>即発中性子寿命 (s)</td> <td>8.4×10^{-5}</td> <td>6.9×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>実効遅発 中性子割合 (-)</td> <td>8.1×10^{-3}</td> <td>6.8×10^{-3}</td> </tr> </tbody> </table>	炉心特性値	最大値	最小値	水位反応度係数 $\frac{d\rho}{dH}$ (ドル/mm)	6.0×10^{-2}	2.0×10^{-3}	最大反応度添加率 相当給水流量 V_{lim}^* (ℓ/min)	1915	65	動特性定数	最大値	最小値	減速材温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	$+3.8 \times 10^{-4}$	-3.7×10^{-5}	減速材ボイド 反応度係数 ($\Delta k/k/vol\%$)	$+3.7 \times 10^{-3}$	-3.8×10^{-3}	棒状燃料温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	-8.5×10^{-6}	-4.1×10^{-5}	即発中性子寿命 (s)	8.4×10^{-5}	6.9×10^{-6}	実効遅発 中性子割合 (-)	8.1×10^{-3}	6.8×10^{-3}	<p style="text-align: center;">その他、設置変更許可申請書に定めた炉心特性の範囲（表1及び表2に示す。）で運転する。</p> <p style="text-align: center;">表1 核的制限値に関連する炉心特性値</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>炉心特性値</th> <th>最大値</th> <th>最小値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水位反応度係数 $\frac{d\rho}{dH}$ (ドル/mm)</td> <td>6.0×10^{-2}</td> <td>2.0×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>最大反応度添加率 相当給水流量 V_{lim}^* (ℓ/min)</td> <td>1915</td> <td>65</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">※炉心タンク内の水面の断面積を15%減として評価</p> <p style="text-align: center;">表2 STACYで構成される炉心の動特性定数</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>動特性定数</th> <th>最大値</th> <th>最小値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>減速材温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)</td> <td>$+3.8 \times 10^{-4}$</td> <td>-3.7×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>減速材ボイド 反応度係数 ($\Delta k/k/vol\%$)</td> <td>$+3.7 \times 10^{-3}$</td> <td>-3.8×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>棒状燃料温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)</td> <td>-8.5×10^{-6}</td> <td>-4.1×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>即発中性子寿命 (s)</td> <td>8.4×10^{-5}</td> <td>6.9×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>実効遅発 中性子割合 (-)</td> <td>8.1×10^{-3}</td> <td>6.8×10^{-3}</td> </tr> </tbody> </table>	炉心特性値	最大値	最小値	水位反応度係数 $\frac{d\rho}{dH}$ (ドル/mm)	6.0×10^{-2}	2.0×10^{-3}	最大反応度添加率 相当給水流量 V_{lim}^* (ℓ/min)	1915	65	動特性定数	最大値	最小値	減速材温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	$+3.8 \times 10^{-4}$	-3.7×10^{-5}	減速材ボイド 反応度係数 ($\Delta k/k/vol\%$)	$+3.7 \times 10^{-3}$	-3.8×10^{-3}	棒状燃料温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	-8.5×10^{-6}	-4.1×10^{-5}	即発中性子寿命 (s)	8.4×10^{-5}	6.9×10^{-6}	実効遅発 中性子割合 (-)	8.1×10^{-3}	6.8×10^{-3}	
炉心特性値	最大値	最小値																																																						
水位反応度係数 $\frac{d\rho}{dH}$ (ドル/mm)	6.0×10^{-2}	2.0×10^{-3}																																																						
最大反応度添加率 相当給水流量 V_{lim}^* (ℓ/min)	1915	65																																																						
動特性定数	最大値	最小値																																																						
減速材温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	$+3.8 \times 10^{-4}$	-3.7×10^{-5}																																																						
減速材ボイド 反応度係数 ($\Delta k/k/vol\%$)	$+3.7 \times 10^{-3}$	-3.8×10^{-3}																																																						
棒状燃料温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	-8.5×10^{-6}	-4.1×10^{-5}																																																						
即発中性子寿命 (s)	8.4×10^{-5}	6.9×10^{-6}																																																						
実効遅発 中性子割合 (-)	8.1×10^{-3}	6.8×10^{-3}																																																						
炉心特性値	最大値	最小値																																																						
水位反応度係数 $\frac{d\rho}{dH}$ (ドル/mm)	6.0×10^{-2}	2.0×10^{-3}																																																						
最大反応度添加率 相当給水流量 V_{lim}^* (ℓ/min)	1915	65																																																						
動特性定数	最大値	最小値																																																						
減速材温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	$+3.8 \times 10^{-4}$	-3.7×10^{-5}																																																						
減速材ボイド 反応度係数 ($\Delta k/k/vol\%$)	$+3.7 \times 10^{-3}$	-3.8×10^{-3}																																																						
棒状燃料温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	-8.5×10^{-6}	-4.1×10^{-5}																																																						
即発中性子寿命 (s)	8.4×10^{-5}	6.9×10^{-6}																																																						
実効遅発 中性子割合 (-)	8.1×10^{-3}	6.8×10^{-3}																																																						

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性																																	
	<p>3.2 設計仕様</p> <table border="1" data-bbox="1430 310 2407 1054"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th colspan="2">基本炉心（1）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">使用格子板の格子間隔</td> <td>15 mm（四角格子）</td> <td>12.7 mm（四角格子）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">使用燃料体</td> <td>種類</td> <td colspan="2">ウラン棒状燃料</td> </tr> <tr> <td>²³⁵U濃縮度</td> <td colspan="2">5 wt%</td> </tr> <tr> <td>装荷本数</td> <td colspan="2">50本以上400本以下 ただし、140cm超の給水によっても臨界とならない場合は400本以下</td> </tr> <tr> <td colspan="2">減速材、反射材</td> <td colspan="2">軽水（実験計画に応じて可溶性中性子吸収材（ボロン）を添加）</td> </tr> <tr> <td colspan="2">制御材</td> <td colspan="2">減速材、反射材（軽水）に加え、安全板</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">関連主要設備</td> <td>計装</td> <td colspan="2">最大給水制限スイッチ（2系統） 給水停止スイッチ（2系統） 排水開始スイッチ（1系統）</td> </tr> <tr> <td>制御設備</td> <td colspan="2">給排水系、安全板（2～4枚）</td> </tr> </tbody> </table> <p>格子板は、実験計画に応じて交換して使用する。格子板には棒状燃料挿入孔を設けたドライバ領域の中央部に矩形のテスト領域を設け、実験計画に応じて別途製作するテスト領域用アタッチメントと付替えることができる構造とする。なお、格子板（アタッチメントを含む。）については、本申請の第1編原子炉本体のIV. 格子板に記載するものを用いる。</p> <p>使用燃料体は、平成4年5月1日付け4安(原規)第56号で認可され、本申請の第1編原子炉本体のII. 燃料体で設計条件の変更に係る申請をした既設のウラン棒状燃料を用いる。</p> <p>関連主要設備の計装は、本申請の第2編計測制御系統施設のII. その他の主要な計装に記載するものを用いる。制御設備は、本申請の第2編計測制御系統施設のIV. 制御設備に記載するものを用いる。</p> <p>運転に当たり、炉心が核的制限値を満足し、かつ設置変更許可申請書に定めた炉心特性の範囲（表1及び表2に示す。）になるよう、原則として計算解析により評価し、確認する。計算解析の方針は添付書類III-9-3「反応度制御についての評価書」に従うものとし、確認の手順は原子力科学研究所原子炉施設保安規定（その下部規定も含む。）に定め、遵守する。</p>	名称		基本炉心（1）		使用格子板の格子間隔		15 mm（四角格子）	12.7 mm（四角格子）	使用燃料体	種類	ウラン棒状燃料		²³⁵ U濃縮度	5 wt%		装荷本数	50本以上400本以下 ただし、140cm超の給水によっても臨界とならない場合は400本以下		減速材、反射材		軽水（実験計画に応じて可溶性中性子吸収材（ボロン）を添加）		制御材		減速材、反射材（軽水）に加え、安全板		関連主要設備	計装	最大給水制限スイッチ（2系統） 給水停止スイッチ（2系統） 排水開始スイッチ（1系統）		制御設備	給排水系、安全板（2～4枚）		
名称		基本炉心（1）																																	
使用格子板の格子間隔		15 mm（四角格子）	12.7 mm（四角格子）																																
使用燃料体	種類	ウラン棒状燃料																																	
	²³⁵ U濃縮度	5 wt%																																	
	装荷本数	50本以上400本以下 ただし、140cm超の給水によっても臨界とならない場合は400本以下																																	
減速材、反射材		軽水（実験計画に応じて可溶性中性子吸収材（ボロン）を添加）																																	
制御材		減速材、反射材（軽水）に加え、安全板																																	
関連主要設備	計装	最大給水制限スイッチ（2系統） 給水停止スイッチ（2系統） 排水開始スイッチ（1系統）																																	
	制御設備	給排水系、安全板（2～4枚）																																	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>9. 試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項</p> <p>試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項について、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）は、次の品質管理体制の計画（以下「品質管理計画」という。）に定める要求事項に従って、保安活動の計画、実施、評価及び改善を行う。</p> <p style="text-align: center;">【品質管理計画】</p> <p>1. 目的 機構は、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）に基づき、原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制を品質マネジメントシステムとして構築し、原子力の安全を確保する。</p> <p>2. 適用範囲 本品質管理計画は、原子炉施設において実施する保安活動に適用する。</p> <p>3. 定義 本品質管理計画における用語の定義は、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈に従うものとする。</p>	<p style="text-align: center;">原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書 (QS-P10)</p> <p>1. 目的 本品質マネジメント計画書は、原子力科学研究所(以下「研究所」という。)の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。)における保安活動に関して、「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。)並びに原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則(令和2年原子力規制委員会規則第2号)に基づき、原子炉施設等の安全の確保・維持・向上を図るための保安活動に係る品質マネジメントシステムを構築し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的として定める。</p> <p>2. 適用範囲 本品質マネジメント計画書の第4章から第8章までは、建設段階、運転段階及び廃止段階の原子炉施設等において実施する保安活動に適用する。第9章は、使用施設等(令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しないものに限る。)について適用する。</p> <p>3. 定義 本品質マネジメント計画書における用語の定義は、次の事項を除き、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈並びに JIS Q 9000 : 2015 品質マネジメントシステム－基本及び用語に従うものとする。</p> <p>(1) 本部 機構の本部組織(以下「本部」という。)は、統括監査の職、安全・核セキュリティ統括本部長、安全管理部長、契約部長をいう。</p> <p>(2) 部長 原子力施設検査室長、保安管理部長、工務技術部長、放射線管理部長、研究炉加速器技術部長、臨界ホット試験技術部長及びバックエンド技術部長をいう。</p>	<p>原子炉施設変更許可申請書（共通編本文）に記載した品質管理計画を受け、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）」に適合するように策定した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書(QS-P10)」により設計及び工事の品質管理を行うため整合している。</p>

