

令04原機(科臨)014
令和4年11月8日

原子力規制委員会 殿

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
理事長 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
〔実験用装荷物の製作及びデブリ模擬炉心の新設〕

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

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. 原子炉施設の区分並びに設計及び工事の方法

区	分	その他試験研究用等原子炉の附属施設 原子炉本体
設計及び工事の方法		別紙のとおり

空白頁

4. 工事工程表

設 備	月	2	4	6	8	10	12	14	16
第1編 その他試験研究用等原子炉の附属施設									
I. 実験設備									
イ. 実験用装荷物									
c. デブリ構造材模擬体 (鉄)			▽材			▽外・寸	△適		
デブリ構造材模擬体 (コンクリート)					▽材	▽寸		▽外・寸	密 △適
e. 燃料試料挿入管				▽材		▽外・寸	▽外・寸	密 △適	
f. 内挿管 (細)		▽材	▽寸	▽外・寸	△適				
内挿管 (太)		▽材	▽寸	▽外・寸	△適				
第2編 原子炉本体									
I. 炉心									
ロ. デブリ模擬炉心 (1)									▽性 ▽炉 △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、密：密封性確認検査

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

炉：炉心構成確認検査、性：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。

空白頁

5. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（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。

6. 変更の理由

実験用装荷物を製作及びデブリ模擬炉心を新設するため。

空白頁

別紙

設 計 及 び 工 事 の 方 法

〔
実験用装荷物の製作及び
デブリ模擬炉心の新設
〕

第1編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち
I. 実験設備

第2編 原子炉本体のうち
I. 炉心

空白頁

第1編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち

I. 実験設備

空白頁

目 次

1. その他試験研究用等原子炉の附属施設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-3
4. 工事の方法	本-1-I-6
4.1 工事の方法及び手順	本-1-I-6
4.2 使用前事業者検査の項目及び方法	本-1-I-6
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）	本-1-I-6
4.2.2 機能及び性能の確認に係る検査（機能等検査）	本-1-I-6
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-6
添付書類	本-1-I-19

1. その他試験研究用等原子炉の附属施設の構成及び申請範囲

その他試験研究用等原子炉の附属施設は、次の施設から構成される。

- (1) 非常用電源設備
- (2) 主要な実験設備
- (3) その他の主要な事項

上記のうち、(2)主要な実験設備は、次の設備から構成される。

- イ. 実験用装荷物
- ロ. パルス中性子発生装置

上記のうち、イ. 実験用装荷物は、次の設備から構成される。

- a. 固定吸収体
- b. 構造材模擬体
- c. デブリ構造材模擬体
- d. ボイド模擬体
- e. 燃料試料挿入管
- f. 内挿管
- g. 可動装荷物駆動装置
- h. 可溶性中性子吸収材

本編での申請範囲は、上記(2)主要な実験設備のうち、イ. 実験用装荷物のうち、c. デブリ構造材模擬体、e. 燃料試料挿入管、f. 内挿管の製作に関するものである。

2. 準拠した基準及び規格

- (1) 日本産業規格 (JIS)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 (JEAG-4601・補-1984)
- (3) 原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG-4601 1987)
- (4) 試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準 (文部科学省：平成15年5月30日付け15科原安第13号)

ただし、JEAG-4601及び15科原安第13号に記載される「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和55年通商産業省告示第501号)とあるのは以下の規格による。

- a. 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2012)
- b. 発電用原子力設備規格 材料規格 (JSME S NJ1-2012)

3. 設計

3. 1 設計条件

名称	デブリ構造材模擬体
機器種別	—
耐震クラス	B
最高使用圧力	静水頭 (2.0 m)
最高使用温度	80 °C

名称	燃料試料挿入管
機器種別	—
耐震クラス	B
最高使用圧力	静水頭 (2.0 m)
最高使用温度	80 °C

名称	内挿管
機器種別	—
耐震クラス	B
最高使用圧力	静水頭 (2.0 m)
最高使用温度	80 °C

3. 2 設計仕様

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管の構造を図1. I. 1～図1. I. 3に示す。

名称		デブリ構造材模擬体（鉄）
型式		棒状形状
主要寸法	直径	9.5 mm
	全長	1500 mm
主要材料	SUS 棒	SUS304
本数		70 本

名称		デブリ構造材模擬体 （コンクリート）
型式		棒状形状
主要寸法	被覆管外径	9.5 mm
	被覆管内径	7.5 mm
	全長	1500 mm
主要材料	被覆管	アルミニウム合金 ^{*1}
	上部端栓	アルミニウム合金 ^{*2}
	下部端栓	アルミニウム合金 ^{*2}
本数		70 本

*1 JIS H 4080 相当

*2 JIS H 4000 相当

名称		燃料試料挿入管	
型式		棒状形状	
主要寸法	被覆管外径	9.5 mm	
	被覆管内径	8.36 mm	
	下部端栓長さ	14.7 mm	
	全長	1500 mm	
主要材料	被覆管	ジルカロイ-4 ^{*1}	
	下部端栓	ジルカロイ-4 ^{*1}	
	上部端栓	シールシャフト	SUS304
		シールキャップ	SUS304
		ノブ	SUS304
ピン		SUS304	
本数		25 本	

*1 JIS H 4751 相当

名称		内挿管（細）
型式		棒状形状
主要寸法	管体外径	9.5 mm
	管体内径	8.36 mm
	全長	1495 mm
主要材料	管体	ジルカロイ-4 ^{*1}
	下部端栓	ジルカロイ-4 ^{*1}
本数		30 本

*1 JIS H 4751 相当

名称		内挿管（太）
型式		棒状形状
主要寸法	管体外径	28.8 mm
	管体内径	27.0 mm
	全長	1495 mm
主要材料	管体	アルミニウム合金 ^{*1}
	下部端栓	アルミニウム合金 ^{*2}
	おもり	鉛 ^{*3}
本数		3 本

*1 JIS H 4080 相当

*2 JIS H 4040 相当

*3 JIS H 2105 相当

4. 工事の方法

4. 1 工事の方法及び手順

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管の工事の方法及び手順を図 1. I.4～図 1. I.6 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.4～図 1. I.6 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）

(1) 材料検査

材料検査成績証明書等により、検査対象の材料が設計仕様を満足することを確認する。

(2) 寸法検査

必要な寸法を鋼尺、巻尺、ノギス等の器具を用いて実測し、許容値内であることを確認する。実測が困難である場合は、間接的方法（実測可能な測定値からの計算）で行う。

(3) 外観検査

目視により外観を確認し、構造上有害な傷、割れ及び変形がないことを確認する。

(4) 密封性確認検査

デブリ構造材模擬体の下部端栓並びに燃料試料挿入管の上部及び下部端栓については、ヘリウムリーク法又は発泡法により、静水頭（2.0m）相当圧力に対し、漏れ及び変形等の異常が無いことを確認する。若しくは、静水頭（2.0m）以上の圧力条件下で、水が浸入しないこと及び変形等の異常が無いことを確認する。

4.2.2 機能及び性能の確認に係る検査（機能等検査）

該当なし

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。

- ・地震による損傷の防止（第6条）
- ・外部からの衝撃による損傷の防止（第8条）

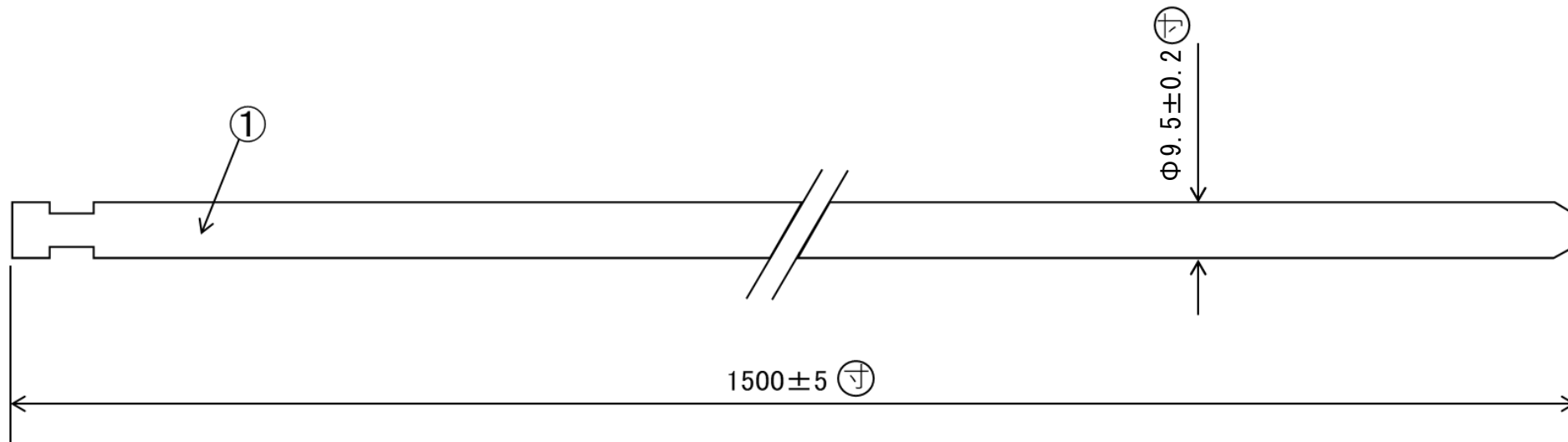
- ・機能の確認等（第11条）
- ・実験設備等（第38条）

(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。

部品番号	部品名	材質	個数
1	SUS棒	SUS304	1

⊕: 寸法検査の対象箇所であることを示す。

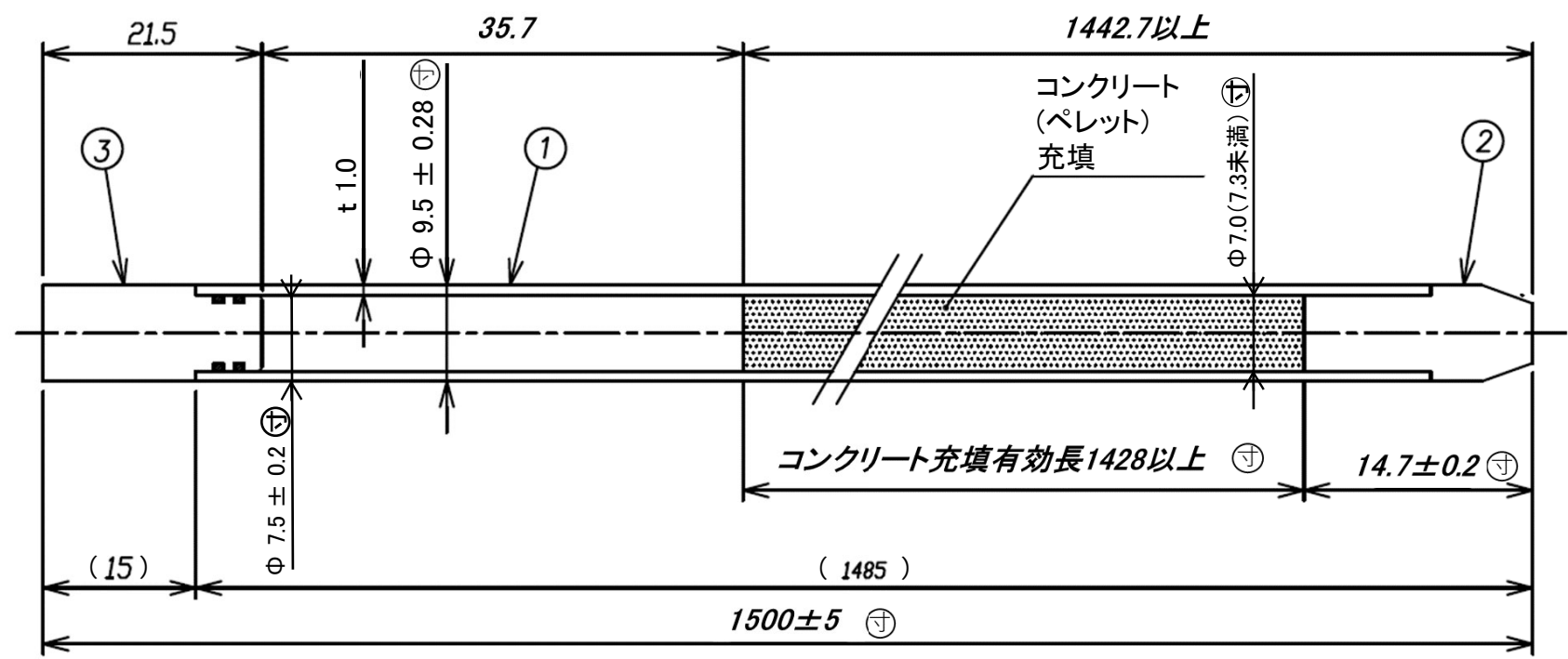


8-I-I-8

実験用装荷物の製作	図1. I .1-(1)
デブリ構造材模擬体（鉄）構造図	

部品番号	部品名	材質	個数
1	被覆管	アルミニウム合金	1
2	下部端栓	アルミニウム合金	1
3	上部端栓	アルミニウム合金	1

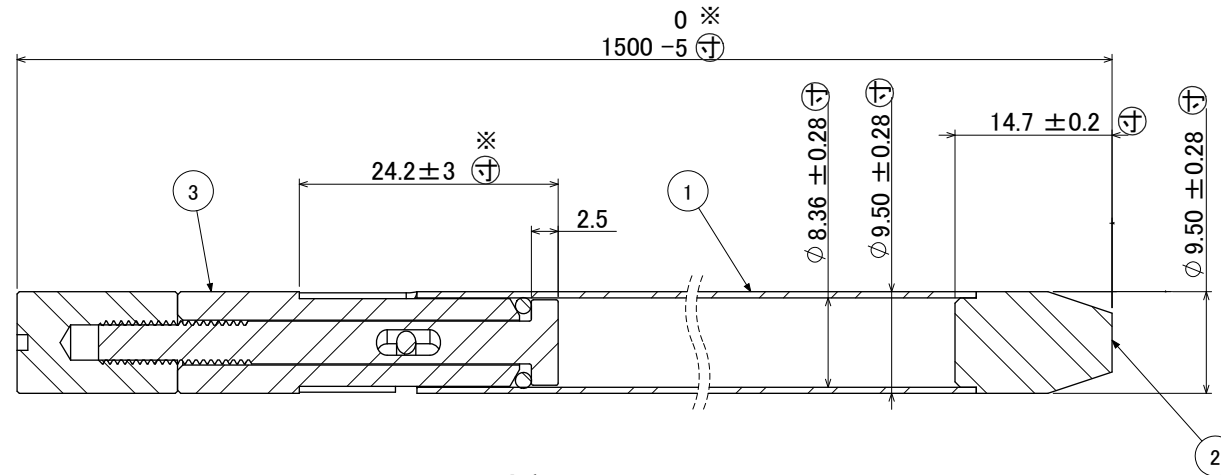
⊕: 寸法検査の対象箇所であることを示す。



実験用装荷物の製作	図1. I .1-(2)
デブリ構造材模擬体 (コンクリート) 構造図	

部品番号	部品名	材質
1	被覆管	ジルカロイ-4
2	下部端栓	ジルカロイ-4
3	上部端栓	部品図参照

⊕: 寸法検査の対象箇所であることを示す。
 ※組み合わせた状態の寸法値を示す。



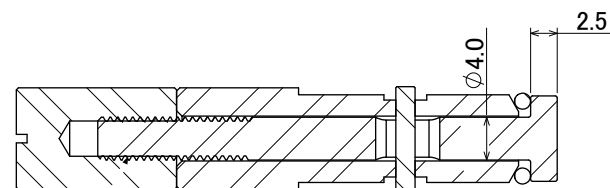
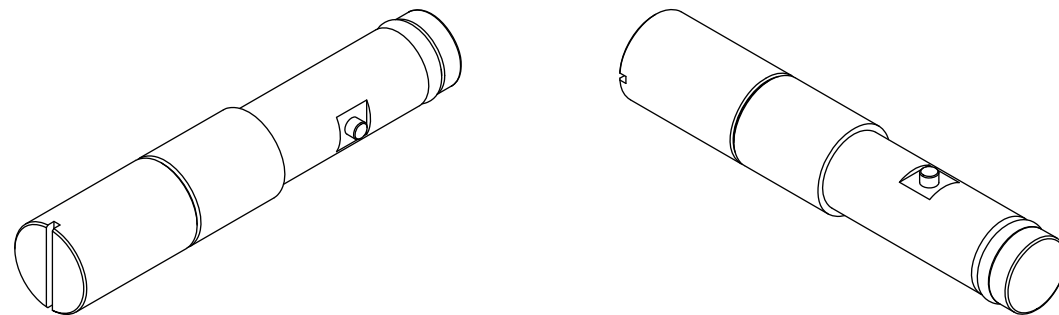
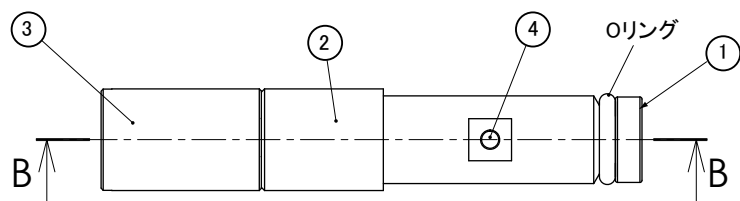
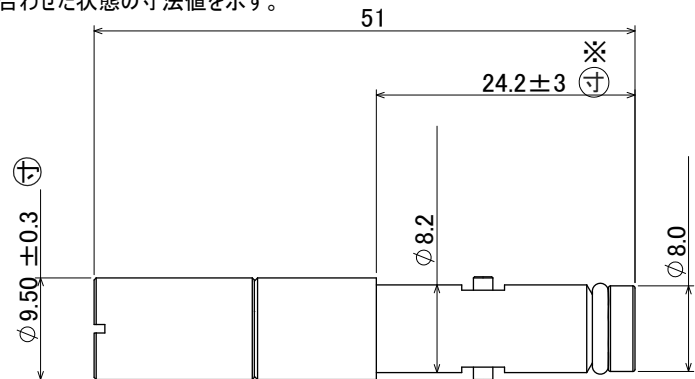
断面図A-A



実験用装荷物の製作	図1. I. 2-(1)
燃料試料挿入管構造図	

部品番号	部品名	材質	個数
1	シールシャフト	SUS304	1
2	シールキャップ	SUS304	1
3	ノブ	SUS304	1
4	ピン	SUS304	1

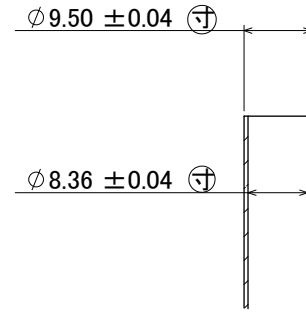
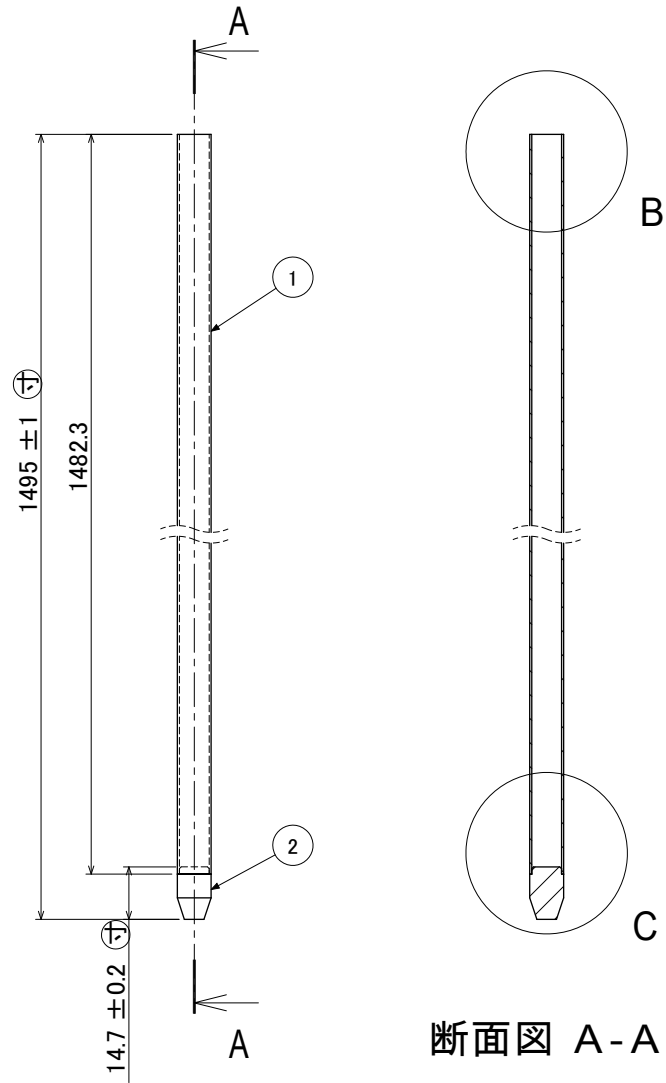
⊕: 寸法検査の対象箇所であることを示す。
 ※: 組み合わせた状態の寸法値を示す。



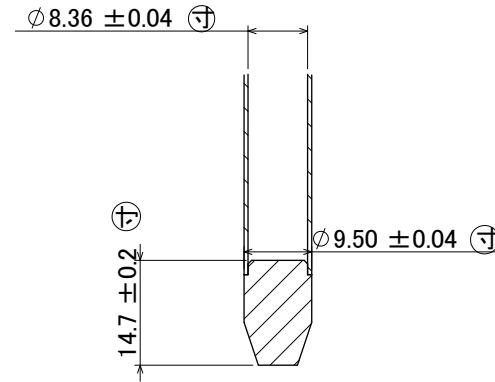
断面図 B-B

部品番号	部品名	材質	個数
1	管体	ジルカロイ-4	1
2	下部端栓	ジルカロイ-4	1

⊕:寸法検査の対象箇所であることを示す。



詳細図 B



詳細図 C

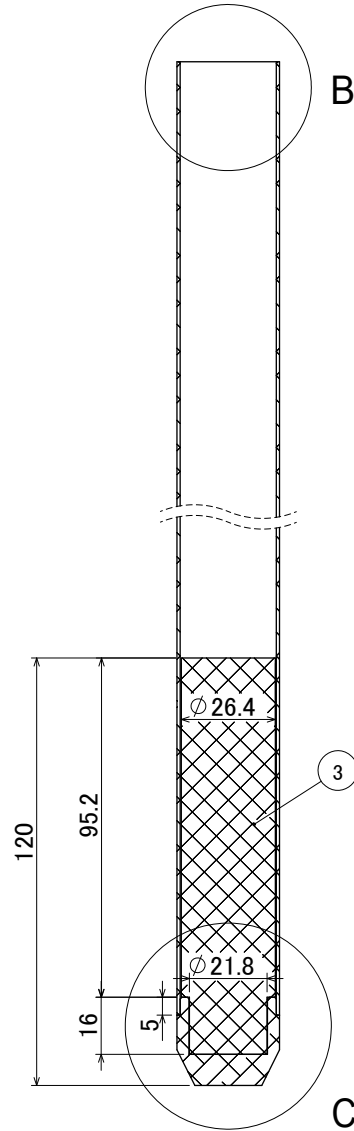
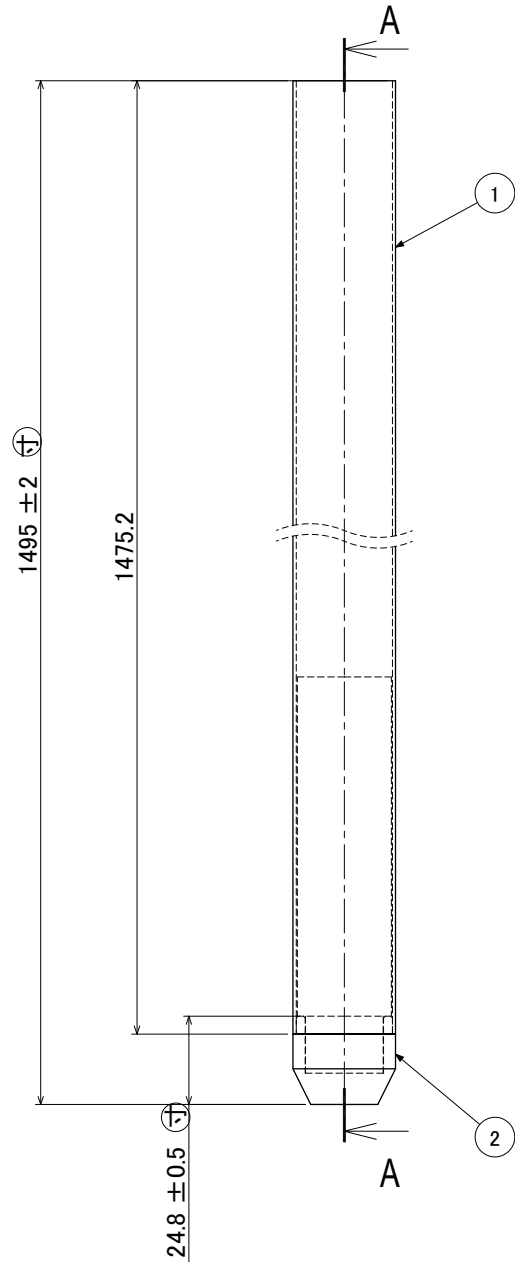
実験用装荷物の製作

図1. I. 3-(1)