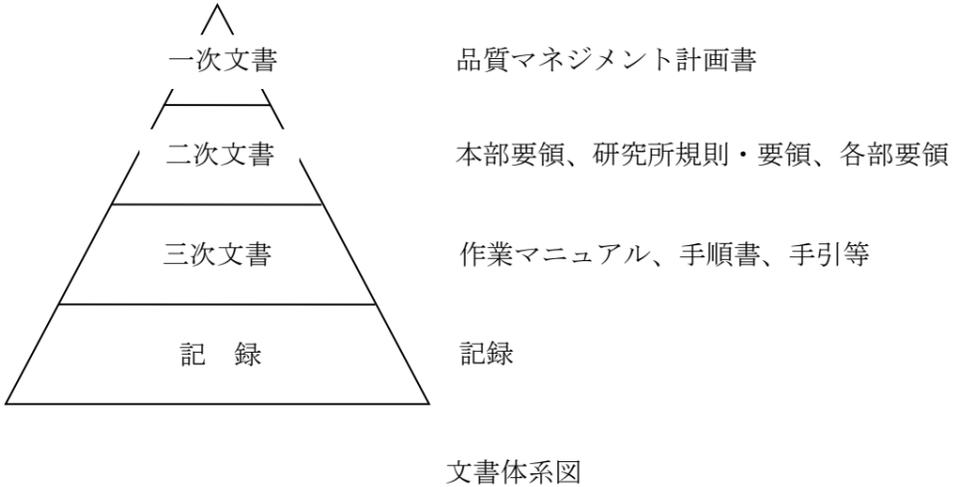
原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 一般要求事項</p> <p>(1) 保安に係る各組織は、本品質管理計画に従い、保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その有効性を維持するために、継続的に改善する。</p> <p>(2) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを構築し、運用する。その際、次の事項を考慮する。</p> <p>a) 原子炉施設、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度</p> <p>b) 原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ</p> <p>c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行された場合に起こり得る影響</p> <p>(3) 保安に係る各組織は、原子炉施設に適用される関係法令及び規制要求事項を明確にし、品質マネジメントシステムに必要な文書に反映する。</p> <p>(4) 保安に係る各組織は、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。また、保安活動の各プロセスにおいて次の事項を実施する。</p> <p>a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスにより達成される結果を明確にする。</p> <p>b) プロセスの順序及び相互関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を明確にする。</p> <p>c) 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、必要な保安活動の状況を示す指標（該当する安全実績指標を含む。以下「保安活動指標」という。）並びに判断基準及び方法を明確にする。</p> <p>d) プロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。</p> <p>e) プロセスの運用状況を監視及び測定し、分析する。ただし、監視及び測定することが困難な場合は、この限りでない。</p> <p>f) プロセスについて、業務の計画どおりの結果を得るため、かつ、有効性を維持するために必要な処置（プロセスの変更を含む。）を行う。</p> <p>g) プロセス及び組織を品質マネジメントシステムと整合のとれたものにする。</p> <p>h) 意思決定のプロセスにおいて対立が生じた場合には、原子力の安全が確保され</p>	<p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 一般要求事項</p> <p>(1) 保安に係る各組織は、本品質マネジメント計画書に従い、保安活動に係る品質マネジメントシステムを構築し、文書化し、実施し、維持するとともに、その有効性を評価し、継続的に改善する。</p> <p>(2) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを構築し、運用する。その際、次の事項を考慮する。</p> <p>a) 原子炉施設等、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度</p> <p>b) 原子炉施設等若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ</p> <p>c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行された場合に起こり得る影響</p> <p>(3) 保安に係る各組織は、原子炉施設等に適用される関係法令及び規制要求事項を明確にし、品質マネジメントシステムに必要な文書に反映する。</p> <p>(4) 保安に係る各組織は、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。また、保安活動の各プロセスにおいて次の事項を実施する。図4.1に基本プロセスと各組織への適用に関する「品質マネジメントシステム体系図」を示す。</p> <p>a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスにより達成される結果を明確にする。</p> <p>b) これらのプロセスの順序及び相互関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を明確にする。図4.2に本品質マネジメント計画書の「品質マネジメントシステムプロセス関連図」を示す。</p> <p>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、必要な保安活動の状況を示す指標（該当する安全実績指標を含む。以下「保安活動指標」という。）並びに判断基準及び方法を明確にする。（5.4.1、7.1、8.2.3、8.2.4参照）</p> <p>d) これらのプロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。（8.2.3参照）</p> <p>e) これらのプロセスの運用状況を監視及び測定し、分析する。ただし、監視及び測定することが困難な場合は、この限りでない。</p> <p>f) これらのプロセスについて、「7.1業務の計画」どおりの結果を得るため、かつ、有効性を維持するために必要な処置（プロセスの変更を含む。）を行う。</p> <p>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整合のとれたものにする。</p> <p>h) 意思決定のプロセスにおいて対立が生じた場合には、原子力の安全が確保され</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>るように適切に解決する。これにはセキュリティ対策と原子力の安全に係る対策とが互いに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。</p> <p>i) 健全な安全文化を育成し、維持するための取組を実施する。</p> <p>(5) 保安に係る各組織は、業務・原子炉施設に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を明確にし、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。</p> <p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>品質マネジメントシステムに関する文書について、保安活動の重要度に応じて作成し、次の文書体系の下に管理する。</p> <p>(1) 品質方針及び品質目標</p> <p>(2) 品質マニュアル</p> <p>(3) 規則が要求する手順</p> <p>(4) 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必要と判断した指示書、図面等を含む文書</p>	<p>るように適切に解決する。これにはセキュリティ対策と原子力の安全に係る対策とが互いに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。(7.2.2、7.5.2参照)</p> <p>i) 健全な安全文化を育成し、維持するための取組を実施する。これは、技術的、人的及び組織的な要因の相互作用を適切に考慮して、効果的な取組を通じて、次の状態を目指すことをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力の安全及び安全文化の理解が組織全体で共通のものとなっている。 ・風通しの良い組織文化が形成されている。 ・要員が、自らが行う原子力の安全に係る業務について理解して遂行し、その業務に責任を持っている。 ・全ての活動において、原子力の安全を考慮した意思決定が行われている。 ・要員が、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を持ち、原子力の安全に対する自己満足を戒めている。 ・原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある問題が速やかに報告され、報告された問題が対処され、その結果が関係する要員に共有されている。 ・安全文化に関する内部監査及び自己評価の結果を組織全体で共有し、安全文化を改善するための基礎としている。 ・原子力の安全には、セキュリティが関係する場合があることを認識して、要員が必要なコミュニケーションを取っている。 <p>(5) 保安に係る各組織は、業務・原子炉施設等に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を「7.4 調達」に従って明確にし、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。(6.参照)</p> <p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>理事長、安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムに関する文書について、保安活動の重要度に応じて作成し、次の文書体系の下に管理する。また、表4.2.1に原子炉施設等に係る品質マネジメントシステム文書を示す。</p> <p>(1) 品質方針及び品質目標</p> <p>(2) 一次文書 本品質マネジメント計画書</p> <p>(3) 二次文書 この計画書が要求する手順及び組織が必要と判断した規則等の文書及び記録</p> <p>(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、二</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>理事長は、本品質管理計画に基づき、品質マニュアルとして、次の事項を含む品質マネジメント計画を策定し、維持する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。） b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項 c) 品質マネジメントシステムのために作成した文書の参照情報 d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係 <p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理し、不適切な使用又は変更を防止する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、適切な品質マネジメント文書が利用できるよう、次に掲げる管理の方法を定めた手順を作成する。これには、文書改定時等の必要な時に当該文書作成時に使用した根拠等の情報が確認できることを含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書の妥当性をレビューし、承認する。 b) 文書は定期的に改定の必要性についてレビューする。また、改定する場合は、文書作成時と同様の手続で承認する。 c) 文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要 	<p>次文書以外に組織が必要と判断した指示書、図面等を含む文書及び記録</p> <div style="text-align: center;">  <p>文書体系図</p> </div> <p>4.2.2 品質マネジメント計画書</p> <p>理事長は、次の事項を含む本品質マネジメント計画書を策定し、必要に応じ見直し、維持する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。） b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項 c) 品質マネジメントシステムのために作成した文書の参照情報 d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係 <p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 安全管理部長、契約部長、統括監査の職、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理し、次の事項を含め、不適切な使用又は変更を防止する。ただし、記録となる文書は、「4.2.4 記録の管理」に規定する要求事項に従って管理する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 文書の組織外への流出等の防止 b) 品質マネジメント文書の発行及び改定に係る審査の結果、当該審査の結果に基づき講じた措置並びに当該発行及び改定を承認した者に関する情報の維持 <p>(2) 安全管理部長は、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、次に掲げる業務に必要な管理の手順を規定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書の妥当性をレビューし、承認する。 b) 文書は定期的に改定の必要性についてレビューする。また、改定する場合は、文書作成時と同様の手続で承認する。 c) 文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要 	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>員を参加させる。</p> <p>d) 文書の変更内容の識別及び最新の改定版の識別を確実にする。</p> <p>e) 該当する文書の最新の改定版又は適切な版が、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。</p> <p>f) 文書は、読みやすかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>g) 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。</p> <p>h) 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、適切に識別し、管理する。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、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記録の対象を明確にし、管理する。また、記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する管理の方法を定めた手順を作成する。</p> <p>5. 経営者等の責任</p> <p>5.1 経営者の関与</p> <p>理事長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任をもって品質マネジメントシステムの構築、実施及びその有効性を継続的に改善していることを実証するために、次の事項を行う。</p> <p>a) 品質方針を設定する。</p> <p>b) 品質目標が設定されていることを確実にする。</p> <p>c) 要員が、健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整える。</p> <p>d) マネジメントレビューを実施する。</p> <p>e) 資源が使用できることを確実にする。</p> <p>f) 関係法令・規制要求事項を遵守すること及び原子力の安全を確保することの重要性を、組織内に周知する。</p> <p>g) 保安活動に関して、担当する業務について理解し遂行する責任を持つことを要員に認識させる。</p> <p>h) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、優先順位及び説明</p>	<p>員を参加させる。</p> <p>d) 文書の変更内容の識別及び最新の改定版の識別を確実にする。</p> <p>e) 該当する文書の最新の改定版又は適切な版が、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。</p> <p>f) 文書は、読みやすかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>g) 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。</p> <p>h) 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、適切に識別し、管理する。</p> <p>i) 文書の改定時等の必要な時に文書作成時に使用した根拠等が確認できるようにする。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 安全管理部長、契約部長、統括監査の職、所長、部長及び課長は、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記録の対象を明確にし、管理する。</p> <p>(2) 安全管理部長は、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、次に掲げる管理の手順を規定する。</p> <p>a) 記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する管理を行う。</p> <p>b) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。</p> <p>5. 経営者等の責任</p> <p>5.1 経営者の関与</p> <p>理事長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムの構築、実施及びその有効性を継続的に改善していることを実証するために、次の事項を行う。</p> <p>a) 品質方針を設定する。(5.3 参照)</p> <p>b) 品質目標が設定されていることを確実にする。(5.4.1 参照)</p> <p>c) 要員が、健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整える。</p> <p>d) マネジメントレビューを実施する。(5.6 参照)</p> <p>e) 資源が使用できることを確実にする。(6. 参照)</p> <p>f) 関係法令・規制要求事項を遵守すること及び原子力の安全を確保することの重要性を、組織内に周知する。</p> <p>g) 保安活動に関して、担当する業務について理解し、遂行する責任を持つことを要員に認識させる。</p> <p>h) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、優先順位及び説明</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>する責任を考慮して確実に行われるようにする。</p> <p>5.2 原子力の安全の重視</p> <p>理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。</p> <p>5.3 品質方針</p> <p>理事長は、次に掲げる事項を満たす品質方針を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するものを含む。</p> <p>a) 組織の目的及び状況に対して適切である。</p> <p>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して責任を持って関与することを含む。</p> <p>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。</p> <p>d) 組織全体に伝達され、理解される。</p> <p>e) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 理事長は、保安に係る組織において、毎年度、品質目標（業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要な目標を含む。）を設定されていることを確実にする。また、保安活動の重要度に応じて、品質目標を達成するための計画が作成されることを確実にする。</p> <p>(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合がとれていることを確実にする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(1) 理事長は、4.1項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの実施に当たっての計画を策定する。</p> <p>(2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む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、管理責任者を通じて、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</p>	<p>する責任を考慮して確実に行われるようにする。</p> <p>5.2 原子力の安全の重視</p> <p>理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設等に対する要求事項(7.2.1及び8.2.1参照)に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。</p> <p>5.3 品質方針</p> <p>理事長は、次に掲げる事項を満たす「原子力安全に係る品質方針」を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するもの（技術的、人的及び組織的要因並びにそれらの間の相互作用が原子力の安全に対して影響を及ぼすものであることを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定する。）及び施設管理に関する方針を含む。</p> <p>a) 組織の目的及び状況に対して適切である。</p> <p>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して責任を持って関与することを含む。</p> <p>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。</p> <p>d) 組織全体に伝達され、理解される。</p> <p>e) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 理事長は、安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長に、毎年度、品質目標（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目標（7.1(4)b参照）を含む。）を設定されていることを確実にする。また、保安活動の重要度に応じて、次の事項を含む品質目標を達成するための計画（7.1(4)参照）が作成されることを確実にする。</p> <p>a) 実施事項</p> <p>b) 必要な資源</p> <p>c) 責任者</p> <p>d) 実施事項の完了時期</p> <p>e) 結果の評価方法</p> <p>(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合がとれていることを確実にする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(1) 理事長は、4.1項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持について、本品質マネジメント計画書を策定する。</p> <p>(2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む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、管理責任者を通じて、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、整合がとれていることをレビューする</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>一することにより確実にする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。</p> <p>a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持</p> <p>c) 資源の利用可能性</p> <p>d) 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>理事長は、保安に係る組織の責任及び権限を明確にする。</p> <p>また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行するようにする。</p>	<p>ことにより確実にする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。</p> <p>a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持</p> <p>c) 資源の利用可能性</p> <p>d) 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>理事長は、原子炉施設等の保安規定に定める保安管理体制に基づき、保安に係る組織を図5.5.1保安管理組織図に定め、各組織の責任と権限を次のとおり定め、各組織を通じて全体に周知し、保安活動に係る要員が理解することを確実にする。</p> <p>また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書(4.2.1参照)を定めさせ、保安に係る各組織の要員が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持って業務を遂行するようにする。</p> <p>(1) 理事長 理事長は、原子炉施設等の保安に係る業務を総理する。</p> <p>(2) 統括監査の職 統括監査の職は、原子炉施設等の品質マネジメント活動に関する内部監査に係る業務を行う。</p> <p>(3) 管理責任者 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本部担当理事、研究所においては原子力科学研究所担当理事（以下「研究所担当理事」という。）とする。各管理責任者は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを管理し、維持すること等を確実にする責任と権限を有する。（5.5.2参照）</p> <p>(4) 安全・核セキュリティ統括本部長 安全・核セキュリティ統括本部長は、理事長を補佐し、安全管理部長が行う本部としての指導、支援活動及び機構内の総合調整を統理する。また、保安上必要な場合は、理事長への意見具申及び理事長指示に基づく必要な措置を講ずる。</p> <p>(5) 安全管理部長 安全管理部長は、原子炉施設等における品質マネジメント活動に関して行う指導、支援及び機構内の総合調整の業務、本部の品質マネジメント活動に係る業務並びに中央安全審査・品質保証委員会の庶務に関する業務を行う。</p> <p>(6) 契約部長 契約部長は、原子炉施設等の調達管理に関する本部契約に係る業務を行う。</p> <p>(7) 研究所担当理事</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>5.5.2 管理責任者</p> <p>(1) 理事長は、保安活動の実施部門の長、監査プロセスの長を管理責任者として任命する。また、理事長は、本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者を本部の管理者の中から任命する。</p> <p>(2) 管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、それぞれの領域において次に示す責任及び権限をもつ。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>c) 組織全体にわたって、安全文化を育成し、維持することにより、原子力の安</p>	<p>研究所担当理事は、理事長を補佐し、原子炉施設等の保安に係る業務を統理する。</p> <p>(8) 原子炉主任技術者 原子炉主任技術者は、所掌する原子炉施設の運転に関する保安の監督を行う。</p> <p>(9) 所長 所長は、原子炉施設等の保安に係る業務を統括する。</p> <p>(10) 核燃料取扱主任者 核燃料取扱主任者は、所掌する使用施設等に関する保安の監督を行う。</p> <p>(11) 廃止措置施設保安主務者 廃止措置施設保安主務者は、研究所における原子炉施設の廃止措置に関する保安の監督を行う。</p> <p>(12) 部長 部長は、所掌する部署における品質保証活動を統括するとともに、推進する。</p> <p>(13) 課長 課長は、所掌する課における品質保証活動を行う。</p> <p>(14) 中央安全審査・品質保証委員会 中央安全審査・品質保証委員会は、理事長の諮問に応じ、品質保証活動の基本事項等について審議し、答申する。</p> <p>(15) 原子炉施設等安全審査委員会 原子炉施設等安全審査委員会は、所長からの諮問に応じ、原子炉施設の安全性の評価、設計内容等の妥当性を審議し、答申する。</p> <p>(16) 使用施設等安全審査委員会 使用施設等安全審査委員会は、所長からの諮問に応じ、使用施設等の安全性の評価、設計内容等の妥当性を審議し、答申する。</p> <p>(17) 品質保証推進委員会 品質保証推進委員会は、研究所における品質保証活動の基本的事項について審議する。</p> <p>5.5.2 管理責任者</p> <p>管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、それぞれの領域において次に示す責任及び権限をもつ。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>c) 組織全体にわたって、安全文化を育成し、維持することにより、原子力の安</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>全を確保するための認識を高めることを確実にする。</p> <p>d) 関係法令を遵守する。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 理事長は、管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。また、必要に応じて、管理者に代わり、個別業務のプロセスを管理する責任者を置く場合は、その責任及び権限を文書で明確にする。</p> <p>a) 業務の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。</p> <p>b) 業務に従事する要員の、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。</p> <p>c) 成果を含む業務の実施状況について評価する。</p> <p>d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。</p> <p>e) 関係法令を遵守する。</p> <p>(2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a) 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。</p> <p>b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。</p> <p>c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。</p> <p>d) 要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにする。</p> <p>e) 要員が、積極的に業務の改善への貢献を行えるようにする。</p> <p>(3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取り組むべき改善の機会を捉えるため、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、自己評価（安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。）を実施する。</p> <p>5.5.4 内部コミュニケーション</p> <p>理事長は、保安に係る組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にする。また、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。</p>	<p>全を確保するための認識を高めることを確実にする。</p> <p>d) 関係法令を遵守する。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 理事長は、5.5.1に定める管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。</p> <p>a) 業務の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。</p> <p>b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設等に対する要求事項についての認識を高める。</p> <p>c) 成果を含む業務の実施状況について評価する（5.4.1及び8.2.3参照）。</p> <p>d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。</p> <p>e) 関係法令を遵守する。</p> <p>(2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a) 品質目標（5.4.1参照）を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。</p> <p>b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。</p> <p>c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。</p> <p>d) 要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設等の保安に関する問題の報告を行えるようにする。</p> <p>e) 要員が、積極的に業務の改善への貢献を行えるようにする。</p> <p>(3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取り組むべき改善の機会を捉えるため、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、自己評価（安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。）を実施する。</p> <p>5.5.4 内部コミュニケーション</p> <p>(1) 理事長は、組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にするため、機構に中央安全審査・品質保証委員会を置くとともに、安全・核セキュリティ統括本部長、安全管理部長、統括監査の職、契約部長、研究所担当理事、所長、部長及び課長に必要な会議、連絡書等を利用して保安に係る情報交換を行わせる。また、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設等の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。</p> <p>(2) 安全管理部長は、「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</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(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(年度末及び必要に応じて)、マネジメントレビューを実施する。</p> <p>(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。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>管理責任者は、マネジメントレビューへのインプット情報として、次の事項を含め報告する。</p> <p>a) 内部監査の結果</p> <p>b) 組織の外部の者からの意見</p> <p>c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）</p> <p>d) 使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果</p> <p>e) 安全文化を育成し、維持するための取組の実施状況（安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。）</p> <p>f) 関係法令の遵守状況</p> <p>g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況</p> <p>h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ</p> <p>i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更</p> <p>j) 改善のための提案</p> <p>k) 資源の妥当性</p> <p>l) 保安活動の改善のために実施した処置の有効性</p>	<p>品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。</p> <p>(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、品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(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、「マネジメントレビュー実施要領」に基づき、年1回以上(年度末及び必要に応じて)、マネジメントレビューを実施する。</p> <p>(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。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>(1) マネジメントレビューへのインプットには次の情報を含むものとする。</p> <p>a) 内部監査の結果</p> <p>b) 組織の外部の者からの意見</p> <p>c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）</p> <p>d) 使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果</p> <p>e) 安全文化を育成し、維持するための取組の実施状況（安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。）</p> <p>f) 関係法令の遵守状況</p> <p>g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況（組織の内外で得られた知見（技術的な進歩により得られたものを含む。）及び不適合その他の事象から得られた教訓を含む。）</p> <p>h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ</p> <p>i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更</p> <p>j) 改善のための提案</p> <p>k) 資源の妥当性</p> <p>l) 保安活動の改善のために実施した処置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内外の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む（8.5.2(3)a）において同じ。）の有効性</p> <p>(2) 所長は、各部長に指示して、所掌する業務に関して、前項に定める事項を提出させ、その内容を整理した上で研究所の管理責任者に報告する。</p> <p>(3) 研究所の管理責任者は、前項の内容を確認・評価する。</p> <p>(4) 監査プロセスの管理責任者は、監査プロセスにおけるインプット情報を確認・</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <p>(1) 理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、管理責任者に必要な改善を指示する。</p> <p>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</p> <p>b) 業務の計画及び実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善</p> <p>e) 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(3) 管理責任者は、(1)項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>保安に係る組織は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。</p> <p>(1) 人的資源（要員の力量）</p> <p>(2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。</p> <p>(2) 保安に係る組織の要員には、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、力量のある者を充てる。</p> <p>(3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力</p>	<p>評価する。</p> <p>(5) 本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者は、本部におけるインプット情報を確認・評価する。</p> <p>(6) 各管理責任者は、マネジメントレビューの会議を通して理事長にインプット情報を報告する。</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <p>(1) 理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、管理責任者に必要な改善を指示する。</p> <p>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</p> <p>b) 業務の計画及び実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善</p> <p>e) 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(3) 管理責任者は、(1)項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。</p> <p>(4) 理事長は、本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者を通じて、上記(1)の指示に対する処置状況を確認する。</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>理事長、安全・核セキュリティ統括本部長、安全管理部長、契約部長、研究所担当理事、所長及び部長は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。</p> <p>(1) 人的資源（要員の力量）</p> <p>(2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>(1) 理事長、安全・核セキュリティ統括本部長、安全管理部長、統括監査の職、契約部長、研究所担当理事、所長、部長及び課長は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。</p> <p>(2) 保安に係る各組織の要員には、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、力量のある者を充てる。</p> <p>(3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>量を明確にすることを確実にする。</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>(1) 保安に係る組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次の事項を確実に実施する。</p> <p>a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。</p> <p>c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。</p> <p>e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する。</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等について業務に必要なプロセスの計画を策定する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、個別業務の計画と、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（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、業務の計画の策定及び変更にあたっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。</p>	<p>量を明確にすることを確実にする。（7.1、7.4.2及び7.5.2参照）</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>(1) 部長は、要員の力量を確保するために、教育・訓練に関する管理要領を定め、保安活動の重要度に応じて、次の事項を確実に実施する。</p> <p>a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。</p> <p>c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。</p> <p>e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(2) 理事長は、監査員の力量について、「原子力安全監査実施要領」に定める。</p> <p>(3) 安全管理部長は、本部における原子力の安全に影響を及ぼす業務のプロセスを明確にし、(1)項のa)からe)に準じた管理を行う。</p> <p>6.3 インフラストラクチャ</p> <p>部長及び課長は、インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系をいう。）を「7.1業務の計画」にて明確にし、これを維持管理する。</p> <p>6.4 作業環境</p> <p>部長及び課長は、保安のために業務に必要な作業環境を「7.1業務の計画」にて明確にし、運営管理する。なお、この作業環境には、作業場所の放射線量、温度、照度及び狭隘の程度など作業に影響を及ぼす可能性がある事項を含む。</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 所長及び部長は、原子炉施設等ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等（保安規定に基づく保安活動）について業務に必要なプロセスの計画又は要領（二次文書）を表4.2.1のとおり策定する。</p> <p>(2) 部長及び課長は、業務に必要なプロセスの計画又は要領（二次文書）に基づき、個別業務に必要な計画（三次文書：マニュアル、手引、手順等）を作成して、業務を実施する。</p> <p>(3) 上記(1)、(2)の業務の計画は、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（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。</p> <p>(4) 所長、部長及び課長は、業務の計画の策定及び変更（プロセス及び組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセス及び組織の軽微な変更を含む。）を含む。）に当たっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 業務・原子炉施設に対する品質目標及び要求事項</p> <p>c) 業務・原子炉施設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</p> <p>d) 業務・原子炉施設のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準</p> <p>e) 業務・原子炉施設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</p> <p>(4) 保安に係る組織は、業務の計画を、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。</p> <p>7.2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化 保安に係る組織は、次に掲げる事項を要求事項として明確にする。</p> <p>a) 業務・原子炉施設に関連する法令・規制要求事項</p> <p>b) 明示されていないが、業務・原子炉施設に必要な要求事項</p> <p>c) 組織が必要と判断する追加要求事項</p> <p>7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューでは、次の事項について確認する。</p> <p>a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。</p> <p>b) 業務・原子炉施設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。</p> <p>c) 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項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作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改定する。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。</p> <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション 保安に係る組織は、原子力の安全に関して組織の外部の者と適切なコミュニケーションを図るため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。</p>	<p>a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 業務・原子炉施設等に対する品質目標及び要求事項</p> <p>c) 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</p> <p>d) 業務・原子炉施設等のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準</p> <p>e) 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（4.2.4参照）</p> <p>(5) 業務の計画は、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。</p> <p>(6) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長は、本部において原子炉施設等の保安活動を支援するその他業務がある場合、該当する業務のプロセスを明確にし、上記(1)から(5)項までに準じて業務の計画を策定し、管理する。</p> <p>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</p> <p>7.2.1 業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化 所長、部長及び課長は、次の事項を「7.1 業務の計画」において明確にする。</p> <p>a) 業務・原子炉施設等に関連する法令・規制要求事項</p> <p>b) 明示されていないが、業務・原子炉施設等に必要な要求事項</p> <p>c) 組織が必要と判断する追加要求事項（安全基準等）</p> <p>7.2.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項のレビュー</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。</p> <p>(2) レビューでは、次の事項について確認する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>c) 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(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作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(4) 所長、部長及び課長は、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、関連する文書を改定する。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。</p> <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション 所長、部長及び課長は、原子力の安全に関して、規制当局との面談、原子力規制検査等を通じて監督官庁並びに地元自治体との適切なコミュニケーションを図る</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>7.3 設計・開発</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。この設計・開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のために重要な手順書等に関する設計・開発を含む。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。</p> <p>a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度</p> <p>b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制</p> <p>c) 設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限</p> <p>d) 設計開発に必要な内部及び外部の資源</p> <p>(3) 保安に係る組織は、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を確実にするために、設計・開発に関与する関係者(他部署を含む。)間のインタフェースを運営管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。</p> <p>7.3.2 設計・開発へのインプット</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。インプットには次の事項を含める。</p> <p>a) 機能及び性能に関する要求事項</p> <p>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</p> <p>c) 適用される法令・規制要求事項</p> <p>d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>(2) 保安に係る組織は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。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ようにする。</p>	<p>ため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。これには、次の事項を含む。</p> <p>a)組織の外部の者と効果的に連絡し、適切に情報を通知する方法</p> <p>b)予期せぬ事態に おける組織の外部の者との時宜を得た効果的な連絡方法</p> <p>c)原子力の安全に関連する必要な情報を組織の外部の者に確実に提供する方法</p> <p>d)原子力の安全に関連する組織の外部の者の懸念や期待を把握し、意思決定において適切に考慮する方法</p> <p>7.3 設計・開発</p> <p>所長又は設計・開発を行う部長は、原子炉施設等の改造、更新等に関する設計・開発を適切に実施するため、設計・開発に関する管理要領を定め、次の事項を管理する。</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、原子炉施設等の設計・開発の計画（不適合及び予期せぬ事象の発生等を未然に防止するための活動（4.1(2)c）の事項を考慮して行うものを含む。）を行うことを含む。）を策定し、管理する。この設計・開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のために重要な手順書等に関する設計・開発を含む。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。</p> <p>a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度</p> <p>b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制</p> <p>c) 設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限</p> <p>d) 設計開発に必要な内部及び外部の資源</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、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を確実にするために、設計・開発に関与する関係者(他部署を含む。)間のインタフェースを運営管理する。</p> <p>(4) 担当部長又は課長は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。</p> <p>7.3.2 設計・開発へのインプット</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、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、記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。インプットには次の事項を含める。</p> <p>a) 機能及び性能に関する要求事項</p> <p>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</p> <p>c) 適用される法令・規制要求事項</p> <p>d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。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ようにする。</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発からのアウトプット（機器等の仕様等）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により管理する。また、次の段階に進める前に、承認をする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、設計・開発のアウトプット（機器等の仕様等）は、次の状態とする。</p> <p>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。</p> <p>b) 調達、業務の実施及び原子炉施設の使用に対して適切な情報を提供する。</p> <p>c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。</p> <p>d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設の特性を明確にする。</p> <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 保安に係る組織は、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。</p> <p>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。</p> <p>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、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を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発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作成し、管理する。</p> <p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <p>(1) 保安に係る組織は、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。</p> <p>(2) 設計・開発の検証には、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設又は個別業務が、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。ただし、当該原子炉施設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は、当該原子炉施設の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。</p>	<p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプット（機器等の仕様等）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により管理する。また、次の段階に進める前に、承認をする。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、設計・開発のアウトプット（機器等の仕様等）は、次の状態とする。</p> <p>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。</p> <p>b) 調達、業務の実施及び原子炉施設等の使用に対して適切な情報を提供する。</p> <p>c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。</p> <p>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。</p> <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、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(7.3.1参照)に体系的なレビューを行う。</p> <p>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。</p> <p>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、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を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発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作成し、管理する(4.2.4参照)。</p> <p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、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(7.3.1参照)に検証を実施する。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。</p> <p>(3) 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。</p> <p>(4) 設計・開発を外部委託した場合には、担当部長又は課長は、仕様書で与え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、仕様書と受注者が実施した設計・開発の結果(受注者から提出される承認図書類)とを対比して検証を実施する。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設等又は個別業務が、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(7.3.1参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、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は、当該原子炉施設等の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織は、実行可能な場合はいつでも、原子炉施設を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発の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作成し、管理する。</p> <p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、その記録を作成し、管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、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。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設を構成する要素（材料又は部品）及び関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価を行う。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、変更のレビュー、検証及び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作成し、管理する。</p> <p>7.4 調達</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達する製品又は役務（以下「調達製品等」という。）が規定された調達要求事項に適合することを確実にする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者等から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。また、必要な場合には再評価する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準を定める。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、供給者の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作成し、管理する。</p>	<p>(2) 担当部長又は課長は、実行可能な場合はいつでも、原子炉施設等を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発の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作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、その記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、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。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設等を構成する要素（材料又は部品）及び関連する原子炉施設等に及ぼす影響の評価を行う。</p> <p>(4) 担当部長又は課長は、変更のレビュー、検証及び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作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>7.4 調達</p> <p>所長は、調達する製品又は役務（以下「調達製品等」という。）の調達を適切に実施するため、「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。また、契約部長は、供給先の評価・選定に関する要領を定め、本部契約に関する業務を実施する。</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 部長及び課長は、調達製品等が規定された調達要求事項に適合することを確実にする。</p> <p>(2) 部長及び課長は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、力量を有する者を組織の外部から確保する際に、外部への業務委託の範囲を品質マネジメント文書に明確に定めることを含む。</p> <p>また、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者等から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。</p> <p>(3) 部長及び課長は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、技術的能力や品質管理体制等に関する情報を入手して供給者を評価し、選定する。また、供給者に関する情報の更新等により必要な場合には再評価する。</p> <p>(4) 調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準は、「原子力科学研究所調達管理要領」及び本部の供給先の評価・選定に関する要領に定める。</p> <p>(5) 部長及び課長は、供給者の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作成し、管理する（4.2.4参照）。</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>(6) 保安に係る組織は、適切な調達の実施に必要な事項（調達製品等の調達後における、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含む。）を定める。</p> <p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達製品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。</p> <p>a) 製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項</p> <p>b) 要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項</p> <p>e) 安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項</p> <p>f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</p> <p>g) その他調達物品等に関し必要な要求事項</p> <p>(2) 保安に係る組織は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、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。</p> <p>7.4.3 調達製品等の検証</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達製品等が、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検証を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項の中で明確にする。</p> <p>7.5 業務の実施</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>保安に係る組織は、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。</p>	<p>(6) 所長は、調達製品等の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を調達先から取得するための方法及びそれらを他の原子炉施設等の事業者と共有する場合に必要な処置に関する方法を「原子力科学研究所調達管理要領」に定める。</p> <p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) 部長及び課長は、調達製品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。</p> <p>a) 製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項</p> <p>b) 要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項</p> <p>e) 安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項</p> <p>f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</p> <p>g) その他調達物品等に関し必要な要求事項</p> <p>(2) 部長及び課長は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査等又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 部長及び課長は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(4) 部長及び課長は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、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。</p> <p>7.4.3 調達製品等の検証</p> <p>(1) 部長及び課長は、調達製品等が、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仕様書に定めて、次の事項のうち該当する方法で検証を実施する。</p> <p>a) 受入検査（記録確認を含む。）</p> <p>b) 立会検査（供給者先、現地）</p> <p>c) その他（書類審査、受注者監査）</p> <p>(2) 部長及び課長は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項(7.4.2 参照)の中で明確にする。</p> <p>7.5 業務の実施</p> <p>部長及び課長は、業務の計画（7.1 参照）に従って、次の事項を実施する。</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>部長及び課長は、原子炉施設等の運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等の保安活動について、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>a) 原子力施設の保安のために必要な情報が利用できる。</p> <p>b) 必要な時に、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視及び測定が実施されている。</p> <p>f) 業務のリリース（次工程への引渡し）が規定どおりに実施されている。</p> <p>7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 保安に係る組織は、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。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、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。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、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管理の方法を明確にする。</p> <p>a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法</p> <p>c) 妥当性確認の方法</p> <p>d) 記録に関する要求事項</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 保安に係る組織は、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・原子炉施設の状態を識別し、管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、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・原子炉施設について固有の識別をし、その記録を管理する。</p> <p>7.5.4 組織外の所有物</p> <p>(1) 保安に係る組織は、組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する識別や保護など取扱いに注意を払い、必要に応じて記録を作成し、管理する。</p> <p>7.5.5 調達製品の保存</p> <p>保安に係る組織は、調達製品の検収後、受入から据付、使用されるまでの間、調達</p>	<p>a) 原子力施設の保安のために、次の事項を含め、必要な情報が利用できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・保安のために使用する機器等又は実施する個別業務の特性 ・当該機器等の使用又は個別業務の実施により達成すべき結果 <p>b) 必要な時に、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視及び測定が実施されている(8.2.3参照)。</p> <p>f) 業務のリリース（次工程への引渡し）が規定どおりに実施されている。</p> <p>7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 部長及び課長は、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。</p> <p>(2) 部長及び課長は、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。</p> <p>(3) 部長及び課長は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。</p> <p>(4) 部長及び課長は、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管理の方法を個別業務の計画の中で明確にする。</p> <p>a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法</p> <p>c) 妥当性確認の方法（所定の方法及び手順を変更した場合の再確認を含む。）</p> <p>d) 記録に関する要求事項</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して適切な手段で業務・原子炉施設等を識別し、管理する。</p> <p>(2) 部長及び課長は、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し、その記録を管理する（4.2.4参照）。</p> <p>7.5.4 組織外の所有物</p> <p>(1) 部長及び課長は、管理下にある組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する紛失、損傷等を防ぐためリスト化し、識別や保護など取扱いに注意を払い、紛失、損傷した場合は記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(2) 部長及び課長は、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、原子力の安全に影響を及ぼさないように適切に取り扱う。</p> <p>7.5.5 調達製品の保存</p> <p>部長及び課長は、調達製品の検収後、受入れから据付け、使用されるまでの間、調</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設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。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、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。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、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、次の事項を満たすようにする。</p> <p>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、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>c) 校正の状態が明確にできる識別をする。</p> <p>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。</p> <p>e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、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。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設に対して、適切な処置を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、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。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 保安に係る組織は、必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを「8.2 監視及び測定」から「8.5 改善」に従って計画し、実施する。なお、改善のプロセスには、関係する管理者等を含めて改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。</p>	<p>達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>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、次の管理を行う。</p> <p>(1) 部長及び課長は、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個別業務の計画の中で明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。</p> <p>(2) 部長及び課長は、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。</p> <p>(3) 部長及び課長は、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、次の事項を満たすようにする。</p> <p>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、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>c) 校正の状態が明確にできる識別をする。</p> <p>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。</p> <p>e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>(4) 部長及び課長は、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（4.2.4参照）。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設等に対して、適切な処置を行う。</p> <p>(5) 部長及び課長は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(6) 部長及び課長は、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。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、次の事項のために必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを「8.2 監視及び測定」から「8.5 改善」に従って計画し、実施する。なお、改善のプロセスには、関係する管理者等を含めて改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>(2) 監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 保安に係る組織は、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、原子力の安全を達成しているかどうかに関して組織の外部の者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し、監視する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、前項で得られた情報を分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 理事長は、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、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、監査プロセスの長に内部監査を実施させる。</p> <p>a) 本品質管理計画の要求事項</p> <p>b) 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維持する。また、監査プロセスの長は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。</p> <p>(4) 監査プロセスの長は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 監査プロセスの長は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 理事長は、監査に関する計画の作成及び実施、監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに監査に係る要求事項を明確にした手順を定める。</p> <p>(7) 監査プロセスの長は、理事長に監査結果を報告し、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者は、前項において不適合が発見された場合には、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅</p>	<p>含む。</p> <p>a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。</p> <p>c) 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。</p> <p>(2) 監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、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、原子力の安全を確保しているかどうかに関して組織の外部の者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（7.2.3参照）により入手し、監視する。</p> <p>(2) この情報は、分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 理事長は、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、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、統括監査の職に内部監査を実施させる。</p> <p>a) 本品質マネジメント計画書の要求事項</p> <p>b) 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維持する。また、統括監査の職は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。</p> <p>(4) 統括監査の職は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 統括監査の職は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 理事長は、監査に関する計画の作成及び実施並びに監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに監査に係る要求事項を「原子力安全監査実施要領」に定める。</p> <p>(7) 統括監査の職は、理事長に監査結果を報告し、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者は、前項において不適合が発見された場合には、不適合を除去するための措置及び是正処置を</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>滞なく講じるとともに、当該措置の検証を行い、それらの結果を監査プロセスの長に報告する。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定を行う。この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合についての強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。</p> <p>a) 監視及び測定の時期</p> <p>b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法</p> <p>(2) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の方法により、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とする。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の状態について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために、必要な処置を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に、修正及び是正処置を行う。</p> <p>8.2.4 検査及び試験</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、個別業務の計画に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した者が特定できるよう記録を作成し、管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、個別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、当該機器等や原子炉施設を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画に定める手順により承認する場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。また、自主検査等の検査及び試験要員の独立性については、これを準用する。</p>	<p>滞なく講じるとともに、当該措置の検証を行い、それらの結果を統括監査の職に報告する。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 理事長、安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、表8.2.3を基本として、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定を行う。この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合についての強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。</p> <p>a) 監視及び測定の時期</p> <p>b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法</p> <p>(2) これらの実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 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とする。</p> <p>(4) 所長、部長及び課長は、プロセスの監視及び測定の状態について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために、必要な処置を行う。</p> <p>(5) 計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に、修正及び是正処置を行う。</p> <p>8.2.4 検査及び試験</p> <p>原子力施設検査室長は、「原子力科学研究所事業者検査の実施要領」を定め、自主検査及び試験を行う部長は、試験・検査の管理要領を定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 部長及び課長は、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、個別業務の計画(7.1参照)に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</p> <p>(2) 検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(3) 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。</p> <p>(4) 個別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、当該機器等や原子炉施設等を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画に定める手順により承認する場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 原子力施設検査室長は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。また、自主検査及び試験を行う部長及び課長は、自主検査等の検査及び試験要員について、これを準用する。</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>8.3 不適合管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置され、運用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。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、不適合の処理に関する管理の手順及びそれに関する責任と権限を定め、これを管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、次のいずれかの方法で不適合を処理する。</p> <p>a) 不適合を除去するための処置を行う。</p> <p>b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響を評価し、当該業務や機器等の使用に関する権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース(次工程への引渡し)又は合格と判定することを正式に許可する。</p> <p>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。</p> <p>d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、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。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、不適合を除去するための処置を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する。</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 保安に係る組織は、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関連情報源からのデータを含める。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、前項のデータの分析及びこれらに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。</p>	<p>8.3 不適合管理</p> <p>安全管理部長、所長は、不適合の処理に関する管理（関連する管理者に不適合を報告することを含む。）の手順及びそれに関する責任と権限を、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、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、運用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。</p> <p>(2) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、次のいずれかの方法で不適合を処理する。</p> <p>a) 不適合を除去するための処置を行う。</p> <p>b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響を評価し、当該業務や機器等の使用に関する権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース(次工程への引渡し)又は合格と判定することを正式に許可する。</p> <p>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。</p> <p>d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、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。</p> <p>(3) 不適合を除去するための処置を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>(4) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(5) 所長は、原子炉施設等の保安の向上を図る観点から、事故故障等を含む不適合をその内容に応じて、「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定める不適合の公開の基準に従い、情報の公開を行う。</p> <p>(6) 安全管理部長は、前項の情報の公開を受け、不適合に関する情報をホームページに公開する。</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、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、表 8.4 に示すデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定(8.2参照)の結果から得られたデータ及びそれ以外の不適合管理(8.3参照)等の情報源からのデータを含める。</p> <p>(2) 前項のデータの分析及びこれらに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>a) 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析より得られる知見</p> <p>b) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性</p> <p>c) 是正処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子炉施設の特性及び傾向</p> <p>d) 供給者の能力</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的改善</p> <p>保安に係る組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、未然防止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向上させるために継続的に改善する。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 保安に係る組織は、検出された不適合及びその他の事象（以下「不適合等」という。）の再発防止のため、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、不適合等の原因を除去する是正処置を行う。</p> <p>(2) 是正処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。</p> <p>a) 不適合等のレビュー及び分析</p> <p>b) 不適合等の原因の特定</p> <p>c) 類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化</p> <p>d) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>e) とった是正処置の有効性のレビュー</p> <p>(3) 必要に応じ、次の事項を考慮する。</p> <p>a) 計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの変更</p> <p>(4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合に関して根本的な原因を究明する</p>	<p>a) 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析より得られる知見(8.2.1参照)</p> <p>b) 業務・原子炉施設等に対する要求事項への適合性(8.2.3及び8.2.4参照)</p> <p>c) 是正処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子炉施設等の特性及び傾向(8.2.3及び8.2.4参照)</p> <p>d) 供給者の能力(7.4参照)</p> <p>(3) 部長及び課長は、データ分析の情報及びその結果を整理し、所長を通じて研究所の管理責任者に報告するとともに、所掌する業務の改善に反映する。また、安全管理部長、契約部長及び統括監査の職は、それぞれの管理責任者に報告するとともに、所掌する業務の改善に反映する。</p> <p>(4) 管理責任者は、報告のあった情報をマネジメントレビューへのインプット(5.6.2参照)に反映する。</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的改善</p> <p>理事長、管理責任者、安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、未然防止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向上させるために継続的に改善する。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>安全管理部長、所長は、不適合等の是正処置の手順（根本的な原因を究明するための分析に関する手順を含む。）に関して、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、検出された不適合及びその他の事象（以下「不適合等」という。）の再発防止のため、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、不適合等の原因を除去する是正処置を行う。</p> <p>(2) 是正処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。</p> <p>a) 不適合等のレビュー及び分析（情報を収集及び整理すること並びに技術的、人的、組織的側面等を考慮することを含む。）</p> <p>b) 不適合等の原因（関連する要因を含む。）の特定</p> <p>c) 類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化</p> <p>d) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>e) とった是正処置の有効性のレビュー</p> <p>(3) 必要に応じ、次の事項を考慮する。</p> <p>a) 計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの変更</p> <p>(4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合（単独の事象では原子力の安全に及ぼ</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
<p>ための分析の手順を確立し、実施する。</p> <p>(5) 全ての是正処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、前項までの不適合等の是正処置の手順（根本的な原因を究明するための分析に関する手順を含む。）を定め、これを管理する。</p> <p>(7) 保安に係る組織は、前項の手順に基づき、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果から類似事象に共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子力施設及びその他の施設の運転経験等の知見を収集し、起こり得る不適合の重要度に応じて、次に掲げる手順により適切な未然防止処置を行う。</p> <p>a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査</p> <p>b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価</p> <p>c) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>d) とった未然防止処置の有効性のレビュー</p> <p>(2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、前項までの未然防止処置の手順を定め、これを管理する。</p>	<p>す影響の程度は小さいが、同様の事象が繰り返し発生することにより、原子力の安全に及ぼす影響の程度が増大するおそれのあるものを含む。）に関しては、根本的な原因を究明するための分析の手順に従い、分析を実施する。</p> <p>(5) 全ての是正処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(6) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果から共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>安全管理部長、所長は、他の原子炉施設等から得られた知見を保安活動に反映するために未然防止処置の手順に関して、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」及び「原子力科学研究所水平展開要領」に定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、原子力施設及びその他の施設の運転経験等の知見（核燃料物質の使用等に係る技術情報を含む。）を収集し、起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げる手順により、未然防止処置を行う。この活用には、得られた知見や技術情報を他の原子炉施設等の事業者と共有することも含む。</p> <p>a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査</p> <p>b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価</p> <p>c) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>d) とった未然防止処置の有効性のレビュー</p> <p>(2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>9. 令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等に係る品質管理に必要な体制</p> <p>(1) 理事長は、所長、部長及び課長に、令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等（非該当施設）の保安のための業務に係る品質管理に関して、次に掲げる事項について実施させ、原子力の安全を確保することを確実にする。</p> <p>a) 個別業務に関し、継続的な改善を計画的に実施し、これを評価する。</p> <p>b) 個別業務に関する実施及び評価の結果に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 所長、部長及び課長は、前項の実施に当たり、原子力の安全を確保することの重要性を認識し、個別業務に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由により損なわれないようにすることを確実にする。</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
	<p>図 4.1 品質マネジメントシステム体系図</p>	<p>国民 (規制当局)</p> <p>理事長 管理責任者 (本部、監査プロセ ス、原子力科学研究 所)</p> <p>統括監査の職</p> <p>安全管理部長、 契約部長</p> <p>原子力科学研究所各部長</p>

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
	<p>4. 品質マネジメントシステム(4.1 一般要求事項)</p> <p>5. 経営者等の責任</p> <p>Plan</p> <ul style="list-style-type: none"> 5.1 経営者の関与 5.2 原子力の安全の重視 5.3 品質方針 5.4 計画 <ul style="list-style-type: none"> 5.4.1 品質目標 5.4.2 品質マネジメントシステムの計画 5.5 責任、権限及びコミュニケーション 5.6 マネジメントレビュー <p>Do</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>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</p> <p>7.1 業務の計画 (廃止措置管理、運転管理、保守管理、核燃料物質の管理、放射性廃棄物の管理、放射線管理、非常の場合に講ずべき措置)</p> <p>7.3 設計・開発</p> <p>7.4 調達</p> <p>7.5 業務の実施</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <ul style="list-style-type: none"> 6.1 資源の確保 6.2 人的資源 6.3 インフラストラクチャ 6.4 作業環境 <p>Check, Act</p> <p>8. 評価及び改善(8.1 一般)</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <ul style="list-style-type: none"> 8.2.1 組織の外部の者の意見 8.2.2 内部監査 <ul style="list-style-type: none"> 8.2.2.1 内部監査 8.2.2.2 プロセスの監視及び測定 8.2.2.3 検査及び試験 8.3 不適合管理 8.4 データの分析及び評価 8.5 継続的改善 <ul style="list-style-type: none"> 8.5.1 継続的改善 8.5.2 是正処置等 8.5.3 未然防止処置 <p>基本プロセス 中プロセス 小プロセス → 明確な関連 - - - 理解上重要な関連</p> <p>図4.2 品質マネジメントシステムプロセス関連図</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性
	<p style="text-align: center;">図 5.5.1 保安管理組織図</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書					整合性
表 4.2.1 品質マネジメントシステム文書						
	関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号	
	4.2.3	文書管理	文書及び記録管理要領	安全管理部長	QS-A01	
	4.2.4	記録の管理	原子力科学研究所文書及び記録の管理要領	所長	(科)QAM-420	
			保安管理部の文書及び記録の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-420	
			放射線管理部文書及び記録の管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-420	
			工務技術部文書及び記録の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-420	
			研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-420	
			臨界ホット試験技術部の文書及び記録の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-420	
			バックエンド技術部文書及び記録の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-420	
			原子力施設検査室文書及び記録の管理要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-420	
	5.1	経営者の関与	安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動に係る実施要領	安全管理部長	QS-A09	
			原子力科学研究所安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動に係る実施要領	所長	(科)QAM-510	
	5.4.1	品質目標	品質目標の設定管理要領	安全管理部長	QS-A11	
			原子力科学研究所品質目標管理要領	所長	(科)QAM-540	
	5.5.4	内部コミュニケーション	中央安全審査・品質保証委員会の運営について	安全管理部長	QS-A04	
			原子炉施設等安全審査委員会規則	所長	(科)QAM-550	
			使用施設等安全審査委員会規則	所長	(科)QAM-551	
			原子力科学研究所品質保証推進委員会規則	所長	(科)QAM-552	
	5.6.1	マネジメントレビュー	マネジメントレビュー実施要領	理事長	QS-P02	
	6.2.2	力量、教育・訓練及び認識	教育訓練管理要領	安全管理部長	QS-A07	
			保安管理部教育・訓練管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-620	
			放射線管理部教育・訓練管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-620	
			工務技術部教育・訓練管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-620	
			研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-620	
			臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-620	
			バックエンド技術部教育訓練管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-620	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）		設工認申請書			整合性
	7.1	業務の計画	原子力施設検査室教育・訓練管理要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-620
			業務の計画及び実施管理要領	安全管理部長	QS-A12
			原子力科学研究所放射線安全取扱手引	所長	(科)QAM-711
			原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則	所長	(科)QAM-712
			原子力科学研究所事故対策規則	所長	(科)QAM-713
			原子力科学研究所事故故障及び災害時の通報連絡に関する運用基準	所長	(科)QAM-714
			原子力科学研究所施設管理及び保全有効性評価要領	所長	(科)QAM-715
			原子力科学研究所PI設定評価要領	所長	(科)QAM-716
			原子力科学研究所施設管理実施計画に係る保全文書策定要領	所長	(科)QAM-717
			保安全管理部の業務の計画及び実施に関する要領	保安全管理部長	(科保)QAM-710
			放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領	放射線管理部長	(科放)QAM-710
			工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領	工務技術部長	(科工)QAM-710
			研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-710
			臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-710
	バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-710		
	原子力施設検査室の業務の計画及び実施に関する要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-710		
	7.3	設計・開発	保安全管理部設計・開発管理要領	保安全管理部長	(科保)QAM-730
			放射線管理部設計・開発管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-730
			工務技術部設計・開発管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-730
			研究炉加速器技術部設計・開発管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-730
臨界ホット試験技術部の設計・開発管理要領			臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-730	
バックエンド技術部設計・開発管理要領			バックエンド技術部長	(科バ)QAM-730	
7.4	調達	調達先の評価・選定管理要領	契約部長	QS-G01	
		原子力科学研究所調達管理要領	所長	(科)QAM-740	
7.6	監視機器及	保安全管理部監視機器及び測定機器の管理要	保安全管理部長	(科保)QAM-760	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）		設工認申請書			整合性	
	び測定機器 の管理	領				
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理 要領（放射線管理施設編）	放射線管理部長	(科放)QAM-760		
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理 要領（放射線測定機器管理編）	放射線管理部長	(科放)QAM-761		
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理 要領（環境の放射線管理施設編）	放射線管理部長	(科放)QAM-762		
		工務技術部監視機器及び測定機器の管理要 領	工務技術部長	(科工)QAM-760		
		研究炉加速器技術部監視機器及び測定機器 の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-760		
		臨界ホット試験技術部監視機器及び測定機 器の管理要領	臨界ホット試験技術部 長	(科臨)QAM-760		
		バックエンド技術部監視機器及び測定機器 の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-760		
	8.2.2	内部監査	原子力安全監査実施要領	理事長	QS-P03	
	8.2.4	検査及び試 験	原子力科学研究所事業者検査の実施要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-820	
			保安管理部試験・検査の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-820	
			放射線管理部試験・検査の管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-820	
			工務技術部試験・検査の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-820	
			研究炉加速器技術部試験・検査の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-820	
			臨界ホット試験技術部の試験・検査の管理 要領	臨界ホット試験技術部 長	(科臨)QAM-820	
			バックエンド技術部試験・検査の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-820	
	8.3	不適合管理	不適合管理並びに是正及び未然防止処置要 領	安全管理部長	QS-A03	
	8.5.2	是正処置等				
	8.5.3	未然防止処 置	原子力科学研究所不適合管理及び是正処置 並びに未然防止処置要領	所長	(科)QAM-830	
			原子力科学研究所水平展開要領	所長	(科)QAM-850	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書	整合性																																																																								
表 8.2.3 品質マネジメントシステムのプロセスの実施状況評価																																																																										
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1350 279 1558 342">監視・測定するプロセス</th> <th data-bbox="1558 279 1843 342">監視・測定の実施責任者</th> <th data-bbox="1843 279 2101 342">計画されたプロセスと結果</th> <th data-bbox="2101 279 2249 342">監視項目</th> <th data-bbox="2249 279 2507 342">評価方法と頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1350 342 1558 646" rowspan="4">品質マネジメントシステム</td> <td data-bbox="1558 342 1843 457">理事長</td> <td data-bbox="1843 342 2101 457">品質方針、品質目標の設定及び実施状況</td> <td data-bbox="2101 342 2249 646" rowspan="4">品質目標の達成状況</td> <td data-bbox="2249 342 2507 457">マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1558 457 1843 520">所長</td> <td data-bbox="1843 457 2101 520" rowspan="3">品質目標の設定及び実施状況</td> <td data-bbox="2249 457 2507 520">管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1558 520 1843 583">部長</td> <td data-bbox="2249 520 2507 583">所長へ報告 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1558 583 1843 646">課長</td> <td data-bbox="2249 583 2507 646">部長へ報告 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 646 1409 1507" rowspan="7">業務の計画及び実施のプロセス</td> <td data-bbox="1409 646 1558 741">廃止措置</td> <td data-bbox="1558 646 1843 741">施設管理者</td> <td data-bbox="1843 646 2101 741">年間管理計画の設定と実施</td> <td data-bbox="2101 646 2249 741">廃止措置に係る保安の状況</td> <td data-bbox="2249 646 2507 741">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 741 1558 814">運転管理</td> <td data-bbox="1558 741 1843 814">施設管理者</td> <td data-bbox="1843 741 2101 814">年間運転計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="2101 741 2249 814">施設の運転状況</td> <td data-bbox="2249 741 2507 814">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 814 1558 888">保守管理</td> <td data-bbox="1558 814 1843 888">施設管理者</td> <td data-bbox="1843 814 2101 888">施設管理実施計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="2101 814 2249 888">保守管理の実施状況</td> <td data-bbox="2249 814 2507 888">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 888 1558 961">核燃料物質の管理</td> <td data-bbox="1558 888 1843 961">核燃料管理者</td> <td data-bbox="1843 888 2101 961">年間使用計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="2101 888 2249 961">核燃料物質の管理状況</td> <td data-bbox="2249 888 2507 961">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 961 1558 1087">放射性廃棄物の管理</td> <td data-bbox="1558 961 1843 1087">施設管理者 高減容処理技術課長 放射性廃棄物管理第1課長 放射性廃棄物管理第2課長</td> <td data-bbox="1843 961 2101 1087">放射性廃棄物の引き渡し、運搬、貯蔵、保管、処理及び保管廃棄の実施</td> <td data-bbox="2101 961 2249 1087">放射性固体廃棄物の管理状況</td> <td data-bbox="2249 961 2507 1087">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 1087 1558 1329" rowspan="2">放射線管理</td> <td data-bbox="1558 1087 1843 1203">気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長</td> <td data-bbox="1843 1087 2101 1203">放射性気体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施</td> <td data-bbox="2101 1087 2249 1203">放射性気体廃棄物の放出状況</td> <td data-bbox="2249 1087 2507 1203">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1558 1203 1843 1329">液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長</td> <td data-bbox="1843 1203 2101 1329">放射性液体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施</td> <td data-bbox="2101 1203 2249 1329">放射性液体廃棄物の放出状況</td> <td data-bbox="2249 1203 2507 1329">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 1329 1558 1413"></td> <td data-bbox="1558 1329 1843 1413">課長 線量管理課長</td> <td data-bbox="1843 1329 2101 1413">放射線業務従事者の線量限度の管理</td> <td data-bbox="2101 1329 2249 1413">放射線業務従事者の被ばく状況</td> <td data-bbox="2249 1329 2507 1413">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 1413 1558 1507">非常の場合に講ずべき措置</td> <td data-bbox="1558 1413 1843 1507">課長 危機管理課長</td> <td data-bbox="1843 1413 2101 1507">訓練の計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="2101 1413 2249 1507">訓練の実施状況</td> <td data-bbox="2249 1413 2507 1507">所長へ報告 四半期ごと 半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 1507 1558 1759" rowspan="3">改善のプロセス</td> <td data-bbox="1558 1507 1843 1696" rowspan="2">理事長</td> <td data-bbox="1843 1507 2101 1759" rowspan="3">品質マネジメントシステムの適合性の確保、有効性の改善</td> <td data-bbox="2101 1507 2249 1602">品質マネジメント活動の実施状況</td> <td data-bbox="2249 1507 2507 1602">原子力安全監査 毎年度1回以上、又は必要に応じて</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2101 1602 2249 1696">不適合管理状況</td> <td data-bbox="2249 1602 2507 1696">マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1558 1696 1843 1759">全ての管理者</td> <td data-bbox="2101 1696 2249 1759">自己評価の実施状況</td> <td data-bbox="2249 1696 2507 1759">管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて</td> </tr> </tbody> </table>	監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法と頻度	品質マネジメントシステム	理事長	品質方針、品質目標の設定及び実施状況	品質目標の達成状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて	所長	品質目標の設定及び実施状況	管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて	部長	所長へ報告 年度末及び必要に応じて	課長	部長へ報告 年度末及び必要に応じて	業務の計画及び実施のプロセス	廃止措置	施設管理者	年間管理計画の設定と実施	廃止措置に係る保安の状況	所長へ報告 四半期ごと	運転管理	施設管理者	年間運転計画の設定及び実施	施設の運転状況	所長へ報告 四半期ごと	保守管理	施設管理者	施設管理実施計画の設定及び実施	保守管理の実施状況	所長へ報告 四半期ごと	核燃料物質の管理	核燃料管理者	年間使用計画の設定及び実施	核燃料物質の管理状況	所長へ報告 四半期ごと	放射性廃棄物の管理	施設管理者 高減容処理技術課長 放射性廃棄物管理第1課長 放射性廃棄物管理第2課長	放射性廃棄物の引き渡し、運搬、貯蔵、保管、処理及び保管廃棄の実施	放射性固体廃棄物の管理状況	所長へ報告 四半期ごと	放射線管理	気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性気体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性気体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと	液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性液体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと		課長 線量管理課長	放射線業務従事者の線量限度の管理	放射線業務従事者の被ばく状況	所長へ報告 四半期ごと	非常の場合に講ずべき措置	課長 危機管理課長	訓練の計画の設定及び実施	訓練の実施状況	所長へ報告 四半期ごと 半期ごと	改善のプロセス	理事長	品質マネジメントシステムの適合性の確保、有効性の改善	品質マネジメント活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上、又は必要に応じて	不適合管理状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて	全ての管理者	自己評価の実施状況	管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて	
	監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法と頻度																																																																					
	品質マネジメントシステム	理事長	品質方針、品質目標の設定及び実施状況	品質目標の達成状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて																																																																					
		所長	品質目標の設定及び実施状況		管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて																																																																					
		部長			所長へ報告 年度末及び必要に応じて																																																																					
		課長			部長へ報告 年度末及び必要に応じて																																																																					
	業務の計画及び実施のプロセス	廃止措置	施設管理者	年間管理計画の設定と実施	廃止措置に係る保安の状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																				
		運転管理	施設管理者	年間運転計画の設定及び実施	施設の運転状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																				
		保守管理	施設管理者	施設管理実施計画の設定及び実施	保守管理の実施状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																				
		核燃料物質の管理	核燃料管理者	年間使用計画の設定及び実施	核燃料物質の管理状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																				
		放射性廃棄物の管理	施設管理者 高減容処理技術課長 放射性廃棄物管理第1課長 放射性廃棄物管理第2課長	放射性廃棄物の引き渡し、運搬、貯蔵、保管、処理及び保管廃棄の実施	放射性固体廃棄物の管理状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																				
		放射線管理	気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性気体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性気体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																				
			液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性液体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																				
		課長 線量管理課長	放射線業務従事者の線量限度の管理	放射線業務従事者の被ばく状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																					
	非常の場合に講ずべき措置	課長 危機管理課長	訓練の計画の設定及び実施	訓練の実施状況	所長へ報告 四半期ごと 半期ごと																																																																					
改善のプロセス	理事長	品質マネジメントシステムの適合性の確保、有効性の改善	品質マネジメント活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上、又は必要に応じて																																																																						
			不適合管理状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて																																																																						
	全ての管理者		自己評価の実施状況	管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて																																																																						

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書		整合性
	表 8.4 品質マネジメントシステムの分析データ		
	データ	関連する文書	8.4(2)との関連
	廃止措置に係る保安の状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)
	施設の運転状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)
	保守管理の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領 ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b) (c)
	核燃料物質の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則 	(b)
	放射性固体廃棄物の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)
	放射性気体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)
放射性液体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）	設工認申請書			整合性
	放射線業務 従事者の被 ばく状況	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)	
	訓練の実施 状況	<ul style="list-style-type: none"> 保安管理部教育・訓練管理要領 放射線管理部教育・訓練管理要領 工務技術部教育・訓練管理要領 研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領 臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領 バックエンド技術部教育訓練管理要領 	(b) (c)	
	原子力規制 検査指摘等 事項	<ul style="list-style-type: none"> 不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a)	
	官庁検査、 事業者検査 での不適合	<ul style="list-style-type: none"> 原子力科学研究所事業者検査の実施要領 原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a) (b) (c) (d)	
	不適合	<ul style="list-style-type: none"> 不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(b) (c) (d)	
	調達先の監 査実施状況	<ul style="list-style-type: none"> 調達先の評価・選定管理要領 原子力科学研究所調達管理要領 	(d)	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）		設工認申請書						整合性
		改訂履歴						
改訂番号	改訂年月日	改訂の内容	承認	確認	作成	備考		
01	2017年 10月1日	組織改正の保安規定変更認可の反映 ・「別図1」 三次文書の削減 ・「5.4.1品質目標」 JEAC4111の用語の反映 ・「6.3インフラストラクチャー」 その他記載の適正化	児玉	藤田 小嶋 湊	中島			
02	2017年 12月15日	JRR-4 廃止措置に係る保安規定変更認可の反映 ・「別図1」	児玉	藤田 小嶋 湊	中島			
03	2018年 3月14日	TRACY 廃止措置に係る保安規定変更認可の反映 ・「別図1」	児玉	藤田 小嶋 湊	中島			
04	2018年 4月1日	一元的管理の責任と権限の明確化 ・「5.5.2管理責任者」 ・「別図1」 組織改正に伴う変更 ・「別図1」	児玉	藤田 小嶋 湊	中島			
05	2018年 7月18日	予防処置に係る保安規定変更認可の反映 ・「8.5.3 予防処置」	児玉	奥田 小嶋 三浦	湊			
06	2020年 4月1日	原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）施行に伴う全面改訂	児玉	奥田 小嶋 三浦	大井川			

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書（令和4年8月29日付け原規規発第2208291号）		設工認申請書						整合性
07	2020年 12月1日	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の変更認可の反映	児玉	奥田 小嶋 三浦	大井川			
07	2021年 3月30日	TCA 廃止措置に伴い、組織体制図の変更を行う。 ・「図 5.5.1」 ・記載の適正化	児玉	奥田 小嶋 三浦	大井川		施行日は、2021年4月1日	
09	2021年 10月19日	FCA 廃止措置に伴い、組織体制図の変更を行う。 ・「別図 5.5.1」	児玉	奥田 鈴木 大井川	遠藤		施行日は、2021年11月29日 【21科保品(業)091601】 【21安品(回)101301】	
10	2022年 3月10日	安全・核セキュリティ統括部及び保安管理部の組織改正に伴う変更	児玉	奥田 鈴木 大井川	遠藤		施行日は、2022年4月1日 【22科保品(業)012701】 【22安品(回)022201】	
11	2022年 8月24日	施設管理に関する文書の作成に係る要領の追加に伴う変更	小口	三浦 鈴木 大井川	遠藤		施行日は、2022年9月7日 【22科保品(業)072201】 【22安統品(回)081801】 【22科保品(業)090201】	

添付書類

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

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」との適合性説明要否整理表

Ⅲ－9－2 反応度制御についての説明書

Ⅲ－9－3 反応度制御についての評価書

Ⅲ－9－3－(1) 炉心の核的設計計算書作成の基本方針

Ⅲ－9－3－(2) 基本炉心（1）の核的設計計算書

本申請に係る設計及び工事の計画と「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）に掲げる技術上の基準への適合性は、次に示すとおりである。

条	項目	項	号	説明の必要性 の有無	適合性
				第1編 原子炉本体	
				I. 炉心	
				基本炉心（1）	
第1条	適用範囲	—	—	—	—
第2条	定義	—	—	—	—
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	1	—	無	STACY施設は、特殊な設計による試験研究用等原子炉施設ではないため、該当しない。
		2	—		
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	—	—	無	STACY施設は、廃止措置中の試験研究用等原子炉施設ではないため、該当しない。
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤	—	—	無	STACY施設の原子炉建家は、十分に支持することができる地盤に設置していることを既認可で確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
第6条	地震による損傷の防止	1	—	無	本申請の範囲は、炉心（棒状燃料、格子板、安全板装置、実験用装荷物等の機器を組み合わせたもの）であり、それら炉心構成設備についてはそれぞれ適合性を確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
		2	—	無	STACY施設は、耐震重要施設を有しないため、該当しない。
		3	—		
第7条	津波による損傷の防止	—	—	無	本申請の炉心を設置する原子炉建家には、STACY施設として考慮すべきL2津波が到達しないことを設置（変更）許可で確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	1	—	無	本申請の炉心を設置する原子炉建家は、外部からの衝撃によりその安全性を損なうおそれがないことを既認可で確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
		2	—		
		3	—	無	STACY施設は、船舶に設置しないため、該当しない。
		4	—	無	STACY施設の原子炉建家は、航空機の落下確率が防護設計の要否を判断する基準（ 10^{-7} /年）を下回るため、防護措置その他の適切な措置は不要であることを設置（変更）許可で確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	—	—	無	本申請の範囲は、STACY施設への人の不法な侵入等の防止に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	1	—	有	添付書類Ⅲ-9-2、添付書類Ⅲ-9-3-(1)及び添付書類Ⅲ-9-3-(2)に示すとおり。
		2	—	無	STACY施設は、船舶に設置しないため、該当しない。

条	項目	項	号	説明の必要性 の有無	適合性
				第1編 原子炉本体	
				I. 炉心	
				基本炉心(1)	
第11条	機能の確認等	—	—	無	本申請の範囲は、炉心（棒状燃料、格子板、安全板装置、実験用装荷物等の機器を組み合わせたもの）であり、それら炉心構成設備についてはそれぞれ適合性を確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
第12条	材料及び構造	1	1	無	本申請の範囲は、炉心（棒状燃料、格子板、安全板装置、実験用装荷物等の機器を組み合わせたもの）であり、それら炉心構成設備についてはそれぞれ適合性を確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
		1	2		
		2	—		
		3	—		
第13条	安全弁等	—	—	無	本申請の範囲は、安全弁等を有しないため、該当しない。
第14条	逆止め弁	—	—	無	本申請の範囲は、逆止め弁を有しないため、該当しない。
第15条	放射性物質による汚染の防止	1	—	無	本申請の範囲は、炉心（棒状燃料、格子板、安全板装置、実験用装荷物等の機器を組み合わせたもの）であり、それら炉心構成設備についてはそれぞれ適合性を確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
		2	—	無	本申請の範囲は、安全弁等を有しないため、該当しない。
		3	—	無	本申請の範囲は、STACY施設の内部の排水路、床等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		4	—	無	本申請の範囲は、STACY施設の内部の壁、床等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
第16条	遮蔽等	1	—	無	本申請の範囲は、STACY施設の遮蔽等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		2	1		
		2	2		
		2	3		
第17条	換気設備	—	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の換気設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
		—	4		
第18条	適用	—	—	—	—
第19条	溢水による損傷の防止	1	—	無	STACY施設は、溢水防護対象設備を有しないため、該当しない。
		2	—	無	本申請の範囲は、放射性物質を含む液体を内包する設備ではないため、該当しない。
第20条	安全避難通路等	—	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の安全避難通路等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		

条	項目	項	号	説明の必要性 の有無	適合性
				第1編	
				原子炉本体	
				I. 炉心	
				基本炉心(1)	
第21条	安全設備	—	1	無	本申請の範囲は、炉心（棒状燃料、格子板、安全板装置、実験用装荷物等の機器を組み合わせたもの）であり、それら炉心構成設備についてはそれぞれ適合性を確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
		—	4		
		—	5		
		—	6		
第22条	炉心等	1	—	無	本申請の範囲は、炉心（棒状燃料、格子板、安全板装置、実験用装荷物等の機器を組み合わせたもの）であり、それら炉心構成設備についてはそれぞれ適合性を確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
		2	—		
		3	—		
第23条	熱遮蔽材	—	1	無	STACY施設は、熱遮蔽材を有しないため、該当しない。
		—	2		
第24条	一次冷却材	—	—	無	STACY施設は、一次冷却材を有しないため、該当しない。
第25条	核燃料物質取扱設備	—	1	無	STACY施設は、核燃料物質取扱設備を有しないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
		—	4		
		—	5		
		—	6		
		—	7		
		—	8		
第26条	核燃料物質貯蔵設備	1	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の核燃料物質貯蔵設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		1	2		
		1	3		
		2	1		
		2	2		
		2	3		
		2	4		
第27条	一次冷却材処理装置	—	—	無	STACY施設は、一次冷却材処理装置を有しないため、該当しない。
第28条	冷却設備等	1	1	無	STACY施設は、冷却設備等を有しないため、該当しない。
		1	2		
		1	3		
		1	4		
		1	5		
		1	6		
		1	7		
		2	—		
		3	—		
		第29条	液位の保持等		
2	—				