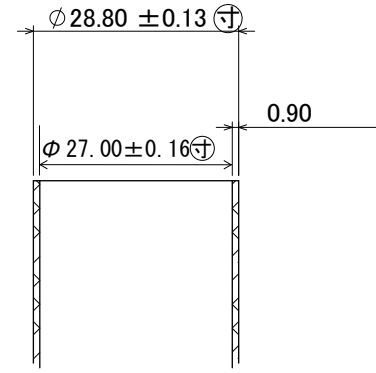
内挿管(細)構造図

部品番号	部品名	材料	個数
1	管体	アルミニウム合金	1
2	下部端栓	アルミニウム合金	1
3	おもり	鉛	1

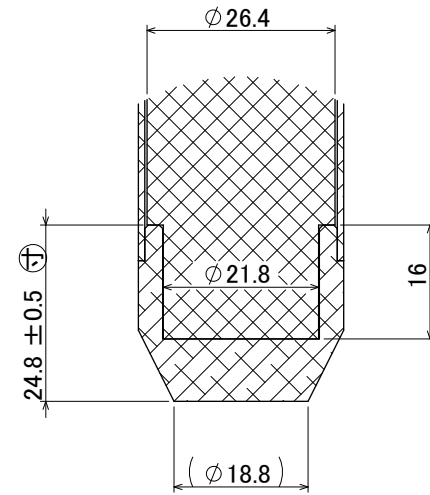
⊕:寸法検査の対象箇所であることを示す。



断面図 A-A

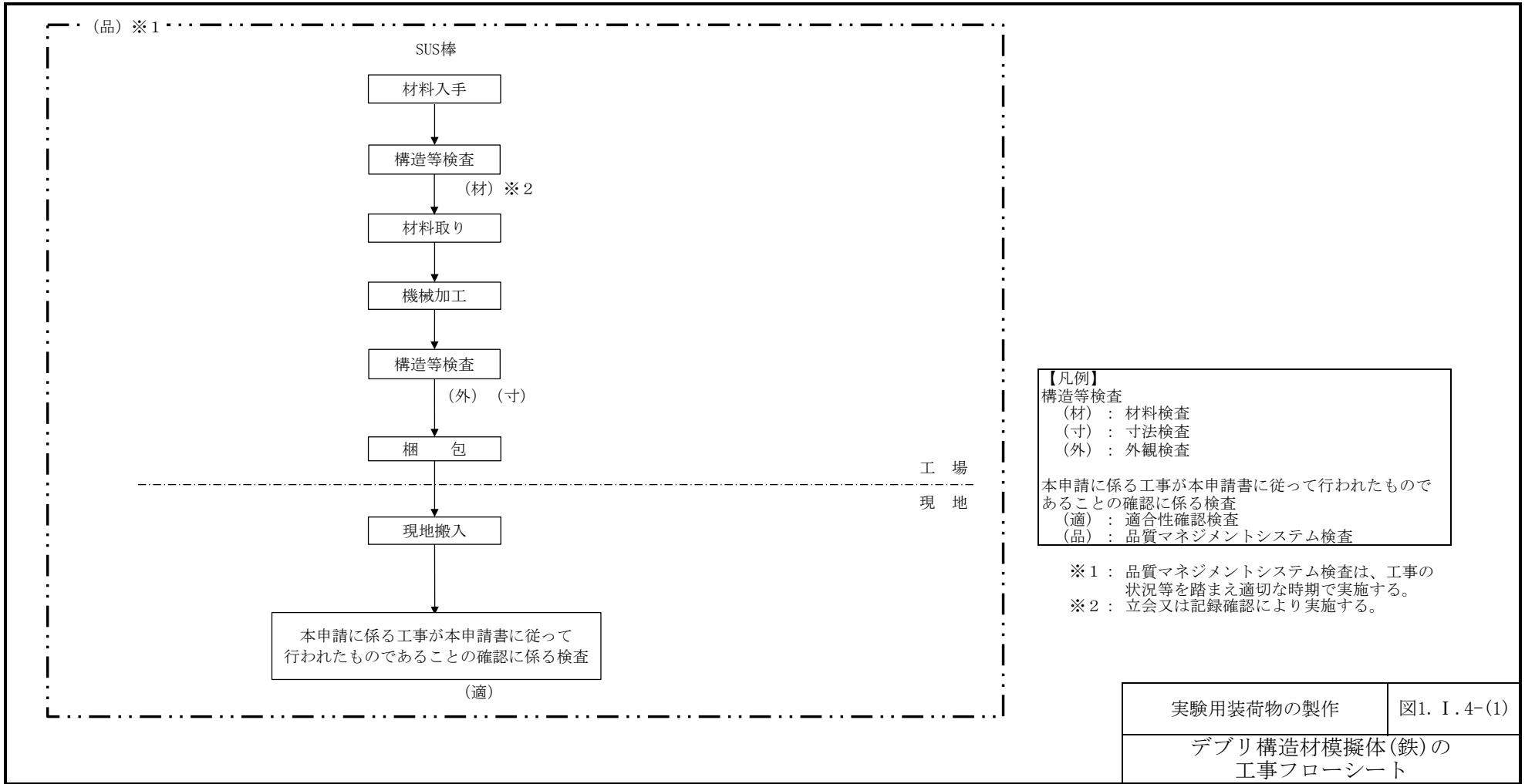


詳細図 B



詳細図 C

31-1-1-1-1

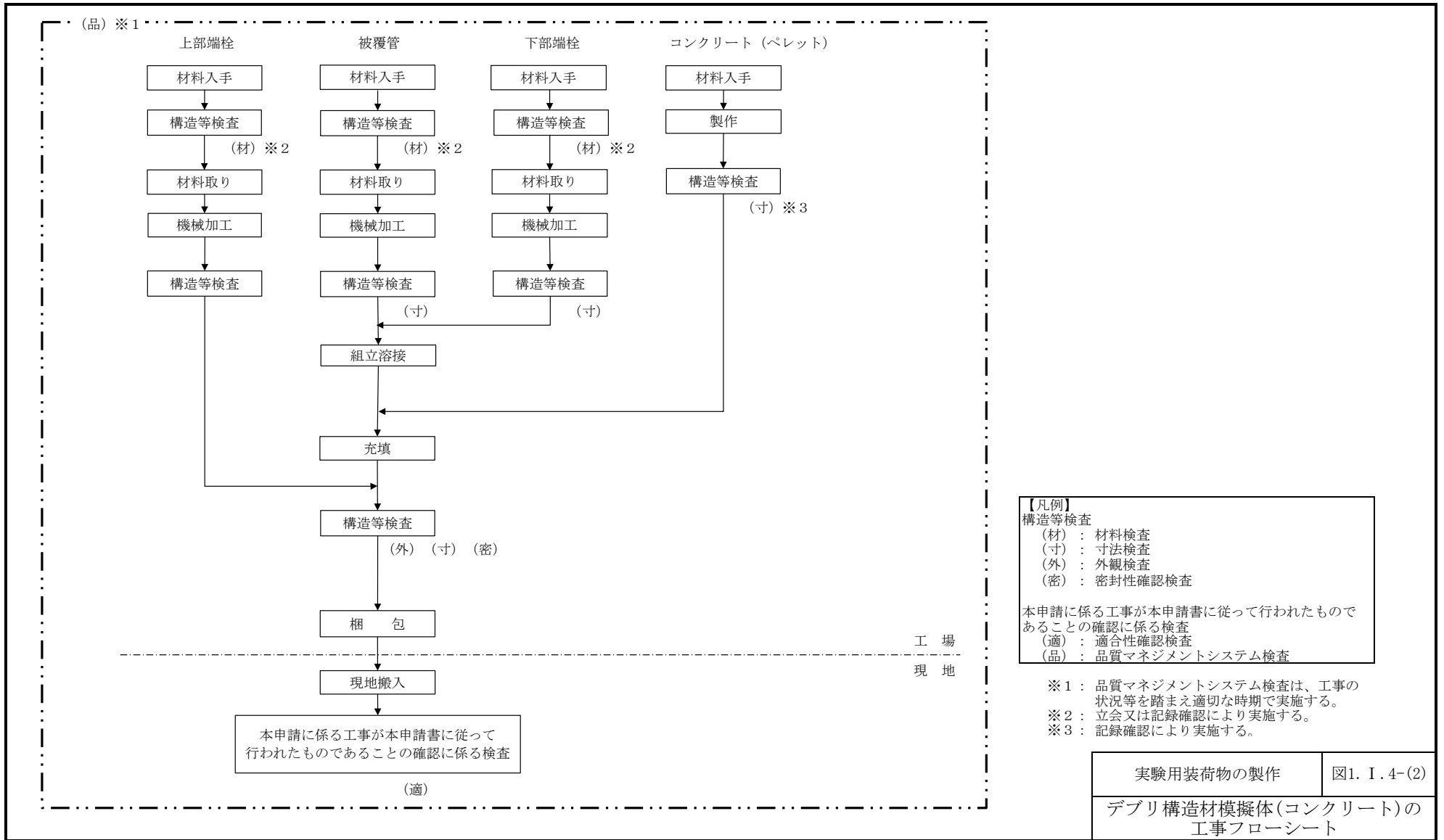


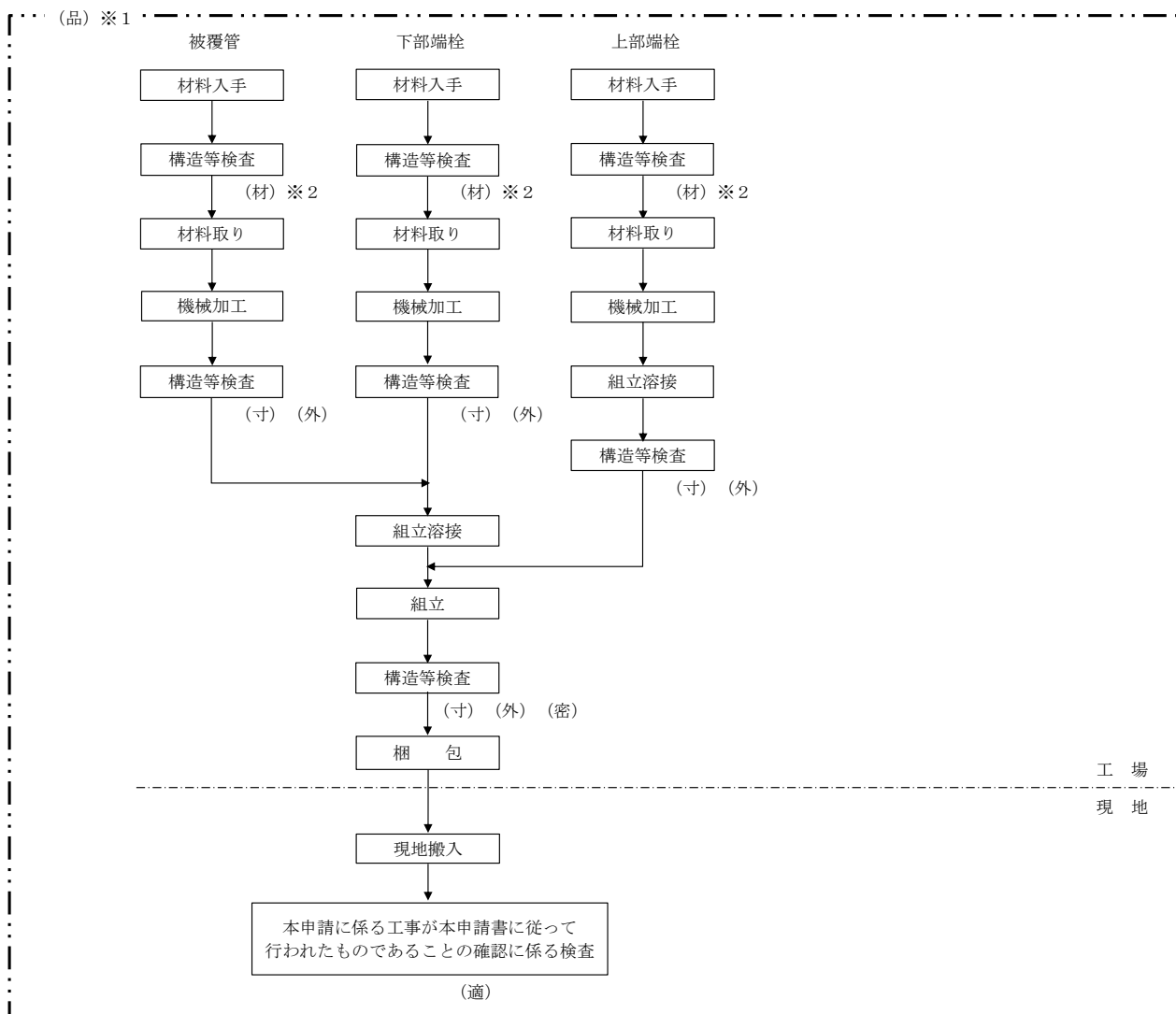
【凡例】
 構造等検査
 (材) : 材料検査
 (寸) : 寸法検査
 (外) : 外観検査

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。
 ※2 : 立会又は記録確認により実施する。

実験用装荷物の製作	図1. I. 4-(1)
デブリ構造材模擬体(鉄)の 工事フローシート	

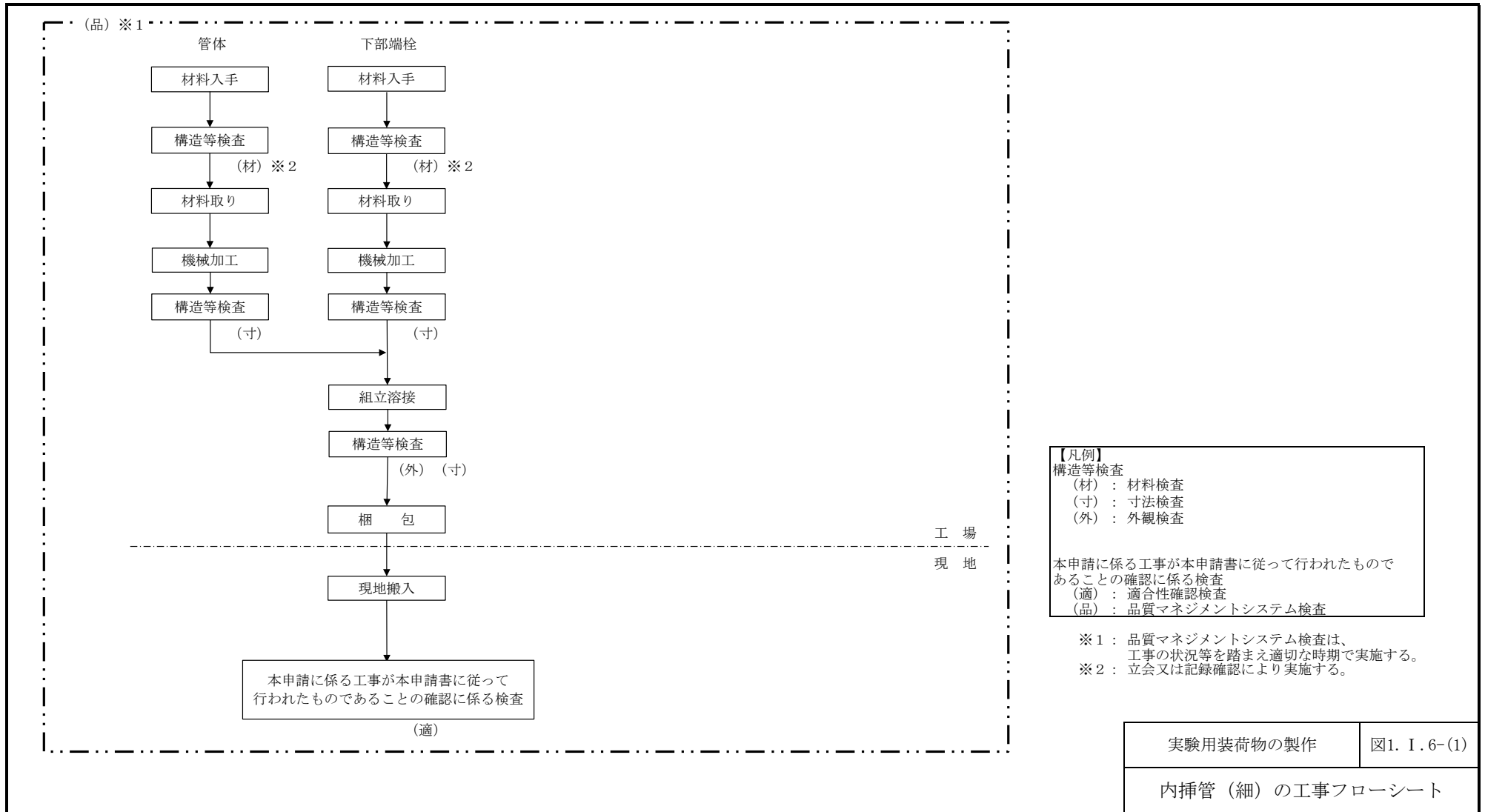


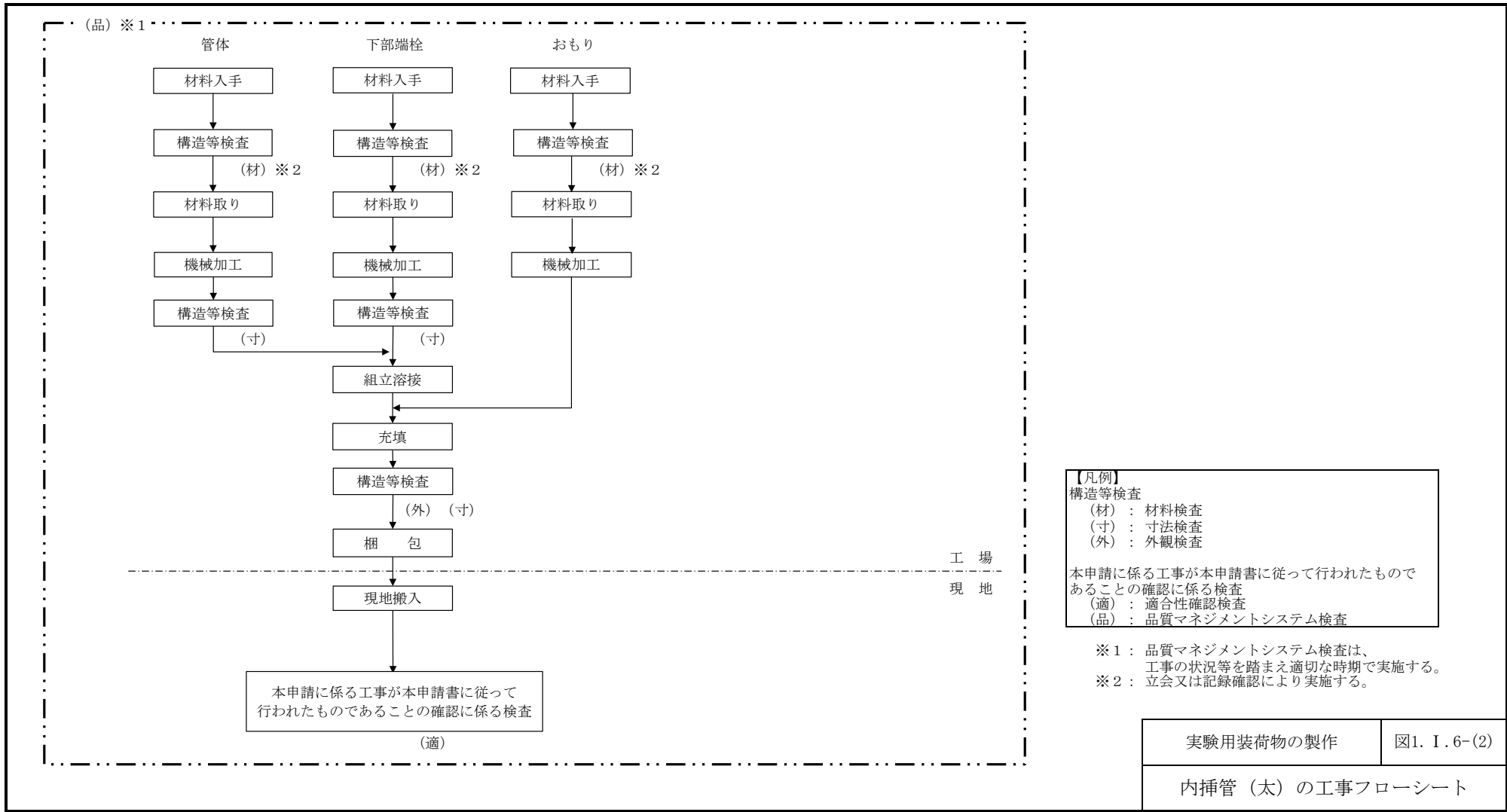


【凡例】
 構造等検査
 (材) : 材料検査
 (寸) : 寸法検査
 (外) : 外観検査
 (密) : 密封性確認検査
 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査
 (適) : 適合性確認検査
 (品) : 品質マネジメントシステム検査

※1 : 品質マネジメントシステム検査は、工場の状況等を踏まえ適切な時期で実施する。
 ※2 : 立会又は記録確認により実施する。

実験用装荷物の製作	図1. I. 5
燃料試料挿入管の 工事フローシート	





【凡例】
 構造等検査
 (材) : 材料検査
 (寸) : 寸法検査
 (外) : 外観検査

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。
 ※2 : 立会又は記録確認により実施する。

実験用装荷物の製作	図1. I. 6-(2)
内挿管 (太) の工事フローシート	

添付書類

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

1. 耐震強度計算書
2. 機能の確認等についての説明書
3. 実験設備等についての説明書

申請に係る「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」との適合性に関する説明書

5. 設計及び工事に係る品質管理等についての説明書

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

6. 原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

第2編 原子炉本体のうち

I. 炉心

空白頁

目 次

1. 原子炉本体の構成及び申請範囲	本-2-I-1
2. 準拠した基準及び規格	本-2-I-1
3. 設 計	本-2-I-2
3.1 設計条件	本-2-I-2
3.2 設計仕様	本-2-I-4
4. 工事の方法	本-2-I-5
4.1 工事の方法及び手順	本-2-I-5
4.2 使用前事業者検査の項目及び方法	本-2-I-5
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）	本-2-I-5
4.2.2 機能及び性能の確認に係る検査（機能等検査）	本-2-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-2-I-6
添付書類	本-2-I-8

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)

ロ. デブリ模擬炉心 (1)

本編により申請する範囲は、上記「(1) 炉心」のうち、「ロ. デブリ模擬炉心 (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	デブリ模擬炉心（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		デブリ模擬炉心（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900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900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）	
主要な実験設備	実験用装荷物	デブリ構造材模擬体	

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、既設のものを用いる。

使用燃料体は、平成4年5月1日付け4安(原規)第56号で認可された、既設のウラン棒状燃料を用いる他、[ウラン棒状燃料の製作]（平成30年5月30日付け原規規発第1805304号で認可）に記載するものを用いる。

関連主要設備の計装及び制御設備は、既設のものを用いる。

主要な実験設備の実験用装荷物は、本申請の第1編実験設備に記載するデブリ構造材模擬体を用いる。

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「4. デブリ模擬炉心についての評価書」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（その下部規定を含む。）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2. 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2. 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

デブリ模擬炉心（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. ワンロードスタックマージン検査

原子炉臨界状態において、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。

c. 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。

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

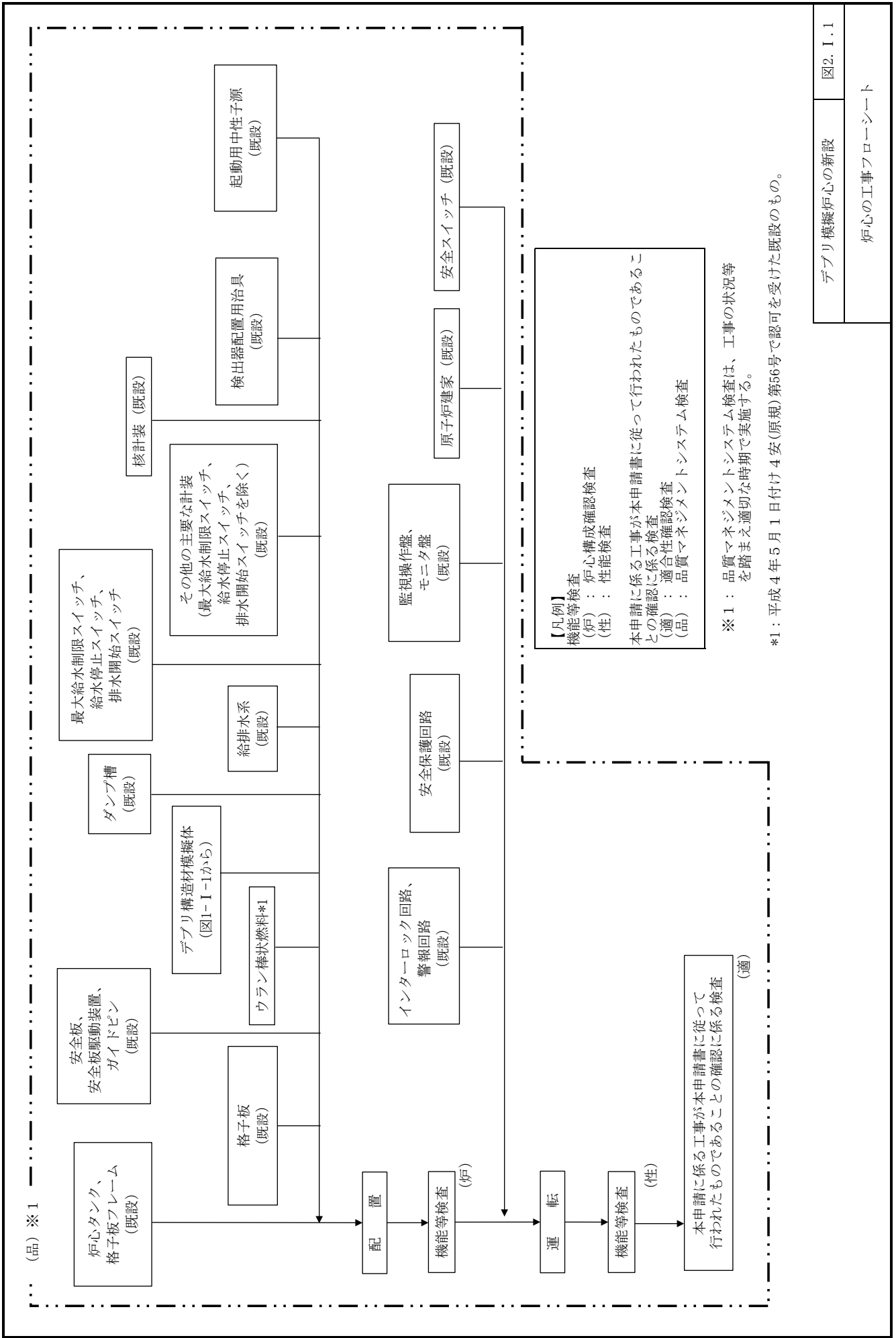
(1) 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

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。



デブリ模擬炉心の新設 図2. I. 1
炉心の工事フローシート

添付書類

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

4. デブリ模擬炉心についての評価書

4-1) 炉心の核的設計計算書作成の基本方針

4-2) デブリ模擬炉心（1）の核的設計計算書

申請に係る「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」との適合性に関する説明書

5. 設計及び工事に係る品質管理等についての説明書

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

6. 原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

空白頁

添 付 書 類

空白頁

< 第1編 I. 実験設備 デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管 >

本申請に係る設計及び工事の計画が、「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。）に適合していることの説明の要否は、以下に示すとおりである。

技術基準規則の条項		項・号	説明の必要性の有無*1	適合性説明
第1、2条	適用範囲、定義			
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設		—	
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持		—	
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤		×	
第6条	地震による損傷の防止	第1項	○	添付書類1
		第2、3項	—	
第7条	津波による損傷の防止		—	
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	第1、2項	○*2	
		第3、4項	—	
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		×	
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	第1項	×	
		第2項	—	
第11条	機能の確認等		○	添付書類2
第12条	材料及び構造		×	
第13条	安全弁等		×	
第14条	逆止め弁		×	
第15条	放射性物質による汚染の防止		×	
第16条	遮蔽等		×	
第17条	換気設備		×	
第18条	適用			
第19条	溢（いつ）水による損傷の防止		×	
第20条	安全避難通路等		×	
第21条	安全設備		×	
第22条	炉心等		×	
第23条	熱遮蔽材		—	
第24条	一次冷却材		—	
第25条	核燃料物質取扱設備		—	
第26条	核燃料物質貯蔵設備		×	
第27条	一次冷却材処理装置		—	
第28条	冷却設備等		—	
第29条	液位の保持等		—	
第30条	計測設備		×	
第31条	放射線管理施設		×	
第32条	安全保護回路		×	
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統		×	
第34条	原子炉制御室等		×	
第35条	廃棄物処理設備		×	
第36条	保管廃棄設備		×	
第37条	原子炉格納施設		×	
第38条	実験設備等		○	添付書類3
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		—	
第40条	保安電源設備		×	
第41条	警報装置		×	
第42条	通信連絡設備等		×	
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		—	
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		—	
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		—	

*1：凡例

—：当該条項の要求事項に適合すべき設備等がSTACY施設に無いことを示す。

○：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり適合性説明を要することを示す。

×

×：当該条項の要求事項に適合すべき設備でなく適合性説明を要しないことを示す。

*2：実験設備は実験棟Aに内包されるため適合性説明を省略する。なお、外部事象による損傷の防止についての説明は、設計及び工事の計画の認可申請書〔STACYの更新（第4回申請）〕（令和3年7月29日認可 原規規発第2107291号）の添付書類「2.外部からの衝撃による損傷の防止（第8条）の適合性説明書」による。

(地震による損傷の防止)

第六条 試験研究用等原子炉施設は、これに作用する地震力（試験炉許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力をいう。）による損壊により公衆に放射線障害を及ぼすことがないものでなければならない。

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

3 耐震重要施設は、試験炉許可基準規則第四条第三項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないものでなければならない。

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、これに作用する地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼすことがないよう設計する。耐震強度計算については、添付書類「1. 耐震強度計算書」に示す。

(機能の確認等)

第十一条 試験研究用等原子炉施設は、原子炉容器その他の試験研究用等原子炉の安全を確保する上で必要な設備の機能の確認をするための試験又は検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守又は修理ができるものでなければならない。

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、添付書類「2. 機能の確認等についての説明書」のとおり、必要な機能の確認をするための試験又は検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守又は修理を実施できるよう、外観の確認ができる設計とする。

(実験設備等)

第三十八条 試験研究用等原子炉施設に設置される実験設備等（試験炉許可基準規則第二十九条に規定する実験設備等をいう。以下この条において同じ。）は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 実験設備等の損傷その他の実験設備等の異常が発生した場合においても、試験研究用等原子炉の安全性を損なうおそれがないものであること。
- 二 実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の試験研究用等原子炉に反応度が異常に投入されないものであること。
- 三 放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないものであること。
- 四 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために実験設備等の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の試験研究用等原子炉の安全上必要なパラメータを原子炉制御室に表示できるものであること。
- 五 実験設備等が設置されている場所は、原子炉制御室と相互に連絡することができる場所であること。

実験用設備等（デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管に限る。）は、添付書類「3. 実験設備等についての説明書」のとおり、以下の設計とする。

第1号の要求に適合するよう、実験用設備等の損傷その他実験用設備等の異常が発生した場合においても、原子炉の安全性を損なうおそれがないように設計する。

第2号の要求に適合するよう、その状態変化、損傷、逸脱等により運転中の原子炉に過度の反応度変化を与えない設計とする。このため、配列式（格子板に配列）の実験用設備等は、軽水の給排水及び浮力によって、支持された位置から逸脱することのないように設計する。また、軽水中に挿入する実験用設備等のうち内部が中空で軽水を排除する構造のものは、その損傷により炉心に過度の反応度を添加することがないよう、内部への浸水による置換反応度を可動式の装荷物による反応度添加量と合わせて制限する。

第3号の要求に適合するよう、放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれのないように設計する。

第4号の要求に適合するよう、STACY施設の健全性を確保するために実験設備等の異常の発生状況、周辺の環境の状況を原子炉制御室に表示できるように設計する。

第5号の要求に適合するよう、実験設備等が設置されている場所は、制御室と相互に連絡することができる場所とする。

< 第2編 I. 炉心 デブリ模擬炉心（1） >

本申請に係る設計及び工事の計画が、「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。）に適合していることの説明の要否は、以下に示すとおりである。

技術基準規則の条項		項・号	説明の必要性の有無*1	適合性説明
第1、2条	適用範囲、定義			
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設		—	
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持		—	
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤		×	
第6条	地震による損傷の防止	第1項	×	
		第2、3項	—	
第7条	津波による損傷の防止		—	
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	第1、2項	×	
		第3、4項	—	
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		×	
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	第1項	○	添付書類4
		第2項	—	
第11条	機能の確認等		×	
第12条	材料及び構造		×	
第13条	安全弁等		×	
第14条	逆止め弁		×	
第15条	放射性物質による汚染の防止		×	
第16条	遮蔽等		×	
第17条	換気設備		×	
第18条	適用			
第19条	溢（いつ）水による損傷の防止		×	
第20条	安全避難通路等		×	
第21条	安全設備		×	
第22条	炉心等		×	
第23条	熱遮蔽材		—	
第24条	一次冷却材		—	
第25条	核燃料物質取扱設備		—	
第26条	核燃料物質貯蔵設備		×	
第27条	一次冷却材処理装置		—	
第28条	冷却設備等		—	
第29条	液位の保持等		—	
第30条	計測設備		×	
第31条	放射線管理施設		×	
第32条	安全保護回路		×	
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統		×	
第34条	原子炉制御室等		×	
第35条	廃棄物処理設備		×	
第36条	保管廃棄設備		×	
第37条	原子炉格納施設		×	
第38条	実験設備等		×	
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		—	
第40条	保安電源設備		×	
第41条	警報装置		×	
第42条	通信連絡設備等		×	
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		—	
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		—	
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		—	

*1：凡例

- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備等がSTACY施設に無いことを示す。
- ：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり適合性説明を要することを示す。
- ×

×：当該条項の要求事項に適合すべき設備でなく適合性説明を要しないことを示す。

(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ることがないものでなければならない。

第1項に適合するよう、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。

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。

デブリ模擬炉心(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「4. デブリ模擬炉心についての評価書」に示す。

添付書類

1. 耐震強度計算書

空白頁

目 次

1. 概要	添-1-1
2. 基本方針	添-1-1
3. 計算方法	添-1-2
3. 1 計算条件	添-1-2
3. 2 記号の説明	添-1-4
3. 3 応力の計算方法	添-1-5
3. 4 応力の評価方法	添-1-9
4. 機器要目	添-1-10
5. 計算結果	添-1-11
6. 評価結果	添-1-12

1. 概要

本説明書は、STACY施設を「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6条(地震による損傷の防止)の要求事項に適合させるための設計方針について説明するものである。

2. 基本方針

技術基準規則第6条の要求に適合するよう、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、これに作用する地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼすことがないよう設計する。以下、耐震強度評価について、計算方法及び計算結果を示す。なお、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、支持構造物に固定されていないため、共振するおそれはない。

3. 計算方法

3. 1 計算条件

(1) 評価対象

実験用装荷物

- ・デブリ構造材模擬体
- ・燃料試料挿入管
- ・内挿管

(2) 耐震クラス：Bクラス

(3) 機器区分：－

(4) 評価温度：80℃

(5) 適用地震力と荷重の組合せ

荷重の組合せは表 3.1-1 による。適用する地震力は以下のとおり。

- ・静的震度： C_H (NS、EW) = 0.38 (1.8 C_i) (表 3.1-2 参照)
- ・据付場所及び基準床レベル：炉室 (S) 1FL+7.0m

表 3.1-1 地震荷重と他の荷重の組合せ

耐震クラス	荷重の組合せ	許容応力状態
B	D+P _d +M _d +S _B	BA _S

D：死荷重

P_d：当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重

M_d：当該設備に設計上定められた機械的荷重

S_B：Bクラス設備に適用される静的地震力

表3.1-2 実験棟Aの炉室 (S) における設計用地震力

階	A _i (注1)		S _B
	NS方向	EW方向	1.8C _i
実験棟A 1F：炉室 (S) (1FL<L≤2FL)	1.278	1.301	0.38

記号の説明

C_i : 建物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求める地震層せん断力係数

$$C_i = R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで、

R_t : 振動特性係数 (0.8)

A_i : 地震層せん断力係数の高さ方向分布係数 (表3.1-2)

C_0 : 標準せん断力係数 (0.2)

注記

注1 : R_t 及び A_i の値は、元安(原規)第113号で認可を受けた設計及び工事の方法の認可申請書の添付計算書「I-ニ-5 実験棟Aの強度計算書」による。

3. 2 記号の説明

本章で使用する記号を、表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 記号の説明

記号	記載内容	単位
d_i	実験用装荷物の内径	mm
d_o	実験用装荷物の外径	mm
g	重力加速度 (=9.80665)	m/s ²
L	実験用装荷物の全長	mm
L_1	支持点と支持点との距離(=1000)	mm
L_2	支持点と支持点との距離(=450)	mm
M	実験用装荷物に生じる最大曲げモーメント	N・mm
Q	水平地震時に実験用装荷物に作用する最大せん断力	N
m_0	実験用装荷物の被覆管質量	kg
m_i	実験用装荷物の内容物質量	kg
Z	断面係数	mm ³
σ_{x_t}	実験用装荷物の軸方向一次一般膜応力の和 (引張側)	MPa
σ_{o_t}	実験用装荷物の組み合わせ一次一般膜応力 (引張側)	MPa
σ_{x_c}	実験用装荷物の軸方向一次一般膜応力の和 (圧縮側)	MPa
σ_{o_c}	実験用装荷物の組み合わせ一次一般膜応力 (圧縮側)	MPa
τ	水平地震力により実験用装荷物に生じるせん断応力	MPa
σ_{x_1}	自重により実験用装荷物に生じる軸方向応力	MPa
σ_{x_2}	水平地震力により実験用装荷物に生じる軸方向応力	MPa
S_y	設計降伏点又は0.2%耐力	MPa
S_u	設計引張強さ	MPa

3. 3 応力の計算方法

3. 3. 1 実験用装荷物の応力評価

実験用装荷物の概略構造及び計算モデルを図 3.3.1-1 に示す。

実験用装荷物の被覆管及び内容物の重量は、実機よりも重くすることで計算結果に保守性を持たせる。

曲げモーメントの計算は、最大曲げモーメントが発生する L_1 部分を分布荷重の単純はりモデルとして行う。ただし、内挿管については内容物（検出器等）の挿入高さ位置が可変であるため、内容物を集中荷重として曲げモーメントを算出し、分布荷重（被覆管）で算出した曲げモーメントに加えることとする。（図 3.3.1-2～3 参照）

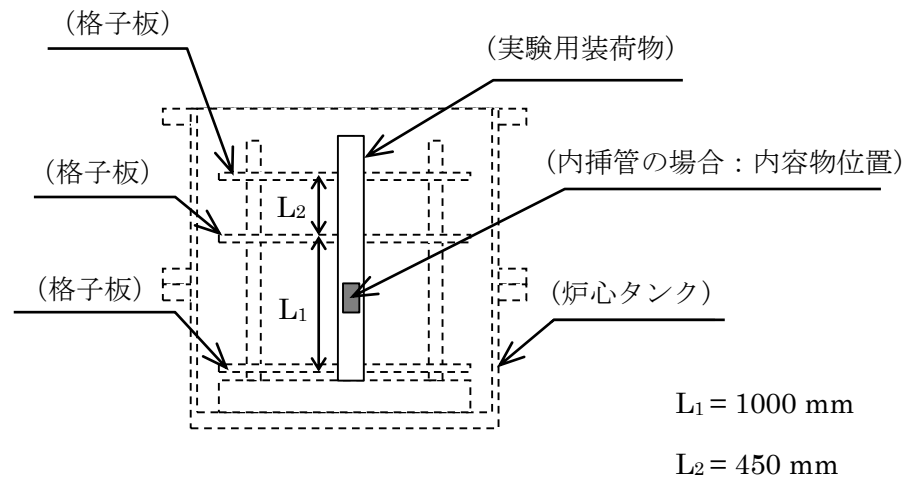
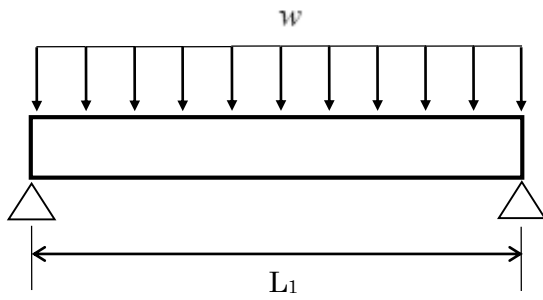


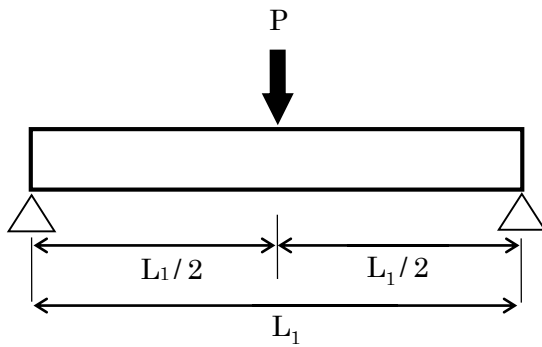
図 3.3.1-1 実験用装荷物の概略図及び計算モデル



$$M = \frac{wL^2}{8} \times C_H$$

w : 単位長さ当たりの荷重

図 3.3.1-2 分布荷重による曲げモーメント



$$M = \frac{PL}{4} \times C_H$$

P : 荷重

図 3.3.1-3 集中荷重による曲げモーメント

(1) 運転時質量による応力

a. 軸方向の圧縮応力

$$\sigma_{x_1} = \frac{4F}{\pi(d_o^2 - d_i^2)}$$

ここで、

$$F = (m_0 + m_i)g$$

(2) 水平方向地震時に生じる応力

a. 曲げ応力

$$\sigma_{x_2} = \frac{M}{Z}$$

ここで、

$$Z = \frac{\pi}{32 \times d_o} (d_o^4 - d_i^4)$$

b. せん断応力

$$\tau = \frac{16(d_o^2 + d_o d_i + d_i^2)Q}{3\pi(d_o^4 - d_i^4)}$$

ここで、

$$Q = C_H W = C_H (m_0 + m_i)g$$

(3) 組合せ応力

(1) ～ (2) により算出された応力は、以下のとおり組み合わせる。

1) 一次一般膜応力

① 組み合わせ引張応力

$$\sigma_{X_t} = -\sigma_{X_1} + \sigma_{X_2}$$

$$\sigma_{\theta_t} = \frac{|\sigma_{X_t}|}{2} + \sqrt{\left(\frac{-\sigma_{X_t}}{2}\right)^2 + \tau^2}$$

② 組み合わせ圧縮応力

$$\sigma_{X_c} = \sigma_{X_1} + \sigma_{X_2}$$

$$\sigma_{\theta_c} = \frac{|\sigma_{X_c}|}{2} + \sqrt{\left(\frac{-\sigma_{X_c}}{2}\right)^2 + \tau^2}$$

一次応力は、一次一般膜応力に示す組合せ応力として算出した値と同じである。

3. 4 応力の評価方法

(1) 実験用装荷物の応力評価

3.3.1 で求めた応力が、最高使用温度における表 3.4-1 に示す許容応力以下であること。

表 3.4-1 実験用装荷物の許容応力

応力の分類	許容応力*
一次一般膜応力	S_y と S_u の 0.6 倍のいずれか小さい方の値
一次応力	S_y

* : 許容応力は第 4 種容器の値とする。

4. 機器要目

(1) デブリ構造材模擬体（鉄）

d_i	d_o	L	m_0	m_i	S_u	S_y
(mm)	(mm)	(mm)	(kg)	(kg)	(MPa)	(MPa)
0	9.5	1500	1.0	0	461	178

※ S_u 、 S_y は、SUS304 の 80℃における値を示す。

(2) デブリ構造材模擬体（コンクリート）

d_i	d_o	L	m_0	m_i	S_u	S_y
(mm)	(mm)	(mm)	(kg)	(kg)	(MPa)	(MPa)
7.5	9.5	1500	0.5	0.5	171	55

※ S_u 、 S_y は、A5052TD-0 の 80℃における値を示す。

(3) 燃料試料挿入管

d_i	d_o	L	m_0	m_i	S_u	S_y
(mm)	(mm)	(mm)	(kg)	(kg)	(MPa)	(MPa)
8.36	9.5	1500	0.5	1.0	414	310

※ S_u 、 S_y については、PWR 用ジルカロイ-4 燃料被覆管の 385℃における判定基準値を示す。

(4) 内挿管（細）

d_i	d_o	L	m_0	m_i	S_u	S_y
(mm)	(mm)	(mm)	(kg)	(kg)	(MPa)	(MPa)
8.36	9.5	1495	0.5	1.0	414	310

※ S_u 、 S_y について、PWR 用ジルカロイ-4 燃料被覆管の 385℃における判定基準値を示す。

(5) 内挿管（太）

d_i	d_o	L	m_0	m_i	S_u	S_y
(mm)	(mm)	(mm)	(kg)	(kg)	(MPa)	(MPa)
27.0	28.8	1495	0.5	2.0	171	55

※ S_u 、 S_y は、A5052TD-0 の 80℃における値を示す。

5. 計算結果

一次一般膜応力及び一次応力は、以下のとおり。

(MPa)

機器名	σ_{x_1}	σ_{x_2}	σ_{x_t}	σ_{x_c}	τ	σ_{o_t}	σ_{o_c}
デブリ構造材模擬体 (鉄)	1	4	3	5	1	4	6
デブリ構造材模擬体 (コンクリート)	1	7	6	8	1	7	9
燃料試料挿入管	1	14	13	15	1	14	16
内挿管 (細)	1	33	32	34	1	33	35
内挿管 (太)	1	4	3	5	1	4	6

6. 評価結果

以下に示すとおり、発生する応力は全て許容応力以下である。

(MPa)

機器名	応力	算出応力	許容応力
デブリ構造材模擬体 (鉄)	一次一般膜	6	178
	一次	6	178
デブリ構造材模擬体 (コンクリート)	一次一般膜	9	55
	一次	9	55
燃料試料挿入管	一次一般膜	16	248
	一次	16	310
内挿管 (細)	一次一般膜	35	248
	一次	35	310
内挿管 (太)	一次一般膜	6	55
	一次	6	55

空白頁

添付書類

2. 機能の確認等についての説明書

空白頁

目 次

1. 概要	添-2-1
2. 基本方針	添-2-1
3. 詳細設計方針・内容	添-2-1

1. 概要

本説明書は、S T A C Y施設を「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11条（機能の確認等）の要求事項に適合させるための設計方針について説明するものである。

2. 基本方針

技術基準規則第11条の要求に適合するよう、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、必要な機能の確認をするための試験又は検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守又は修理ができるよう外観の確認ができる設計とする。

3. 詳細設計方針・内容

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、機能の確認をするための試験又は検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守又は修理ができるよう外観の確認ができる設計とする。なお、これらの設備は、原子炉運転により放射化する量が僅少であり、原子炉運転後においてもこれらを直接取り扱うことが可能である。また、燃料試料挿入管に挿入した核燃料物質に蓄積される核分裂生成物は僅少であり、原子炉運転後においてもこれらを直接取り扱うことが可能である。したがって、安全を確保する上で必要な機能の確認をするための試験又は検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守又は修理が可能である。

添付書類

3. 実験設備等についての説明書

空白頁

目 次

1. 概要	添-3-1
2. 基本方針	添-3-1
3. 詳細設計方針・内容	添-3-1
3. 1 詳細設計方針	添-3-1
3. 2 詳細設計内容	添-3-2

1. 概要

本説明書は、STACY施設を「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38条(実験設備等)の要求事項に適合させるための設計方針について説明するものである。

2. 基本方針

技術基準規則第38条の要求に適合するよう、実験設備等(デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管に限る。)は、以下の設計とする。

第1号の要求に適合するよう、実験設備等の損傷その他実験設備等の異常が発生した場合においても、原子炉の安全性を損なうおそれがないように設計する。

第2号の要求に適合するよう、その状態変化、損傷、逸脱等により運転中の原子炉に過度の反応度変化を与えない設計とする。このため、配列式(格子板に配列)の実験用設備等は、軽水の給排水及び浮力によって、支持された位置から逸脱することのないように設計する。また、軽水中に挿入する実験用設備等のうち内部が中空で軽水を排除する構造のものは、その損傷により炉心に過度の反応度を添加することがないよう、内部への浸水による置換反応度を可動式の装荷物による反応度添加量と合わせて制限する。

第3号の要求に適合するよう、放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれのないように設計する。

第4号の要求に適合するよう、STACY施設の健全性を確保するために実験設備等の異常の発生状況、周辺の環境の状況を原子炉制御室に表示できるように設計する。

第5号の要求に適合するよう、実験設備等が設置されている場所は、制御室と相互に連絡することができる場所とする。

3. 詳細設計方針・内容

3.1 詳細設計方針

実験設備等は、その損傷等が発生した場合においても、原子炉施設の安全性を損なうおそれがない設計とする。このため、各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持される設計とするとともに、原子炉の運転中に電氣的若しくは機械的な発熱、軽水その他炉内構造材との接触、中性子照射によって変形や状態変化することなく、炉心タンクや棒状燃料に損傷を与えない設計とする。

実験設備等は、その状態変化、損傷、逸脱等により運転中の原子炉に過度の反応度変化を与えない設計とする。このため、配列式(格子板に配列)の実験用設備等は、軽水の給排水及び浮力によって、支持された位置から逸脱することのないように設計する。可動式(駆動装置による移動)の実験用設備等は、反応度添加量及び反応度添加率を制限する。また、軽水中に挿入する実験用設備等のうち内部が中空で軽水を排除する構造

のものは、その損傷により炉心に過度の反応度を添加することがないように、内部への浸水による置換反応度を可動装荷物による反応度添加量と合わせて制限する。

実験設備等は、放射性物質を内蔵する場合は密封性を考慮し、放射性物質の著しい漏えいのおそれがない設計とする。

実験設備等は、その異常の発生状況、周辺の環境の状況を制御室に表示できる設計とする。このため、配列式の実験用設備等は装荷状態を制御室で監視できる設計とする。

実験設備等を設置している場所と制御室との間は、相互に連絡できる設計とする。

3.2 詳細設計内容

デブリ構造材模擬体の形状は、垂直方向に一様とみなせる棒状（中身の詰まったものに限る。）とする。その支持は、鉛直荷重を炉心タンクにより、水平荷重を3枚の格子板の格子孔により受け、配列する。また、軽水の給排水及び浮力によって格子孔から逸脱することがないように適切な重量を有する設計とする。なお、コンクリート等で構造維持上必要な場合は、金属で被覆し水密性を有するものとする。