条	項目	項	号	説明の必要性 の有無	適合性
				第1編	
				原子炉本体	
				I. 炉心	
基本炉心(1)					
第30条	計測設備	1	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の計測設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		1	2		
		1	3		
		1	4		
		2	—		
第31条	放射線管理施設	—	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の放射線管理施設に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
第32条	安全保護回路	—	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の安全保護回路に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
		—	4		
		—	5		
		—	6		
		—	7		
		—	8		
第33条	反応度制御系統 及び原子炉停止 系統	1	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の反応度制御系統及び原子炉停止系統に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。なお、STACYの反応度制御については、第10条にて説明する。
		1	2		
		2	1		
		2	2		
		2	3		
		2	4		
		3	—		
		4	1		
		4	2		
		4	3		
5	—				
6	—				
第34条	原子炉制御室等	1	—	無	本申請の範囲は、STACY施設の原子炉制御室等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		2	—		
		3	—		
		4	—		
		5	—		
第35条	廃棄物処理設備	1	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の廃棄物処理設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		1	2		
		1	3		
		1	4		
		1	5		
		1	6		
		1	7		
		2	1		
		2	2		
		2	3		
第36条	保管廃棄設備	1	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の保管廃棄設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		1	2		
		1	3		
		2	—		
		3	—		

条	項目	項	号	説明の必要性 の有無	適合性
				第1編 原子炉本体	
				I. 炉心	
				基本炉心(1)	
第37条	原子炉格納施設	—	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の原子炉格納施設に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
第38条	実験設備等	—	1	無	本申請の範囲は、炉心(棒状燃料、格子板、安全板装置、実験用装荷物等の機器を組み合わせたもの)であり、それら炉心構成設備についてはそれぞれ適合性を確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
		—	4		
		—	5		
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	—	—	無	STACY施設は、中出力炉又は高出力炉ではないため、該当しない。
第40条	保安電源設備	1	—	無	本申請の範囲は、STACY施設の保安電源設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		2	—		
		3	—		
第41条	警報装置	—	—	無	本申請の範囲は、STACY施設の警報装置に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
第42条	通信連絡設備等	1	—	無	本申請の範囲は、STACY施設の通信連絡設備等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		2	—		
第43条 ～ 第52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	STACY施設は、研究開発段階原子炉ではないため、該当しない。
第53条 ～ 第59条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	—	—	無	STACY施設は、ガス冷却型原子炉ではないため、該当しない。
第60条 ～ 第70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	STACY施設は、ナトリウム冷却型高速炉ではないため、該当しない。
第71条	第六章 雑則	—	—	—	—

<基本炉心（１）>

（試験研究用等原子炉施設の機能）

第十条 試験研究用等原子炉施設は、通常運転時において試験研究用等原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても試験研究用等原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、当該試験研究用等原子炉の反応度を制御することにより原子核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。

2 船舶に設置する試験研究用等原子炉施設は、波浪により生ずる動揺、傾斜その他の要因により機能が損なわれないものでなければならない。

<第１項>

第１項に適合するように、添付書類Ⅲ-9-2「反応度制御についての説明書」のとおり、STACY施設は、既設の起動用中性子源（約74GBqのAm-B e）を用いて原子炉を起動し、給排水系による水位制御にて原子炉の反応度を制御し、原子核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計となっている。なお、起動用中性子源による反応度変化は無視できる。

また、STACYでの実験炉心は、設置(変更)許可を受けた炉心構成、核的制限値及び炉心特性の範囲内において、実験計画に基づき、格子板及び炉心に装荷する機器等を選定し、核的制限値を満足するよう構成する。また、実験炉心を構成する前に原則として計算解析を実施し、核的制限値や炉心特性範囲を満足していることを確認する。設置(変更)許可を受けた炉心構成条件の範囲内であれば正の反応度係数の絶対値は小さい。また、安全保護系（熱出力変化の早期検知）及び原子炉停止系（1.5秒以内の安全板挿入他）により出力上昇が制限されることで、総合的な反応度フィードバックが正となる炉心を許容できる設計とする。STACYの運転中（最大200W）の温度変化は小さく、事故時でも温度上昇は小さいため（棒状燃料温度は7℃程度、減速材温度は1℃程度）、炉心を、設置(変更)許可を受けた炉心特性の範囲で構成することにより、総合的な反応度フィードバックが正となる炉心においても十分な安全性を有する。

基本炉心（１）が、制御設備の能力とあいまって、主要な核的制限値についての条件を満足していることに関する評価の基本方針及び評価結果については、添付書類Ⅲ-9-3-(1)「炉心の核的設計計算書作成の基本方針」、添付書類Ⅲ-9-3-(2)「基本炉心（１）の核的設計計算書」に示す。

<第２項>

STACY施設は、船舶に設置しないため、該当しない。

空白頁

添付書類

Ⅲ－９－２ 反応度制御についての説明書

目 次

1. 概 要	添Ⅲ-9-2-1
2. 基本方針	添Ⅲ-9-2-1
3. 詳細設計方針・内容	添Ⅲ-9-2-2
【補足資料1】	
起動用中性子源の挿入位置による反応度変化が無視できることについて	添Ⅲ-9-2-9
【補足資料2】	
給排水系モックアップ試験の概要	添Ⅲ-9-2-12
【補足資料3】	
給水流量設定手順	添Ⅲ-9-2-13
【補足資料4】	
STACYの通常給水時の手順等について	添Ⅲ-9-2-15
【補足資料5】	
通常排水弁を開とするための具体的な操作と操作に要する時間について	添Ⅲ-9-2-17
【補足資料6】	
急速排水弁及び通常排水弁の排水流量について	添Ⅲ-9-2-18
【補足資料7】	
STACYの「所要の運転状態」について	添Ⅲ-9-2-20
【参考資料】	
ダンプ槽加熱ヒータ等の故障時影響評価	添Ⅲ-9-2-22

1. 概要

本説明書は、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第7号）（以下「技術基準規則」という。）第10条（試験研究用等原子炉施設の機能）及び第33条（反応度制御系統及び原子炉停止系統）の要求事項に適合させるための設計方針及び適合性確認の基本方針を説明するものである。

2. 基本方針

(1) 原子炉施設の機能

技術基準規則第10条の要求に適合するよう、STACY施設は、通常運転時において原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても原子炉の反応度を制御することにより原子核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものとする。

なお、原子炉固有の出力抑制特性を有することの要求事項については、臨界実験装置としてのSTACY施設は、原子炉停止系（「安全板装置」及び「排水系」）並びに安全保護系（「安全保護系の核計装設備」、「最大給水制限スイッチ」及び「安全保護回路」）の設計とあいまって、総合的な反応度フィードバックが正になる炉心でも安全に運転制御できるよう、炉心特性の範囲を制限するとともに、核的制限値を満足するように炉心を構成するため、安全を確保する上で支障がないため適用外とする。

(2) 反応度制御系統及び原子炉停止系統

技術基準規則第33条第1項の規定により、通常運転時において、燃料の健全性を損なうおそれがないように反応度を制御できるよう、反応度制御系統を以下に掲げる各号に適合するよう施設する。

第1号の要求に適合するよう、通常運転時に予想される温度変化、実験物（構造材料その他の実験のために使用されるものをいう。以下同じ。）の移動その他の要因による反応度変化を制御できるものとする。なお、STACYの運転により生成するキセノンの反応度変化は無視できる。

第2号の要求については、反応度制御に制御棒を用いないので適用外である。

技術基準規則第33条第2項の規定により、原子炉停止系を以下に掲げる各号に適合するよう施設する。

第1号の要求に適合するよう、制御棒その他の反応度を制御する設備による二以上の独立した系統を有するものとする。

第2号の要求に適合するよう、運転時において、原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、燃料の健全性を損なうおそれがなく原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できるものとする。

第3号の要求に適合するよう、STACY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、原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、速やかに原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できるものとする。

第4号の要求に適合するよう、一つの安全板が固着した場合においても、前2号の要求に適合する機能を有するものとする。

技術基準規則第33条第3項の要求に適合するよう、制御材は、運転時における圧力、温度及び放射線につき想定される最も厳しい条件の下において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものを用いる。

技術基準規則第33条第4項の規定により、制御材駆動設備を以下に掲げる各号に適合するよう施設する。

第1号の要求に適合するよう、原子炉の特性に適合した速度で制御材を駆動し得るものとする。

第2号の要求に適合するよう、制御材を駆動するための動力の供給が停止した場合に、制御材が反応度を増加させる方向に動かないものとする。

第3号の要求に適合するよう、安全板の落下その他の衝撃により燃料体、安全板その他の設備を損壊することがないものとする。

技術基準規則第33条第5項の要求については、炉心冠水維持及び炉心の冷却機能を必要としないため適用外である。

技術基準規則第33条第6項の要求に適合するよう、原子炉停止系統を反応度制御系統と共用する場合には、反応度制御系統を構成する設備の故障が発生した場合においても通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できるものとする。

3. 詳細設計方針・内容

(1) 原子炉施設の機能

<技術基準規則第10条>原子炉施設の機能

STACY施設は、既設の起動用中性子源（約74GBqのAm-B e）を用いて原子炉を起動し、給排水系による水位制御にて原子炉の反応度を制御し、原子核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。なお、起動用中性子源による反応度変化は無視できる（補足資料「起動用中性子源の挿入位置による反応度変化が無視できることについて」参照）。

このとき、浸水に対し炉心の未臨界を確保するため、次の対策（運用制限）を講じ

る。

- ・構成可能な炉心は、安全板の性能とあいまって、浸水（海水による全水没）を想定しても未臨界が確保できる範囲に限定する。
- ・炉心構成作業は、安全板（又は中性子吸収効果の観点から安全板と同等の仕様の未臨界板）が炉心に挿入されている状態で行う。

STACYでの実験炉心は、設置(変更)許可を受けた炉心構成、核的制限値及び炉心特性の範囲内において、実験計画に基づき、格子板及び炉心に装荷する機器等を選定し、核的制限値を満足するよう設計する。実験炉心は、炉心タンク内の格子板に棒状燃料等を配列した後、減速材及び反射材（軽水）を給水することにより構成する。また、実験炉心を構成する前に原則として計算解析を実施し、核的制限値や炉心特性範囲を満足していることを確認する。設置(変更)許可を受けた炉心構成条件の範囲内であれば正の反応度係数の絶対値は小さい。また、安全保護系（熱出力変化の早期検知）及び原子炉停止系（1.5秒以内の安全板挿入他）により出力上昇が制限されることで、総合的な反応度フィードバックが正となる炉心を許容できる設計とする。STACYの運転中（最大200W）の温度変化は小さく、事故時でも温度上昇は小さいため（棒状燃料温度は7℃程度、減速材温度は1℃程度）、総合的な反応度フィードバックが正となる炉心においても十分な安全性を有する。

なお、炉心構成に関わる具体的な設計仕様については、本申請第1編I. 炉心で示す。また、安全板をその炉心内に落下させた場合の反応度抑制効果の評価に関する基本方針及び評価結果について、添付書類「Ⅲ-9-3 反応度制御についての評価書」で示す。

(2) 反応度制御系統及び原子炉停止系統

<技術基準規則第33条第1項> 反応度制御系統

STACY施設の反応度制御系として、制御設備の給排水系を施設する。給排水系は、通常運転時に予想される実験用装荷物（可動式）の位置変化による反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計とする。炉心に装荷する実験物のうち、可動装荷物の反応度値は0.3ドル以下に制限され、また、可動装荷物駆動装置は、駆動速度を最大反応度添加率3セント/s以下に相当する速度以下に制限できる設計とする。さらに、給水による反応度添加と、可動装荷物の移動による反応度添加は、同時に行えない設計とする。（運転制御用インターロック）万一、給水中に可動装荷物の誤動作又は急速な移動が発生した場合でも、可動装荷物の反応度値は0.3ドル以下に制限され、また、給水により炉心に添加される反応度は給水停止スイッチにより0.3ドル以下に制限されるので、炉心の過剰反応度は0.6ドル以下である。したがって、最大過剰反応度0.8ドル以下を満足する。

なお、STACYの熱出力は最大でも200Wと低く、通常運転時の温度変化は小さい。総合的な反応度フィードバックが正となる炉心においても温度上昇により添加される正の反応度は小さい。STACYの運転により生成するキセノンの反応度変化は無視できる。

STACYの反応度制御は、制御棒ではなく炉心タンクの水位制御（給排水）により行う。このため、原子炉停止系（排水系）の停止能力と併せて、想定される異常な給水が発生しても、燃料の健全性を損なうことのない設計とする。炉心の反応度は、炉心タンクに給水した軽水の水位で制御される。したがって、反応度制御設備の給水系と計測制御系統施設の給水停止スイッチ、排水開始スイッチ及び最大給水制限スイッチにより、想定されるいかなる場合でも、臨界超過水位を最大過剰反応度に相当する水位（炉心によって異なる。）以下に制限することにより、最大過剰反応度を担保する。給水停止スイッチの給水停止素子の上限位置は、反応度添加量が0.3ドル以下に制限されるよう設定し、水位検知により給水を停止する。（運転制御用インターロック）また、給水停止スイッチの上方に位置する排水開始スイッチは、給水停止スイッチの設定水位を超える水位変化を検知し、排水系の急速排水弁を開いて炉心タンク内の水位異常を抑制する。（運転制御用インターロック）さらに、排水開始スイッチの上方に設定する最大給水制限スイッチ（安全保護系）の上限位置は、最大過剰反応度が0.8ドルに相当する水位以下に制限されるよう設定する。したがって、給水停止スイッチの故障等により異常な給水が発生しても、排水開始スイッチ及び最大給水制限スイッチにより動作する排水系の機能とあいまって臨界超過水位は最大過剰反応度に相当する水位を超えることはない。

<技術基準規則第33条第2項>原子炉停止系統

STACY施設は、運転状態から炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できる機構の異なる二つの独立した原子炉停止系統として、安全板装置と排水系を有する設計とする。スクラム時には安全板装置の安全板が重力落下するとともに、排水系の急速排水弁を開くことにより炉心タンクから軽水を排水する。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉停止系の「安全板の重力落下による負の反応度投入」と「急速排水弁の開による排水」のうち少なくとも一つが作動することにより、燃料の健全性を損なうおそれがなく速やかに炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できる設計とする。なお、STACY施設で選定する設計基準事故は「棒状燃料の機械的破損」及び「溶液燃料の漏えい」であり、原子炉停止系による未臨界への移行及び未臨界維持に関係しない。

安全板は、炉心構成に応じて必要な枚数（2～8枚）を挿入できる設計とする。運転状態において反応度価値の最も大きい1枚が挿入できない場合においても、炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できる設計とする。安全板による停止時の中性子実効増倍率は0.985以下とし、反応度価値が最大の1枚が挿入不能な場合でも0.995以下とする。

なお、安全板を炉心内に落下させた場合の反応度抑制効果の評価に関する基本方針及び評価結果については、添付書類「Ⅲ-9-3 反応度制御についての評価書」で示す。

<技術基準規則第33条第3項>制御材

安全板は、制御材としての板状カドミウムをステンレスで被覆した構造とする。S T A C Yの運転時の圧力、温度及び放射線の条件は、これらの材料の物理的及び化学的性質に著しい影響を及ぼさないため、施設に属する容器、管、ポンプ、弁並びにこれらを支持する構造物の材料と同様に、旧技術基準規則第7条の規定に係る細則として定められた「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準（15科原安第13号）」（以下「構造等の技術基準」という。）の材料に係わる規定に準じて選定を行う。

<技術基準規則第33条第4項>制御材駆動設備

制御材駆動設備の給排水系は、運転時には、高速給水系又は低速給水系で炉心タンクに給水することにより炉心に正の反応度を添加し、通常排水弁を開き排水することにより炉心に負の反応度を添加する。このとき、高速給水系と低速給水系から同時に給水を行えない設計とする。（運転制御用インターロック）反応度添加率は、炉心タンク内の軽水の水位上昇速度により制御される。したがって、低速給水系による給水流量を、最大反応度添加率に相当する給水流量以下に制限できるよう、0～150 ℓ/min の範囲で調整可能な設計とする。また、低速給水系の給水において、低速給水バイパス弁の閉塞が発生した場合でも、炉心タンクへの給水流量を175 ℓ/min 以下になるよう制限する。排水系においては、その配管径を給水系のそれよりも太くする等により、給水系の故障等による異常な給水があった場合でも確実に排水されるように設計する。スクラム時には、給水ポンプの停止、給水吐出弁及び流量調整弁の閉止により炉心タンクへの給水が停止するとともに、急速排水弁及び通常排水弁の開により炉心タンクから排水する。

給水吐出弁及び流量調整弁は、直列に設置され、共に圧縮空気で駆動し、圧縮空気又は電源が喪失した場合、スプリング反力により閉止するフェイルセーフの機構である。急速排水弁及び通常排水弁は、並列に設置され、共に圧縮空気で駆動し、圧縮空気又は電源が喪失した場合、スプリング反力により開放されるフェイルセーフの機構である。

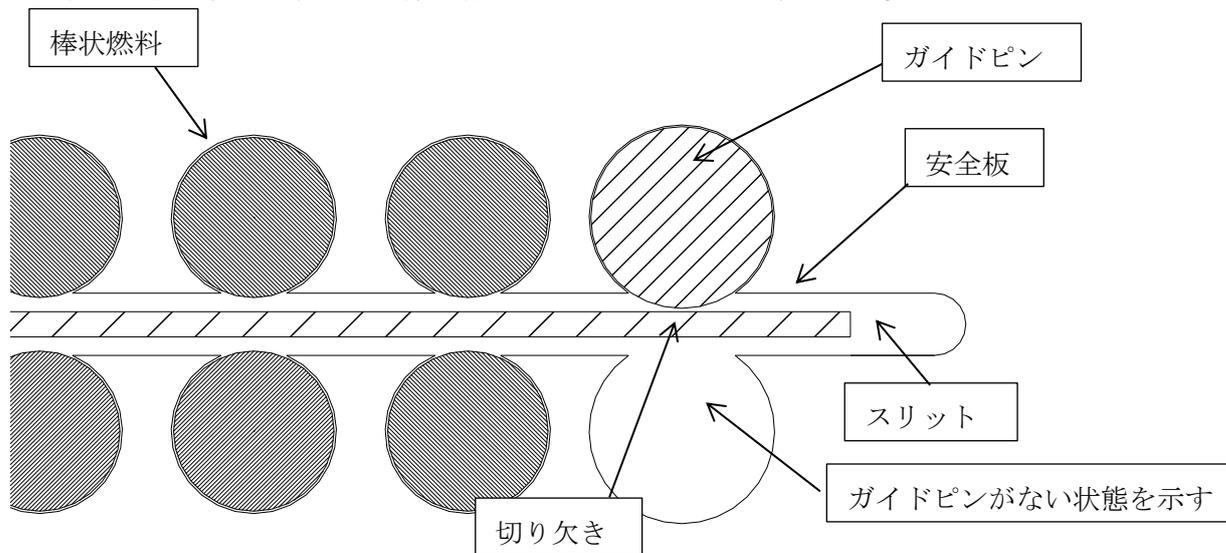
なお、給水系により給水する場合の正の反応度添加率の評価に関する基本方針及び評価結果については、添付書類「Ⅲ-9-3 反応度制御についての評価書」で示す。

制御材駆動設備の安全板駆動装置は、スクラム時に安全板を保持する電磁石を消磁して、安全板を重力落下により炉心内に挿入する。安全評価においては、落下による挿入時間を1.5秒として評価し、運転時の異常な過渡変化時において原子炉を安全に停止できることを確認している。このため、安全板の挿入時間が1.5秒以内となるように設計する。なお、安全板装置については、モックアップ試験を実施して挿入時間を含めた作動性の確認及び耐久性の確認を行っている。

このように、安全板は重力による落下で挿入するため動力を必要としない。

安全板は、下端を上段格子板のスリットに挿入した状態で待機する。この状態から、落下時に安全板が中段格子板のスリットや燃料体と干渉せず確実に挿入されるよう、スリットに切り欠きを設け、ガイドピンの一部をスリット中央部にせり出した構造とする。なお、安全板は、下段格子板を通過することなく下段格子板の上方で停止する。

具体的な炉心構成に応じたスリット幅、燃料棒間隔及びガイドピン間隔等の挿入性に関わる設計仕様は、本申請第1編Ⅰ. 炉心及びⅣ. 格子板で示す。



<技術基準規則第33条第6項>原子炉停止系統・反応度制御系統の共用

原子炉停止系の排水系は、反応度制御系の給水系と配管の一部を共用するが、給水系の故障が発生した場合においても、排水系の配管を太くすることにより排水能力が給水能力を上回る設計とし、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できる設計とする。

なお、STACY施設で選定する設計基準事故は「棒状燃料の機械的破損」及び「溶液燃料の漏えい」であり、原子炉停止系による未臨界への移行及び未臨界維持に

関係しない。

補足資料

起動用中性子源の挿入位置による反応度変化が無視できることについて

STACYの起動用中性子源について、挿入位置による反応度変化を計算した。計算結果を図1(1)～(3)に示す。対象は格子間隔1.27、1.50、2.54cmの炉心のうち、臨界水位が40、70、140cmの炉心を9種類選定した。計算モデルには棒状燃料の他、炉心タンク内の定盤及び中性子源案内管をモデル化し、中性子源としては Am_2O_3 0.72 g、Be 9.2 gの混合物を実機と同じ厚みのステンレスケースで覆って配置し、X方向位置をパラメータとした(参考図参照)。計算には連続エネルギーモンテカルロコードMVP2及び評価済核データJENDL-3.3を使用し、ヒストリー数は5億(スキップバッチを除き実効4.98億)とした。なお、計算結果の不確かさ(1σ)は0.00006($\beta=0.007$ としたとき約1セント)程度であり、エラーバーは図のシンボル(○、□、×)の大きさと同程度である。

図1(1)～(3)より、中性子源の効果はその位置によらずほとんど見られず、また炉心水位による違いも見られない。計算上、最大で約2セントという値が得られたが、評価手法の不確かさを上回るものではない。

以上のことから、起動用中性子源が運転に及ぼす影響は無視することができる。なお、本評価は起動用中性子源の反応度効果が無視できることを示す解析であり、炉心の大きさ(棒状燃料の装荷本数)は結果に影響しない。

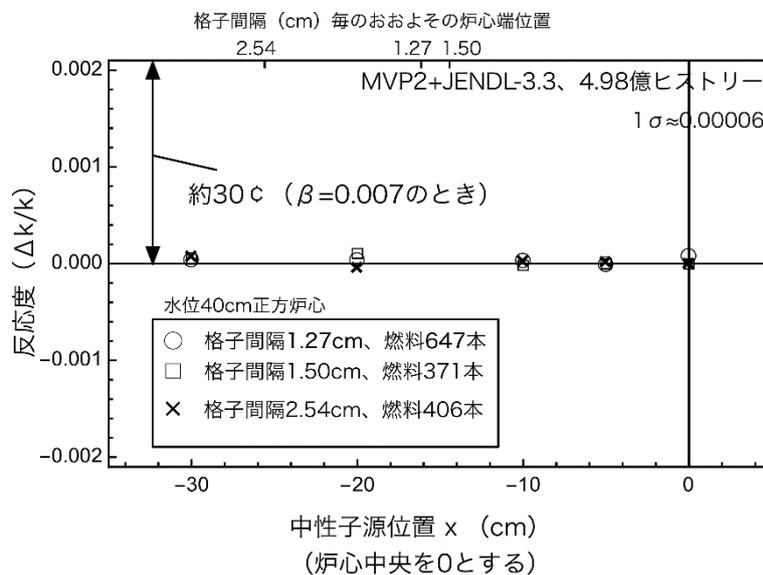


図1(1) STACYの起動用中性子源の挿入位置による効果(臨界水位40cm)
(次頁に続く)

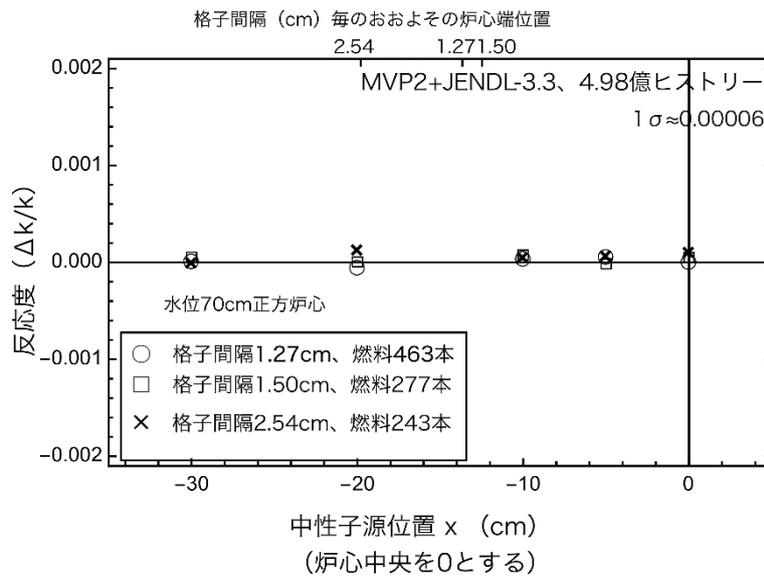


図 1 (2) STACY の起動用中性子源の挿入位置による効果 (臨界水位 70cm)

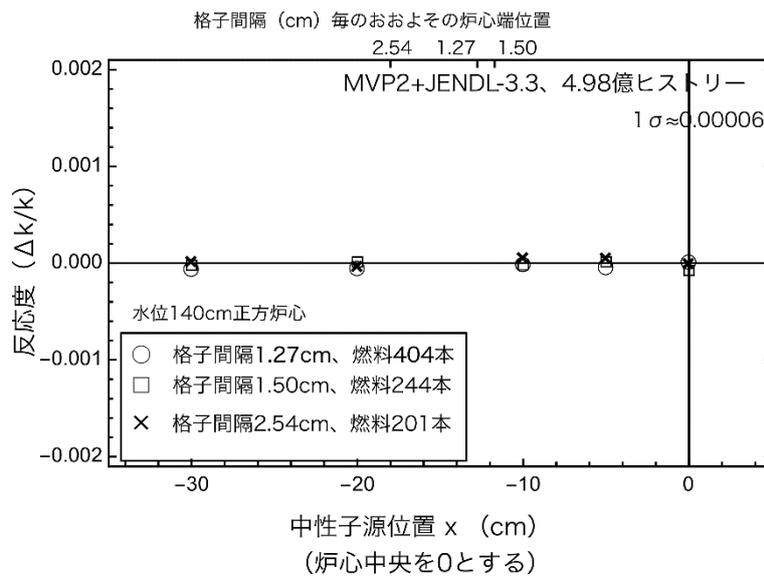
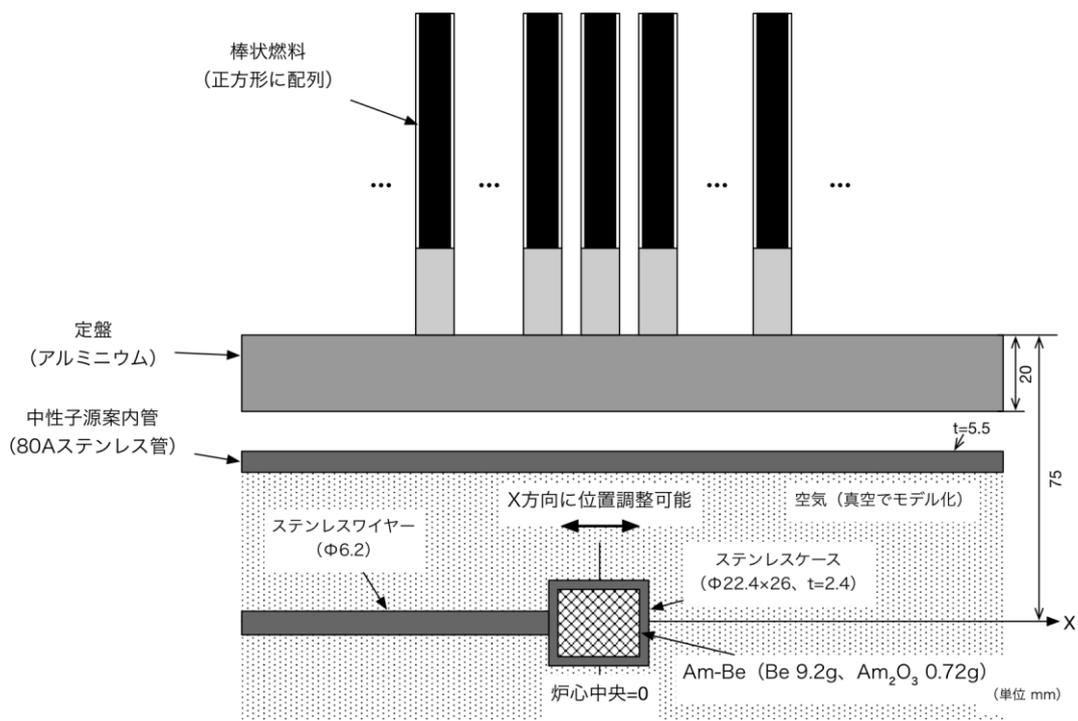