燃料試料挿入管は、棒状燃料被覆管に準ずる材料及び寸法仕様で、上端に脱着式端栓（取扱い時に容易に外れない、水密性を有するもの）を備え、下端を溶接式の端栓で密封した円筒管とする。また、その支持方法は、デブリ構造材模擬体と同じとする。

内挿管の支持方法は、デブリ構造材模擬体と同じとする。

第1号に適合するよう、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管を炉心に挿入する場合には、地震により破損し炉心タンクや棒状燃料に損傷を与え原子炉施設の安全性を損なうことがないように、適切な耐震強度を有する設計とする。添付書類「1.耐震強度計算書」を参照。

第2号に適合するよう、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管を炉心に装荷する際は、保安規定に基づき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。

第3号に適合するよう、燃料試料挿入管は、放射線又は放射性物質の著しい漏えいを防止するために、上部端栓を、取扱い時に容易に外れず、水密性を有する脱着式の端栓とする。また、内挿管に挿入する核燃料物質及び放射性物質は、密封したものとすることを遵守する。なお、デブリ構造材模擬体は放射性物質を含まない設計のため、本号の適用は不要である。

第4号に適合するよう、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、その装荷状態を制御室からTVモニタにより監視できる設計とする。

第5号に適合するよう、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管が設置される炉室(S)と制御室間の連絡は、ページング装置により行うことができる設計とする。

空白頁

添付書類

4. デブリ模擬炉心についての評価書

- 4-(1) 炉心の核的設計計算書作成の基本方針
- 4-(2) デブリ模擬炉心（1）の核的設計計算書

空白頁

添付書類

4-(1) 炉心の核的設計計算書作成の基本方針

空白頁

目 次

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

1. 概要

S T A C Y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²³⁵U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。S T A C Y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。

S T A C Y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

S T A C Y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。

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

$d\rho/dH$ 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（最大の反応度価値を持つ安全板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。））の性能とあわせて、海水による全水没を想定したときに中性子実効増倍率が 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。本書においては 0.997 を臨界バイアスとする。

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。

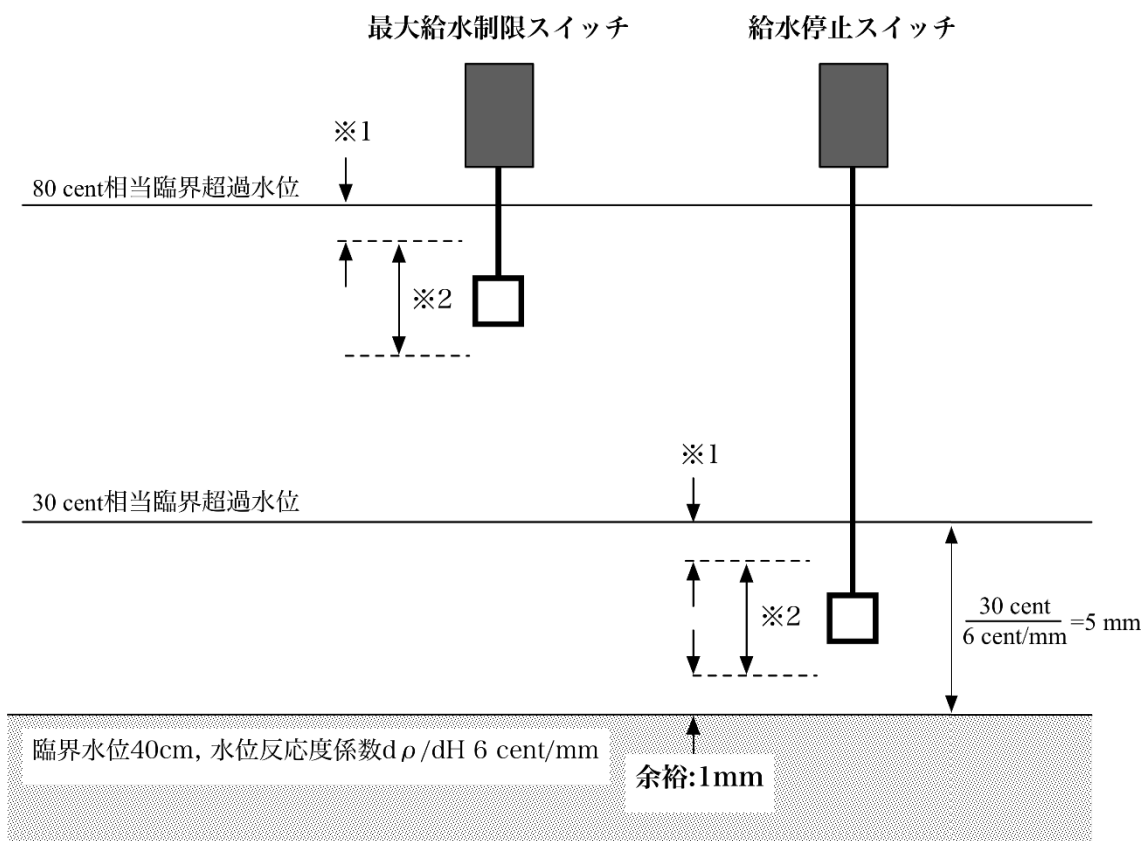
臨界量及び安全板の反応度値の計算には、連続エネルギー法に基づくモンテカルロ計算コードMVP^[1]を用い、核データとしては評価済核データライブラリJENDL-3.3^[2]を基にしたポイントワイズ断面積を用いる。

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}

空白頁

添付書類

4-(2) デブリ模擬炉心（1）の核的設計計算書

空白頁

目 次

1. 概要	添-4-(2)-1
2. デブリ模擬炉心（1）の条件.....	添-4-(2)-1
3. 計算条件及び計算方法	添-4-(2)-2
3.1 基本方針	添-4-(2)-2
(1) 臨界炉心の評価.....	添-4-(2)-2
(2) 安全板（未臨界板）の評価.....	添-4-(2)-2
(3) 可溶性中性子吸収材（ボロン）の評価.....	添-4-(2)-4
(4) 炉心特性の評価.....	添-4-(2)-4
3.2 計算モデル	添-4-(2)-4
4. 計算結果	添-4-(2)-12
4.1 臨界炉心の評価結果.....	添-4-(2)-12
4.2 安全板（未臨界板）評価の結果.....	添-4-(2)-12
4.3 可溶性中性子吸収材（ボロン）評価の結果.....	添-4-(2)-12
4.4 炉心特性評価の結果.....	添-4-(2)-13
4.5 構成してはならない炉心の再評価.....	添-4-(2)-13
5. まとめ	添-4-(2)-14
参考文献	添-4-(2)-15

1. 概要

本書では、STACYのデブリ模擬炉心（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。

2. デブリ模擬炉心（1）の条件

デブリ模擬炉心（1）の条件は、添付書類「3-1-(1) 炉心の核的設計計算書作成の基本方針」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、以下のものを用いる。

- 1) 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%）
- 2) 平成30年5月30日付け原規規発第1805304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%）

b. 燃料の最大装荷量は、50本以上900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900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、以下のものを用いる。

- 1) 格子間隔 15 mm
- 2) 格子間隔 12.7 mm

b. 減速材対ペレット体積比は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

燃料デブリ構造材模擬体のうちコンクリート及び鉄構造材を模擬したものを、以下それぞれ「コンクリート」「鉄」と呼び、組成として普通コンクリートと鉄(SUS304)を想定する。燃料デブリ構造材模擬体の装荷パターンについては、実験計画に応じて決定するが、本計算書では代表的なパターンとして図 3.1-1～図 3.1-3 に示すとおり、「5×5」「1of4」「2of4」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に従い、再度評価を行う。

評価は以下の順に行う。(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 THREEDANT を用いて X-Y-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

コンクリート、鉄の全装荷パターン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、1.27 cm、1.50 cm、2.54 cm とする。減速材対燃料体積比が炉心構成範囲の制限(0.9 以上 11 以下)を超える炉心があるが、本評価書においては核的パラメータの変化範囲を確認することから当該炉心についても計算を行う。

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及び燃料デブリ構造材模擬体を 1 本飛ばしで装荷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

デブリ模擬炉心(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 3.1-1～図 3.1-3 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 3-1-(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（制限本数）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、最大過剰反応度 0.8 ドルを考慮した反応度効果（ ρ' ）は考慮しない。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、津波最大炉心の制限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の計算を行い、添付書類「3-1-(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に入る見通しがあることを確認する。炉心特性値の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、添付書類「3-1-(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、棒状燃料又はデブリ構造材模擬体に置き換える。
- (4) 津波最大炉心の評価時の海水は、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 900 本に対して十分に大きい。

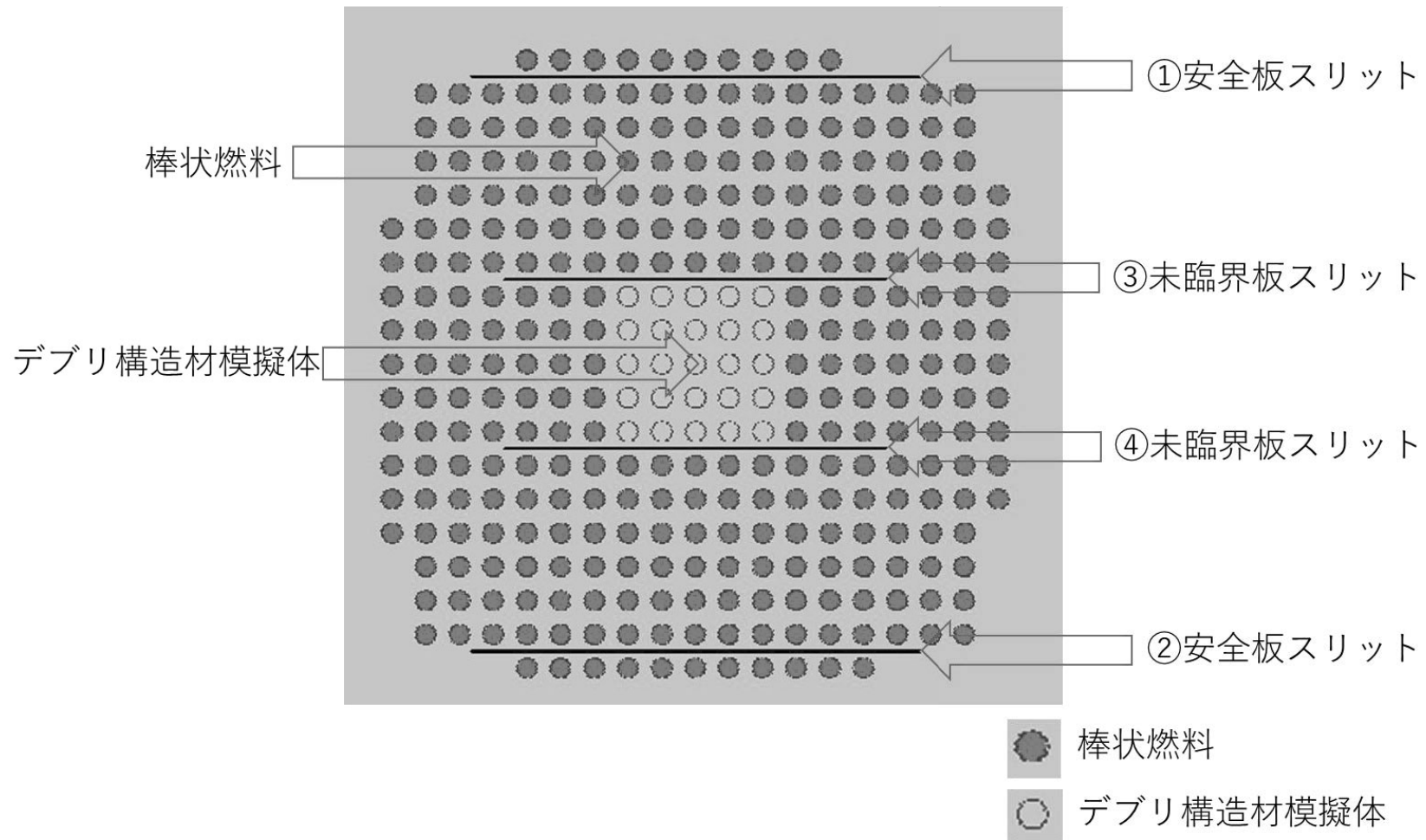


図 3.1-1 燃料デブリ構造材模擬体装荷パターン 5×5

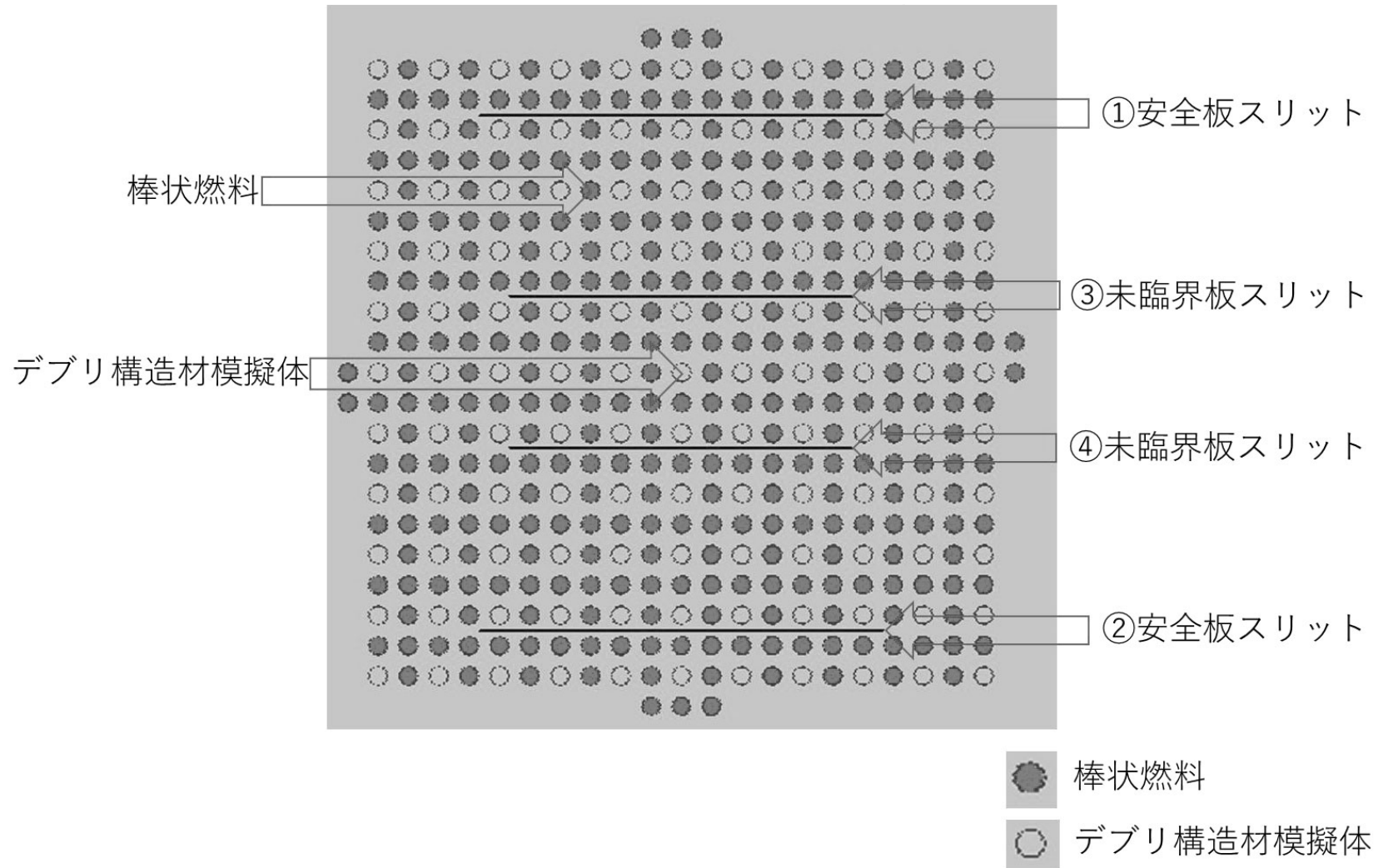


図 3.1-2 燃料デブリ構造材模擬体装荷パターン 1of4

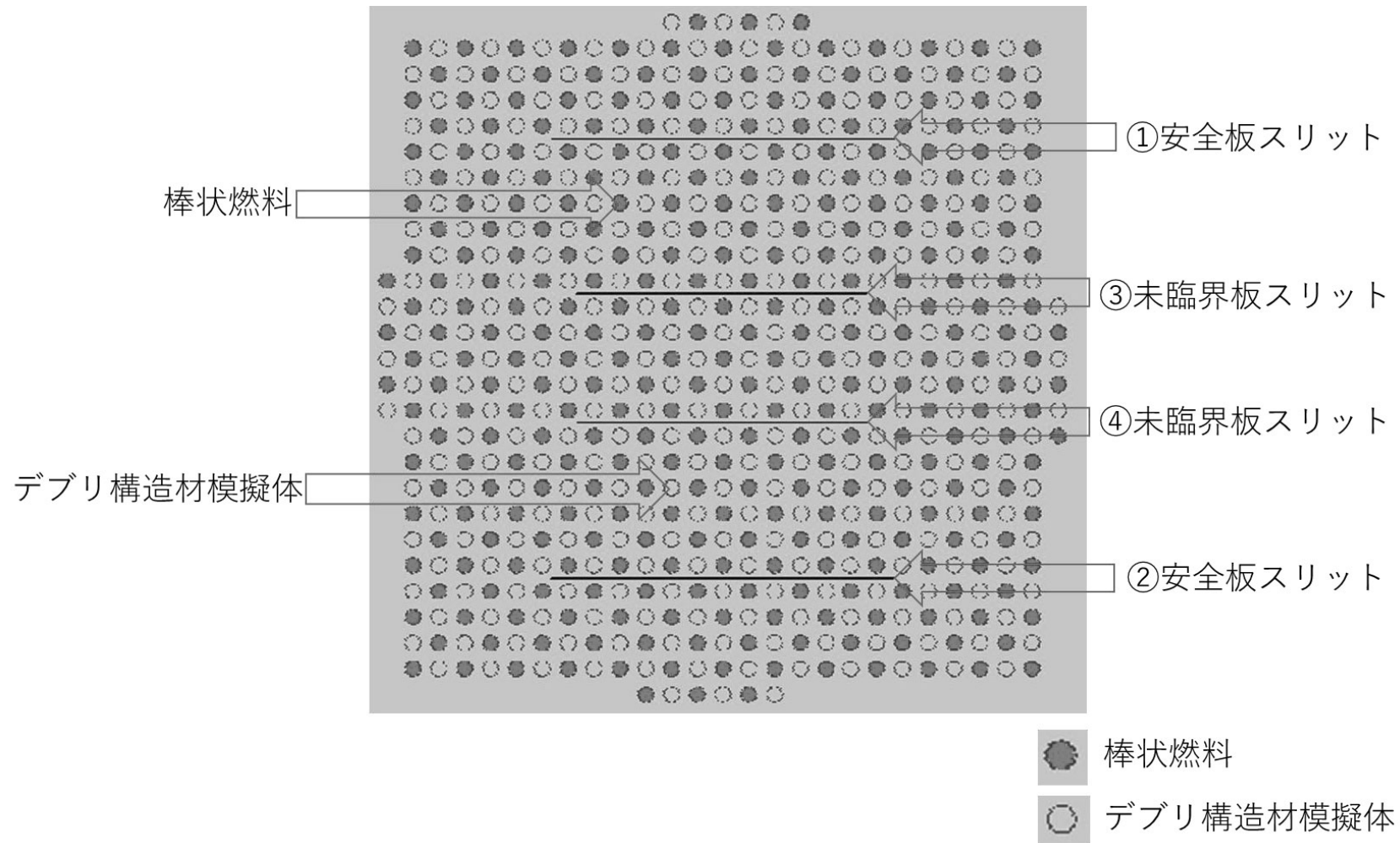


図 3.1-3 燃料デブリ構造材模擬体装荷パターン 2of4

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			
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)	核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
C-nat	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-nat	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-nat	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-55	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^[8]

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-nat	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。

表 3.2 計算に使用した原子個数密度 (続き)

(5) 燃料デブリ構造材模擬体 (コンクリート) [9]*

コンクリート			
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)	核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
H-1	1.3743×10^{-2}	Al-27	1.7409×10^{-3}
O-16	4.5933×10^{-2}	Si-nat	1.6617×10^{-2}
C-nat	1.1532×10^{-4}	K-nat	4.6054×10^{-4}
Na-nat	9.6397×10^{-4}	Ca-nat	1.5026×10^{-3}
Mg-nat	1.2389×10^{-4}	Fe-nat	3.4507×10^{-4}

※-natは天然核種を示す。

* : コンクリートの組成は製作物により異なるため、ここでは参考文献の値を用いる。ただし、実験を行う際は、製作物を実測し計算に反映する。

(6) 燃料デブリ構造材模擬体 (コンクリート) の被覆材

アルミニウム合金			
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)	核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
Mg-nat	1.5936×10^{-3}	Fe-nat	3.1790×10^{-5}
Al-27	5.8129×10^{-2}	Cu-nat	2.5398×10^{-6}
Si-nat	3.4479×10^{-5}		
Cr-nat	7.1258×10^{-5}		

※-nat は天然核種を示す。

(7) 燃料デブリ構造材模擬体 (鉄) [9]

鉄			
核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)	核種	密度 ($10^{24}/\text{cm}^3$)
C-nat	3.1809×10^{-4}	S-nat	4.4679×10^{-5}
Si-nat	1.7003×10^{-3}	Ni-nat	7.5269×10^{-3}
Mn-55	1.7385×10^{-3}	Cr-nat	1.7451×10^{-2}
P-nat	6.9381×10^{-5}	Fe-nat	5.8659×10^{-2}

※-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

各燃料デブリ構造材模擬体を各装荷パターンで装荷した臨界炉心の評価結果を表 4.1-1 及び図 4.1-1 に示す。ただし、燃料棒本数が 900 本を超えて未臨界の場合は、当該炉心を未臨界炉心として識別し、以降の評価対象から外す。

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を表 4.2-1、ワンロッドスタックマージンの計算結果を表 4.2-2、津波最大炉心の計算結果を表 4.2-3、表 4.2-4 にそれぞれ示す。

上記より、すべての臨界炉心について原子炉停止余裕が満足できることが確認できた。また、格子間隔 2.54 cm、臨界水位 40 cm における鉄装荷(5×5)以外の炉心についてワンロッドスタックマージンが満足できることが確認できた。このワンロッドスタックマージンを満足しない炉心は、臨界水位を 40.3 cm、臨界本数を 671 本とすることでワンロッドスタックマージン(原子炉停止余裕を含む。)を満足することを確認した。

津波最大炉心の計算の結果、格子間隔 1.27 cm、臨界水位 40 cm において、津波最大炉心の制限本数が、コンクリート装荷時では全装荷パターンで臨界本数を下回ることが確認された。また、格子間隔 1.27 cm、臨界水位 40 cm、鉄装荷(5×5)及び格子間隔 1.5 cm、臨界水位 40 cm、鉄装荷(1of4)においても同様に津波最大炉心の制限本数が臨界本数を下回ることが確認された。

これは、当該炉心が万が一想定を上回る津波に水没した際、臨界事故となる可能性が否定できないことを示す。したがって、本書では、当該炉心を「構成してはならない炉心」として識別する。

4.3 可溶性中性子吸収材（ボロン）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安全板又は未臨界板において制限本数の少ない炉心について、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、4.2 で識別された炉心については、評価対象から外す。また、臨界ボロン濃度での原子炉停止余裕及びワンロッドスタックマージンを計算した。計算の結果により、すべての炉心について原子炉停止余裕が満足できることが確認できた。ワンロッドスタックマージンについては、格子間隔 2.54 cm、すべての臨界水位においてコンクリート装荷(5×5)及び鉄装荷(5×5)以外の炉心では満足できることが確認できた。

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～表 4.4-6 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、炉心の特性が添付書類「3-1-(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 の範囲を逸脱しない、構成できる炉心が明らかとなった。その結果、該当パターン以外満足できることを確認した。該当パターンについては「5.まとめ」にて記載する。

4.5 構成してはならない炉心の再評価

4.1～4.3 の評価を通じて、「構成してはならない炉心」が識別された。識別した炉心を表 4.5-1 に示す。これらの炉心は、臨界本数が「津波最大炉心の制限本数」を上回るため、構成することができない。ここで、構成できる炉心の条件を明らかにするため、臨界本数を津波最大炉心のそれとし、水位をパラメータにした臨界計算を行った。計算結果を表 4.5-2 に示す。また、求められた臨界炉心における炉心特性の計算結果を表 4.5-3 に示す。評価の結果、すべての炉心での炉心特性が制限の範囲に入ることが確認できた。これらの評価により、構成できる炉心の臨界水位の下限が明らかとなった。

5. まとめ

デブリ模擬炉心(1)について、炉心構成条件の範囲で臨界となる臨界本数と可溶性中性子吸収材(ボロン)濃度を計算し後述する炉心以外で核的制限値を満足できることを確認した。また、安全板(未臨界板)の評価により、想定を超える津波により炉心が水没した場合、臨界となる可能性が否定できない条件を確認し、当該炉心を「構成してはならない炉心」として識別した。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において炉心構成範囲外として取り扱われ、運転に際して構成する炉心が炉心構成範囲に収まることを、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確認する。さらに、識別した炉心を除く全炉心に対して炉心特性値を計算し、炉心の特性が添付書類「3-1-(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の範囲(以下「炉心特性範囲」という。)を水位反応度係数においてそれぞれ格子間隔1.5 cm、臨界水位40 cm、コンクリート装荷(2of4)、格子間隔2.54 cm、臨界水位40.3 cm、鉄装荷(5×5)、及び格子間隔1.5 cm、臨界水位40 cm、ボロン濃度92.0 ppm、コンクリート装荷(2of4)以外の炉心で逸脱しないことを確認した。最後に、識別した炉心について水位をパラメータにした臨界計算を行い、構成できる臨界水位の下限を明らかにし、炉心構成範囲を明確化するとともに、すべての炉心で炉心特性が炉心特性範囲を逸脱しないことを確認した。

STACYは、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、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、計画に際して本書に示した評価を確実にし、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] 化学大事典、化学大辞典編集委員会、1963年
- [9] 臨界安全ハンドブック第2版、JAERI 1340 (1999)

表 4.1-1(1) コンクリートの装荷(5×5)の臨界炉心の臨界評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)
1.27	40	654	25
	70	464	25
	110	419	25
	140	405	25
1.5	40	418	25
	70	304	25
	110	276	25
	140	270	25
2.54	40	641	25
	70	395	25
	110	350	25
	140	339	25

表 4.1-1(2) コンクリートの装荷(1of4)の臨界炉心の臨界評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)
1.27	40	518	169
	70	370	121
	110	332	121
	140	324	121
1.5	40	336	121
	70	244	81
	110	221	81
	140	216	81
2.54	40	未臨界	未臨界
	70	568	181
	110	418	133
	140	380	121

表 4.1-1(3) コンクリートの装荷(2of4)の臨界炉心の臨界評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)
1.27	40	431	432
	70	295	296
	110	266	264
	140	253	256
1.5	40	335	332
	70	231	232
	110	203	204
	140	196	196
2.54	40	未臨界	未臨界
	70	未臨界	未臨界
	110	未臨界	未臨界
	140	未臨界	未臨界

表 4.1-1(4) 鉄の装荷(5×5)の臨界炉心の臨界評価結果

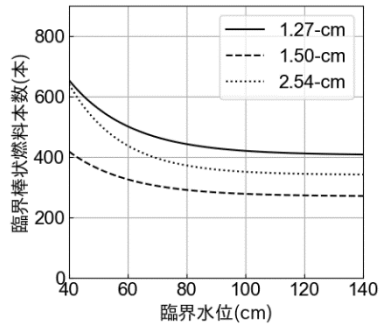
格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)
1.27	40	771	25
	70	557	25
	110	508	25
	140	490	25
1.5	40	500	25
	70	378	25
	110	342	25
	140	336	25
2.54	40	681	25
	70	433	25
	110	373	25
	140	362	25

表 4.1-1(5) 鉄の装荷(1of4)の臨界炉心の臨界評価結果

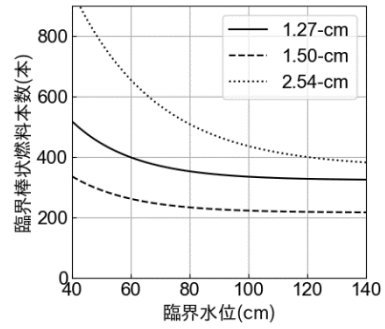
格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)
1.27	40	未臨界	未臨界
	70	693	225
	110	628	225
	140	606	213
1.5	40	686	225
	70	466	169
	110	385	121
	140	371	121
2.54	40	未臨界	未臨界
	70	未臨界	未臨界
	110	未臨界	未臨界
	140	未臨界	未臨界

表 4.1-1(6) 鉄の装荷(2of4)の臨界炉心の臨界評価結果

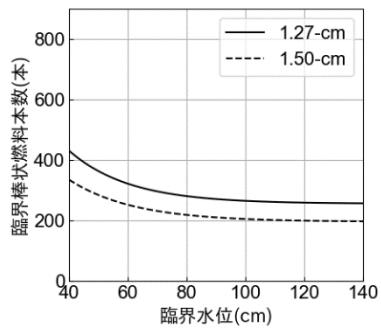
格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)
1.27	40	未臨界	未臨界
	70	未臨界	未臨界
	110	未臨界	未臨界
	140	未臨界	未臨界
1.5	40	未臨界	未臨界
	70	未臨界	未臨界
	110	未臨界	未臨界
	140	未臨界	未臨界
2.54	40	未臨界	未臨界
	70	未臨界	未臨界
	110	未臨界	未臨界
	140	未臨界	未臨界



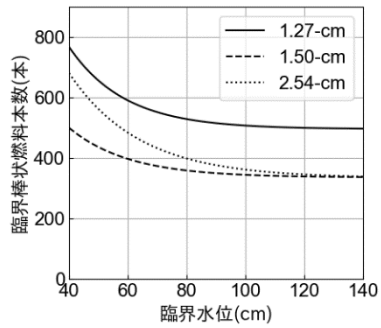
(a) コンクリートの装荷(5×5)の臨界炉心



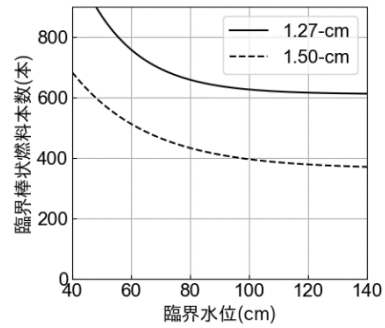
(b) コンクリートの装荷(1of4)の臨界炉心



(c) コンクリートの装荷(2of4)の臨界炉心



(d) 鉄の装荷(5×5)の臨界炉心



(e) 鉄の装荷(1of4)の臨界炉心

図 4.1-1 臨界評価結果

表 4.2-1(1) 原子炉停止余裕評価結果 (コンクリート(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率(※)	判定 ≤0.985
1.27	40	654	25	-	0.9758	良
	70	464	25	-	0.9586	良
	110	419	25	-	0.9462	良
	140	405	25	-	0.9451	良
1.5	40	418	25	-	0.9613	良
	70	304	25	-	0.9527	良
	110	276	25	-	0.9452	良
	140	270	25	-	0.9438	良
2.54	40	641	25	-	0.9703	良
	70	395	25	-	0.9496	良
	110	350	25	-	0.9427	良
	140	339	25	-	0.9418	良

※ $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-1(2) 原子炉停止余裕評価結果 (コンクリート(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率(※)	判定 ≤0.985
1.27	40	518	169	-	0.9691	良
	70	370	121	-	0.9549	良
	110	332	121	-	0.9469	良
	140	324	121	-	0.9463	良
1.5	40	336	121	-	0.9590	良
	70	244	81	-	0.9519	良
	110	221	81	-	0.9486	良
	140	216	81	-	0.9487	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	568	181	-	0.9614	良
	110	418	133	-	0.9491	良
	140	380	121	-	0.9474	良

※ $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-1(3) 原子炉停止余裕評価結果 (コンクリート(2of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率(※)	判定 ≤ 0.985
1.27	40	431	432	-	0.9584	良
	70	295	296	-	0.9496	良
	110	266	264	-	0.9446	良
	140	253	256	-	0.9427	良
1.5	40	335	332	-	0.9466	良
	70	231	232	-	0.9434	良
	110	203	204	-	0.9410	良
	140	196	196	-	0.9399	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

※ $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-1(4) 原子炉停止余裕評価結果 (鉄(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率(※)	判定 ≤ 0.985
1.27	40	771	25	-	0.9732	良
	70	557	25	-	0.9643	良
	110	508	25	-	0.9575	良
	140	490	25	-	0.9555	良
1.5	40	500	25	-	0.9599	良
	70	378	25	-	0.9517	良
	110	342	25	-	0.9462	良
	140	336	25	-	0.9451	良
2.54	40	681	25	-	0.9737	良
	70	433	25	-	0.9549	良
	110	373	25	-	0.9467	良
	140	362	25	-	0.9460	良

※ $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-1(5) 原子炉停止余裕評価結果 (鉄(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率(※)	判定 ≤ 0.985
1.27	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	693	225	-	0.9719	良
	110	628	225	-	0.9706	良
	140	606	213	-	0.9703	良
1.5	40	686	225	-	0.9665	良
	70	466	169	-	0.9614	良
	110	385	121	-	0.9603	良
	140	371	121	-	0.9607	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

※ $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-2(1) ワンロッドスタックマージン評価結果 (コンクリート(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率(※)	判定 ≤ 0.995
1.27	40	654	25	-	0.9936	良
	70	464	25	-	0.9863	良
	110	419	25	-	0.9811	良
	140	405	25	-	0.9794	良
1.5	40	418	25	-	0.9877	良
	70	304	25	-	0.9842	良
	110	276	25	-	0.9799	良
	140	270	25	-	0.9800	良
2.54	40	641	25	-	0.9932	良
	70	395	25	-	0.9859	良
	110	350	25	-	0.9841	良
	140	339	25	-	0.9836	良

※ $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-2(2) ワンロッドスタックマージン評価結果 (コンクリート(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率(※)	判定 ≤ 0.995
1.27	40	518	169	-	0.9911	良
	70	370	121	-	0.9847	良
	110	332	121	-	0.9810	良
	140	324	121	-	0.9810	良
1.5	40	336	121	-	0.9861	良
	70	244	81	-	0.9834	良
	110	221	81	-	0.9809	良
	140	216	81	-	0.9820	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	568	181	-	0.9883	良
	110	418	133	-	0.9847	良
	140	380	121	-	0.9847	良

※ $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-2(3) ワンロッドスタックマージン評価結果 (コンクリート(2of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率(※)	判定 ≤ 0.995
1.27	40	431	432	-	0.9867	良
	70	295	296	-	0.9763	良
	110	266	264	-	0.9748	良
	140	253	256	-	0.9733	良
1.5	40	335	332	-	0.9758	良
	70	231	232	-	0.9735	良
	110	203	204	-	0.9732	良
	140	196	196	-	0.9715	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

※ $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-2(4) ワンロッドスタックマージン評価結果 (鉄(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率(※)	判定 ≤ 0.995
1.27	40	771	25	-	0.9937	良
	70	557	25	-	0.9889	良
	110	508	25	-	0.9867	良
	140	490	25	-	0.9858	良
1.5	40	500	25	-	0.9888	良
	70	378	25	-	0.9840	良
	110	342	25	-	0.9820	良
	140	336	25	-	0.9814	良
2.54	<u>40</u>	<u>681</u>	<u>25</u>	<u>-</u>	<u>0.9952</u>	<u>否</u>
	70	433	25	-	0.9891	良
	110	373	25	-	0.9856	良
	140	362	25	-	0.9859	良

※ $k_{\text{eff}}+3\sigma$

下線は、「構成してならない炉心」として識別される炉心

表 4.2-2 (4-1) 原子炉停止余裕及びワンロッドスタックマージン再評価結果
(鉄(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体 本数 (本)	ボロン 濃度 (ppm)	停止余裕※1 ≤0.985	ワンロッド※2 ≤0.995	判定
2.54	40.3	671	25	-	0.9739	0.9948	良

※ $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※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 $k_{\text{eff}}+3\sigma$ の結果

表 4.2-2(5) ワンロッドスタックマージン評価結果 (鉄(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率(※)	判定 ≤0.995
1.27	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	693	225	-	0.9932	良
	110	628	225	-	0.9916	良
	140	606	213	-	0.9922	良
1.5	40	686	225	-	0.9902	良
	70	466	169	-	0.9884	良
	110	385	121	-	0.9876	良
	140	371	121	-	0.9873	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

※ $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-3(1) 安全板による津波最大炉心評価結果 (コンクリート(5×5))

格子間隔 (cm)	津波最大炉心		臨界炉心			判定 制限本数 ≥ 臨界本数
	制限本数 (本)	模擬体本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	
1.27	568	25	<u>40</u>	<u>654</u>	<u>25</u>	否
			70	464	25	良
			110	419	25	良
			140	405	25	良
1.5	431	25	40	418	25	良
			70	304	25	良
			110	276	25	良
			140	270	25	良
2.54	900	25	40	641	25	良
			70	395	25	良
			110	350	25	良
			140	339	25	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別される炉心

表 4.2-3(2) 安全板による津波最大炉心評価結果 (コンクリート(1of4))

格子間隔 (cm)	津波最大炉心		臨界炉心			判定 制限本数 ≥ 臨界本数
	制限本数 (本)	模擬体本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	
1.27	473	169	<u>40</u>	<u>518</u>	<u>169</u>	否
			70	370	121	良
			110	332	121	良
			140	324	121	良
1.5	358	121	40	336	121	良
			70	244	81	良
			110	221	81	良
			140	216	81	良
2.54	900	289	40	未臨界	未臨界	-
			70	568	181	良
			110	418	133	良
			140	380	121	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別される炉心

表 4.2-3(3) 安全板による津波最大炉心評価結果 (コンクリート(2of4))

格子間隔 (cm)	津波最大炉心		臨界炉心			判定 制限本数 ≥ 臨界本数
	制限本数 (本)	模擬体本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	
1.27	421	420	<u>40</u>	<u>431</u>	<u>432</u>	否
			70	295	296	良
			110	266	264	良
			140	253	256	良
1.5	418	420	40	335	332	良
			70	231	232	良
			110	203	204	良
			140	196	196	良
2.54	900	900	40	未臨界	未臨界	-
			70	未臨界	未臨界	-
			110	未臨界	未臨界	-
			140	未臨界	未臨界	-

下線は、「構成してならない炉心」として識別される炉心

表 4.2-3(4) 安全板による津波最大炉心評価結果 (鉄(5×5))

格子間隔 (cm)	津波最大炉心		臨界炉心			判定 制限本数 ≥ 臨界本数
	制限本数 (本)	模擬体本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	
1.27	664	25	<u>40</u>	<u>771</u>	<u>25</u>	否
			70	557	25	良
			110	508	25	良
			140	490	25	良
1.5	509	25	40	500	25	良
			70	378	25	良
			110	342	25	良
			140	336	25	良
2.54	900	25	40.3	671	25	良
			70	433	25	良
			110	373	25	良
			140	362	25	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別される炉心

表 4.2-3(5) 安全板による津波最大炉心評価結果 (鉄(1of4))

格子間隔 (cm)	津波最大炉心		臨界炉心			判定 制限本数 ≥ 臨界本数
	制限本数 (本)	模擬体本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	
1.27	856	289	40	未臨界	未臨界	-
			70	693	225	良
			110	628	225	良
			140	606	213	良
1.5	663	225	<u>40</u>	<u>686</u>	<u>225</u>	<u>否</u>
			70	466	169	良
			110	385	121	良
			140	371	121	良
2.54	900	289	40	未臨界	未臨界	-
			70	未臨界	未臨界	-
			110	未臨界	未臨界	-
			140	未臨界	未臨界	-

下線は、「構成してならない炉心」として識別される炉心

表 4.2-4(1) 未臨界板による津波最大炉心評価結果 (コンクリート(5×5))

格子間隔 (cm)	津波最大炉心		臨界炉心			判定 制限本数 ≥ 臨界本数
	制限本数 (本)	模擬体本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	
1.27	701	25	40	654	25	良
			70	464	25	良
			110	419	25	良
			140	405	25	良
1.5	524	25	40	418	25	良
			70	304	25	良
			110	276	25	良
			140	270	25	良
2.54	900	25	40	641	25	良
			70	395	25	良
			110	350	25	良
			140	339	25	良

表 4.2-4(2) 未臨界板による津波最大炉心評価結果 (コンクリート(1of4))

格子間隔 (cm)	津波最大炉心		臨界炉心			判定 制限本数 ≥ 臨界本数
	制限本数 (本)	模擬体本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	
1.27	573	181	40	518	169	良
			70	370	121	良
			110	332	121	良
			140	324	121	良
1.5	457	169	40	336	121	良
			70	244	81	良
			110	221	81	良
			140	216	81	良
2.54	900	289	40	未臨界	未臨界	-
			70	568	181	良
			110	418	133	良
			140	380	121	良

表 4.2-4(3) 未臨界板による津波最大炉心評価結果 (コンクリート(2of4))

格子間隔 (cm)	津波最大炉心		臨界炉心			判定 制限本数 \geq 臨界本数
	制限本数 (本)	模擬体本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	
1.27	497	496	40	431	432	良
			70	295	296	良
			110	266	264	良
			140	253	256	良
1.5	465	464	40	335	332	良
			70	231	232	良
			110	203	204	良
			140	196	196	良
2.54	900	900	40	未臨界	未臨界	-
			70	未臨界	未臨界	-
			110	未臨界	未臨界	-
			140	未臨界	未臨界	-

表 4.2-4(4) 未臨界板による津波最大炉心評価結果 (鉄(5×5))

格子間隔 (cm)	津波最大炉心		臨界炉心			判定 制限本数 \geq 臨界本数
	制限本数 (本)	模擬体本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	
1.27	742	25	<u>40</u>	<u>771</u>	<u>25</u>	否
			70	557	25	良
			110	508	25	良
			140	490	25	良
1.5	534	25	40	500	25	良
			70	378	25	良
			110	342	25	良
			140	336	25	良
2.54	900	25	40.3	671	25	良
			70	433	25	良
			110	373	25	良
			140	362	25	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別される炉心

表 4.2-4(5) 未臨界板による津波最大炉心評価結果（鉄(1of4)）

格子間隔 (cm)	津波最大炉心		臨界炉心			判定 制限本数 \geq 臨界本数
	制限本数 (本)	模擬体本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	
1.27	900	289	40	未臨界	未臨界	-
			70	693	225	良
			110	628	225	良
			140	606	213	良
1.5	740	229	40	686	225	良
			70	466	169	良
			110	385	121	良
			140	371	121	良
2.54	900	289	40	未臨界	未臨界	-
			70	未臨界	未臨界	-
			110	未臨界	未臨界	-
			140	未臨界	未臨界	-

表 4.3-1(1) 可溶性中性子吸収材評価結果 (コンクリート(5×5))

格子 間隔 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体 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	568	25	<u>40</u>	—	—	—	—
			70	211.8	0.9706	0.9910	良
			110	362.3	0.9715	0.9917	良
			140	413.0	0.9705	0.9914	良
1.5	431	25	40	31.1	0.9626	0.9886	良
			70	286.6	0.9608	0.9870	良
			110	391.6	0.9602	0.9868	良
			140	423.0	0.9603	0.9874	良
2.54	900	25	<u>40</u>	<u>60.9</u>	<u>0.9812</u>	<u>0.9966</u>	<u>否</u>
			<u>70</u>	<u>180.8</u>	<u>0.9819</u>	<u>0.9970</u>	<u>否</u>
			<u>110</u>	<u>227.9</u>	<u>0.9815</u>	<u>0.9964</u>	<u>否</u>
			<u>140</u>	<u>241.3</u>	<u>0.9811</u>	<u>0.9966</u>	<u>否</u>

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心

※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(2) 可溶性中性子吸収材評価結果 (コンクリート(1of4))

格子 間隔 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体 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	473	169	<u>40</u>	-	-	-	-
			70	255.4	0.9658	0.9887	良
			110	410.0	0.9655	0.9885	良
			140	456.9	0.9662	0.9892	良
1.5	358	121	40	47.7	0.9584	0.9862	良
			70	299.7	0.9577	0.9853	良
			110	401.9	0.9579	0.9850	良
			140	432.5	0.9587	0.9850	良
2.54	900	289	40	-	-	-	-
			70	41.9	0.9755	0.9937	良
			110	79.8	0.9751	0.9938	良
			140	91.0	0.9737	0.9936	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心

※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(3) 可溶性中性子吸収材評価結果 (コンクリート (2of4))

格子 間隔 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体 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	421	420	<u>40</u>	-	-	-	-
			70	288.9	0.9562	0.9838	良
			110	420.5	0.9546	0.9850	良
			140	460.9	0.9559	0.9848	良
1.5	418	420	40	92.0	0.9486	0.9821	良
			70	308.3	0.9479	0.9823	良
			110	396.2	0.9490	0.9816	良
			140	422.0	0.9482	0.9827	良
2.54	900	900	40	-	-	-	-
			70	-	-	-	-
			110	-	-	-	-
			140	-	-	-	-

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心

※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 $keff+3\sigma$ の結果

表 4.3-1(4) 可溶性中性子吸収材評価結果 (鉄(5×5))

格子 間隔 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体 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	664	25	<u>40</u>	—	—	—	—
			70	213.4	0.9703	0.9915	良
			110	382.5	0.9691	0.9905	良
			140	437.2	0.9690	0.9902	良
1.5	509	25	40	20.3	0.9600	0.9881	良
			70	303.5	0.9576	0.9860	良
			110	420.1	0.9578	0.9858	良
			140	455.8	0.9581	0.9861	良
2.54	900	25	<u>40</u>	<u>52.5</u>	<u>0.9825</u>	<u>0.9977</u>	<u>否</u>
			<u>70</u>	<u>173.4</u>	<u>0.9821</u>	<u>0.9974</u>	<u>否</u>
			<u>110</u>	<u>220.5</u>	<u>0.9821</u>	<u>0.9970</u>	<u>否</u>
			<u>140</u>	<u>233.8</u>	<u>0.9813</u>	<u>0.9965</u>	<u>否</u>

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心

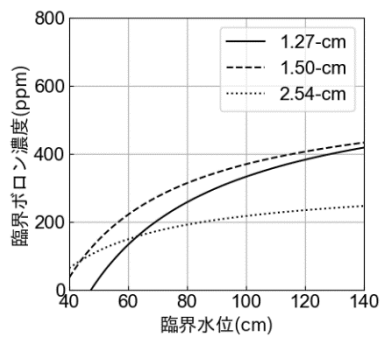
※1 原子炉停止余裕、※2 ワンロットスタックマージン。いずれも keff+3σ の結果

表 4.3-1(5) 可溶性中性子吸収材評価結果 (鉄(1of4))

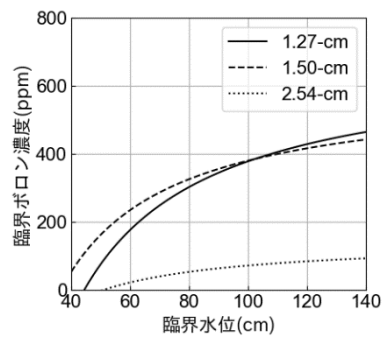
格子 間隔 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体 本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン 濃度 (ppm)	停止余裕 ^{※1} ≤0.985	ワンロット ^{※2} ≤0.995	判定
1.27	856	289	40	-	-	-	-
			70	204.2	0.9713	0.9920	良
			110	397.9	0.9715	0.9914	良
			140	454.5	0.9716	0.9911	良
1.5	663	225	<u>40</u>	-	-	-	-
			70	268.1	0.9639	0.9890	良
			110	390.6	0.9633	0.9880	良
			140	424.3	0.9644	0.9889	良
2.54	900	289	40	-	-	-	-
			70	-	-	-	-
			110	-	-	-	-
			140	-	-	-	-

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心

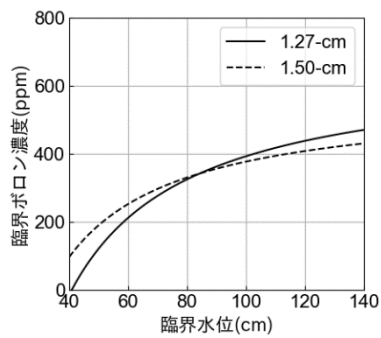
※1 原子炉停止余裕、※2 ワンロットスタックマージン。いずれも keff+3σ の結果



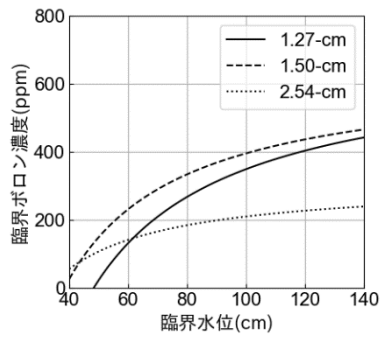
(a) コンクリート (5×5)



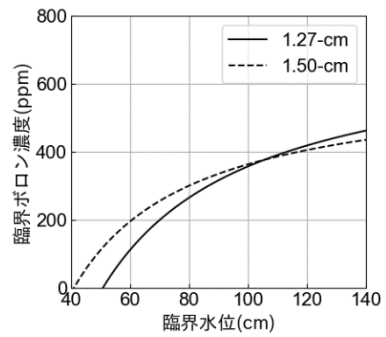
(b) コンクリート (1of4)



(c) コンクリート (2of4)



(d) 鉄 (5×5)



(e) 鉄 (1of4)

図 4.3-1 可溶性中性子吸収材評価結果

表 4.4-1(1) 減速材温度反応度係数の評価結果 (コンクリート(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>654</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	464	25	-	4.77E-05	良
	110	419	25	-	5.89E-05	良
	140	405	25	-	5.83E-05	良
1.5	40	418	25	-	6.50E-05	良
	70	304	25	-	5.68E-05	良
	110	276	25	-	8.67E-05	良
	140	270	25	-	8.53E-05	良
2.54	40	641	25	-	2.05E-04	良
	70	395	25	-	2.15E-04	良
	110	350	25	-	2.13E-04	良
	<u>140</u>	<u>339</u>	<u>25</u>	二	<u>2.22E-04</u>	<u>良</u>