図 1 (3) STACY の起動用中性子源の挿入位置による効果 (臨界水位 140cm)



参考図 起動用中性子源計算モデル概要

給排水系モックアップ試験の概要

原子力機構が進めている臨界実験装置 STACY の更新計画に関し、STACY における給排水系の設計仕様に係る成立性等を確認するため、給排水系モックアップ試験装置を製作し、給排水系モックアップ試験を実施した。給排水系モックアップ試験装置の製作においては、STACY の給排水システムと同等性能とするため、各機器及び配管系統は実機相当とした。また、炉心タンクと給水ポンプの設置位置（高低差）についても約 10 m（実機相当）とすることで、給排水システムが忠実に再現できるよう考慮した。

試験の結果、実機における給排水系の要求性能を満足できる見通しを得た。

以下に実施した試験項目及び結果概要を示す。詳細は「JAEA-Technology 2017-038 STACY（定常臨界実験装置）施設の更新に係るモックアップ試験（給排水システムの性能確認）」参照。

(1) 給水ポンプ性能試験

給水系に用いる給水ポンプ（遠心ポンプ）は、高速給水系及び低速給水系における炉心タンクへの給水流量（高速 380 l/min、低速 150 l/min）が確保できる見通しを得た。

(2) 最大流量の設定（初期設定）

高速給水系及び低速給水系のそれぞれの条件で設定した最大流量は、通常運転時及び単一故障時（バイパス弁の閉塞時）を含め、適切に制限できる見通しを得た。また、本試験で行った最大給水流量の設定方法を基に、実機の給排水システムにおける初期設定手順を決定した。

(3) 給水流量の調整

流量調整弁による給水流量の調整は、高速給水系及び低速給水系ともに十分可能であるという見通しを得た。

(4) 給水停止時間測定

高速給水系、低速給水系のそれぞれの給水吐出弁及び流量調整弁の閉止時間（スクラム信号発生から閉となるまで）は、1 s 以内に行える見通しを得た。

(5) 排水性能試験

排水系は、給水系の配管より排水系の配管を太くすることにより排水能力が給水能力を上回る見通しを得た。

(6) 急速排水弁の開時間測定

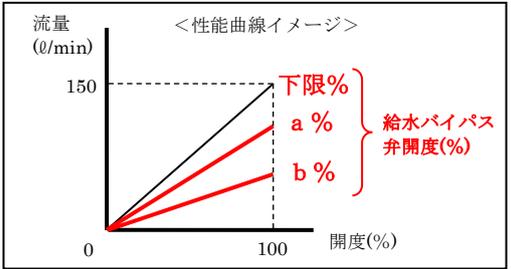
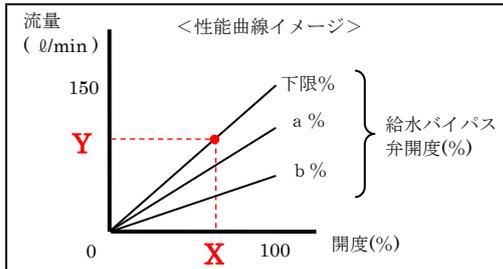
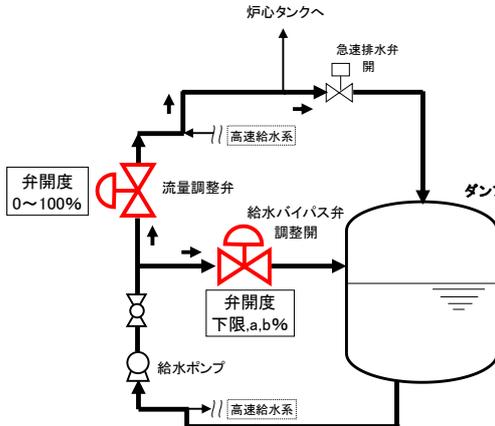
急速排水弁の作動時間（スクラム信号発生から開となるまで）は、1 s 以内に行える見通しを得た。

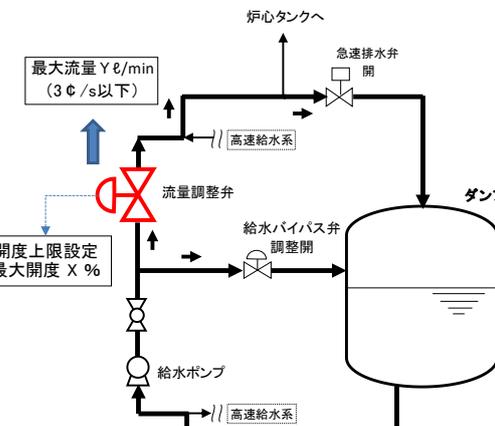
給水流量設定手順

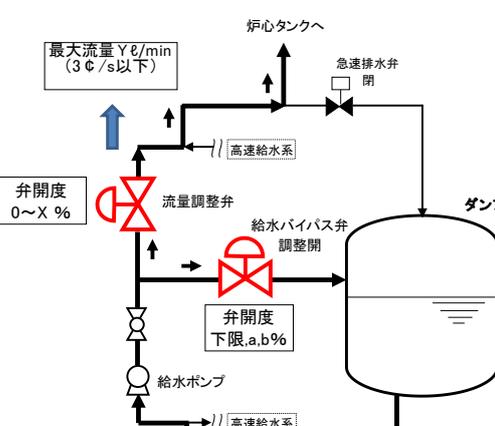
STACY 炉心タンクへの給水流量の制限及び調整は、「①手動弁及び給水バイパス弁の初期設定」及び「②運転毎の流量調整弁の開度設定及び開度調整」により行う。

(1 / 2)

流量設定（調整）手順	概略系統説明図
<p>①- 1 初期設定（給水ポンプ最大吐出量の制限）</p> <ul style="list-style-type: none"> 給水バイパスラインを全閉（循環流量 0 l/min）、流量調整弁を全開の状態では給水ポンプの最大吐出量（175 l/min：水位上昇速度 1.17 mm/s）以下となるよう手動調整弁を調整。 手動調整弁は、調整完了後、開度変更できないようロックを施す。 	<p>炉心タンク 急速排水弁 開 高速給水系 流量調整弁 開 吐出量 175l/min 開度調整 手動調整弁 給水バイパス弁 閉 バイパス流量 0l/min 給水ポンプ 高速給水系 ダンプ槽</p>
<p>①- 2 初期設定（給水最大流量の制限）</p> <ul style="list-style-type: none"> 低速給水系の最大流量（150 l/min：水位上昇速度 1.0 mm/s）以下となるよう給水バイパス弁の開度を調整（給水バイパス弁を徐々に開）。 調整した際の給水バイパス弁の開度は下限設定し、それ以下に変更できないようにする。 	<p>炉心タンクへ 急速排水弁 開 高速給水系 給水量 150l/min 流量調整弁 開 給水バイパス弁 開度調整 バイパス流量 25l/min相当 給水ポンプ 高速給水系 ダンプ槽</p>
<p>①- 3 初期設定（流量調整弁性能曲線の取得 I）</p> <ul style="list-style-type: none"> 流量調整弁の開度を変化（0～100%）させ、流量特性を把握する。 <div data-bbox="256 1615 675 1883"> <p>流量 (l/min) 150 0 0 100 開度(%) <性能曲線イメージ></p> </div>	<p>炉心タンクへ 急速排水弁 開 高速給水系 弁開度 0～100% 流量調整弁 給水バイパス弁 調整開 給水ポンプ 高速給水系 ダンプ槽</p>

流量設定（調整）手順	概略システム説明図
<p>①- 4 初期設定（流量調整弁性能曲線の取得Ⅱ）</p> <ul style="list-style-type: none">給水バイパス弁の開度を2パターン程度設定し、それぞれの開度における流量調整弁の流量特性を把握する。  <p>②- 1 運転毎（給水前の流量調整弁開度上限設定）</p> <ul style="list-style-type: none">3 ℃/s 相当流量が低速給水の最大流量（150 ℓ/min：水位上昇速度 1.0 mm/s）以上の炉心の場合は、初期設定のままとする。3 ℃/s 相当流量が 150 ℓ/min 未満の炉心の場合は、3 ℃/s 相当流量（Y ℓ/min）となる流量調整弁の開度（X %）を上限設定し、それ以上に変更できないようにする。 	

<p>②- 2 運転毎（給水前の給水流量確認）</p> <ul style="list-style-type: none">急速排水弁を開とした状態で給水流量が 150 ℓ/min 以下かつ 3 ℃/s 相当流量（Y ℓ/min）以下であることを確認。	
---	---

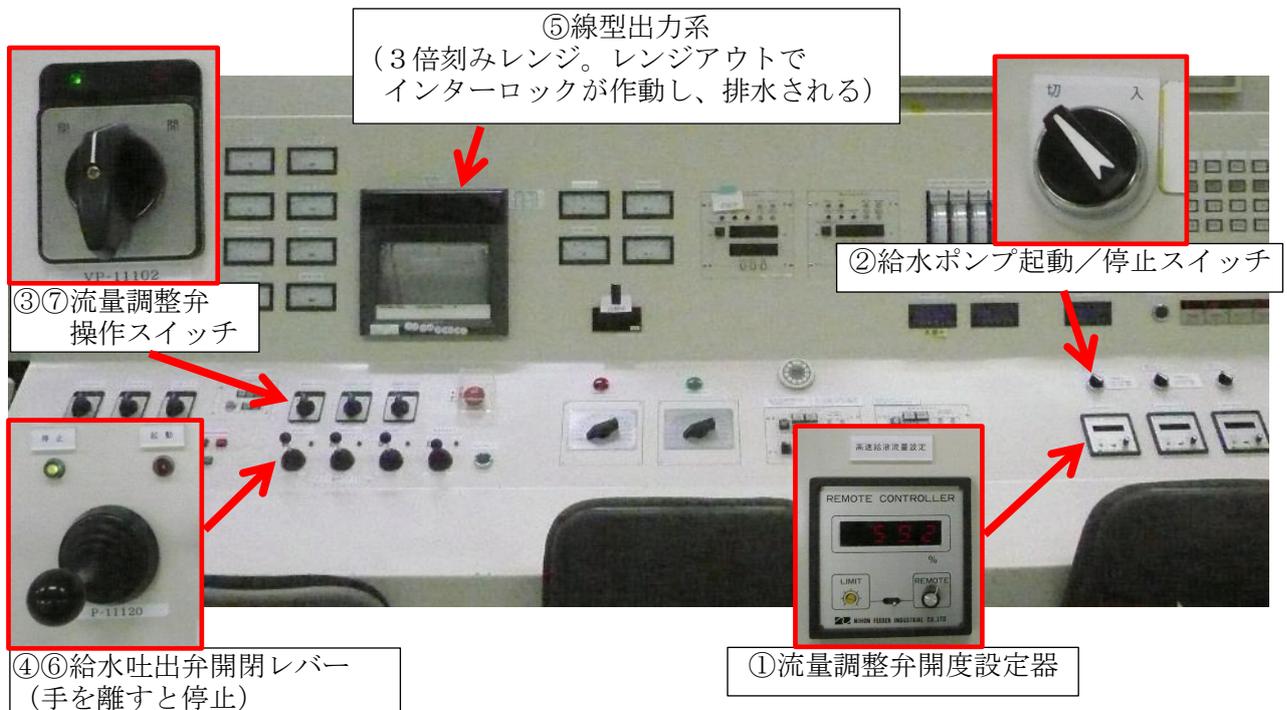
<p>②- 3 運転毎（運転中の給水流量調整）</p> <ul style="list-style-type: none">STACY 運転中の基本的な流量調整は、流量調整弁の開度調整により行う。（150 ℓ/min 以下かつ 3 ℃/s 相当流量以下）給水バイパス弁の開度調整は、通常よりも繊細な流量調整が必要になったとき等に必要に応じて行う。（下限設定以上の範囲）	
---	--

STACYの通常給水時の手順等について

(1) STACYの通常給水時の手順

STACYの通常給水時の手順を以下に示す。

- ①開度設定器にて流量調整弁の開度設定
- ②給水前に給水ポンプを起動
- ③流量調整弁開
- ④給水吐出弁開（ここで給水が開始される）
- ⑤線型出力系で出力を監視しつつ給水
- ⑥給水停止スイッチ作動、又は運転員が給水吐出弁のレバーから手を離すと給水停止
- ⑦流量調整弁閉



※1：写真は、溶液系STACYの監視操作盤である。改造後も同等のものを使用する。
 ※2：丸数字は、例として高速給水系の給水手順を示す。

監視操作盤（運転者席）の計器配置及び通常給水手順

(2) 低速給水系のポンプや弁の監視操作盤上の仕組み、応答時間

低速給水系のポンプや弁の監視操作盤上の仕組み、応答時間は、以下のとおりである。

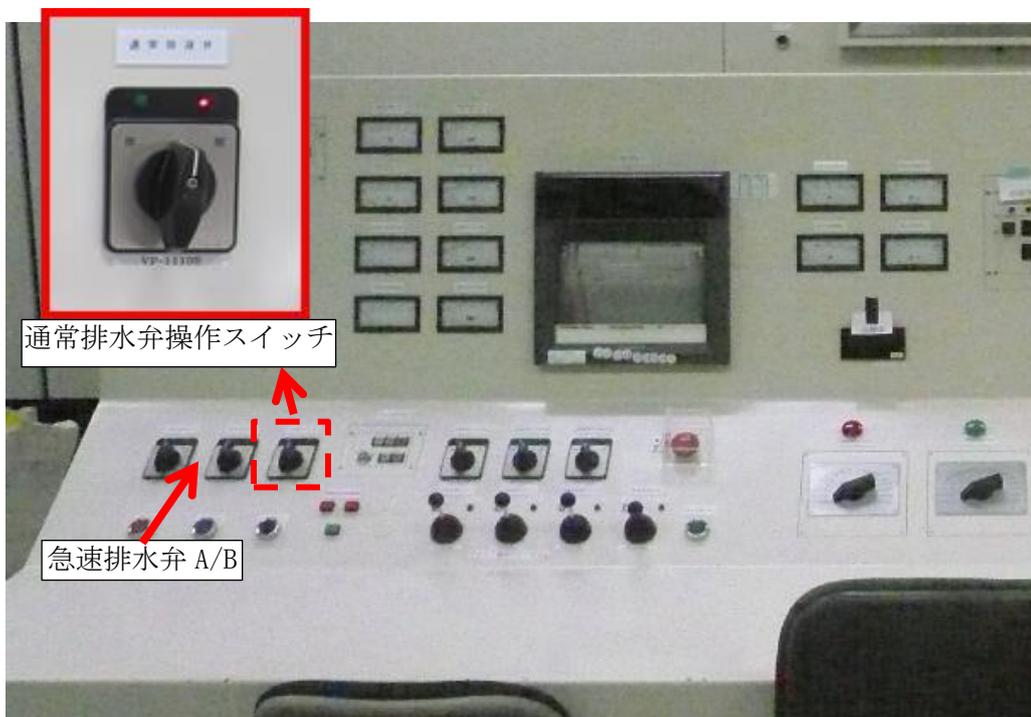
項 目		監視操作盤上の仕組み	応 答 時 間
低速給水ポンプ (起動/停止)		起動/停止切替えスイッチ	—*
低速給水吐出弁 (開/閉)		開/閉レバー方式	全閉時間： スクラム信号発生後 1 s 以内*
低速流量 調整弁	(開度調整)	ツマミ調整方式	—*
	(開/閉)	開/閉切替えスイッチ	全閉時間： スクラム信号発生後 1 s 以内*

*：給水ポンプの起動/停止、給水吐出弁の開、流量調整弁の開の応答時間について、安全機能上の要求がないため、性能要求なし（モックアップ試験等においても、応答時間を測定していない）。

通常排水弁を開とするための具体的な操作と操作に要する時間について

通常排水弁は、監視操作盤に設置されたスイッチを開方向へ操作することにより開とする。また、通常排水弁は、スイッチの操作後、約 0.5 秒で開となり排水が開始される。

以下に監視操作盤（運転者席）の計器配置（溶液系STACYのもの）及び通常排水弁の操作スイッチ（溶液系STACY拡大写真、STACY更新炉でも同等のものを使用）を示す。



※1：写真は、溶液系STACYの監視操作盤である。改造後も同等のものを使用する。

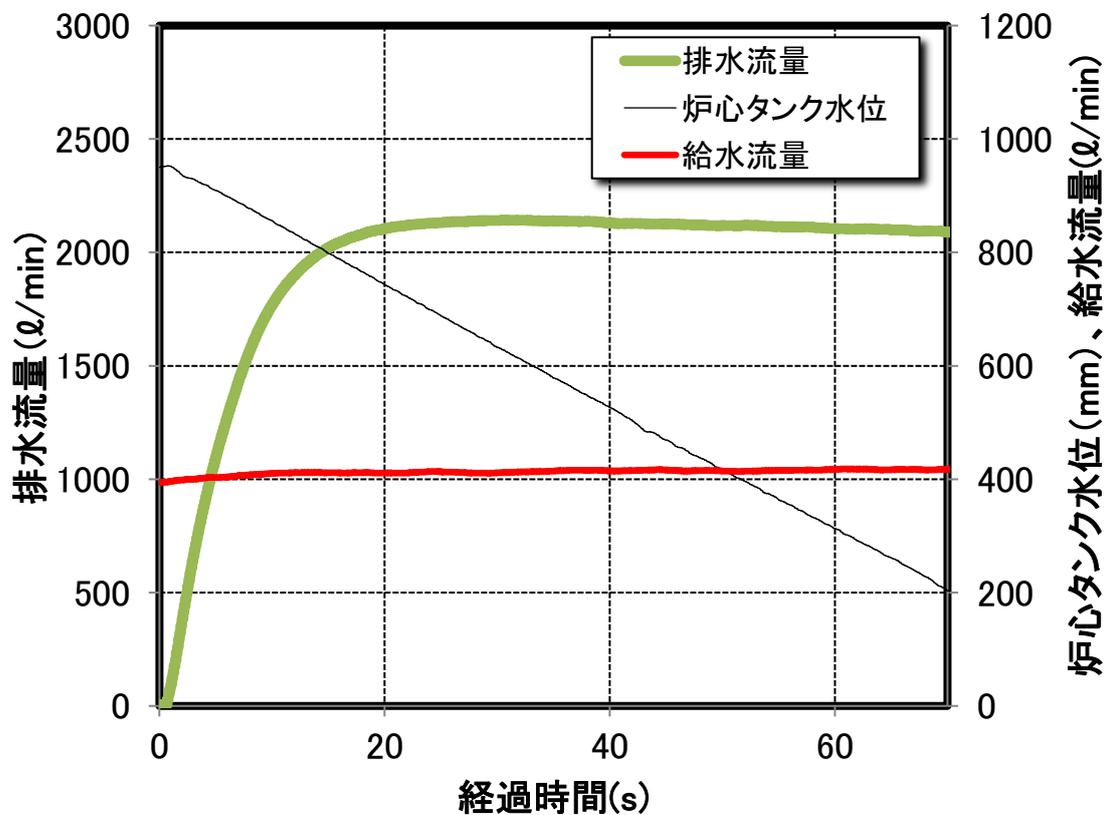
監視操作盤（運転者席）の計器配置及び通常排水弁の操作スイッチ

急速排水弁及び通常排水弁の排水流量について

(1) 急速排水弁の排水流量について

急速排水弁の排水流量はモックアップ試験で確認しており、その試験結果は、約2000L/min（水位低下速度にして約13mm/s）である。

以下にモックアップ試験の排水流量測定結果を示す。モックアップ試験では高速給水系の最大給水流量を超える流量（約400ℓ/min）で炉心タンクへ給水を継続させても、給水中に炉心タンク水位が上昇せず、確実に排水されることを確認した。

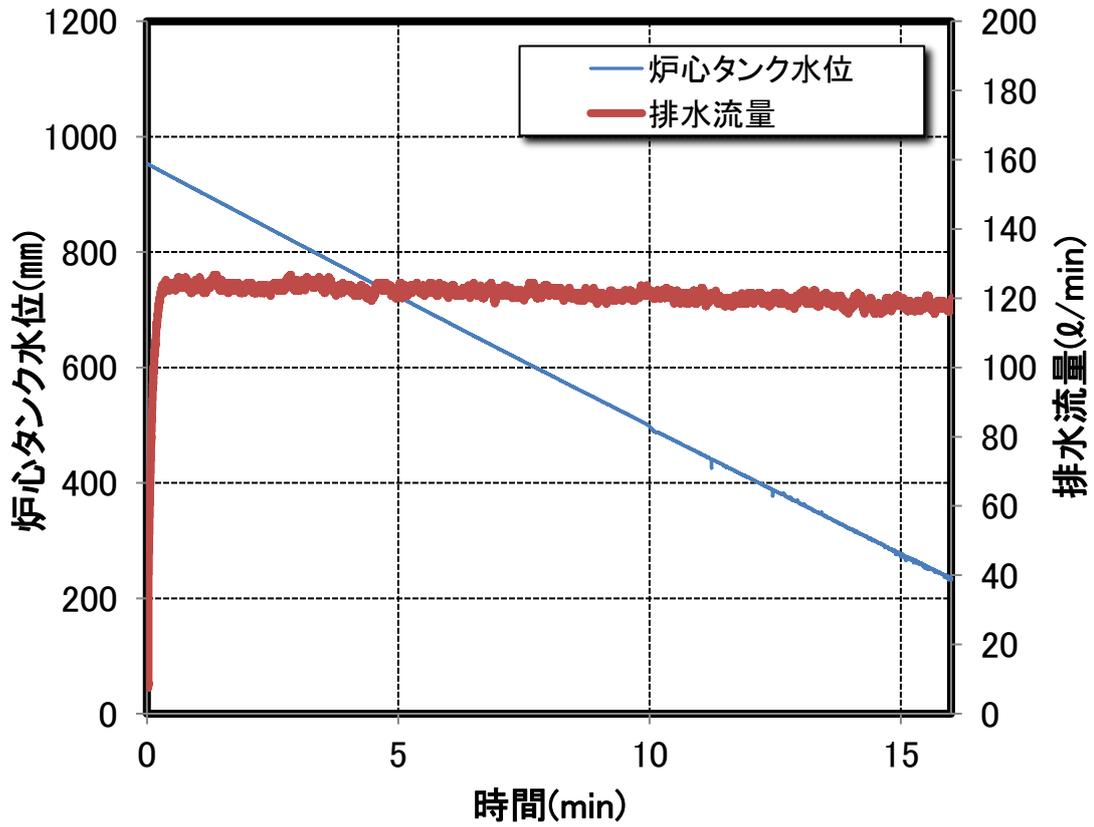


給水継続状態で急速排水弁（1基のみ）を開とした場合の排水流量測定結果
（モックアップ試験）

(2) 通常排水弁の排水流量について

通常排水弁の排水流量はモックアップ試験で確認しており、その試験結果は、約120L/min（水位低下速度にして約0.8mm/s）である。

以下にモックアップ試験の排水流量測定結果を示す。



通常排水弁の排水流量測定結果
(モックアップ試験)

STACYの「所要の運転状態」について

STACYにおける「所要の運転状態」とは、以下の制限値を満足することはもとより、実験計画で定めた制限値（熱出力、臨界水位等）も満足して運転している状態をいう。

- ・熱出力：200W 以下
- ・臨界水位：40cm 以上 140cm 以下
- ・最大添加反応度：0.3 ドル以下
- ・反応度添加率：臨界近傍で3セント/s 以下
- ・炉心温度：70℃以下

なお、STACYの典型的な運転は、以下のようなプロセスで実施する。このとき、上記の制限値（実験計画で定めた制限値を含む。）を満足した状態で運転する。

- ①臨界近接（段階的給水）
- ②臨界水位推定（中性子逆増倍率測定法）
- ③臨界超過（添加反応度 10 セント程度による出力上昇）
- ④出力上昇中に反応度測定（例：出力増倍時間（1分程度）の測定×2回のため、低出力（1W程度）までの臨界超過状態を2分程度*1維持する。）
※測定した反応度と臨界水位から、水位反応度係数を算出
- ⑤臨界調整（臨界水位確定、必要な実験データの取得のため、低出力（1W程度）での臨界状態を10分程度維持する*2。）
- ⑥測定後、運転終了（原子炉停止）

*1：臨界超過のための給水時間を除く。

*2：実験計画により調整する出力及び臨界状態の維持時間は異なる。

参考資料

ダンプ槽加熱ヒータ等の故障時影響評価

1. 概要

ダンプ槽、給水系及び炉心タンクには温度調節機能を有する電気ヒータを設置し、軽水の昇温運転時にダンプ槽は昇温及び保温を、給水系及び炉心タンクは予熱及び保温を行う。正の炉心温度反応度係数を有する炉心においては、これらの電気ヒータの故障により炉心温度が上昇し、正の反応度が添加される場合がある。

本書では、電気ヒータの故障が炉心に与える影響を評価した。

2. 電気ヒータの設計仕様

ダンプ槽加熱ヒータ、給水系配管予熱ヒータ、炉心タンク予熱ヒータの設計仕様を表2-1に示す。

表2-1 各種ヒータの設計仕様

名 称	定格出力	基 数
ダンプ槽加熱ヒータ	20.0 kW	2
給水系配管予熱ヒータ	0.4 kW	1
	1.1 kW	1
	0.6 kW	1
	0.5 kW	1
	0.2 kW	2
	1.0 kW	2
炉心タンク予熱ヒータ	1.3 kW	1
	2.4 kW	1
合 計	48.7 kW	12

3. 計算方法

計算に当たっては、表2-1に示す全てのヒータが故障し、軽水が加熱される場合を想定する。このとき、炉心の温度上昇率が大きくなるよう軽水の質量は、最小炉心を仮定する。

(1) 全てのヒータが故障した場合の温度上昇率

$$\Delta T = \frac{Q}{m \times c} = \frac{50 \times 10^3}{1.53 \times 10^6 \times 4.18} = 7.83 \times 10^{-3} \cong 8.0 \times 10^{-3} \text{ } ^\circ\text{C}$$

ここで、

Q : 熱量 (50 kW × 1 s = 50 × 10³ J) 【全てのヒータの定格出力の合計値を切上げ】

m : 水の質量 (1.53 × 10⁶ g) 【最小炉心の軽水質量。直径180cm、高さ60cm
(最低臨界水位40cm + 炉心タンク下部水位20cm)】

c : 水の比熱 (4.18 J/(g・K))