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>568</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	568	25	211.8	-9.06E-06	良
	110	568	25	362.3	1.97E-05	良
	140	568	25	413.0	3.68E-05	良
1.5	40	431	25	31.1	6.21E-05	良
	70	431	25	286.6	6.21E-05	良
	110	431	25	391.6	5.94E-05	良
	140	431	25	423.0	6.27E-05	良
2.54	<u>40</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>60.9</u>	二	二
	<u>70</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>180.8</u>	二	二
	<u>110</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>227.9</u>	二	二
	<u>140</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>241.3</u>	二	二

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-1(2) 減速材温度反応度係数の評価結果 (コンクリート(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>518</u>	<u>169</u>	二	二	二
	70	370	121	-	2.26E-05	良
	110	332	121	-	2.46E-05	良
	140	324	121	-	2.68E-05	良
1.5	40	336	121	-	1.75E-05	良
	70	244	81	-	1.24E-05	良
	110	221	81	-	1.81E-05	良
	140	216	81	-	7.84E-05	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	568	181	-	1.48E-04	良
	110	418	133	-	1.53E-04	良
	140	380	121	-	1.46E-04	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>473</u>	<u>169</u>	二	二	二
	70	473	169	255.4	1.63E-06	良
	110	473	169	410.0	-4.57E-06	良
	140	473	169	456.9	-4.77E-06	良
1.5	40	358	121	47.7	1.57E-05	良
	70	358	121	299.7	1.49E-05	良
	110	358	121	401.9	1.98E-05	良
	140	358	121	432.5	1.29E-05	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	900	289	41.9	1.77E-04	良
	110	900	289	79.8	1.82E-04	良
	<u>140</u>	<u>900</u>	<u>289</u>	<u>91.0</u>	<u>1.87E-04</u>	<u>良</u>

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-1(3) 減速材温度反応度係数の評価結果 (コンクリート(2of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>431</u>	<u>432</u>	二	二	二
	70	295	296	-	1.67E-05	良
	110	266	264	-	2.45E-05	良
	140	253	256	-	2.53E-05	良
1.5	40	335	332	-	3.55E-05	良
	70	231	232	-	2.67E-05	良
	110	203	204	-	2.23E-05	良
	140	196	196	-	2.73E-05	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>421</u>	<u>420</u>	二	二	二
	70	421	420	288.9	1.72E-05	良
	110	421	420	420.5	1.60E-05	良
	140	421	420	460.9	1.57E-05	良
1.5	40	418	420	92.0	3.66E-05	良
	70	418	420	308.3	6.42E-05	良
	110	418	420	396.2	6.36E-05	良
	<u>140</u>	<u>418</u>	<u>420</u>	<u>422.0</u>	<u>6.96E-05</u>	<u>良</u>
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4. 4-1(4) 減速材温度反応度係数の評価結果 (鉄(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>771</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	557	25	-	4. 18E-05	良
	110	508	25	-	5. 23E-05	良
	140	490	25	-	5. 41E-05	良
1. 5	40	500	25	-	4. 48E-05	良
	70	378	25	-	5. 46E-05	良
	110	342	25	-	6. 06E-05	良
	140	336	25	-	6. 26E-05	良
2. 54	<u>40. 3</u>	<u>671</u>	<u>25</u>	二	<u>1. 96E-04</u>	良
	70	433	25	-	1. 90E-04	良
	110	373	25	-	1. 85E-04	良
	140	362	25	-	1. 90E-04	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1. 27	<u>40</u>	<u>664</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	664	25	213. 4	8. 86E-06	良
	110	664	25	382. 5	6. 87E-06	良
	140	664	25	437. 2	1. 20E-05	良
1. 5	40	509	25	20. 3	4. 45E-05	良
	70	509	25	303. 5	4. 20E-05	良
	110	509	25	420. 1	3. 79E-05	良
	140	509	25	455. 8	3. 88E-05	良
2. 54	<u>40</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>52. 5</u>	二	二
	<u>70</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>173. 4</u>	二	二
	<u>110</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>220. 5</u>	二	二
	<u>140</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>233. 8</u>	二	二

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-1(5) 減速材温度反応度係数の評価結果 (鉄(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	693	225	-	1.08E-06	良
	110	628	225	-	1.30E-06	良
	140	606	213	-	-2.35E-06	良
1.5	<u>40</u>	<u>686</u>	<u>225</u>	<u>-</u>	<u>-</u>	<u>-</u>
	70	466	169	-	1.52E-05	良
	110	385	121	-	1.22E-05	良
	140	371	121	-	1.09E-05	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	856	289	204.2	-4.05E-06	良
	110	856	289	397.9	-1.40E-05	良
	140	856	289	454.5	-1.22E-05	良
1.5	<u>40</u>	<u>663</u>	<u>225</u>	<u>-</u>	<u>-</u>	<u>-</u>
	70	663	225	268.1	2.63E-05	良
	110	663	225	390.6	2.74E-05	良
	<u>140</u>	<u>663</u>	<u>225</u>	<u>424.3</u>	<u>2.80E-05</u>	<u>良</u>
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-2(1) 減速材ボイド反応度係数の評価結果(コンクリート(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>654</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	464	25	-	-2.70E-03	良
	110	419	25	-	-2.92E-03	良
	140	405	25	-	-3.04E-03	良
1.5	40	418	25	-	-1.52E-03	良
	70	304	25	-	-2.13E-03	良
	110	276	25	-	-2.25E-03	良
	140	270	25	-	-2.30E-03	良
2.54	<u>40</u>	<u>641</u>	<u>25</u>	二	<u>2.20E-03</u>	良
	70	395	25	-	1.63E-03	良
	110	350	25	-	1.43E-03	良
	140	339	25	-	1.39E-03	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>568</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	568	25	211.8	-2.61E-03	良
	110	568	25	362.3	-2.6.E-03	良
	140	568	25	413.0	-2.67E-03	良
1.5	40	431	25	31.1	-1.47E-03	良
	70	431	25	286.6	-1.55E-03	良
	110	431	25	391.6	-1.57E-03	良
	140	431	25	423.0	-1.58E-03	良
2.54	<u>40</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>60.9</u>	二	二
	<u>70</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>180.8</u>	二	二
	<u>110</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>227.9</u>	二	二
	<u>140</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>241.3</u>	二	二

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-2(2) 減速材ボイド反応度係数の評価結果(コンクリート(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>518</u>	<u>169</u>	二	二	二
	70	370	121	-	-2.86E-03	良
	110	332	121	-	-3.09E-03	良
	140	324	121	-	-3.15E-03	良
1.5	40	336	121	-	-1.66E-03	良
	70	244	81	-	-2.46E-03	良
	110	221	81	-	-2.67E-03	良
	140	216	81	-	-2.73E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	568	181	-	2.18E-03	良
	110	418	133	-	1.84E-03	良
	140	380	121	-	1.73E-03	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>473</u>	<u>169</u>	二	二	二
	70	473	169	255.4	-2.49E-03	良
	110	473	169	410.0	-2.57E-03	良
	140	473	169	456.9	-2.63E-03	良
1.5	40	358	121	47.7	-1.57E-03	良
	70	358	121	299.7	-1.62E-03	良
	110	358	121	401.9	-1.62E-03	良
	140	358	121	432.5	-1.62E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	900	289	41.9	2.70E-03	良
	110	900	289	79.8	2.77E-03	良
	<u>140</u>	<u>900</u>	<u>289</u>	<u>91.0</u>	<u>2.80E-03</u>	<u>良</u>

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4. 4-2(3) 減速材ボイド反応度係数の評価結果(コンクリート(2of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>431</u>	<u>432</u>	—	—	—
	70	295	296	—	-2.29E-03	良
	110	266	264	—	-2.59E-03	良
	140	253	256	—	-2.74E-03	良
1.5	40	335	332	—	-6.20E-04	良
	70	231	232	—	-1.47E-03	良
	110	203	204	—	-1.79E-03	良
	140	196	196	—	-1.88E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	—	—	—
	70	未臨界	未臨界	—	—	—
	110	未臨界	未臨界	—	—	—
	140	未臨界	未臨界	—	—	—

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>421</u>	<u>420</u>	—	—	—
	70	421	420	288.9	-1.61E-03	良
	110	421	420	420.5	-1.64E-03	良
	140	421	420	460.9	-1.65E-03	良
1.5	40	418	420	92.0	-1.85E-04	良
	70	418	420	308.3	-6.88E-05	良
	110	418	420	396.2	-4.36E-05	良
	<u>140</u>	<u>418</u>	<u>420</u>	<u>422.0</u>	<u>-1.41E-05</u>	<u>良</u>
2.54	40	未臨界	未臨界	—	—	—
	70	未臨界	未臨界	—	—	—
	110	未臨界	未臨界	—	—	—
	140	未臨界	未臨界	—	—	—

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4. 4-2(4) 減速材ボイド反応度係数の評価結果(鉄(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>771</u>	<u>25</u>	—	—	—
	70	557	25	—	-2.58E-03	良
	110	508	25	—	-2.77E-03	良
	140	490	25	—	-2.89E-03	良
1.5	40	500	25	—	-1.58E-03	良
	70	378	25	—	-2.10E-03	良
	110	342	25	—	-2.28E-03	良
	140	336	25	—	-2.39E-03	良
2.54	<u>40.3</u>	<u>671</u>	<u>25</u>	—	<u>2.05E-03</u>	良
	70	433	25	—	1.42E-03	良
	110	373	25	—	1.18E-03	良
	140	362	25	—	1.13E-03	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>664</u>	<u>25</u>	—	—	—
	70	664	25	213.4	-2.46E-03	良
	110	664	25	382.5	-2.58E-03	良
	140	664	25	437.2	-2.60E-03	良
1.5	40	509	25	20.3	-1.54E-03	良
	70	509	25	303.5	-1.61E-03	良
	110	509	25	420.1	-1.63E-03	良
	140	509	25	455.8	-1.63E-03	良
2.54	<u>40</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>52.5</u>	—	—
	<u>70</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>173.4</u>	—	—
	<u>110</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>220.5</u>	—	—
	<u>140</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>233.8</u>	—	—

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4. 4-2(5) 減速材ボイド反応度係数の評価結果(鉄(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	693	225	-	-2.23E-03	良
	110	628	225	-	-2.43E-03	良
	140	606	213	-	-2.56E-03	良
1.5	<u>40</u>	<u>686</u>	<u>225</u>	二	二	二
	70	466	169	-	-1.66E-03	良
	110	385	121	-	-2.10E-03	良
	140	371	121	-	-2.19E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	856	289	204.2	-1.88E-03	良
	110	856	289	397.9	-1.89E-03	良
	140	856	289	454.5	-1.92E-03	良
1.5	<u>40</u>	<u>663</u>	<u>225</u>	二	二	二
	70	663	225	268.1	-9.25E-04	良
	110	663	225	390.6	-8.80E-04	良
	<u>140</u>	<u>663</u>	<u>225</u>	<u>424.3</u>	<u>-8.64E-04</u>	<u>良</u>
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-3(1) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果 (コンクリート(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>654</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	464	25	-	-2.59E-05	良
	110	419	25	-	-2.53E-05	良
	140	405	25	-	-2.54E-05	良
1.5	40	418	25	-	-1.89E-05	良
	70	304	25	-	-2.19E-05	良
	110	276	25	-	-1.79E-05	良
	140	270	25	-	-1.82E-05	良
2.54	<u>40</u>	<u>641</u>	<u>25</u>	二	<u>-1.10E-05</u>	良
	70	395	25	-	-1.18E-05	良
	110	350	25	-	-1.15E-05	良
	140	339	25	-	-1.14E-05	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>568</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	568	25	211.8	-3.09E-05	良
	110	568	25	362.3	-2.80E-05	良
	140	568	25	413.0	-2.77E-05	良
1.5	40	431	25	31.1	-1.91E-05	良
	70	431	25	286.6	-2.02E-05	良
	110	431	25	391.6	-2.04E-05	良
	140	431	25	423.0	-2.02E-05	良
2.54	<u>40</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>60.9</u>	二	二
	<u>70</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>180.8</u>	二	二
	<u>110</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>227.9</u>	二	二
	<u>140</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>241.3</u>	二	二

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4. 4-3 (2) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果 (コンクリート(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>518</u>	<u>169</u>	二	二	二
	70	370	121	-	-2. 37E-05	良
	110	332	121	-	-2. 39E-05	良
	140	324	121	-	-2. 30E-05	良
1. 5	40	336	121	-	-1. 76E-05	良
	70	244	81	-	-1. 73E-05	良
	110	221	81	-	-1. 75E-05	良
	140	216	81	-	-1. 56E-05	良
2. 54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	568	181	-	-1. 03E-05	良
	<u>110</u>	<u>418</u>	<u>133</u>	二	<u>-9. 74E-06</u>	<u>良</u>
	140	380	121	-	-1. 00E-05	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1. 27	<u>40</u>	<u>473</u>	<u>169</u>	二	二	二
	70	473	169	255. 4	-2. 50E-05	良
	110	473	169	410. 0	-2. 52E-05	良
	140	473	169	456. 9	-2. 57E-05	良
1. 5	40	358	121	47. 7	-1. 75E-05	良
	70	358	121	299. 7	-1. 83E-05	良
	110	358	121	401. 9	-1. 85E-05	良
	140	358	121	432. 5	-1. 88E-05	良
2. 54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	900	289	41. 9	-9. 79E-06	良
	110	900	289	79. 8	-1. 07E-05	良
	140	900	289	91. 0	-1. 10E-05	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4. 4-3 (3) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果 (コンクリート(2of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>431</u>	<u>432</u>	二	二	二
	70	295	296	-	-1.94E-05	良
	110	266	264	-	-1.90E-05	良
	140	253	256	-	-1.90E-05	良
1. 5	<u>40</u>	<u>335</u>	<u>332</u>	二	<u>-1.40E-05</u>	<u>良</u>
	70	231	232	-	-1.47E-05	良
	110	203	204	-	-1.42E-05	良
	140	196	196	-	-1.47E-05	良
2. 54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1. 27	<u>40</u>	<u>421</u>	<u>420</u>	二	二	二
	70	421	420	288.9	-2.03E-05	良
	110	421	420	420.5	-2.05E-05	良
	140	421	420	460.9	-2.01E-05	良
1. 5	40	418	420	92.0	-1.53E-05	良
	70	418	420	308.3	-1.53E-05	良
	110	418	420	396.2	-1.58E-05	良
	140	418	420	422.0	-1.57E-05	良
2. 54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4. 4-3(4) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果 (鉄(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>771</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	557	25	-	-2. 72E-05	良
	110	508	25	-	-2. 67E-05	良
	140	490	25	-	-2. 68E-05	良
1. 5	40	500	25	-	-1. 98E-05	良
	70	378	25	-	-1. 94E-05	良
	110	342	25	-	-1. 92E-05	良
	140	336	25	-	-1. 96E-05	良
2. 54	<u>40. 3</u>	<u>671</u>	<u>25</u>	二	<u>-1. 15E-05</u>	良
	70	433	25	-	-1. 24E-05	良
	110	373	25	-	-1. 17E-05	良
	140	362	25	-	-1. 20E-05	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1. 27	<u>40</u>	<u>664</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	664	25	213. 4	-2. 83E-05	良
	110	664	25	382. 5	-2. 92E-05	良
	140	664	25	437. 2	-2. 89E-05	良
1. 5	40	509	25	20. 3	-2. 02E-05	良
	70	509	25	303. 5	-2. 07E-05	良
	110	509	25	420. 1	-2. 12E-05	良
	140	509	25	455. 8	-2. 12E-05	良
2. 54	<u>40</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>52. 5</u>	二	二
	<u>70</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>173. 4</u>	二	二
	<u>110</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>220. 5</u>	二	二
	<u>140</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>233. 8</u>	二	二

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-3(5) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果 (鉄(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	693	225	-	-2.69E-05	良
	110	628	225	-	-2.68E-05	良
	140	606	213	-	-2.67E-05	良
1.5	<u>40</u>	<u>686</u>	<u>225</u>	-	-	-
	<u>70</u>	<u>466</u>	<u>169</u>	-	<u>-1.89E-05</u>	良
	110	385	121	-	-1.93E-05	良
	140	371	121	-	-1.94E-05	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	856	289	204.2	-2.74E-05	良
	110	856	289	397.9	-2.79E-05	良
	140	856	289	454.5	-2.80E-05	良
1.5	<u>40</u>	<u>663</u>	<u>225</u>	-	-	-
	70	663	225	268.1	-2.00E-05	良
	110	663	225	390.6	-2.01E-05	良
	140	663	225	424.3	-1.98E-05	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-4(1) 即発中性子寿命の評価結果 (コンクリート(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>654</u>	<u>25</u>	—	—	—
	70	464	25	—	3.28E-05	良
	110	419	25	—	3.44E-05	良
	140	405	25	—	3.46E-05	良
1.5	40	418	25	—	3.94E-05	良
	70	304	25	—	4.24E-05	良
	110	276	25	—	4.41E-05	良
	140	270	25	—	4.46E-05	良
2.54	40	641	25	—	7.04E-05	良
	70	395	25	—	7.27E-05	良
	110	350	25	—	7.38E-05	良
	<u>140</u>	<u>339</u>	<u>25</u>	—	<u>7.42E-05</u>	<u>良</u>

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>568</u>	<u>25</u>	—	—	—
	70	568	25	211.8	2.61E-05	良
	110	568	25	362.3	2.41E-05	良
	140	568	25	413.0	2.36E-05	良
1.5	40	431	25	31.1	3.81E-05	良
	70	431	25	286.6	3.23E-05	良
	110	431	25	391.6	3.08E-05	良
	140	431	25	423.0	3.04E-05	良
2.54	<u>40</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>60.9</u>	—	—
	<u>70</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>180.8</u>	—	—
	<u>110</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>227.9</u>	—	—
	<u>140</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>241.3</u>	—	—

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-4(2) 即発中性子寿命の評価結果 (コンクリート(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>518</u>	<u>169</u>	二	二	二
	70	370	121	-	3.51E-05	良
	110	332	121	-	3.61E-05	良
	140	324	121	-	3.64E-05	良
1.5	40	336	121	-	4.13E-05	良
	70	244	81	-	4.31E-05	良
	110	221	81	-	4.40E-05	良
	140	216	81	-	4.42E-05	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	7.89E-05	-
	70	568	181	-	7.92E-05	良
	110	418	133	-	7.92E-05	良
	<u>140</u>	<u>380</u>	<u>121</u>	二	<u>3.51E-05</u>	<u>良</u>

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>473</u>	<u>169</u>	-	二	二
	70	473	169	255.4	2.81E-05	良
	110	473	169	410.0	2.62E-05	良
	140	473	169	456.9	2.57E-05	良
1.5	40	358	121	47.7	3.96E-05	良
	70	358	121	299.7	3.45E-05	良
	110	358	121	401.9	3.31E-05	良
	140	358	121	432.5	3.27E-05	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	900	289	41.9	7.63E-05	良
	110	900	289	79.8	7.44E-05	良
	140	900	289	91.0	7.38E-05	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-4(3) 即発中性子寿命の評価結果 (コンクリート (2of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>431</u>	<u>432</u>	—	—	—
	70	295	296	—	4.51E-05	良
	110	266	264	—	4.64E-05	良
	140	253	256	—	4.64E-05	良
1.5	40	335	332	—	5.38E-05	良
	70	231	232	—	5.53E-05	良
	110	203	204	—	5.60E-05	良
	<u>140</u>	<u>196</u>	<u>196</u>	—	<u>5.63E-05</u>	<u>良</u>
2.54	40	未臨界	未臨界	—	—	—
	70	未臨界	未臨界	—	—	—
	110	未臨界	未臨界	—	—	—
	140	未臨界	未臨界	—	—	—

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>421</u>	<u>420</u>	—	—	—
	70	421	420	288.9	3.70E-05	良
	110	421	420	420.5	3.53E-05	良
	<u>140</u>	<u>421</u>	<u>420</u>	<u>460.9</u>	<u>3.48E-05</u>	<u>良</u>
1.5	40	418	420	92.0	5.03E-05	良
	70	418	420	308.3	4.54E-05	良
	110	418	420	396.2	4.39E-05	良
	140	418	420	422.0	4.35E-05	良
2.54	40	未臨界	未臨界	—	—	—
	70	未臨界	未臨界	—	—	—
	110	未臨界	未臨界	—	—	—
	140	未臨界	未臨界	—	—	—

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-4(4) 即発中性子寿命の評価結果 (鉄(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>771</u>	<u>25</u>	—	—	—
	70	557	25	—	2.89E-05	良
	110	508	25	—	3.02E-05	良
	140	490	25	—	3.03E-05	良
1.5	40	500	25	—	3.44E-05	良
	70	378	25	—	3.62E-05	良
	110	342	25	—	3.75E-05	良
	140	336	25	—	3.77E-05	良
2.54	40.3	671	25	—	6.84E-05	良
	70	433	25	—	6.95E-05	良
	110	373	25	—	6.99E-05	良
	<u>140</u>	<u>362</u>	<u>25</u>	—	<u>7.01E-05</u>	<u>良</u>

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>664</u>	<u>25</u>	—	—	—
	70	664	25	213.4	2.31E-05	良
	110	664	25	382.5	2.12E-05	良
	140	664	25	437.2	2.07E-05	良
1.5	40	509	25	20.3	3.37E-05	良
	70	509	25	303.5	2.83E-05	良
	110	509	25	420.1	2.69E-05	良
	140	509	25	455.8	2.66E-05	良
2.54	<u>40</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>52.5</u>	—	—
	<u>70</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>173.4</u>	—	—
	<u>110</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>220.5</u>	—	—
	<u>140</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>233.8</u>	—	—

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-4(5) 即発中性子寿命の評価結果 (鉄(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	693	225	-	2.58E-05	良
	110	628	225	-	2.63E-05	良
	140	606	213	-	2.64E-05	良
1.5	<u>40</u>	<u>686</u>	<u>225</u>	-	-	-
	70	466	169	-	3.34E-05	良
	110	385	121	-	3.44E-05	良
	<u>140</u>	<u>371</u>	<u>121</u>	-	<u>3.45E-05</u>	<u>良</u>
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	856	289	204.2	2.23E-05	良
	110	856	289	397.9	2.08E-05	良
	140	856	289	454.5	2.04E-05	良
1.5	<u>40</u>	<u>663</u>	<u>225</u>	-	-	-
	70	663	225	268.1	2.86E-05	良
	110	663	225	390.6	2.75E-05	良
	140	663	225	424.3	2.72E-05	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-5(1) 実効遅発中性子割合の評価結果 (コンクリート(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>654</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	464	25	-	7.86E-03	良
	110	419	25	-	7.84E-03	良
	140	405	25	-	7.84E-03	良
1.5	40	418	25	-	7.81E-03	良
	70	304	25	-	7.77E-03	良
	110	276	25	-	7.75E-03	良
	140	270	25	-	7.74E-03	良
2.54	40	641	25	-	7.26E-03	良
	70	395	25	-	7.22E-03	良
	110	350	25	-	7.19E-03	良
	140	339	25	-	7.18E-03	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>568</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	568	25	211.8	7.81E-03	良
	110	568	25	362.3	7.76E-03	良
	140	568	25	413.0	7.75E-03	良
1.5	40	431	25	31.1	7.80E-03	良
	70	431	25	286.6	7.67E-03	良
	110	431	25	391.6	7.61E-03	良
	140	431	25	423.0	7.59E-03	良
2.54	<u>40</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>60.9</u>	二	二
	<u>70</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>180.8</u>	二	二
	<u>110</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>227.9</u>	二	二
	<u>140</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>241.3</u>	二	二

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値 (表 4.5-3 に記載)。

表 4.4-5(2) 実効遅発中性子割合の評価結果 (コンクリート(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>518</u>	<u>169</u>	-	-	-
	70	370	121	-	7.87E-03	良
	110	332	121	-	7.84E-03	良
	140	324	121	-	7.83E-03	良
1.5	40	336	121	-	7.81E-03	良
	70	244	81	-	7.80E-03	良
	110	221	81	-	7.77E-03	良
	140	216	81	-	7.76E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	568	181	-	7.00E-03	良
	110	418	133	-	7.00E-03	良
	140	380	121	-	7.00E-03	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>473</u>	<u>169</u>	-	-	-
	70	473	169	255.4	7.79E-03	良
	110	473	169	410.0	7.73E-03	良
	140	473	169	456.9	7.71E-03	良
1.5	40	358	121	47.7	7.80E-03	良
	70	358	121	299.7	7.65E-03	良
	110	358	121	401.9	7.59E-03	良
	140	358	121	432.5	7.58E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	900	289	41.9	6.92E-03	良
	110	900	289	79.8	6.85E-03	良
	140	900	289	91.0	6.83E-03	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。(表 4.5-3 に記載)。

表 4.4-5(3) 実効遅発中性子割合の評価結果 (コンクリート(2of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>431</u>	<u>432</u>	-	-	-
	70	295	296	-	7.77E-03	良
	110	266	264	-	7.75E-03	良
	140	253	256	-	7.75E-03	良
1.5	40	335	332	-	7.64E-03	良
	70	231	232	-	7.62E-03	良
	110	203	204	-	7.61E-03	良
	140	196	196	-	7.61E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>421</u>	<u>420</u>	-	-	-
	70	421	420	288.9	7.65E-03	良
	110	421	420	420.5	7.59E-03	良
	140	421	420	460.9	7.57E-03	良
1.5	40	418	420	92.0	7.57E-03	良
	70	418	420	308.3	7.40E-03	良
	110	418	420	396.2	7.34E-03	良
	140	418	420	422.0	7.32E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値 (表 4.5-3 に記載)。