(2) 温度上昇による反応度添加率

$$\frac{d\rho}{dt} = \frac{\alpha_{TM} \times \Delta T}{\beta} \times 100 = \frac{3.8 \times 10^{-4} \times 8.0 \times 10^{-3}}{6.8 \times 10^{-3}} \times 100 = 4.47 \times 10^{-2}$$
$$\cong 4.5 \times 10^{-2} \text{ セント/s}$$

ここで、

α_{TM} : 減速材温度反応度係数 (+3.8 × 10⁴ Δk/k/°C)

β : 実効遅発中性子割合 (6.8 × 10⁻³)

【STACY 原子炉設置変更許可申請書 添付書類八 8-別1-3-33】

4. 評価

ダンプ槽加熱ヒータ等の全てのヒータが故障した場合の温度上昇率は、約8.0 × 10⁻³ °C/s である。このとき、この温度上昇による反応度添加率は、最大の正の炉心温度反応度係数 (+3.8 × 10⁻⁴ Δk/k/°C、 β = 6.8 × 10⁻³) を仮定しても4.5 × 10⁻² セント/s であり、核的制限値の3セント/s と比べて十分小さい。

したがって、ダンプ槽加熱ヒータ等が故障した場合でも、STACY施設の安全性に影響はない。

空白頁

添付書類

Ⅲ－９－３ 反応度制御についての評価書

- (1) 炉心の核的設計計算書作成の基本方針
- (2) 基本炉心（１）の核的設計計算書

空白頁

添付書類

Ⅲ－９－３－(1) 炉心の核的設計計算書作成の基本方針

目 次

1.	概要.....	添Ⅲ-9-3-(1)-1
2.	基本方針.....	添Ⅲ-9-3-(1)-1
2.1	炉心構成の条件	添Ⅲ-9-3-(1)-1
2.2	構成してはならない炉心の識別.....	添Ⅲ-9-3-(1)-2
3.	評価条件及び判定基準.....	添Ⅲ-9-3-(1)-2
3.1	炉心の条件	添Ⅲ-9-3-(1)-2
3.2	過剰反応度	添Ⅲ-9-3-(1)-2
3.3	給排水系による最大反応度添加率.....	添Ⅲ-9-3-(1)-2
3.4	安全板による停止時の中性子実効増倍率.....	添Ⅲ-9-3-(1)-3
3.5	炉心特性	添Ⅲ-9-3-(1)-3
4.	計算方法.....	添Ⅲ-9-3-(1)-4
	参考文献.....	添Ⅲ-9-3-(1)-4

1. 概要

STACYの炉心は、炉心構成及び核的制限値並びに炉心特性の範囲内において、実験計画に基づき、炉心タンク内の格子板フレームに取り付けた格子板に棒状燃料及び実験用装荷物（配列式）を垂直になるように配列した後、減速材及び反射材として軽水を炉心タンクに給水することにより構成する。格子板及び格子板フレームは、実験の目的に応じて異なるものを製作し、交換して使用する。棒状燃料は、単一種類又は複数種類のを組み合わせて使用する。このとき、炉心の平均 ^{235}U 濃縮度（炉心に装荷した全棒状燃料の平均濃縮度）は10wt%以下とする。また、実験用装荷物は、実験の目的に応じて異なるものを製作し、単一種類又は複数種類のを組み合わせて使用する。減速材は、格子間隔の異なる格子板の使用又は格子板へ実験用装荷物（ボイド模擬体ほか）を配列することにより、減速材対燃料ペレット体積比（炉心平均）を0.9以上11以下の範囲で変化させる。軽水には、実験計画に応じて可溶性中性子吸収材を添加する。STACYで構成する炉心は、臨界水位が棒状燃料の有効長下端より40cm以上140cm以下の範囲とする。ただし、未臨界炉心（140cm超の給水によっても臨界とならない炉心）においては水位が140cm以下とする。

STACYの反応度制御は、給排水系及び安全板駆動装置を用いて行う。給排水系は、炉心タンクに制御材（軽水）を給水することにより正の反応度を添加する機能並びに炉心タンクから制御材（軽水）を排水することにより負の反応度を添加する機能を有する。安全板駆動装置は、安全板を炉心内に落下させることにより負の反応度を添加する機能を有する。

本書は、炉心タンクに制御材（軽水）を給水する場合の正の反応度添加率の評価並びに安全板を炉心内に落下させた場合の反応度抑制効果の評価に関する基本方針、これらの評価条件及び評価方法を示すものである。

2. 基本方針

2.1 炉心構成の条件

STACYで構成する炉心は以下の主要な核的制限値を満足するよう構成する。

- | | | | |
|-----|--------------------|-------|----------|
| (1) | 最大過剰反応度 | 0.8 | ドル |
| | 最大添加反応度 | 0.3 | ドル |
| (2) | 臨界近傍における最大反応度添加率 | 3 | セント/s 以下 |
| (3) | 安全板による停止時の中性子実効増倍率 | | |
| | 全数挿入時 | 0.985 | 以下 |
| | ワンロッドスタック(*)時 | 0.995 | 以下 |

(*)最大反応度値を有する安全板1枚が挿入不能なとき

また、炉心は、その特性が表1及び表2に示す範囲になるよう構成するものとする。

2.2 構成してはならない炉心の識別

炉心を構成するときには、実験計画に応じて炉心を構成する範囲を決定し、2.1に示した炉心構成の条件を満足していることを、原則として計算解析により評価し、確認する。評価条件及び判定基準の詳細は本書の3章以降に示す。このとき、計画した範囲内に炉心構成の条件を満足しない炉心が確認されたときは、当該炉心を「構成してはならない炉心」として特定し、炉心構成範囲外として識別する。

上記の手続きは、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定め、遵守する。

3. 評価条件及び判定基準

3.1 炉心の条件

本書に示す基本方針に従って評価する炉心の臨界水位の制限値は40cm以上140cm以下の範囲である。また、制御材は、軽水及びこれに可溶性中性子吸収材を付加したものとし、ウラン棒状燃料の ^{235}U 濃縮度は10 wt%以下とする。

3.2 過剰反応度

STACYでは、計測制御系統施設のプロセス計装設備である最大給水制限スイッチ及び給水停止スイッチにより、炉心に給水される軽水の水位を制限することによって、過剰反応度に関する制限を担保する。最大給水制限スイッチ及び給水停止スイッチによる水位制限について図1に示す。

最大給水制限スイッチの上限位置は、給水系の吐出弁の閉動作時間（1 s）及び低速給水系による水位上昇速度（最大1 mm/s）並びに最大給水制限スイッチの水面検出誤差（±1.5 mm）を考慮して、最大過剰反応度（0.8 ドル）に相当する臨界超過水位よりも下方に制限する。

同様に、給水停止スイッチの上限位置は、給水系の吐出弁の閉動作時間（1 s）及び低速給水系による水位上昇速度（最大1 mm/s）並びに給水停止スイッチの水面検出誤差（±1.5 mm）を考慮して、最大添加反応度（0.3 ドル）に相当する臨界超過水位よりも下方に制限する。

なお、STACYの炉心は、水位反応度係数が6 セント/mm（ $=6.0 \times 10^{-2}$ ドル/mm。表1参照）以下になる範囲で構成することから、図1に示すとおり、もともと水位反応度係数が大きい炉心においても運転を行うことができる。

3.3 給排水系による最大反応度添加率

臨界近傍における最大反応度添加率3セント/sに相当する給水流量を V_{lim} 、臨界近傍における制御材（軽水）の高さを H 、炉心タンク内の水面の面積を S とすると、水位反応度係数 $d\rho/dH$ と V_{lim} は以下の関係式で表される。

$$\frac{d\rho}{dH} \cdot \frac{V_{lim}}{S} = 3 \text{ セント} / \text{s}$$

$d\rho/dH$ は、 H のほぼ3乗に反比例するため、上式より臨界水位が最小の場合に V_{lim} が最小となる。給排水系の制御能力の評価では、実験計画時の計算解析により求めた $d\rho/dH$ を用いて算出した V_{lim} の最小値と低速給水系の給水制御能力を比較して、低速給水系の最小給水流量がこの V_{lim} を十分下回っているかどうかにより判定する。ただし、実測データにより見通しが明らかな場合は、計算解析を省略することができる。計算解析のみにより $d\rho/dH$ を求めた場合は、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定める手順に従って実測により計算解析の妥当性を確認する。

なお、前節に示したとおり、STACYの炉心は水位反応度係数 $d\rho/dH$ が6 セント/mm (= 6.0×10^{-2} ドル/mm) を下回るように構成する。この、もっとも給排水系による反応度添加率が大きいときの V_{lim} は 65 l/min である。

3.4 安全板による停止時の中性子実効増倍率

安全板による反応度抑制効果は、実験計画時の計算解析により、安全板の全挿入による停止時の中性子実効増倍率が 0.985 以下、ワンロッドスタック時（最大の反応度係数を持つ安全板1枚が挿入不能なとき）の中性子実効増倍率が 0.995 以下となることを確認することにより評価する。ただし、実測データにより見通しが明らかな場合は、計算解析を省略することができる。計算解析のみにより安全板の反応度抑制効果の評価した場合は、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定める手順に従って実測により計算解析の妥当性を確認する。さらに、STACY施設は想定される津波の遡上高さ (T.P. +約 6m) を敷地高さ (T.P. +約 8m) が上回るため津波による浸水のおそれはない。ただし、想定を超えた津波による浸水に対し炉心の未臨界を確保するため、安全板（又は安全板と同じ材料で製作する中性子吸収板（以下「未臨界板」という。））の性能とあいまって、海水による全水没を想定したときに中性子実効増倍率を 0.995 以下にできることを計算解析によって確認する。このとき、ワンロッドスタックは想定しない。また、評価に当たっては適切な臨界バイアスを考慮する。

3.5 炉心特性

炉心の特性は、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定める手続きに従い、実験計画段階において、水位、温度及びボイドに関する反応度係数並びに即発中性子寿命及び実効遅発中性子割合の変化範囲を計算解析により確認し、それらの特性値が表1及び表2に示す範囲内に収まる見通しがあることを確認する。

4. 計算方法

本評価書における評価には、以下に示すSN法輸送計算コード又はモンテカルロ法計算コード及び核データライブラリを使用する。ただし、最新の科学的知見の反映、計算技術の発達等により以下に示す計算コード及び核データライブラリ以外のものを用いることもある。その場合は、種々の実験の解析又は実測によりその妥当性を確認した上で使用する。

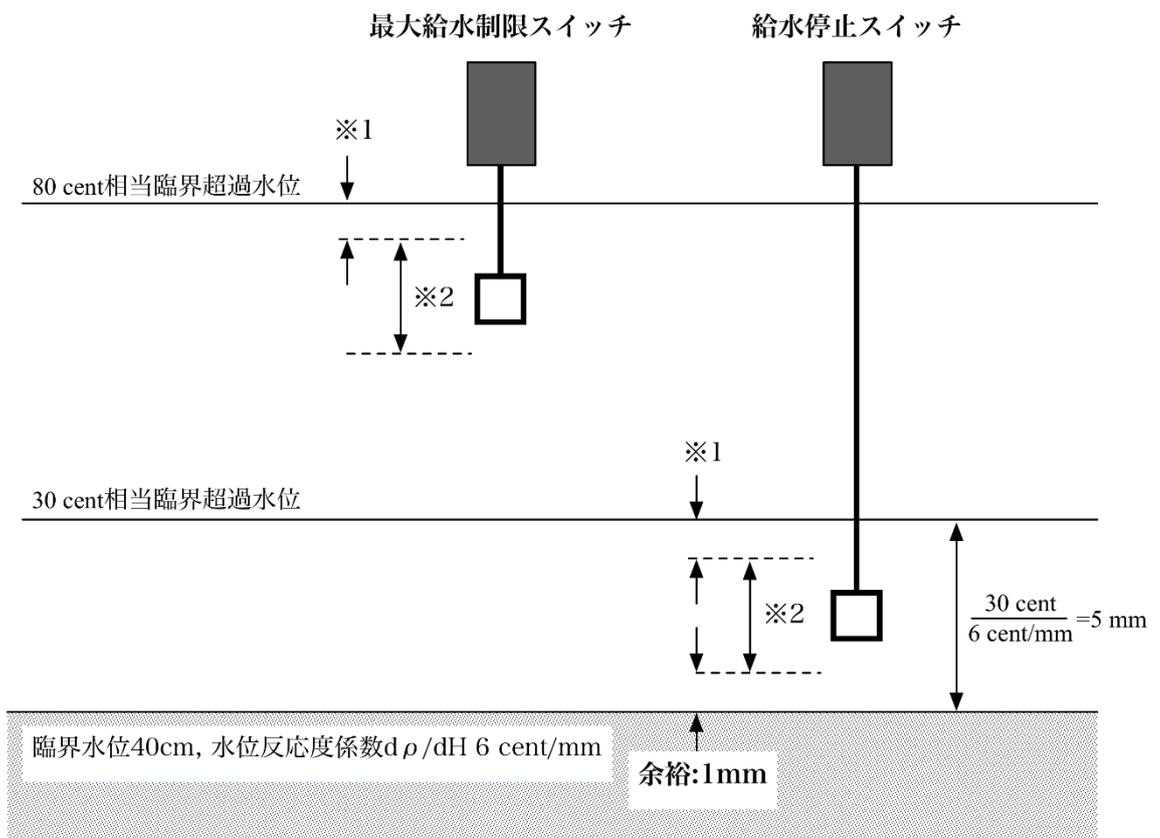
臨界量及び安全板の反応度値の計算には、連続エネルギー法に基づくモンテカルロ計算コードMVP^[1]を用い、核データとしては評価済核データライブラリJENDL-3.3^[2]を基にしたポイントワイズ断面積を用いる。

また、反応度係数及び動特性パラメータの計算には、多群法に基づくSN法輸送計算コードDANTSYS^[3]を用い、群定数としてはJENDL-3.3を基にした、統合核計算コードシステムSRAC^[4]ライブラリ107群定数(中性子エネルギーが0.68256eV以上の高速中性子70群及び熱中性子37群)を、SRAC内の衝突確率法に基づくPIJモジュールで求めた空間依存スペクトルを重みとして縮約したものを用いる。

これらの評価に用いる計算コード及び核データライブラリは、種々の実験によりその妥当性が確かめられている。

参考文献

- [1] Y. Nagaya et al., "MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAERI 1348 (2005)
- [2] K. Shibata et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3," J. Nucl. Sci. Technol. 39, 1125 (2002)
- [3] R. E. Alcouffe et al., "DANTSYS: A Diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System," LA-12969-M (1995)
- [4] K. Okumura et al., "SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System," JAEA-Data/Code 2007-004 (2007)



※1：吐出弁閉時間(1s)×水位上昇速度(1mm/s)=1mm

※2：水位スイッチの精度 (±1.5 mm)

図1 最大給水制限スイッチ及び給水停止スイッチによる水位制限

表1 核的制限値に関連する炉心特性値

炉心特性値	最大値	最小値
水位反応度係数 $\frac{d\rho}{dH}$ (ドル/mm)	6.0×10^{-2}	2.0×10^{-3}
最大反応度添加率 相当給水流量 V_{lim}^* (ℓ/min)	1915	65

※炉心タンク内の水面の断面積を15%減として評価

表2 STACYで構成される炉心の動特性定数

動特性定数	最大値	最小値
減速材温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	$+3.8 \times 10^{-4}$	-3.7×10^{-5}
減速材ボイド 反応度係数 ($\Delta k/k/vol\%$)	$+3.7 \times 10^{-3}$	-3.8×10^{-3}
棒状燃料温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	-8.5×10^{-6}	-4.1×10^{-5}
即発中性子寿命 (s)	8.4×10^{-5}	6.9×10^{-6}
実効遅発 中性子割合 (-)	8.1×10^{-3}	6.8×10^{-3}

添付書類

Ⅲ－９－３－(2) 基本炉心（１）の核的設計計算書

目 次

1. 概要	添Ⅲ-9-3-(2)-1
2. 基本炉心（1）の条件	添Ⅲ-9-3-(2)-1
3. 計算条件及び計算方法	添Ⅲ-9-3-(2)-2
3.1 基本方針	添Ⅲ-9-3-(2)-2
(1) 臨界炉心の評価	添Ⅲ-9-3-(2)-2
(2) 安全板（未臨界板）の評価	添Ⅲ-9-3-(2)-2
(3) 可溶性中性子吸収材（ボロン）の評価	添Ⅲ-9-3-(2)-4
(4) 炉心特性の評価	添Ⅲ-9-3-(2)-4
3.2 計算モデル	添Ⅲ-9-3-(2)-4
4. 計算結果	添Ⅲ-9-3-(2)-9
4.1 臨界炉心の評価結果	添Ⅲ-9-3-(2)-9
4.2 安全板（未臨界板）評価の結果	添Ⅲ-9-3-(2)-9
4.3 可溶性中性子吸収材評価の結果	添Ⅲ-9-3-(2)-9
4.4 炉心特性評価の結果	添Ⅲ-9-3-(2)-9
4.5 構成してはならない炉心の再評価	添Ⅲ-9-3-(2)-9
5. まとめ	添Ⅲ-9-3-(2)-10
参考文献	添Ⅲ-9-3-(2)-10
補足資料 設工認（第3回）「基本炉心（1）」の受検炉心について	添Ⅲ-9-3-(2)-33
(1) 基本炉心（1）の受検炉心（案）	添Ⅲ-9-3-(2)-33
(2) 基本炉心（1）の解析結果の整理	添Ⅲ-9-3-(2)-34

1. 概要

本書では、STACYの基本炉心（1）において主要な核的制限値が満足されていることを確認する手順を示す。実際の運転に当たっては、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定める手続きに従い、実験計画段階において同様の確認を行う。このとき、計算モデルには、炉心を構成する機器等の製作に当たり実測した値を適切に反映する（本書では設計値を用いる）。

2. 基本炉心（1）の条件

基本炉心の条件は、添付計算書「Ⅲ-9-3-(1) 炉心の核的設計計算書の基本方針」に示したものに加え、以下のとおりとする。

(1) 燃料

- a. 燃料として、平成4年5月1日付け4安（原規）第56号をもって設計及び工事の認可を取得して製作したウラン棒状燃料（ ^{235}U 濃縮度5 wt%）を用いる。
- b. 燃料の最大挿入量は、50本以上400本以下（実験用装荷物の燃料試料挿入管を含む）とする。ただし、棒状燃料の有効長下端より140cm超の給水によっても臨界にならない炉心については400本以下とする。

(2) 減速材及び反射材

- a. 軽水を用いる。
- b. 可溶性中性子吸収材として、実験計画に応じてボロン（ホウ酸）を用いる。
- c. 使用温度範囲は、常温（25℃）から最高70℃とする。

(3) 格子板

- a. 格子板として、本申請第1編Ⅳ. 格子板に示した以下のものを用いる。
 - 1) 格子間隔15 mmのもの
 - 2) 格子間隔12.7 mmのもの
- b. 減速材対燃料ペレット体積比は0.9以上11以下とする。

3. 計算条件及び計算方法

3.1 基本方針

炉心の形状は、水平断面が円筒形又は正方形であるとする。以下それぞれ「円筒炉心」「正方炉心」と呼ぶ。臨界計算及び安全板（未臨界板）の評価においては円筒炉心及び正方炉心を対象とする。炉心特性の評価においては、両者に差はほとんど無いため円筒炉心を対象とする。炉心温度については、常温（25℃）の炉心を対象とする。なお、昇温実験を行う際には、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定める手続きに従い、再度評価を行う。

評価は以下の順に行う。以下の計算のうち、(1), (2), (3)については、連続エネルギーモンテカルロコード MVP2^[1] を評価済核データライブラリ JENDL-3.3^[2] と組み合わせて使用する。また、(4)においては、SN 輸送計算コード DANTSYS^[3] のうちから TWODANT を用いて R-Z 体系の計算とする。このとき、群定数としては JENDL-3.3 を基にした、統合核計算コードシステム SRAC^[4] ライブラリ 107 群定数（中性子エネルギーが 0.68256eV 以上の高速中性子 70 群及び熱中性子 37 群）を、SRAC 内の衝突確率法に基づく P I J モジュールで求めた空間依存スペクトルを重みとして、16 群（高速中性子 10 群、熱中性子 6 群）に縮約したものをを用いる。

(1) 臨界炉心の評価

円筒炉心、正方炉心のそれぞれについて、臨界水位を 40 cm、70 cm、110 cm、140 cm とし、棒状燃料本数をパラメータとした臨界計算を行い、臨界となる本数を求める。臨界とみなす中性子実効増倍率は、原子力機構の既設の臨界実験装置 TCA における実験結果^{[5], [6]} から、0.997 とする。このとき、格子間隔は、減速材対燃料ペレット体積比（以下「VR」と略す。）に係る炉心構成範囲の制限を満足するものとして 1.27 cm、1.50 cm、2.54 cm とする（それぞれの VR は約 1.72, 2.93, 10.9 である）これらの臨界となる条件を以下「臨界炉心」と呼ぶ。なお、格子間隔 2.54 cm は、1.27 cm ピッチの格子板に棒状燃料を 1 本飛ばしで挿入することを想定したものである。

(2) 安全板（未臨界板）の評価

基本炉心（1）で使用する格子板の安全板スリット及び未臨界板スリットを図 3.1 に示す。本評価では、(1)で求めた臨界炉心について、図中①、②で示した安全板スリットに 2 枚の安全板を挿入したときの中性子実効増倍率を評価する。

評価の結果、核的制限値を満足しない場合は、当該臨界炉心を「構成してはならない炉心」として識別し、炉心構成範囲外とする。なお、実際の運転に当たっては、当該識別及び構成する炉心が炉心構成範囲内であることを確認する手順を原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定め、遵守する。

上記の評価に当たっては、下式の計算を行い、最大過剰反応度である 0.8 ドル及びモンテカルロ計算に付随する不確かさの 3 倍を計算結果に加えて判定する。

$$\rho = \frac{1}{k_0} - \frac{1}{k_1}, \sigma_\rho = \sqrt{\frac{\sigma_{k_0}^2}{k_0^4} + \frac{\sigma_{k_1}^2}{k_1^4}}$$

$$\rho' = \rho + 0.8\beta_{\max}$$

$$k' = \frac{1}{1 - \rho'}, \sigma_{k'} = \frac{\sigma_\rho}{(1 - \rho')^2}$$

$$\text{test} [k' + 3\sigma_{k'} \leq \text{criterion}]$$

ただし、記号は、以下のとおりである。

k_0	安全板（未臨界板）を挿入しないときの中性子実効増倍率
σ_{k_0}	k_0 の不確かさ（1標準偏差）
k_1	安全板（未臨界板）を挿入したときの中性子実効増倍率
σ_{k_1}	k_1 の不確かさ（1標準偏差）
ρ	安全板（未臨界板）の反応度効果
σ_ρ	ρ の不確かさ（1標準偏差）
ρ'	最大過剰反応度 0.8 ドルを考慮した反応度効果
β_{\max}	実効遅発中性子割合の最大値 (8.1×10^{-3} 。添付書類Ⅲ-9-3-(1)表 2 参照。)
k'	安全板（未臨界板）挿入時の中性子実効増倍率
$\sigma_{k'}$	k' の不確かさ（1標準偏差）
test	判定関数。引数を評価した結果が真であるとき合格とする。
criterion	判定基準。全挿入時 0.985、ワンロードスタック時 0.995

また、想定を超えた津波に炉心が水没したときの評価として、炉心が海水に全水没したときでも中性子実効増倍率を 0.995 以下にできる最大本数の炉心を評価する。なお、このとき ρ の評価には上式を用い、 k_0 を臨界バイアスである 0.997 とし、 σ_{k_0} は無視する。また、 ρ' の評価 ($0.8\beta_{\max}$ を加える) は行わない。以下このような炉心を「津波最大炉心」という。津波最大炉心は上記のスリットに安全板が 2 枚挿入された状態の評価を行うほか、図中③、④で示したスリットに未臨界板 2 枚が挿入された条件でも評価する。計算の結果、最大炉心の棒状燃料本数が臨界炉心の棒状燃料本数を下回る場合は、想定を超えた津波に水没した時に臨界になるおそれを否定できないものとして、当該臨界炉心を「構成してはならない炉心」として識別し、炉心構成範囲外とする。

(3) 可溶性中性子吸収材（ボロン）の評価

減速材に可溶性中性子吸収材を添加するため、(2)において評価した津波最大炉心に対して可溶性中性子吸収材を添加した臨界計算を行い、臨界となる濃度を求める。

最後に、上記で求めた最大濃度を添加した炉心に対して、(2)と同様の安全板の評価を行い、安全板に係る核的制限値を満足することを確認する。核的制限値が満足されない場合は、(2)と同様に「構成してはならない炉心」として識別し、炉心構成範囲外とする。

(4) 炉心特性の評価

(1)の臨界炉心及び(3)の可溶性中性子吸収材を添加した炉心について、減速材温度反応度係数、減速材ボイド反応度係数、棒状燃料温度反応度係数、即発中性子寿命、実効遅発中性子割合及び水位反応度係数の計算を行い、添付計算書「Ⅲ-9-3-(1) 炉心の核的設計計算書作成の基本方針」の表1及び表2に示した炉心特性値の範囲（以下「炉心特性範囲」という。）に入る見通しがあることを確認する。炉心特性範囲を逸脱する場合は、(2)と同様に、「構成してはならない炉心」として識別し、炉心構成範囲外とする。

3.2 計算モデル

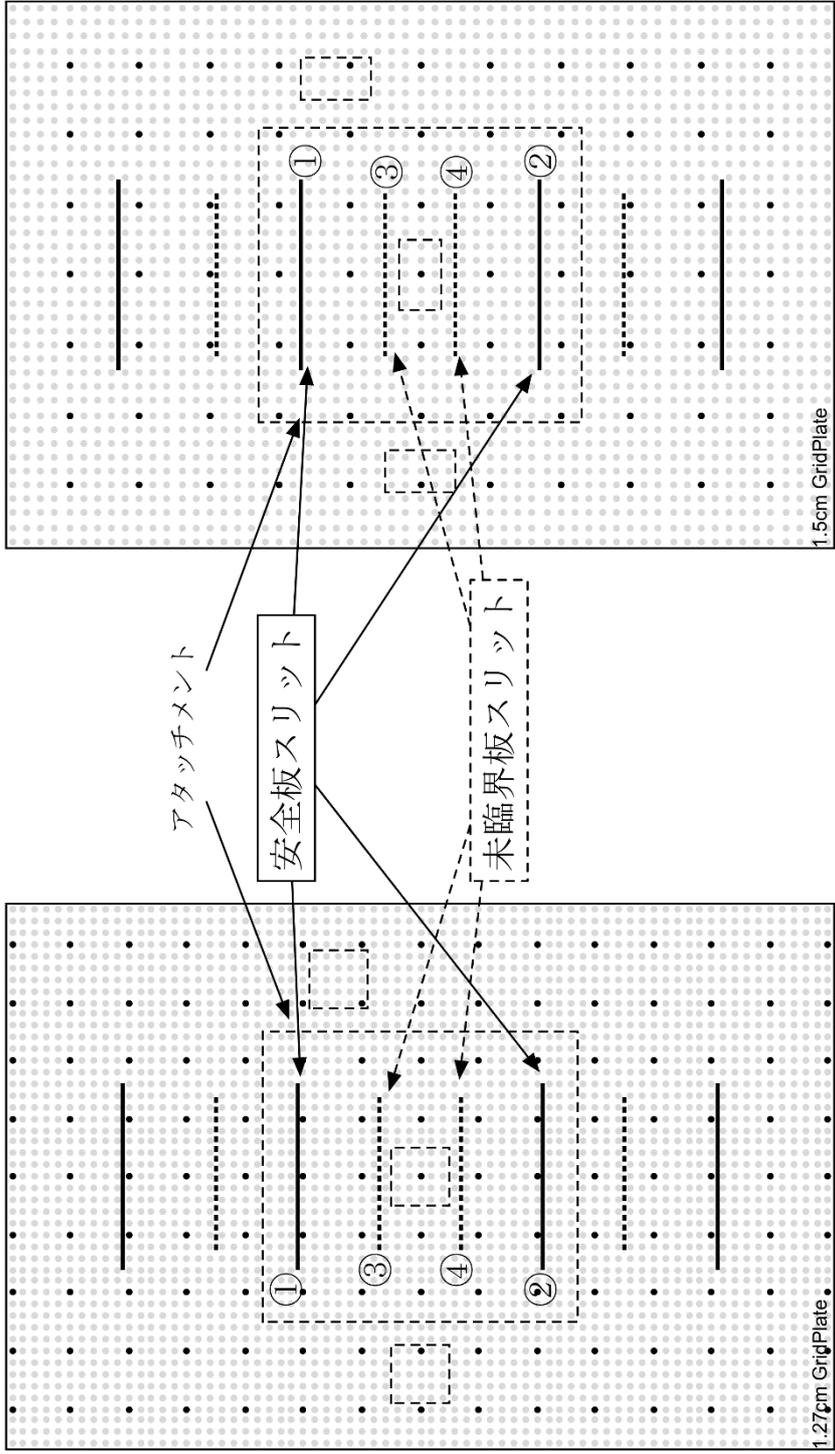
前述のとおり、計算コード及び核データライブラリは、添付計算書「Ⅲ-9-3-(1) 炉心の核的設計計算書作成の基本方針」に示したものをを用いる。モンテカルロ計算の計算条件を表3.1に示す。使用した原子個数密度を表3.2に示す。

また、計算においては、安全板（未臨界板）評価時の中性子実効増倍率を大きくするため、以下の条件をおく。

- (1) 安全板の幅は、実機（本申請第2編Ⅳ. 制御設備にて申請）よりも狭い20 cmとする。
未臨界板の幅は設計仕様よりも狭く17 cmとする。
- (2) 安全板の全体の厚み及びカドミウムの厚みは、実機よりも薄い1.25 mm、0.3 mmとする。なお、未臨界板の厚みは安全板と同じとする。
- (3) 安全板装置のガイドピンは、棒状燃料に置き換える。
- (4) 未臨界板評価時の海水は、茨城県沖の海水の塩分が約32 g/kg^[7]であることから実際の海水より低く31 g/kgとする。また、海水に含まれる中性子吸収物質（塩素、ボロン等）の密度を実際より低くするため、茨城県沖の夏季の海表面温度^[7]を参考に、海水温度は30℃とする。

- (5) 安全板が挿入されたときの水位の上昇は、計算モデルに反映する。このとき、上昇量を実際より大きく推定するため、炉心タンク内の水面の面積を、棒状燃料の装荷本数等によらず一律 15%減¹として計算する。

¹ 炉心タンク内の面積の 15%は、棒状燃料にして約 5300 本、直径 11cm の内挿管にして約 40 本に相当する。これは、棒状燃料の最大装荷量 400 本に対して十分に大きい。



- 格子間隔 15 mm 格子板
- 安全板スリット
 - - - 未臨界板スリット
 - 棒状燃料挿入孔(実験用装荷物の燃料試料挿入管を含む)
(数えやすくするために色を変えてあるが、同じ孔)

格子間隔 12.7 mm 格子板

図 3.1 格子板概略図 (詳細図は本申請第 1 編 IV. 格子板を参照)

表 3.1 モンテカルロ計算の計算条件

入力項目	入力データ
統計	<ul style="list-style-type: none"> • バッチあたりの粒子数 10000 • バッチ数 500 • 統計を取るまでにスキップするバッチ数 200
粒子源発生分布	<ul style="list-style-type: none"> • 全棒状燃料のペレット部にXY方向は均一分布とし、Z方向は、水没部に余弦分布、水面より上は均一分布とする。

表 3.2 計算に使用した原子個数密度

(1) 棒状燃料ペレット

二酸化ウラン ^{235}U 濃縮度 5 wt%	
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
U-235	1.1757×10^{-3}
U-238	2.2057×10^{-2}
O-16	4.6465×10^{-2}

(2) 棒状燃料被覆管

ジルコニウム合金 (ジルカロイ-4 ^[8])			
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)	核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
C-12	4.5124×10^{-5}	Zr-91	4.7649×10^{-3}
O-16	3.1617×10^{-4}	Zr-92	7.2833×10^{-3}
Si-nat	1.2865×10^{-5}	Zr-94	7.3809×10^{-3}
Cr-nat	8.4548×10^{-5}	Zr-96	1.1891×10^{-3}
Fe-nat	1.4989×10^{-4}	Sn-126	4.3475×10^{-4}
Zr-90	2.1850×10^{-2}		

※-natは天然核種を示す。

表 3.2 計算に使用した原子個数密度 (続き)

(3) 中性子吸収材 (カドミウム)、軽水、ステンレス鋼

中性子吸収材 (カドミウム)		安全板被覆 (ステンレス鋼)	
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)	核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
Cd-nat	4.6338×10^{-2}	C-12	3.1728×10^{-4}
		Si-nat	1.6961×10^{-3}
軽水		P-nat	6.9206×10^{-5}
H-1	6.6658×10^{-2}	S-nat	4.4566×10^{-5}
O-16	3.3329×10^{-2}	Cr-nat	1.7407×10^{-2}
		Mn-54	1.7341×10^{-3}
		Fe-nat	5.7871×10^{-2}
		Ni-nat	8.1167×10^{-3}

※-natは天然核種を示す。

(4) 海水^[9]

海水 (塩分濃度 31 g/kg、温度 30 °C)			
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)	核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
H-1	6.6075×10^{-2}	Na-nat	2.5169×10^{-4}
O-16	3.3102×10^{-2}	Mg-nat	2.9610×10^{-5}
Cl-nat	2.9611×10^{-4}	Si-nat	5.9221×10^{-8}
B-10	4.8662×10^{-8}	S-nat	1.5397×10^{-5}
B-11	1.9710×10^{-7}	K-nat	5.3299×10^{-6}
C-12	1.2733×10^{-6}	Ca-nat	5.6260×10^{-6}
Br-nat	4.4416×10^{-7}		

※-natは天然核種を示す。

4. 計算結果

4.1 臨界炉心の評価結果

臨界炉心の評価結果を表 4.1 及び図 4.1 に示す。また、代表的な炉心の配列の例を図 4.2 に示す。なお、格子間隔 2.54 cm の条件においては、低水位（40 cm）における棒状燃料本数が 400 本をやや上回る（正方炉心において 406 本、円筒炉心において 402 本）ことから、棒状燃料本数が 400 本となるよう、臨界水位を調整して以下の解析を行った。

4.2 安全板（未臨界板）評価の結果

原子炉停止余裕の計算結果について、表 4.2-1 に示す。また、ワンロードスタックマージンの計算結果について表 4.2-2 に示す。さらに、津波最大炉心の計算結果を、安全板によるものを表 4.2-3 に、未臨界板によるものを表 4.2-4 に示す。

上記より、すべての臨界炉心について原子炉停止余裕及びワンロードスタックマージンが満足できることが確認できた。また、津波最大炉心の評価においてもすべての炉心で安全板（未臨界板）で未臨界を確保できることが確認され、「構成してはならない炉心」として識別される炉心は無かった。

4.3 可溶性中性子吸収材評価の結果

減速材及び反射材に可溶性中性子吸収材（ボロン）を添加する実験のため、4.2 で評価した津波最大炉心に対して、臨界水位を 40 cm、70 cm、110 cm、140 cm としたときの臨界ボロン濃度を計算した。なお、4.1、4.2 で「構成してはならない炉心」として識別された炉心又は未臨界となった炉心があった場合には、それらは評価対象から外すものとする。

可溶性中性子吸収材評価の結果を表 4.3-1 及び図 4.3-1 に示す。

4.4 炉心特性評価の結果

4.1～4.3 で評価した炉心について、炉心特性値の評価を行った。評価の結果を表 4.4-1～6 に示す。また水位反応度係数の変化を図 4.4-1 に示す。評価の結果、すべての炉心について、炉心特性範囲を逸脱しないことが確認され、「構成してはならない炉心」として識別される炉心は無かった。

4.5 構成してはならない炉心の再評価

4.1～4.4 の評価を通じて「構成してはならない炉心」が識別された場合、これらの炉心は、棒状燃料の本数が「津波最大炉心」を上回るか、核的制限値を満足しないか又は炉心特性範囲を逸脱するため、構成することができない。このときは、追加の解析によりパラメータサーベイを行い、構成できる炉心の範囲を明確化するものとする。上記手順を通じて、構成できるすべての炉心特性が制限の範囲に入ることを確認する。

5. まとめ

STACYの基本炉心(1)について、炉心構成条件の範囲で臨界となる棒状燃料本数と可溶性中性子吸収材(ボロン)濃度を計算し、それらすべての炉心で核的制限値を満足できることを確認した。また、想定を超える津波により炉心が水没した際に、臨界となる可能性が否定できない条件がある場合、核的制限値を満足しない場合、あるいは炉心特性範囲を逸脱する場合には、当該炉心を「構成してはならない炉心」として識別する手順を示した(以下これらを「識別した炉心」という。)。識別した炉心は、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定める手続きにおいて炉心構成範囲外として取り扱われる。本評価においては、識別した炉心は特定されず、全臨界炉心に対して炉心特性値を計算した結果、評価したすべての炉心について、炉心特性範囲を逸脱しないことを確認した。さらに、識別した炉心について、構成できる炉心構成条件の範囲を明らかにし、炉心構成範囲を明確化するとともに、炉心の特性が炉心特性範囲を逸脱しないことを確認する手順を示した。

STACYは、実験計画に応じて炉心構成を変更する臨界実験装置であるため構成可能な炉心は多岐にわたるが、炉心構成の手順を原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定め、計画に際して本書に示した評価を確実にを行い、構成してはならない炉心を識別することにより、核的制限値及び炉心特性の範囲で運転を行うことができる。

参考文献

- [1] Y. Nagaya et al., "MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAERI 1348 (2005)
- [2] K. Shibata et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3," J. Nucl. Sci. Technol. 39, 1125 (2002)
- [3] R. E. Alcouffe et al., "DANTSYS: A Diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System," LA-12969-M (1995)
- [4] K. Okumura et al., "SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System," JAEA-Data/Code 2007-004 (2007)
- [5] Y. Miyoshi et al., "CRITICAL ARRAYS OF LOW-ENRICHED UO₂ FUEL RODS WITH WATER-TO-FUEL VOLUME RATIOS RANGING FROM 1.5 TO 3.0," NEA/NSC/DOC/(95)03/IV Volume IV., LEU-COMP-THERM-006, Rev. 1 (1998).
- [6] H. Tsuruta et al., "Critical Sizes of Light-Water Moderated UO₂ and PuO₂-UO₂ Lattices," JAERI-1254 (1978).
- [7] 理科年表、国立天文台編、2019年
- [8] 曾野他、「棒状燃料格子間隔1.5cmのSTACY非均質炉心の核特性解析」、JAERI-Tech 2003-065、日本原子力研究所(2003)
- [9] 化学大事典、化学大辞典編集委員会、1963年

表 4.1 (1) 正方炉心の臨界評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	140	未臨界*	2.54	140	201
1.27	110	未臨界*	2.54	110	210
1.27	70	未臨界*	2.54	70	243
1.27	40	未臨界*	2.54	40.4	400
1.50	140	244	/		
1.50	110	251			
1.50	70	277			
1.50	40	371			

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.1 (2) 円筒炉心の臨界評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	140	未臨界*	2.54	140	200
1.27	110	未臨界*	2.54	110	207
1.27	70	未臨界*	2.54	70	240
1.27	40	未臨界*	2.54	40.1	400
1.50	140	244	/		
1.50	110	250			
1.50	70	274			
1.50	40	361			

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

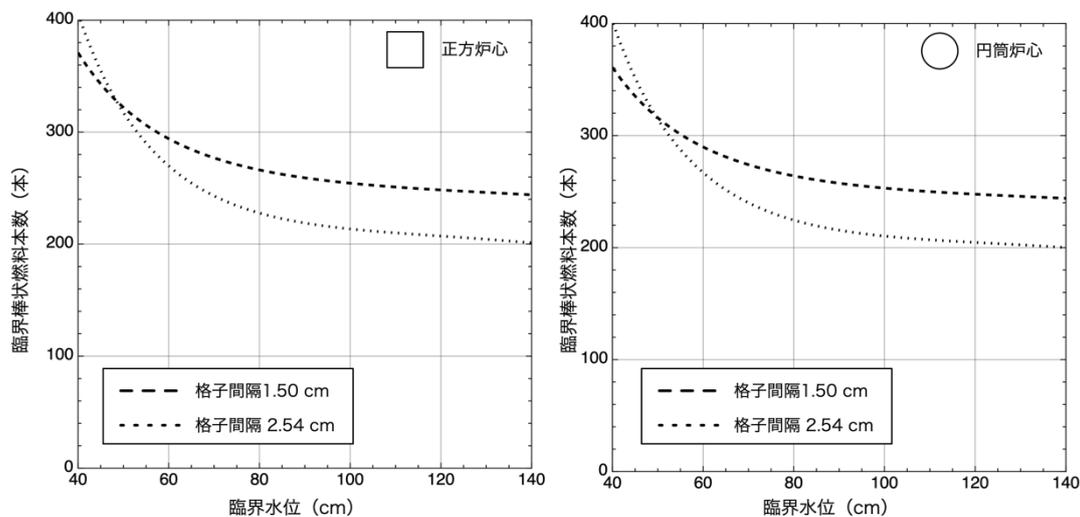


図 4.1 臨界評価結果 (格子間隔 1.27 cm は未臨界となるため省略)

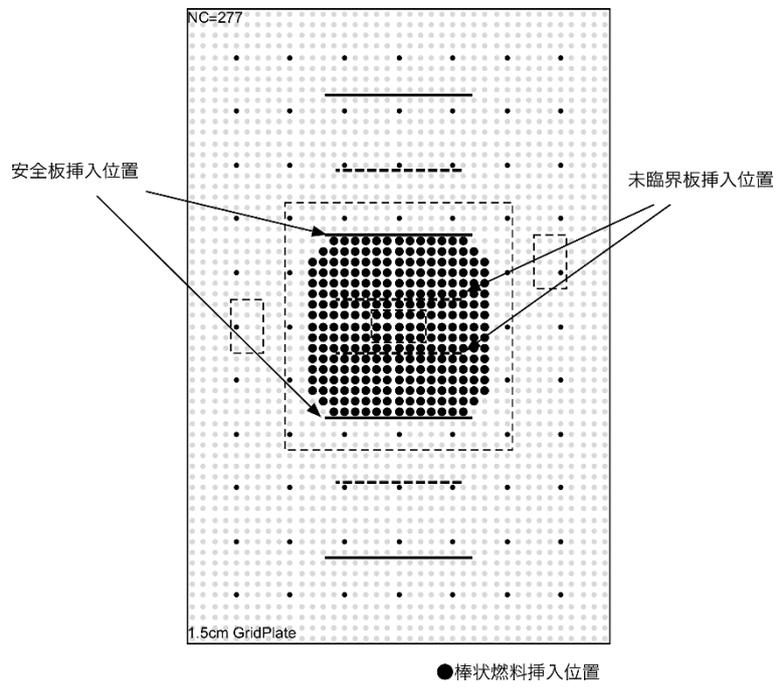


図 4.2 代表的な臨界炉心の例
 (格子間隔 1.5cm、臨界水位 70cm、棒状燃料 277 本の正方炉心)

表 4.2-1 (1) 原子炉停止余裕評価結果 (正方炉心)

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 ^{※1}	判定 ≤0.985
1.27	140	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.27	110	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.27	70	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.27	40	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.50	140	244	-	0.9597	良
1.50	110	251	-	0.9585	良
1.50	70	277	-	0.9517	良
1.50	40	371	-	0.9639	良
2.54	140	201	-	0.9458	良
2.54	110	210	-	0.9455	良
2.54	70	243	-	0.9461	良
2.54	40.4	400	-	0.9529	良

※1 $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-1 (2) 原子炉停止余裕評価結果 (円筒炉心)

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 ^{※1}	判定 ≤0.985
1.27	140	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.27	110	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.27	70	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.27	40	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.50	140	244	-	0.9663	良
1.50	110	250	-	0.9644	良
1.50	70	274	-	0.9659	良
1.50	40	361	-	0.9626	良
2.54	140	200	-	0.9533	良
2.54	110	207	-	0.9512	良
2.54	70	240	-	0.9502	良
2.54	40.1	400	-	0.9533	良

※1 $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-2 (1) ワンロッドスタックマージン評価結果 (正方炉心)

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 ^{※1}	判定 ≤0.995
1.27	140	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.27	110	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.27	70	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.27	40	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.50	140	244	-	0.9870	良
1.50	110	251	-	0.9858	良
1.50	70	277	-	0.9819	良
1.50	40	371	-	0.9885	良
2.54	140	201	-	0.9826	良
2.54	110	210	-	0.9820	良
2.54	70	243	-	0.9804	良
2.54	40.4	400	-	0.9850	良

※1 $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-2 (2) ワンロッドスタックマージン評価結果 (円筒炉心)

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 ^{※1}	判定 ≤0.995
1.27	140	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.27	110	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.27	70	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.27	40	未臨界 ^{※2}	-	-	-
1.50	140	244	-	0.9931	良
1.50	110	250	-	0.9942	良
1.50	70	274	-	0.9914	良
1.50	40	361	-	0.9871	良
2.54	140	200	-	0.9901	良
2.54	110	207	-	0.9879	良
2.54	70	240	-	0.9860	良
2.54	40.1	400	-	0.9855	良

※1 $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-3 (1) 安全板による津波最大炉心評価結果 (正方炉心)

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 \geq 臨界
1.27	400	140	未臨界 [※]	-
1.27		110	未臨界 [※]	-
1.27		70	未臨界 [※]	-
1.27		40	未臨界 [※]	-
1.50	371	140	244	良
1.50		110	251	良
1.50		70	277	良
1.50		40	371	良
2.54	400	140	201	良
2.54		110	210	良
2.54		70	243	良
2.54		40.4	400	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-3 (2) 安全板による津波最大炉心評価結果 (円筒炉心)

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 \geq 臨界
1.27	400	140	未臨界 [※]	-
1.27		110	未臨界 [※]	-
1.27		70	未臨界 [※]	-
1.27		40	未臨界 [※]	-
1.50	365	140	244	良
1.50		110	250	良
1.50		70	274	良
1.50		40	361	良
2.54	400	140	200	良
2.54		110	207	良
2.54		70	240	良
2.54		40.1	400	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-4 (1) 未臨界板による津波最大炉心評価結果 (正方炉心)

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 \geq 臨界
1.27	400	140	未臨界 [※]	-
1.27		110	未臨界 [※]	-
1.27		70	未臨界 [※]	-
1.27		40	未臨界 [※]	-
1.50	400	140	244	良
1.50		110	251	良
1.50		70	277	良
1.50		40	371	良
2.54	400	140	201	良
2.54		110	210	良
2.54		70	243	良
2.54		40.4	400	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-4 (2) 未臨界板による津波最大炉心評価結果 (円筒炉心)

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 \geq 臨界
1.27	400	140	未臨界 [※]	-
1.27		110	未臨界 [※]	-
1.27		70	未臨界 [※]	-
1.27		40	未臨界 [※]	-
1.50	400	140	244	良
1.50		110	250	良
1.50		70	274	良
1.50		40	361	良
2.54	400	140	200	良
2.54		110	207	良
2.54		70	240	良
2.54		40.1	400	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.3-1 (1) 可溶性中性子吸収材評価結果 (安全板による津波最大炉心 (正方))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 ^{※1} ≤0.985	ワンロッド ^{※2} ≤0.995	判定
1.27	400	140	-	-	-	-
1.27		110	-	-	-	-
1.27		70	-	-	-	-
1.27		40	-	-	-	-
1.50	371	140	427.3	0.9652	0.9882	良
1.50		110	393.2	0.9650	0.9878	良
1.50		70	278.9	0.9642	0.9873	良
1.50		40	0.0	0.9639	0.9885	良
2.54	400	140	171.2	0.9520	0.9852	良
2.54		110	157.3	0.9522	0.9860	良
2.54		70	113.3	0.9524	0.9849	良
2.54		40.4	0.0	0.9529	0.9850	良

※1 原子炉停止余裕、※2 ワンロッドスタックマージン。いずれも keff+3σの結果

表 4.3-1 (2) 可溶性中性子吸収材評価結果 (安全板による津波最大炉心 (円筒))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 ^{※1} ≤0.985	ワンロッド ^{※2} ≤0.995	判定
1.27	400	140	-	-	-	-
1.27		110	-	-	-	-
1.27		70	-	-	-	-
1.27		40	-	-	-	-
1.50	365	140	428.1	0.9660	0.9898	良
1.50		110	400.0	0.9658	0.9885	良
1.50		70	280.9	0.9653	0.9880	良
1.50		40	3.8	0.9643	0.9884	良
2.54	400	140	174.7	0.9528	0.9857	良
2.54		110	162.5	0.9531	0.9851	良
2.54		70	116.8	0.9536	0.9859	良
2.54		40.1	0.0	0.9533	0.9855	良

※1 原子炉停止余裕、※2 ワンロッドスタックマージン。いずれも keff+3σの結果

表 4.3-1 (3) 可溶性中性子吸収材評価結果 (未臨界板による津波最大炉心 (正方))

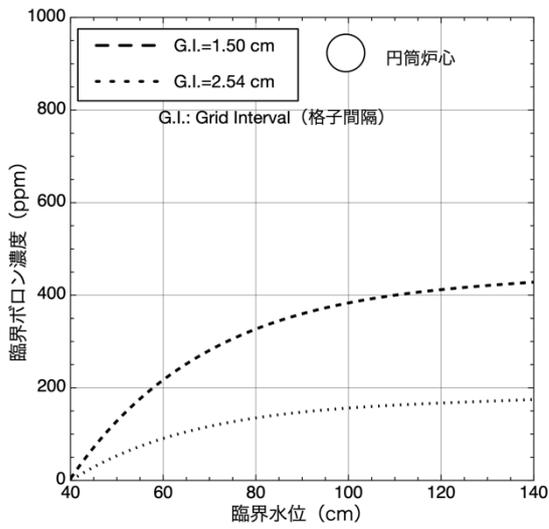
格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 ^{※1} ≤0.985	ワンロット ^{※2} ≤0.995	判定
1.27	400	140	-	-	-	-
1.27		110	-	-	-	-
1.27		70	-	-	-	-
1.27		40	-	-	-	-
1.50	400	140	526.8	0.9678	0.9905	良
1.50		110	488.2	0.9682	0.9902	良
1.50		70	368.9	0.9661	0.9893	良
1.50		40	70.8	0.9675	0.9905	良
2.54	400	140	171.2	0.9520	0.9852	良
2.54		110	157.3	0.9522	0.9860	良
2.54		70	113.3	0.9524	0.9849	良
2.54		40.4	0.0	0.9529	0.9850	良

※1 原子炉停止余裕、※2 ワンロットスタックマージン。いずれも keff+3σ の結果

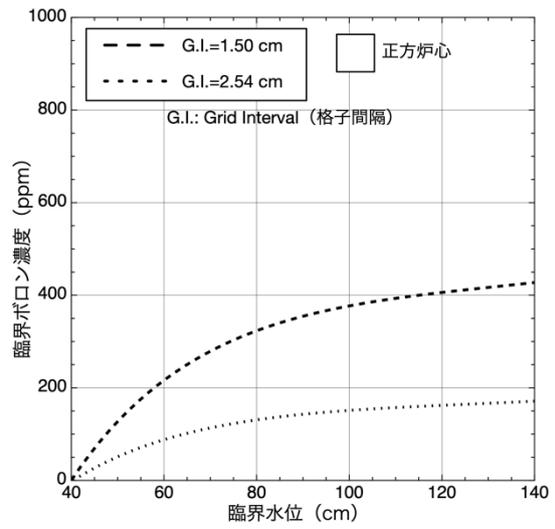
表 4.3-1 (4) 可溶性中性子吸収材評価結果 (未臨界板による津波最大炉心 (円筒))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 ^{※1} ≤0.985	ワンロット ^{※2} ≤0.995	判定
1.27	400	140	-	-	-	-
1.27		110	-	-	-	-
1.27		70	-	-	-	-
1.27		40	-	-	-	-
1.50	400	140	544.6	0.9681	0.9886	良
1.50		110	505.9	0.9673	0.9899	良
1.50		70	380.4	0.9675	0.9906	良
1.50		40	81.1	0.9666	0.9898	良
2.54	400	140	174.7	0.9528	0.9857	良
2.54		110	162.5	0.9531	0.9851	良
2.54		70	116.8	0.9536	0.9859	良
2.54		40.1	0.0	0.9533	0.9855	良

※1 原子炉停止余裕、※2 ワンロットスタックマージン。いずれも keff+3σ の結果

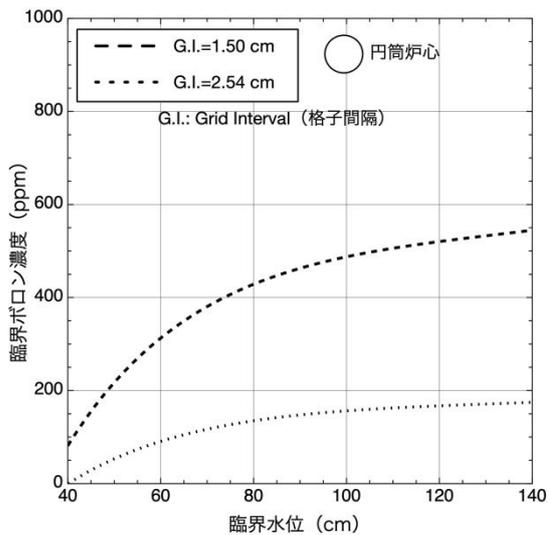


(a) 安全板による津波最大炉心 (円筒炉心)

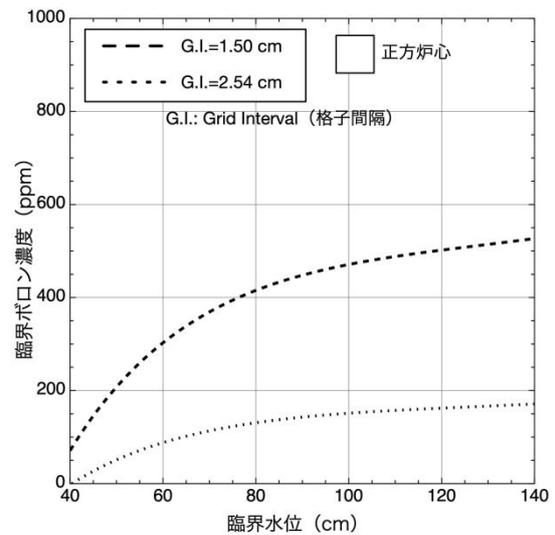


(b) 安全板による津波最大炉心 (正方炉心)

図 4.3-1 (1) 可溶性中性子吸収材評価結果 (安全板による津波最大炉心)
(格子間隔 1.27 cm は未臨界となるため省略)



(a) 未臨界板による津波最大炉心 (円筒炉心)