表 4.4-5(4) 実効遅発中性子割合の評価結果 (鉄(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>771</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	557	25	-	7.78E-03	良
	110	508	25	-	7.75E-03	良
	140	490	25	-	7.75E-03	良
1.5	40	500	25	-	7.76E-03	良
	70	378	25	-	7.70E-03	良
	110	342	25	-	7.67E-03	良
	140	336	25	-	7.66E-03	良
2.54	40.3	671	25	-	7.27E-03	良
	70	433	25	-	7.22E-03	良
	110	373	25	-	7.20E-03	良
	140	362	25	-	7.19E-03	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>664</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	664	25	213.4	7.75E-03	良
	110	664	25	382.5	7.70E-03	良
	140	664	25	437.2	7.68E-03	良
1.5	40	509	25	20.3	7.76E-03	良
	70	509	25	303.5	7.62E-03	良
	110	509	25	420.1	7.56E-03	良
	140	509	25	455.8	7.55E-03	良
2.54	<u>40</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>52.5</u>	二	二
	<u>70</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>173.4</u>	二	二
	<u>110</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>220.5</u>	二	二
	<u>140</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>233.8</u>	二	二

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値 (表 4.5-3 に記載)。

表 4.4-5(5) 実効遅発中性子割合の評価結果 (鉄(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	<u>70</u>	<u>693</u>	<u>225</u>	-	<u>7.56E-03</u>	良
	110	628	225	-	7.52E-03	良
	140	606	213	-	7.52E-03	良
1.5	<u>40</u>	<u>686</u>	<u>225</u>	-	-	-
	70	466	169	-	7.48E-03	良
	110	385	121	-	7.51E-03	良
	140	371	121	-	7.50E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	856	289	204.2	7.50E-03	良
	110	856	289	397.9	7.44E-03	良
	140	856	289	454.5	7.43E-03	良
1.5	<u>40</u>	<u>663</u>	<u>225</u>	-	-	-
	70	663	225	268.1	7.37E-03	良
	110	663	225	390.6	7.31E-03	良
	140	663	225	424.3	7.29E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-6(1) 水位反応度係数の評価結果 (コンクリート(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>654</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	464	25	-	1.47E-02	良
	110	419	25	-	4.56E-03	良
	140	405	25	二	2.42E-03	<u>良</u>
1.5	40	418	25	-	5.38E-02	良
	70	304	25	-	1.89E-02	良
	110	276	25	-	4.33E-03	良
	140	270	25	-	2.25E-03	良
2.54	<u>40</u>	<u>641</u>	<u>25</u>	二	<u>5.66E-02</u>	<u>良</u>
	70	395	25	-	1.48E-02	良
	110	350	25	-	4.85E-03	良
	140	339	25	-	2.52E-03	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>568</u>	<u>25</u>	-	二	二
	70	568	25	211.8	2.00E-02	良
	110	568	25	362.3	4.74E-03	良
	140	568	25	413.0	2.50E-03	良
1.5	40	431	25	31.1	5.41E-02	良
	70	431	25	286.6	1.47E-02	良
	110	431	25	391.6	4.63E-03	良
	140	431	25	423.0	2.43E-03	良
2.54	<u>40</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>60.9</u>	二	二
	<u>70</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>180.8</u>	二	二
	<u>110</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>227.9</u>	二	二
	<u>140</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>241.3</u>	二	二

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-6(2) 水位反応度係数の評価結果 (コンクリート(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>518</u>	<u>169</u>	二	二	二
	70	370	121	-	1.51E-02	良
	110	332	121	-	4.76E-03	良
	140	324	121	-	2.48E-03	良
1.5	<u>40</u>	<u>336</u>	<u>121</u>	二	<u>5.81E-02</u>	良
	70	244	81	-	1.46E-02	良
	110	221	81	-	4.51E-03	良
	140	216	81	-	2.09E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	568	181	-	1.62E-02	良
	110	418	133	-	4.31E-03	良
	140	380	121	-	2.68E-03	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>473</u>	<u>169</u>	二	二	二
	70	473	169	255.4	1.56E-02	良
	110	473	169	410.0	4.96E-03	良
	140	473	169	456.9	2.65E-03	良
1.5	40	358	121	47.7	5.76E-02	良
	70	358	121	299.7	1.49E-02	良
	110	358	121	401.9	4.70E-03	良
	140	358	121	432.5	2.55E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	900	289	41.9	1.50E-02	良
	110	900	289	79.8	4.85E-03	良
	140	900	289	91.0	2.81E-03	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

表 4.4-6(3) 水位反応度係数の評価結果 (コンクリート (2of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>431</u>	<u>432</u>	—	—	—
	70	295	296	—	1.66E-02	良
	110	266	264	—	5.36E-03	良
	140	253	256	—	2.76E-03	良
1.5	<u>40</u>	<u>335</u>	<u>332</u>	—	<u>6.13E-02</u>	否
	70	231	232	—	1.60E-02	良
	110	203	204	—	4.93E-03	良
	140	196	196	—	2.63E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	—	—	—
	70	未臨界	未臨界	—	—	—
	110	未臨界	未臨界	—	—	—
	140	未臨界	未臨界	—	—	—

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>421</u>	<u>420</u>	—	—	—
	70	421	420	288.9	1.67E-02	良
	110	421	420	420.5	5.63E-03	良
	140	421	420	460.9	2.68E-03	良
1.5	<u>40</u>	<u>418</u>	<u>420</u>	<u>92.0</u>	<u>6.33E-02</u>	否
	70	418	420	308.3	1.65E-02	良
	110	418	420	396.2	5.28E-03	良
	140	418	420	422.0	2.79E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	—	—	—
	70	未臨界	未臨界	—	—	—
	110	未臨界	未臨界	—	—	—
	140	未臨界	未臨界	—	—	—

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。

波下線は最大値かつ「構成してならない炉心」として識別された炉心。

表 4.4-6(4) 水位反応度係数の評価結果 (鉄(5×5))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	<u>40</u>	<u>771</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	557	25	-	1.45E-02	良
	110	508	25	-	4.61E-03	良
	140	490	25	-	2.44E-03	良
1.5	40	500	25	-	5.40E-02	良
	70	378	25	-	1.40E-02	良
	110	342	25	-	4.35E-03	良
	140	336	25	-	2.32E-03	良
2.54	<u>40.3</u>	<u>671</u>	<u>25</u>	二	<u>6.07E-02</u>	<u>否</u>
	70	433	25	-	1.55E-02	良
	110	373	25	-	4.92E-03	良
	140	362	25	-	2.49E-03	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	<u>40</u>	<u>664</u>	<u>25</u>	二	二	二
	70	664	25	213.4	1.47E-02	良
	110	664	25	382.5	4.89E-03	良
	140	664	25	437.2	2.52E-03	良
1.5	40	509	25	20.3	5.61E-02	良
	70	509	25	303.5	1.42E-02	良
	110	509	25	420.1	4.52E-03	良
	140	509	25	455.8	2.38E-03	良
2.54	<u>40</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>52.5</u>	二	二
	<u>70</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>173.4</u>	二	二
	<u>110</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>220.5</u>	二	二
	<u>140</u>	<u>900</u>	<u>25</u>	<u>233.8</u>	二	二

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。

波下線は最大値かつ「構成してならない炉心」として識別された炉心。

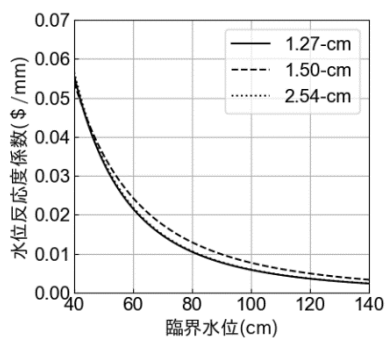
表 4.4-6(5) 水位反応度係数の評価結果 (鉄(1of4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (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	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	693	225	-	1.49E-02	良
	110	628	225	-	4.81E-03	良
	140	606	213	-	2.57E-03	良
1.5	<u>40</u>	<u>686</u>	<u>225</u>	二	二	二
	70	466	169	-	1.44E-02	良
	110	385	121	-	4.61E-03	良
	140	371	121	-	2.42E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

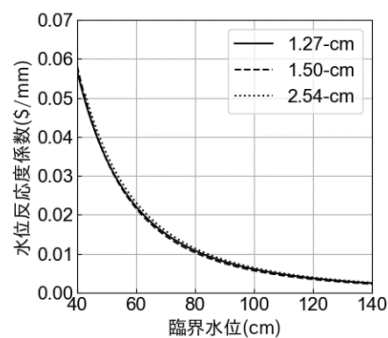
(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板又は未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	856	289	204.2	1.56E-02	良
	110	856	289	397.9	5.08E-03	良
	140	856	289	454.5	2.70E-03	良
1.5	<u>40</u>	<u>663</u>	<u>225</u>	二	二	二
	70	663	225	268.1	1.48E-02	良
	110	663	225	390.6	4.74E-03	良
	140	663	225	424.3	2.54E-03	良
2.54	40	未臨界	未臨界	-	-	-
	70	未臨界	未臨界	-	-	-
	110	未臨界	未臨界	-	-	-
	140	未臨界	未臨界	-	-	-

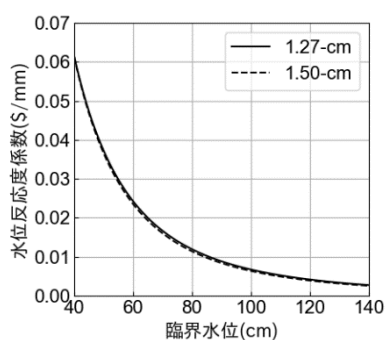
下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心
太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値 (表 4.5-3 に記載)。



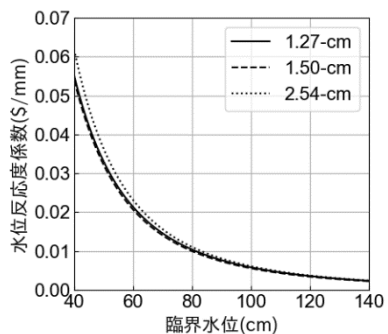
(a) コンクリート (5×5)



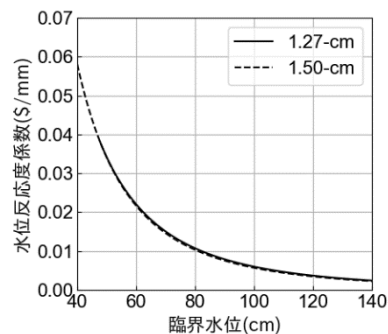
(b) コンクリート (1of4)



(c) コンクリート (2of4)



(d) 鉄 (5×5)



(e) 鉄 (1of4)

図 4. 4-1 水位反応度係数の計算結果

表 4.5-1 構成してはならない炉心として識別された臨界炉心

装荷パターン	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)
コンクリート (5×5)	1.27	40	654	25
コンクリート (1of4)	1.27	40	518	169
コンクリート (2of4)	1.27	40	431	432
鉄 (5×5)	1.27	40	771	25
鉄 (1of4)	1.5	40	686	225

表 4.5-2 構成してはならない炉心の再評価結果（臨界水位）

装荷パターン	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)
コンクリート (5×5)	1.27	47.7	568	25
コンクリート (1of4)	1.27	44.7	473	169
コンクリート (2of4)	1.27	41.2	421	420
鉄 (5×5)	1.27	48.5	664	25
鉄 (1of4)	1.5	41.3	663	225

表 4.5-3(1) 減速材温度反応度係数の再評価結果

装荷パターン	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体 本数 (本)	減速材温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
コンクリート (5×5)	1.27	47.7	568	25	4.12E-05	良
コンクリート (1of4)	1.27	44.7	473	169	1.73E-05	良
コンクリート (2of4)	1.27	41.2	421	420	2.90E-05	良
鉄 (5×5)	1.27	48.5	664	25	3.74E-05	良
鉄 (1of4)	1.5	41.3	663	225	1.91E-05	良

表 4.5-3(2) 減速材ボイド反応度係数の再評価結果

装荷パターン	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体 本数 (本)	減速材ボイド 反応度係数 ($\Delta k/k/v\%$)	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
コンクリート (5×5)	1.27	47.7	568	25	-2.33E-03	良
コンクリート (1of4)	1.27	44.7	473	169	-2.25E-03	良
コンクリート (2of4)	1.27	41.2	421	420	-1.54E-03	良
鉄 (5×5)	1.27	48.5	664	25	-2.24E-03	良
鉄 (1of4)	1.5	41.3	663	225	-1.03E-03	良

表 4.5-3(3) 棒状燃料温度反応度係数の再評価結果

装荷パターン	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体 本数 (本)	棒状燃料温度 反応度係数 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
コンクリート (5×5)	1.27	47.7	568	25	-2.65E-05	良
コンクリート (1of4)	1.27	44.7	473	169	-2.39E-05	良
コンクリート (2of4)	1.27	41.2	421	420	-1.88E-05	良
鉄 (5×5)	1.27	48.5	664	25	-2.76E-05	良
鉄 (1of4)	1.5	41.3	663	225	-1.94E-05	良

表 4.5-3(4) 即発中性子寿命の再評価結果

装荷パターン	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
コンクリート (5×5)	1.27	47.7	568	25	3.09E-05	良
コンクリート (1of4)	1.27	44.7	473	169	3.35E-05	良
コンクリート (2of4)	1.27	41.2	421	420	4.35E-05	良
鉄 (5×5)	1.27	48.5	664	25	2.76E-05	良
鉄 (1of4)	1.5	41.3	663	225	3.25E-05	良

表 4.5-3(5) 実効遅発中性子割合の再評価結果

装荷パターン	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
コンクリート (5×5)	<u>1.27</u>	<u>47.7</u>	<u>568</u>	<u>25</u>	<u>7.88E-03</u>	良
コンクリート (1of4)	<u>1.27</u>	<u>44.7</u>	<u>473</u>	<u>169</u>	<u>7.87E-03</u>	良
コンクリート (2of4)	<u>1.27</u>	<u>41.2</u>	<u>421</u>	<u>420</u>	<u>7.78E-03</u>	良
鉄 (5×5)	<u>1.27</u>	<u>48.5</u>	<u>664</u>	<u>25</u>	<u>7.81E-03</u>	良
鉄 (1of4)	1.5	41.3	663	225	7.51E-03	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。

表 4.5-3(6) 水位反応度係数の再評価結果

装荷パターン	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	模擬体本数 (本)	水位反応度 係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
コンクリート (5×5)	1.27	47.7	568	25	3.66E-02	良
コンクリート (1of4)	1.27	44.7	473	169	4.47E-02	良
コンクリート (2of4)	1.27	41.2	421	420	5.82E-02	良
鉄 (5×5)	1.27	48.5	664	25	3.48E-02	良
鉄 (1of4)	<u>1.5</u>	<u>41.3</u>	<u>663</u>	<u>225</u>	<u>5.11E-02</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。

空白頁

添付書類

5. 設計及び工事に係る品質管理等についての説明書

空白頁

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）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 令和4年8月24日改訂）（以下「品質マネジメント計画書」という。）に基づき行う。

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」に基づき品質管理を行うものとする。






空白頁

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

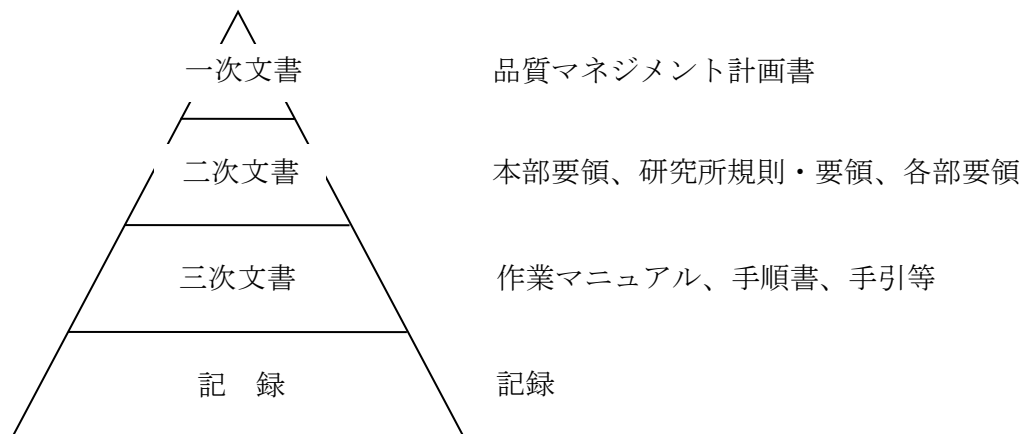
(3) 二次文書

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。

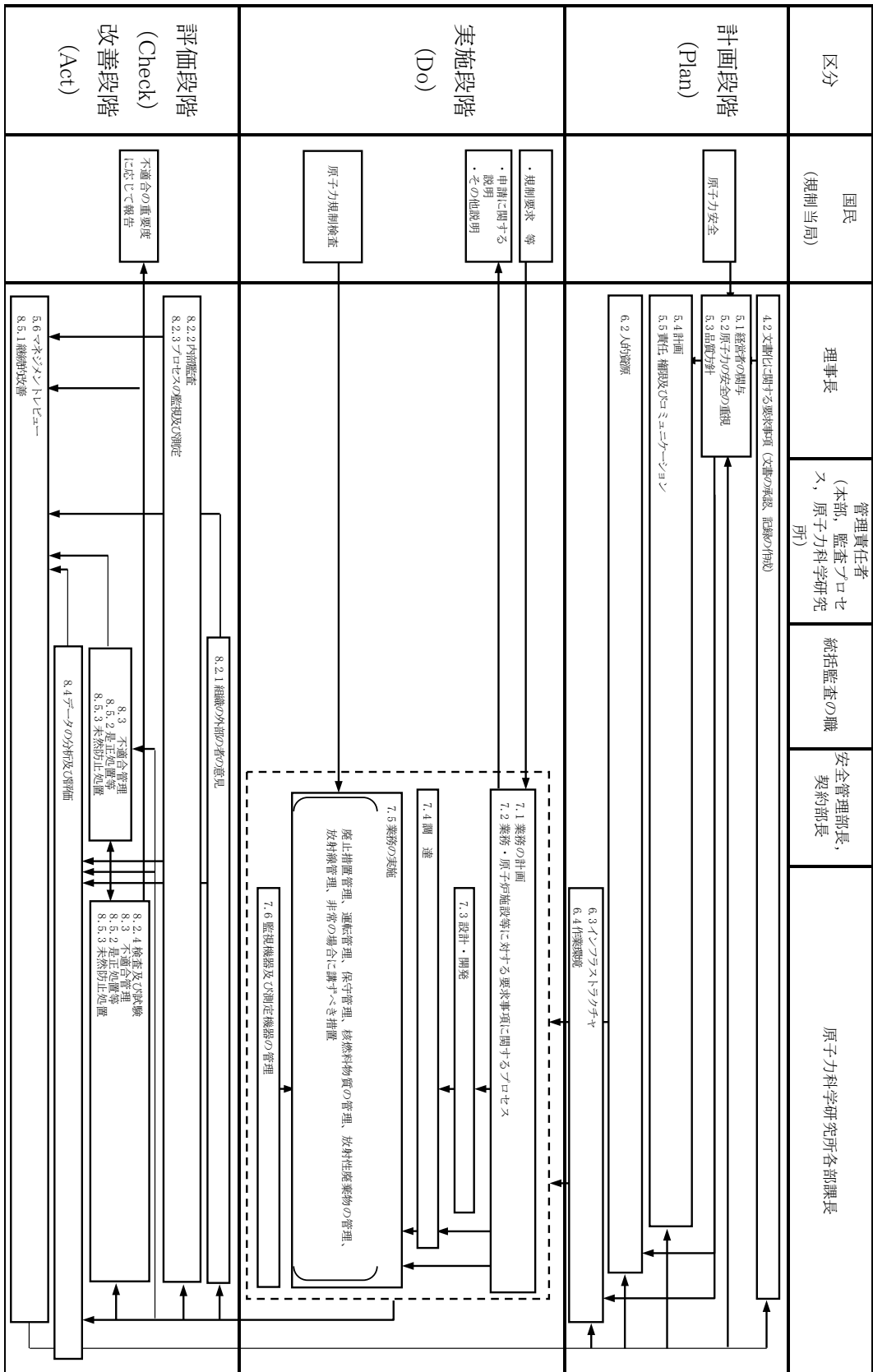


図 4.1 品質マネジメントシステム体系図

4. 品質マネジメントシステム(4.1 一般要求事項)

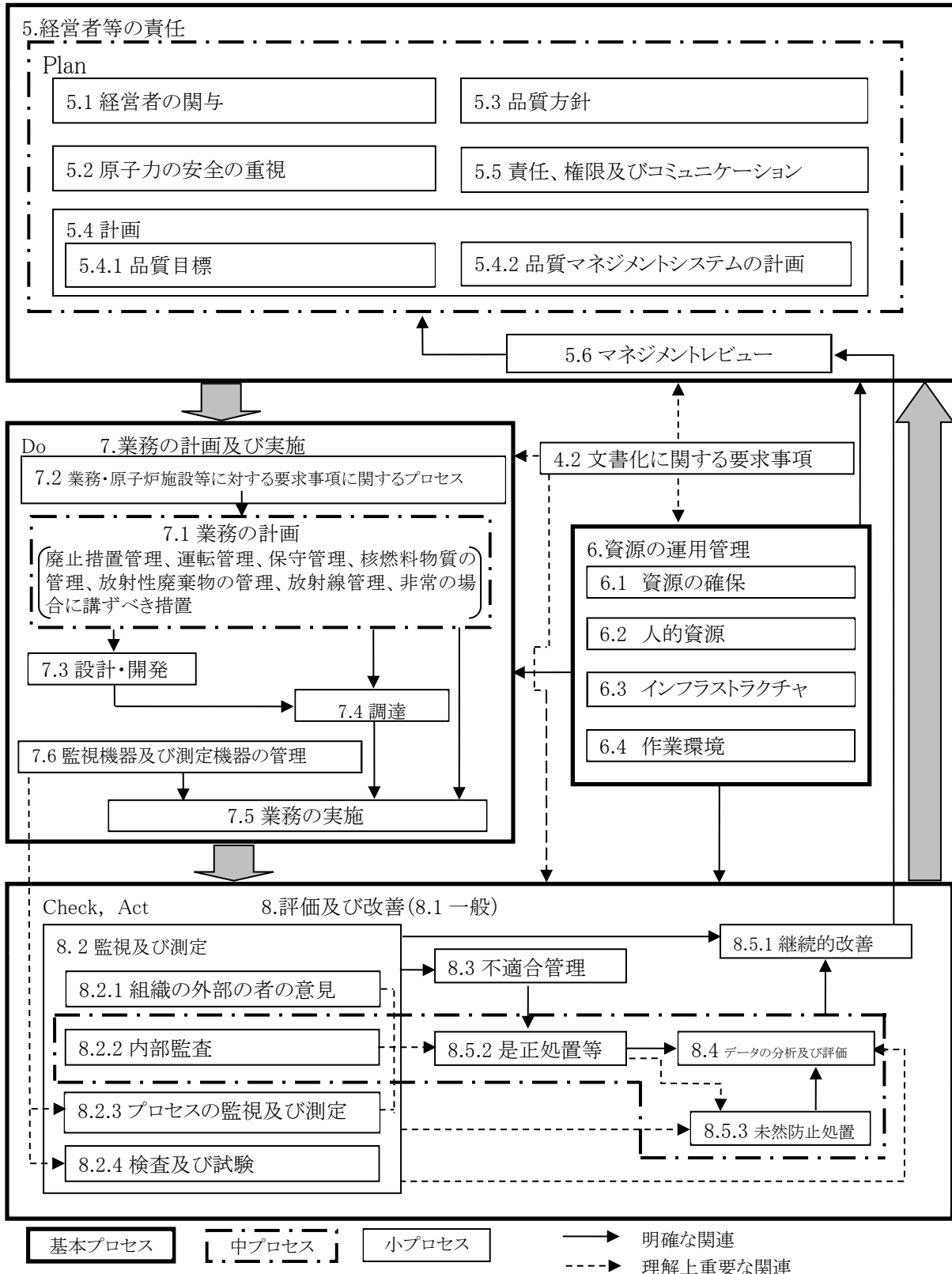


図4.2 品質マネジメントシステムプロセス関連図

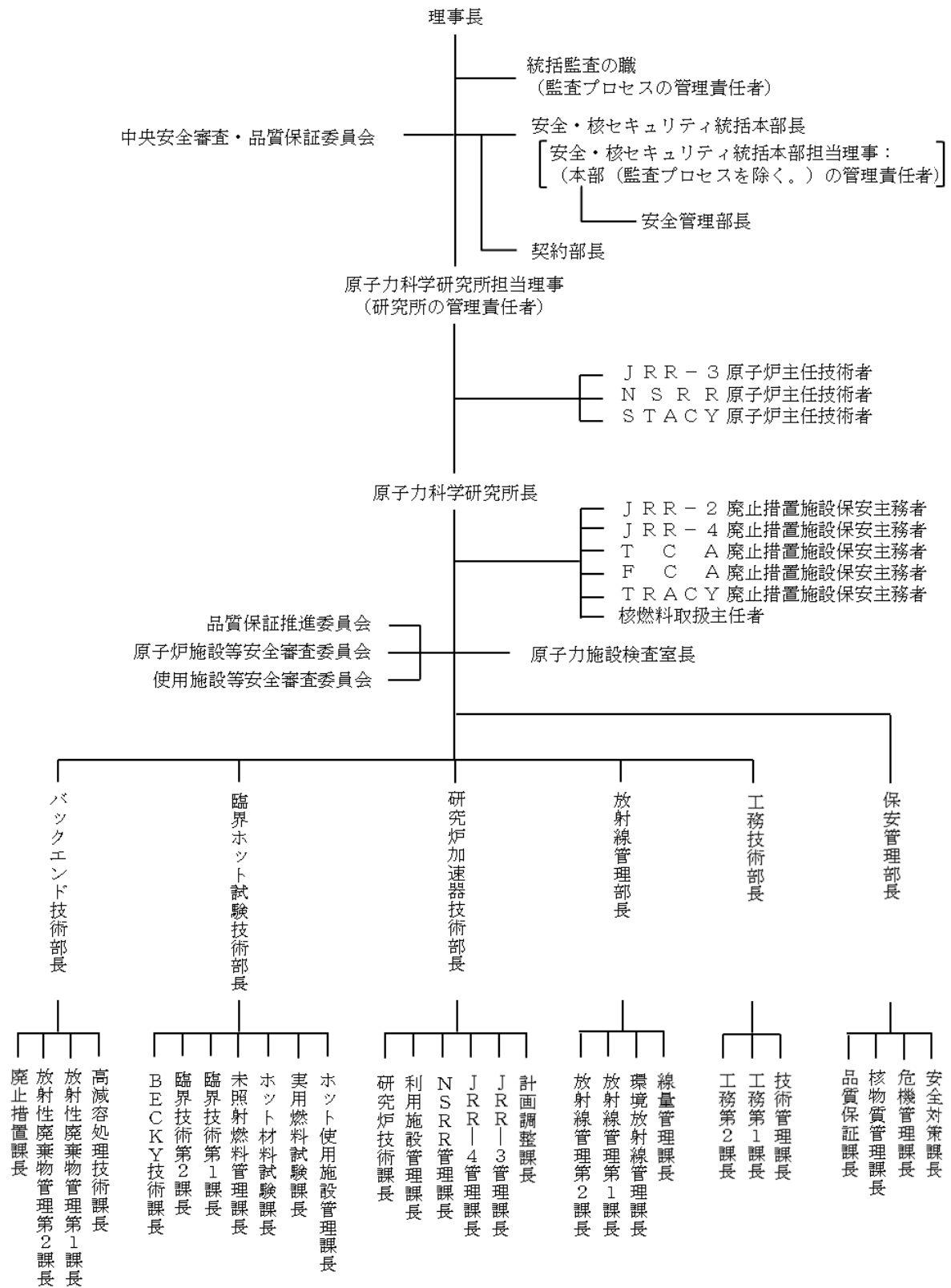


図 5.5.1 保安管理組織図

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	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 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
8.5.3		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	
	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 管理責任者へ報告	
	部長			年度末及び必要に応じて 所長へ報告	
	課長			年度末及び必要に応じて 部長へ報告	
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】