(b) 未臨界板による津波最大炉心 (正方炉心)

図 4.3-1 (2) 可溶性中性子吸収材評価結果 (未臨界板による津波最大炉心)
(格子間隔 1.27 cm は未臨界となるため省略)

表 4. 4-1 減速材温度反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1. 27	140	未臨界 [※]	-	-	-
1. 27	110	未臨界 [※]	-	-	-
1. 27	70	未臨界 [※]	-	-	-
1. 27	40	未臨界 [※]	-	-	-
1. 50	140	244	-	1.55×10^{-5}	良
1. 50	110	250	-	1.57×10^{-5}	良
1. 50	70	274	-	6.77×10^{-6}	良
1. 50	40	361	-	1.22×10^{-5}	良
2. 54	140	200	-	1.41×10^{-4}	良
2. 54	110	207	-	1.36×10^{-4}	良
2. 54	70	240	-	1.43×10^{-4}	良
2. 54	40. 1	400	-	1.52×10^{-4}	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1. 27	140	未臨界 [※]	-	-	-
1. 27	110	未臨界 [※]	-	-	-
1. 27	70	未臨界 [※]	-	-	-
1. 27	40	未臨界 [※]	-	-	-
1. 50	140	365	428. 1	-4.57×10^{-6}	良
1. 50	110	365	400. 0	-9.87×10^{-7}	良
1. 50	70	365	280. 9	1.46×10^{-6}	良
1. 50	40	365	3. 8	9.36×10^{-6}	良
2. 54	140	400	174. 7	2.03×10^{-4}	良
<u>2. 54</u>	<u>110</u>	<u>400</u>	<u>162. 5</u>	<u>2.05×10^{-4}</u>	<u>良</u>
2. 54	70	400	116. 8	1.87×10^{-4}	良
2. 54	40. 1	400	0. 0	1.52×10^{-4}	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-1 減速材温度反応度係数の評価結果 (続き)
 (可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1.27	140	未臨界 [*]	-	-	-
1.27	110	未臨界 [*]	-	-	-
1.27	70	未臨界 [*]	-	-	-
1.27	40	未臨界 [*]	-	-	-
1.50	140	400	544.6	1.19×10^{-6}	良
1.50	110	400	505.9	1.00×10^{-6}	良
1.50	70	400	380.4	-1.73×10^{-6}	良
1.50	40	400	81.1	8.18×10^{-6}	良
2.54	140	400	174.7	2.03×10^{-4}	良
<u>2.54</u>	<u>110</u>	<u>400</u>	<u>162.5</u>	<u>2.05×10^{-4}</u>	<u>良</u>
2.54	70	400	116.8	1.87×10^{-4}	良
2.54	40.1	400	0.0	1.52×10^{-4}	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-2 減速材ボイド反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ($\Delta k/k/vol\%$)	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	140	未臨界 [*]	-	-	-
1.27	110	未臨界 [*]	-	-	-
1.27	70	未臨界 [*]	-	-	-
1.27	40	未臨界 [*]	-	-	-
1.50	140	244	-	-3.29×10^{-3}	良
1.50	110	250	-	-3.22×10^{-3}	良
1.50	70	274	-	-2.96×10^{-3}	良
1.50	40	361	-	-2.29×10^{-3}	良
2.54	140	200	-	3.60×10^{-4}	良
2.54	110	207	-	4.39×10^{-4}	良
2.54	70	240	-	7.52×10^{-4}	良
2.54	40.1	400	-	1.63×10^{-3}	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	未臨界 [*]	-	-	-
1.27	110	未臨界 [*]	-	-	-
1.27	70	未臨界 [*]	-	-	-
1.27	40	未臨界 [*]	-	-	-
1.50	140	365	428.1	-2.47×10^{-3}	良
1.50	110	365	400.0	-2.46×10^{-3}	良
1.50	70	365	280.9	-2.43×10^{-3}	良
1.50	40	365	3.8	-2.27×10^{-3}	良
<u>2.54</u>	<u>140</u>	<u>400</u>	<u>174.7</u>	<u>1.95×10^{-3}</u>	良
2.54	110	400	162.5	1.92×10^{-3}	良
2.54	70	400	116.8	1.84×10^{-3}	良
2.54	40.1	400	0.0	1.63×10^{-3}	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-2 減速材ボイド反応度係数の評価結果 (続き)
 (以下可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ($\Delta k/k/vol\%$)	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	140	未臨界*	-	-	-
1.27	110	未臨界*	-	-	-
1.27	70	未臨界*	-	-	-
1.27	40	未臨界*	-	-	-
1.50	140	400	544.6	-2.22×10^{-3}	良
1.50	110	400	505.9	-2.22×10^{-3}	良
1.50	70	400	380.4	-2.21×10^{-3}	良
1.50	40	400	81.1	-2.11×10^{-3}	良
<u>2.54</u>	<u>140</u>	<u>400</u>	<u>174.7</u>	<u>1.95×10^{-3}</u>	<u>良</u>
2.54	110	400	162.5	1.92×10^{-3}	良
2.54	70	400	116.8	1.84×10^{-3}	良
2.54	40.1	400	0.0	1.63×10^{-3}	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-3 棒状燃料温度反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1.27	140	未臨界*	-	-	-
1.27	110	未臨界*	-	-	-
1.27	70	未臨界*	-	-	-
1.27	40	未臨界*	-	-	-
1.50	140	244	-	-1.99×10^{-5}	良
1.50	110	250	-	-2.00×10^{-5}	良
1.50	70	274	-	-2.03×10^{-5}	良
1.50	40	361	-	-2.03×10^{-5}	良
2.54	140	200	-	-1.09×10^{-5}	良
2.54	110	207	-	-1.13×10^{-5}	良
2.54	70	240	-	-1.08×10^{-5}	良
2.54	40.1	400	-	-1.05×10^{-5}	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	未臨界*	-	-	-
1.27	110	未臨界*	-	-	-
1.27	70	未臨界*	-	-	-
1.27	40	未臨界*	-	-	-
1.50	140	365	428.1	-2.16×10^{-5}	良
1.50	110	365	400.0	-2.12×10^{-5}	良
1.50	70	365	280.9	-2.13×10^{-5}	良
1.50	40	365	3.8	-2.04×10^{-5}	良
2.54	140	400	174.7	-1.26×10^{-5}	良
2.54	110	400	162.5	-1.25×10^{-5}	良
2.54	70	400	116.8	-1.20×10^{-5}	良
2.54	40.1	400	0.0	-1.05×10^{-5}	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-3 棒状燃料温度反応度係数の評価結果 (続き)
 (以下可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1.27	140	未臨界 [*]	-	-	-
1.27	110	未臨界 [*]	-	-	-
1.27	70	未臨界 [*]	-	-	-
1.27	40	未臨界 [*]	-	-	-
1.50	140	400	544.6	-2.23×10^{-5}	良
1.50	110	400	505.9	-2.20×10^{-5}	良
1.50	70	400	380.4	-2.15×10^{-5}	良
1.50	40	400	81.1	-2.07×10^{-5}	良
2.54	140	400	174.7	-1.26×10^{-5}	良
2.54	110	400	162.5	-1.25×10^{-5}	良
2.54	70	400	116.8	-1.20×10^{-5}	良
<u>2.54</u>	<u>40.1</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u>-1.05×10^{-5}</u>	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-4 即発中性子寿命の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	140	未臨界※	-	-	-
1.27	110	未臨界※	-	-	-
1.27	70	未臨界※	-	-	-
1.27	40	未臨界※	-	-	-
1.50	140	244	-	3.68×10^{-5}	良
1.50	110	250	-	3.66×10^{-5}	良
1.50	70	274	-	3.57×10^{-5}	良
1.50	40	361	-	3.39×10^{-5}	良
2.54	140	200	-	6.88×10^{-5}	良
2.54	110	207	-	6.87×10^{-5}	良
2.54	70	240	-	6.82×10^{-5}	良
2.54	40.1	400	-	6.74×10^{-5}	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	未臨界※	-	-	-
1.27	110	未臨界※	-	-	-
1.27	70	未臨界※	-	-	-
1.27	40	未臨界※	-	-	-
1.50	140	365	428.1	2.63×10^{-5}	良
1.50	110	365	400.0	2.66×10^{-5}	良
1.50	70	365	280.9	2.80×10^{-5}	良
1.50	40	365	3.8	3.37×10^{-5}	良
2.54	140	400	174.7	6.02×10^{-5}	良
2.54	110	400	162.5	6.07×10^{-5}	良
2.54	70	400	116.8	6.23×10^{-5}	良
2.54	40.1	400	0.0	6.74×10^{-5}	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-4 即発中性子寿命の評価結果 (続き)
 (可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	140	未臨界*	-	-	-
1.27	110	未臨界*	-	-	-
1.27	70	未臨界*	-	-	-
1.27	40	未臨界*	-	-	-
1.50	140	400	544.6	2.49×10^{-5}	良
1.50	110	400	505.9	2.53×10^{-5}	良
1.50	70	400	380.4	2.65×10^{-5}	良
1.50	40	400	81.1	3.12×10^{-5}	良
2.54	140	400	174.7	6.02×10^{-5}	良
2.54	110	400	162.5	6.07×10^{-5}	良
2.54	70	400	116.8	6.23×10^{-5}	良
2.54	40.1	400	0.0	6.74×10^{-5}	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-5 実効遅発中性子割合の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	140	未臨界※	-	-	-
1.27	110	未臨界※	-	-	-
1.27	70	未臨界※	-	-	-
1.27	40	未臨界※	-	-	-
1.50	140	244	-	7.87×10^{-3}	良
1.50	110	250	-	7.88×10^{-3}	良
1.50	70	274	-	7.90×10^{-3}	良
<u>1.50</u>	<u>40</u>	<u>361</u>	<u>-</u>	<u>7.92×10^{-3}</u>	良
2.54	140	200	-	7.31×10^{-3}	良
2.54	110	207	-	7.31×10^{-3}	良
2.54	70	240	-	7.32×10^{-3}	良
2.54	40.1	400	-	7.32×10^{-3}	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	未臨界※	-	-	-
1.27	110	未臨界※	-	-	-
1.27	70	未臨界※	-	-	-
1.27	40	未臨界※	-	-	-
1.50	140	365	428.1	7.72×10^{-3}	良
1.50	110	365	400.0	7.74×10^{-3}	良
1.50	70	365	280.9	7.79×10^{-3}	良
<u>1.50</u>	<u>40</u>	<u>365</u>	<u>3.8</u>	<u>7.92×10^{-3}</u>	良
2.54	140	400	174.7	7.07×10^{-3}	良
2.54	110	400	162.5	7.09×10^{-3}	良
2.54	70	400	116.8	7.16×10^{-3}	良
2.54	40.1	400	0.0	7.32×10^{-3}	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-5 実効遅発中性子割合の評価結果（続き）
 （可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	140	未臨界※	-	-	-
1.27	110	未臨界※	-	-	-
1.27	70	未臨界※	-	-	-
1.27	40	未臨界※	-	-	-
1.50	140	400	544.6	7.68×10^{-3}	良
1.50	110	400	505.9	7.70×10^{-3}	良
1.50	70	400	380.4	7.76×10^{-3}	良
1.50	40	400	81.1	7.89×10^{-3}	良
2.54	140	400	174.7	7.07×10^{-3}	良
2.54	110	400	162.5	7.09×10^{-3}	良
2.54	70	400	116.8	7.16×10^{-3}	良
2.54	40.1	400	0.0	7.32×10^{-3}	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-6 水位反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	140	未臨界※	-	-	-
1.27	110	未臨界※	-	-	-
1.27	70	未臨界※	-	-	-
1.27	40	未臨界※	-	-	-
1.50	140	244	-	2.18×10^{-3}	良
1.50	110	250	-	4.24×10^{-3}	良
1.50	70	274	-	1.37×10^{-2}	良
1.50	40	361	-	5.33×10^{-2}	良
2.54	140	200	-	2.40×10^{-3}	良
2.54	110	207	-	4.59×10^{-3}	良
2.54	70	240	-	1.42×10^{-2}	良
<u>2.54</u>	<u>40.1</u>	<u>400</u>	-	<u>5.67×10^{-2}</u>	<u>良</u>

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	未臨界※	-	-	-
1.27	110	未臨界※	-	-	-
1.27	70	未臨界※	-	-	-
1.27	40	未臨界※	-	-	-
1.50	140	365	428.1	2.27×10^{-3}	良
1.50	110	365	400.0	4.28×10^{-3}	良
1.50	70	365	280.9	1.40×10^{-2}	良
1.50	40	365	3.8	5.25×10^{-2}	良
2.54	140	400	174.7	2.54×10^{-3}	良
2.54	110	400	162.5	4.81×10^{-3}	良
2.54	70	400	116.8	1.59×10^{-2}	良
<u>2.54</u>	<u>40.1</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u>5.67×10^{-2}</u>	<u>良</u>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-6 水位反応度係数の評価結果（続き）

（以下可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	140	未臨界※	-	-	-
1.27	110	未臨界※	-	-	-
1.27	70	未臨界※	-	-	-
1.27	40	未臨界※	-	-	-
1.50	140	400	544.6	2.35×10^{-3}	良
1.50	110	400	505.9	4.40×10^{-3}	良
1.50	70	400	380.4	1.40×10^{-2}	良
1.50	40	400	81.1	5.33×10^{-2}	良
2.54	140	400	174.7	2.54×10^{-3}	良
2.54	110	400	162.5	4.81×10^{-3}	良
2.54	70	400	116.8	1.59×10^{-2}	良
<u>2.54</u>	<u>40.1</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u>5.67×10^{-2}</u>	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

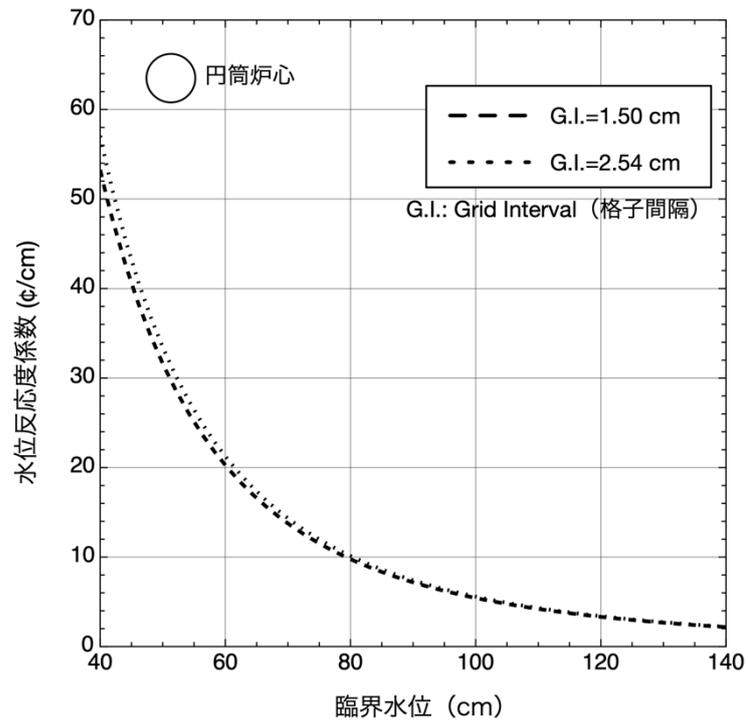


図 4.4-1 水位反応度係数の計算結果
(格子間隔 1.27 cm は未臨界となるため省略)

補足資料 設工認（第3回）「基本炉心（1）」の受検炉心について

(1) 基本炉心（1）の受検炉心（案）

基本炉心（1）における炉心核特性の典型的な変化傾向を示すため、基本炉心（1）の解析結果について、安全板挿入時の中性子実効増倍率（ワンロードスタックマージン及び原子炉停止余裕）を整理した。対象とする炉心の格子間隔は1.50 cmのほか、1.27 cm 格子板を1本飛ばしで使用した2.54 cm（許可上最大）とした。なお、1.27 cm 間隔で配列する炉心は、臨界となる棒状燃料本数が現有の400本を超えるため除外した。臨界水位は、許可上の最小である40 cmから最大である140 cmのほか、中間の値として70 cm及び110 cmとした。炉心の形状（炉心の水平断面）は、円筒形及び正方形とした。整理した結果を(2)に示す。基本炉心（1）の中性子実効増倍率は、格子間隔については2.54 cmよりも1.50 cmのほうが、また、炉心形状については円筒形のほうが大きくなる傾向が見られた。ここで、中性子実効増倍率が大きくなる結果が得られた格子間隔1.50 cmの臨界水位については、低水位40 cmにおいてその他の水位に比べて中性子実効増倍率が低くなる傾向が得られた。他方、水位70 cm以上の炉心においては有意な違いは見られないものの、ワンロードスタックマージンの評価において臨界水位110 cmの炉心が最大となった。また、1.27 cm 格子板を使用した格子間隔2.54 cmでは、ワンロードスタックマージン及び原子炉停止余裕で高水位側140 cmの炉心で中性子実効増倍率が大きくなった。

以上の結果から、基本炉心（1）において、格子間隔1.50 cmの格子板を使用する場合は水位70 cm付近から実験を開始して高水位側の炉心を受検炉心とし、格子間隔1.27 cmの格子板を使用する場合は同様に水位70 cm付近から実験を開始し、高水位側で使用前事業者検査を受検することとしたい。基本炉心（1）の受検炉心の案を表1に示す。なお、炉心構成に当たっては、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定める手続きに従って詳細解析を行い、その結果を臨界水位及び棒状燃料本数に反映する。

表1 基本炉心（1）の受検炉心（案）

No.	格子間隔 (cm)	臨界水位* (cm)	棒状燃料* (本)	配列 パターン	備考
①	1.50	約70	約274	円筒炉心	事前確認
	1.50	90～140	255～240*	円筒炉心	受検炉心
②	2.54†	約70	約240	円筒炉心	事前確認
	2.54†	90～140	215～200*	円筒炉心	受検炉心

† 格子間隔1.27 cmの格子板に棒状燃料を1本飛ばしで挿入する。

※ 臨界水位及び棒状燃料の装荷本数は可変条件であり、詳細解析、実測データ又は臨界近接の結果により決定する。

* 本数の大小が逆であるのは、臨界水位の大小と合わせたため（臨界水位が増大すると本数は減少する。）。

(2) 基本炉心（1）の解析結果の整理

基本炉心（1）の解析結果を整理する範囲を下表に示す。

パラメータ	変化範囲	備考
棒状燃料本数	50～400 本	
臨界水位	40, 70, 110, 140 cm	
炉心形状 (水平断面)	円筒形、正方形	
格子間隔	1.50, 2.54 cm	1.27 cm は 400 本以上の棒状燃料を要するため除外。

基本炉心（1）の解析を整理した結果を図 1 に示す。図の横軸は臨界水位、縦軸は安全板挿入時の中性子実効増倍率（ワンロッドスタックマージン及び原子炉停止余裕）である。エラーバーは、モンテカルロ計算に付随する不確かさを 1σ （約 0.0007）として $\pm 3\sigma$ である。

図より、基本炉心（1）の中性子実効増倍率は、格子間隔については 1.50 cm のほうが、炉心形状については円筒形のほうが大きくなる傾向が見られる。臨界水位については、格子間隔 1.50 cm の円筒形炉心の場合、デジタル値では臨界水位 110 cm でワンロッドスタックマージンの、臨界水位 140 cm で原子炉停止余裕の結果が最大となったものの、臨界水位 70 cm 以上ではほぼ違いが見られなかった（表 2 に示すとおり、差は $\pm 3\sigma$ 以内）。また、格子間隔 1.27 cm の格子板を使用した場合（格子間隔 2.54 cm）では、ワンロッドスタックマージン及び原子炉停止余裕の双方で高水位側 140 cm の炉心で中性子実効増倍率が大きくなる傾向が見られた（表 3 参照。）。このため、受検炉心としては高水位を提案する。

（解析結果の整理の補足）

図 1 の横軸を炉心の幅（正方形の炉心では 1 辺の長さ、円筒形の炉心では直径）で整理した結果を図 2 に示す。図には、各格子板の安全板スリットの間隔を縦線で示した。図より、安全板の間隔と円筒形炉心の直径が一致するとき、中性子実効増倍率が大きくなっていることがわかる。中性子実効増倍率が最大となった炉心の大きさと安全板の位置関係について図 3 に示す。この中性子実効増倍率の傾向は、一般に中性子束が減少する炉心端に安全板が位置し、安全板による熱中性子吸収効果が弱まるためである。また、正方炉心よりも円筒炉心のほうが中性子実効増倍率が大きい（すなわち、熱中性子吸収効果が弱い）理由も、図 3 の炉心に装荷した棒状燃料の配置と安全板の位置関係から説明できる。

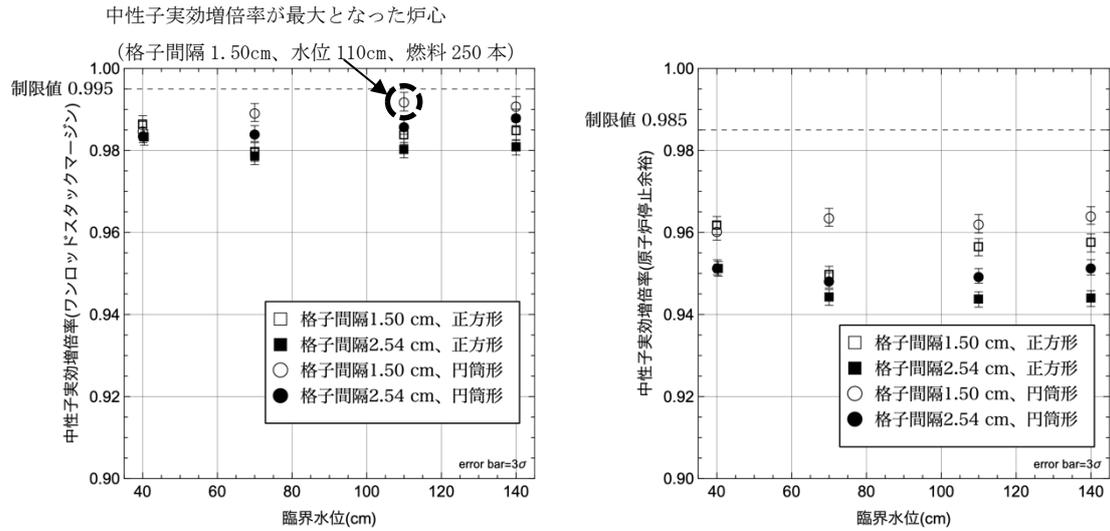


図1 基本炉心（1）の解析結果の整理
(左：ワンロッドスタックマージン、右：原子炉停止余裕)

表2 格子間隔 1.50 cm、円筒炉心の中性子実効増倍率の比較

臨界水位 (cm)	棒状燃料本数	ワンロッドスタックマージン		水位 70cm 炉心との差 (σ) [*]	原子炉停止余裕		水位 70cm 炉心との差 (σ) [*]
		k_{eff}	$\pm 1\sigma$		k_{eff}	$\pm 1\sigma$	
40	361	0.9848	0.0008	-4.2	0.9603	0.0007	-3.2
70	274	0.9892	0.0007	-	0.9637	0.0007	-
110	250	0.9919	0.0008	2.5	0.9621	0.0008	-1.5
140	244	0.9909	0.0007	1.6	0.9641	0.0007	0.4

※臨界水位 70 cm の炉心の計算結果を k_0 , σ_0 とした場合、 $(k_{\text{eff}} - k_0) / \sqrt{(\sigma^2 + \sigma_0^2)}$ で計算。

表3 格子間隔 2.54cm、円筒炉心の中性子実効増倍率の比較

臨界水位 (cm)	棒状燃料本数	ワンロッドスタックマージン		水位 70cm 炉心との差 (σ) [*]	原子炉停止余裕		水位 70cm 炉心との差 (σ) [*]
		k_{eff}	$\pm 1\sigma$		k_{eff}	$\pm 1\sigma$	
40.1 [†]	400	0.9837	0.0006	-0.5	0.9515	0.0006	3.6
70	240	0.9841	0.0006	-	0.9483	0.0006	-
110	207	0.9859	0.0007	2.0	0.9494	0.0006	1.3
140	200	0.9881	0.0007	4.3	0.9515	0.0006	3.6

※臨界水位 70 cm の炉心の計算結果を k_0 , σ_0 とした場合、 $(k_{\text{eff}} - k_0) / \sqrt{(\sigma^2 + \sigma_0^2)}$ で計算。

† 水位 40 cm では棒状燃料本数が 400 本をわずかに上回るため、400 本で臨界となるよう水位を調整した。

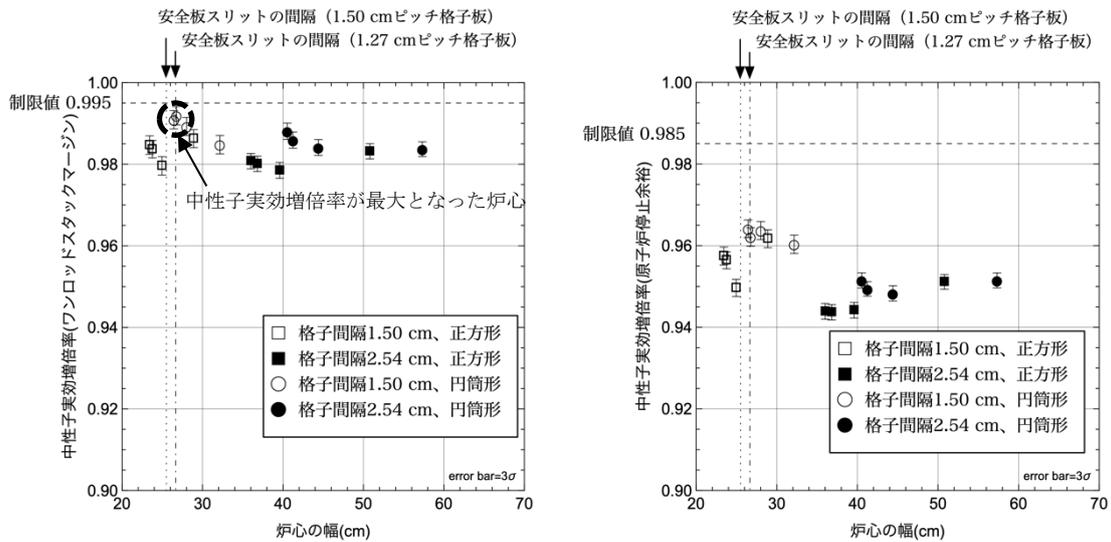


図2 基本炉心（1）の解析結果の整理（炉心の幅で整理）
 （左：ワンロッドスタックマージン、右：原子炉停止余裕）

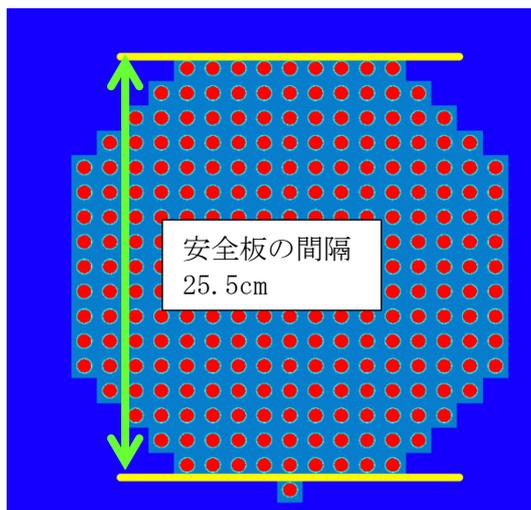


図3 中性子実効増倍率が最大となった炉心（格子間隔 1.50 cm、棒状燃料 250 本）
 と安全板の位置関係