添付書類

6. 原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

空白頁

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。

空白頁

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	設工認申請書	整合性																																															
<p>【以下「原子炉設置（変更）許可申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>【本文】</p> <p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ハ 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(4) 原子炉容器</p> <p>(i) 構造 (省略)</p> <p>(ii) 最高使用圧力及び最高使用温度</p> <p>最高使用圧力 静水頭 (約2 m水頭)</p> <p>最高使用温度 80 ℃</p> <p>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</p> <p>(2) 主要な実験設備の構造</p> <p>(i) 実験用装荷物 (省略)</p> <p>c. デブリ構造材模擬体</p> <p>種類 アルミニウム合金、ジルコニウム合金、鉄その他の金属、コンクリートその他の原子炉施設及び核燃料サイクル施設の構造材料又はそれらの混合物（実験計画に応じて中性子毒物を添加する。）</p> <p>構造棒状 (コンクリート等で構造維持上必要な場合は、金属で被覆する。)</p> <p>設置方法 格子板に配列中性子毒物 ガドリニウム、サマリウム、ボロンその他の中性子吸収材 (添加する場合)</p> <p>e. 燃料試料挿入管</p> <p>構造 脱着式端栓を備えた円筒形被覆管（内部に単一種類又は複数種類のウラン酸化物を充填して炉心に装荷する。ウラン酸化物には実験計画に応じて中性子毒物、構造材模擬材を添加する。）</p> <p>設置方法 格子板に配列</p> <p>²³⁵U濃縮度 10wt%以下</p> <p>中性子毒物 ガドリニウム、エルビウム、サマリウム、ボロンその他の中性子吸収材（添加する場合）ただし、炉心に装荷する中性子毒物添加量（棒状燃料を含む。）は、炉心に装荷する総ウラン重量（棒状燃料を含む。）の1/100を超えないこと。</p> <p>構造材模擬材 アルミニウム合金、ジルコニウム合金、鉄、コンクリートその他の原子炉施設及び核燃料サイクル施設の構造材料（添加する場合）</p> <p>被覆管材料 アルミニウム合金、ジルコニウム合金又はステンレス鋼</p> <p>炉心装荷量 燃料試料挿入管に含まれる²³⁵Uの重量が炉心装荷総²³⁵U重量の5/100以下</p>	<p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>第1編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうちⅠ. 実験設備</p> <p>ロ. 実験用装荷物</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <table border="1" data-bbox="1108 375 1809 550"> <tr><td>名称</td><td>デブリ構造材模擬体</td></tr> <tr><td>機器種別</td><td>—</td></tr> <tr><td>耐震クラス</td><td>B</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>静水頭 (2.0 m)</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>80 ℃</td></tr> </table> <table border="1" data-bbox="1108 582 1809 758"> <tr><td>名称</td><td>燃料試料挿入管</td></tr> <tr><td>機器種別</td><td>—</td></tr> <tr><td>耐震クラス</td><td>B</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>静水頭 (2.0 m)</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>80 ℃</td></tr> </table> <table border="1" data-bbox="1108 790 1809 965"> <tr><td>名称</td><td>内挿管</td></tr> <tr><td>機器種別</td><td>—</td></tr> <tr><td>耐震クラス</td><td>B</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>静水頭 (2.0 m)</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>80 ℃</td></tr> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管の構造を図1.Ⅰ.1～図1.Ⅰ.3に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1097 1069 1821 1404"> <tr><td colspan="2">名称</td><td>デブリ構造材模擬体 (鉄)</td></tr> <tr><td colspan="2">型式</td><td>棒状形状</td></tr> <tr><td rowspan="2">主要寸法</td><td>直径</td><td>9.5 mm</td></tr> <tr><td>全長</td><td>1500 mm</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>SUS棒</td><td>SUS304</td></tr> <tr><td colspan="2">本数</td><td>70本</td></tr> </table>	名称	デブリ構造材模擬体	機器種別	—	耐震クラス	B	最高使用圧力	静水頭 (2.0 m)	最高使用温度	80 ℃	名称	燃料試料挿入管	機器種別	—	耐震クラス	B	最高使用圧力	静水頭 (2.0 m)	最高使用温度	80 ℃	名称	内挿管	機器種別	—	耐震クラス	B	最高使用圧力	静水頭 (2.0 m)	最高使用温度	80 ℃	名称		デブリ構造材模擬体 (鉄)	型式		棒状形状	主要寸法	直径	9.5 mm	全長	1500 mm	主要材料	SUS棒	SUS304	本数		70本	<p>実験用装荷物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。</p>
名称	デブリ構造材模擬体																																																
機器種別	—																																																
耐震クラス	B																																																
最高使用圧力	静水頭 (2.0 m)																																																
最高使用温度	80 ℃																																																
名称	燃料試料挿入管																																																
機器種別	—																																																
耐震クラス	B																																																
最高使用圧力	静水頭 (2.0 m)																																																
最高使用温度	80 ℃																																																
名称	内挿管																																																
機器種別	—																																																
耐震クラス	B																																																
最高使用圧力	静水頭 (2.0 m)																																																
最高使用温度	80 ℃																																																
名称		デブリ構造材模擬体 (鉄)																																															
型式		棒状形状																																															
主要寸法	直径	9.5 mm																																															
	全長	1500 mm																																															
主要材料	SUS棒	SUS304																																															
本数		70本																																															

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		設工認申請書		整合性																																																																																											
<p>f. 内挿管</p> <p>核的制限 反応度値 合計 0.3 ドル以下 (浸水による置換反応度。同時に設置する全内挿管及び可動装荷物駆動装置の反応度値を含む。)</p> <p>種類 アルミニウム合金、ジルコニウム合金、ステンレス鋼その他の金属又はそれらにボロン、カドミウム、ハフニウムその他の中性子吸収材を含有若しくは付加させたもの</p> <p>構造 中空パイプ状又はそれを組み合わせたもの</p> <p>設置方法 格子板に配列</p> <p>【添付書類八】</p> <p>1.3 耐震設計方針</p> <p>第1.3-1表(1) STACY施設の耐震重要度分類</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">耐震クラス</th> <th rowspan="2">クラス別設備</th> <th colspan="4">設備等名称</th> <th rowspan="2">当該設備を支持する建物・構築物</th> <th rowspan="2">支持機能を確認する地震動</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>主要設備^{※1}</th> <th>クラス</th> <th>支援設備^{※2}</th> <th>クラス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">B</td> <td rowspan="2">STACYの緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための設備、及びSTACYの停止状態を維持するための設備</td> <td>計測制御系統施設 (安全板駆動装置、急速排水弁、低速給水吐出弁、低速流量調整弁、低速給水バイパス弁)</td> <td>B</td> <td>安全保護回路</td> <td>B</td> <td>炉室 炉下室</td> <td>S₀^{※3}</td> <td></td> </tr> <tr> <td>計測制御系統施設 (最大給水制限スイッチ^{※1}、給水停止スイッチ^{※1}、排水開始スイッチ^{※1}、安全保護系の核計装設備)</td> <td>B</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>炉室</td> <td>S₀^{※3}</td> <td>*1 駆動軸を除く。 *2 炉心タンク内又は炉心上方に固定するもの。</td> </tr> <tr> <td>放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある設備</td> <td>B</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>実験棟 A</td> <td>S₀^{※3}</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 当該機能に直接的に関連する系統・設備。 ※2 当該機能に間接的に関連し、主要設備の支援的役割を持つもの。 ※3 地上部分では「建築基準法施行令」より求まる層せん断力係数に係数 1.5 を、地下部分では水平震度に係数 1.5 を乗じて得られる静的地震力。</p>		耐震クラス	クラス別設備	設備等名称				当該設備を支持する建物・構築物	支持機能を確認する地震動	備考	主要設備 ^{※1}	クラス	支援設備 ^{※2}	クラス	B	STACYの緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための設備、及びSTACYの停止状態を維持するための設備	計測制御系統施設 (安全板駆動装置、急速排水弁、低速給水吐出弁、低速流量調整弁、低速給水バイパス弁)	B	安全保護回路	B	炉室 炉下室	S ₀ ^{※3}		計測制御系統施設 (最大給水制限スイッチ ^{※1} 、給水停止スイッチ ^{※1} 、排水開始スイッチ ^{※1} 、安全保護系の核計装設備)	B	—	—	炉室	S ₀ ^{※3}	*1 駆動軸を除く。 *2 炉心タンク内又は炉心上方に固定するもの。	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある設備	B	—	—	実験棟 A	S ₀ ^{※3}		<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th>デブリ構造物模擬体 (コンクリート)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">型式</td> <td>棒状形状</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">主要寸法</td> <td>被覆管外径</td> <td>9.5 mm</td> </tr> <tr> <td>被覆管内径</td> <td>7.5 mm</td> </tr> <tr> <td>全長</td> <td>1500 mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">主要材料</td> <td>被覆管</td> <td>アルミニウム合金^{*1}</td> </tr> <tr> <td>上部端栓</td> <td>アルミニウム合金^{*2}</td> </tr> <tr> <td>下部端栓</td> <td>アルミニウム合金^{*2}</td> </tr> <tr> <td colspan="2">本数</td> <td>70 本</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 JIS H 4080 相当 *2 JIS H 4000 相当</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th>燃料試料挿入管</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">型式</td> <td>棒状形状</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">主要寸法</td> <td>被覆管外径</td> <td>9.5 mm</td> </tr> <tr> <td>被覆管内径</td> <td>8.36 mm</td> </tr> <tr> <td>下部端栓長さ</td> <td>14.7 mm</td> </tr> <tr> <td>全長</td> <td>1500 mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">主要材料</td> <td>被覆管</td> <td>ジルカロイ-4^{*1}</td> </tr> <tr> <td>下部端栓</td> <td>ジルカロイ-4^{*1}</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">上部端栓</td> <td>シールシャフト</td> <td>SUS304</td> </tr> <tr> <td>シールキャップ</td> <td>SUS304</td> </tr> <tr> <td>ノブ</td> <td>SUS304</td> </tr> <tr> <td>ピン</td> <td>SUS304</td> </tr> <tr> <td colspan="2">本数</td> <td>25 本</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 JIS H 4751 相当</p>		名称		デブリ構造物模擬体 (コンクリート)	型式		棒状形状	主要寸法	被覆管外径	9.5 mm	被覆管内径	7.5 mm	全長	1500 mm	主要材料	被覆管	アルミニウム合金 ^{*1}	上部端栓	アルミニウム合金 ^{*2}	下部端栓	アルミニウム合金 ^{*2}	本数		70 本	名称		燃料試料挿入管	型式		棒状形状	主要寸法	被覆管外径	9.5 mm	被覆管内径	8.36 mm	下部端栓長さ	14.7 mm	全長	1500 mm	主要材料	被覆管	ジルカロイ-4 ^{*1}	下部端栓	ジルカロイ-4 ^{*1}	上部端栓	シールシャフト	SUS304	シールキャップ	SUS304	ノブ	SUS304	ピン	SUS304	本数		25 本	
耐震クラス	クラス別設備			設備等名称							当該設備を支持する建物・構築物	支持機能を確認する地震動	備考																																																																																		
		主要設備 ^{※1}	クラス	支援設備 ^{※2}	クラス																																																																																										
B	STACYの緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための設備、及びSTACYの停止状態を維持するための設備	計測制御系統施設 (安全板駆動装置、急速排水弁、低速給水吐出弁、低速流量調整弁、低速給水バイパス弁)	B	安全保護回路	B	炉室 炉下室	S ₀ ^{※3}																																																																																								
		計測制御系統施設 (最大給水制限スイッチ ^{※1} 、給水停止スイッチ ^{※1} 、排水開始スイッチ ^{※1} 、安全保護系の核計装設備)	B	—	—	炉室	S ₀ ^{※3}	*1 駆動軸を除く。 *2 炉心タンク内又は炉心上方に固定するもの。																																																																																							
	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある設備	B	—	—	実験棟 A	S ₀ ^{※3}																																																																																									
名称		デブリ構造物模擬体 (コンクリート)																																																																																													
型式		棒状形状																																																																																													
主要寸法	被覆管外径	9.5 mm																																																																																													
	被覆管内径	7.5 mm																																																																																													
	全長	1500 mm																																																																																													
主要材料	被覆管	アルミニウム合金 ^{*1}																																																																																													
	上部端栓	アルミニウム合金 ^{*2}																																																																																													
	下部端栓	アルミニウム合金 ^{*2}																																																																																													
本数		70 本																																																																																													
名称		燃料試料挿入管																																																																																													
型式		棒状形状																																																																																													
主要寸法	被覆管外径	9.5 mm																																																																																													
	被覆管内径	8.36 mm																																																																																													
	下部端栓長さ	14.7 mm																																																																																													
	全長	1500 mm																																																																																													
主要材料	被覆管	ジルカロイ-4 ^{*1}																																																																																													
	下部端栓	ジルカロイ-4 ^{*1}																																																																																													
	上部端栓	シールシャフト	SUS304																																																																																												
		シールキャップ	SUS304																																																																																												
		ノブ	SUS304																																																																																												
ピン		SUS304																																																																																													
本数		25 本																																																																																													
<p>6. 実験設備</p> <p>第6.1-1表(1) 実験用装荷物の主要仕様</p> <table border="1"> <tbody> <tr> <td>1. ~ 2. 省略</td> <td></td> </tr> <tr> <td>3. デブリ構造物 種類</td> <td>アルミニウム合金、ジルコニウム合金、鉄その他の金属、コンクリート等又はそれらの混合物 (実験計画に応じて中性子毒物を添加する。)</td> </tr> </tbody> </table>		1. ~ 2. 省略		3. デブリ構造物 種類	アルミニウム合金、ジルコニウム合金、鉄その他の金属、コンクリート等又はそれらの混合物 (実験計画に応じて中性子毒物を添加する。)																																																																																										
1. ~ 2. 省略																																																																																															
3. デブリ構造物 種類	アルミニウム合金、ジルコニウム合金、鉄その他の金属、コンクリート等又はそれらの混合物 (実験計画に応じて中性子毒物を添加する。)																																																																																														

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		設工認申請書		整合性																							
4. 省略	<p>構造 棒状 (必要に応じて金属で被覆する。)</p> <p>主要寸法 高さ 約150cm 直径 2.6cm以下</p> <p>中性子毒物 ガドリニウム、エルビウム、サマリウム、ボロン等</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th>内挿管 (細)</th> </tr> <tr> <th colspan="2">型式</th> <th>棒状形状</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">主要寸法</td> <td>管体外径</td> <td>9.5 mm</td> </tr> <tr> <td>管体内径</td> <td>8.36 mm</td> </tr> <tr> <td>全長</td> <td>1495 mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主要材料</td> <td>管体</td> <td>ジルカロイ-4*1</td> </tr> <tr> <td>下部端栓</td> <td>ジルカロイ-4*1</td> </tr> <tr> <td colspan="2">本数</td> <td>30 本</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 JIS H 4751 相当</p>		名称		内挿管 (細)	型式		棒状形状	主要寸法	管体外径	9.5 mm	管体内径	8.36 mm	全長	1495 mm	主要材料	管体	ジルカロイ-4*1	下部端栓	ジルカロイ-4*1	本数		30 本			
名称		内挿管 (細)																									
型式		棒状形状																									
主要寸法	管体外径	9.5 mm																									
	管体内径	8.36 mm																									
	全長	1495 mm																									
主要材料	管体	ジルカロイ-4*1																									
	下部端栓	ジルカロイ-4*1																									
本数		30 本																									
<p>第6.1-1表(2) 実験用装荷物の主要仕様</p>		<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th>内挿管 (太)</th> </tr> <tr> <th colspan="2">型式</th> <th>棒状形状</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">主要寸法</td> <td>管体外径</td> <td>28.8 mm</td> </tr> <tr> <td>管体内径</td> <td>27.0 mm</td> </tr> <tr> <td>全長</td> <td>1495 mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">主要材料</td> <td>管体</td> <td>アルミニウム合金*1</td> </tr> <tr> <td>下部端栓</td> <td>アルミニウム合金*2</td> </tr> <tr> <td>おもり</td> <td>鉛*3</td> </tr> <tr> <td colspan="2">本数</td> <td>3 本</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 JIS H 4080 相当 *2 JIS H 4040 相当 *3 JIS H 2105 相当</p>		名称		内挿管 (太)	型式		棒状形状	主要寸法	管体外径	28.8 mm	管体内径	27.0 mm	全長	1495 mm	主要材料	管体	アルミニウム合金*1	下部端栓	アルミニウム合金*2	おもり	鉛*3	本数		3 本	
名称		内挿管 (太)																									
型式		棒状形状																									
主要寸法	管体外径	28.8 mm																									
	管体内径	27.0 mm																									
	全長	1495 mm																									
主要材料	管体	アルミニウム合金*1																									
	下部端栓	アルミニウム合金*2																									
	おもり	鉛*3																									
本数		3 本																									
5. 燃料試料挿入管	<p>構造 脱着式端栓を備えた円筒形被覆管(内部に単一種類又は複数種類のウラン酸化物を充填・密封し、炉心に装荷する。ウラン酸化物には実験計画に応じて中性子毒物、構造材模擬材を添加する。)</p> <p>²³⁵U濃縮度 10wt%以下</p> <p>ウラン酸化物直径 約8mm</p> <p>中性子毒物 ガドリニウム、エルビウム、サマリウム、ボロン等 ただし、炉心に装荷する中性子毒物添加量(棒状燃料を含む。)は、炉心に装荷する総ウラン重量(棒状燃料を含む。)の1/100を超えないこと。</p> <p>構造材模擬材 アルミニウム合金、ジルコニウム合金、鉄、コンクリートその他の軽水炉等の構造材を模擬した材料</p> <p>ウラン重量 800g U/本以下</p> <p>高さ 約150cm</p> <p>上部端栓位置 下端より145cm以上</p> <p>燃料有効長 約145cm 又は 約70cm</p> <p>被覆管材料 アルミニウム合金、ジルコニウム合金 又はステンレス鋼</p> <p>被覆管外径 約9.5mm</p> <p>炉心装荷量 燃料試料挿入管に含まれる²³⁵Uの重量が炉心装荷総²³⁵U重量の5/100以下</p>																										
<p>第6.1-1表(3) 実験用装荷物の主要仕様</p>																											
6. 内挿管	<p>種類 アルミニウム合金、ジルコニウム合金、ステンレス鋼その他の金属又はそれらにボロン、カドミウム、ハフニウムその他の中性子吸収材を含有若しくは付加させたもの</p> <p>構造 中空パイプ状</p> <p>核的制限 反応度価値 合計0.3ドル以下</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	設工認申請書	整合性
<p data-bbox="336 183 974 343"> 主要寸法 (浸水による置換反応度。同時に設置する全ての内挿管及び可動装荷物駆動装置の反応度値を含む。) 高さ 約150cm 内径 11cm以下 (外径が1cm以下の細径内挿管は、水平の枝管を用いて組み合わせることができる。) 7. ～8. 省略 </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		設工認申請書	整合性																				
(1) 炉心		第2編 原子炉本体のうちI. 炉心 (1) デブリ模擬炉心(1) 3. 設 計 3.1 設計条件	デブリ模擬炉心(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わせて、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に、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>デブリ模擬炉心(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	デブリ模擬炉心(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	デブリ模擬炉心(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	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" data-bbox="271 308 806 624"> <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" data-bbox="138 759 909 1278"> <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" data-bbox="1178 308 1713 624"> <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" data-bbox="1046 759 1816 1278"> <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	設工認申請書	整合性																											
	<p>3.2 設計仕様</p> <table border="1" data-bbox="1093 236 1825 817"> <tr> <td colspan="2">名称</td> <td>デブリ模擬炉心（1）</td> </tr> <tr> <td colspan="2">使用格子板の格子間隔</td> <td>15 mm（四角格子） 12.7 mm（四角格子）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">使用燃料体</td> <td>種類</td> <td>ウラン棒状燃料</td> </tr> <tr> <td>²³⁵U濃縮度</td> <td>5 wt%</td> </tr> <tr> <td>装荷本数</td> <td>50本以上900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900本以下</td> </tr> <tr> <td colspan="2">減速材、反射材</td> <td>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>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>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>給排水系、安全板（2～4枚）</td> </tr> <tr> <td>主要な実験設備</td> <td>実験用装荷物</td> <td>デブリ構造材模擬体</td> </tr> </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、既設のものを用いる。</p> <p>使用燃料体は、平成4年5月1日付け4安(原規)第56号で認可された、既設のウラン棒状燃料を用いる他、〔ウラン棒状燃料の製作〕（平成30年5月30日付け原規規発第1805304号で認可）に記載するものを用いる。</p> <p>関連主要設備の計装及び制御設備は、既設のものを用いる。</p> <p>主要な実験設備の実験用装荷物は、本申請の第1編実験設備に記載するデブリ構造材模擬体を用いる。</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「4. デブリ模擬炉心についての評価書」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（その下部規定を含む。）に定め、遵守する。</p>	名称		デブリ模擬炉心（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900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900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）	主要な実験設備	実験用装荷物	デブリ構造材模擬体	
名称		デブリ模擬炉心（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900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900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）																											
主要な実験設備	実験用装荷物	デブリ構造材模擬体																											

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	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>

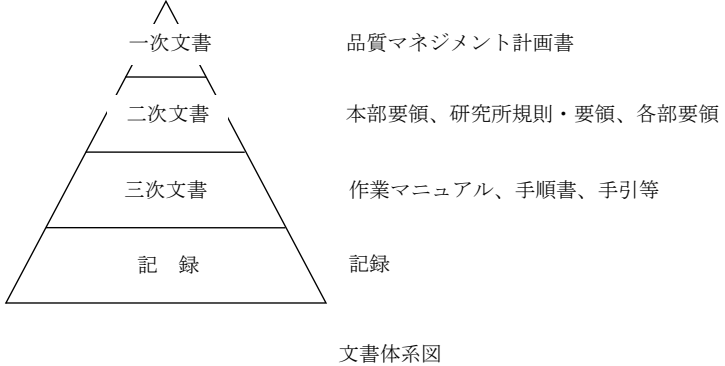
原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	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	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可能性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	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	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、読みやすく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、読みやすく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	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 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 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。 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。</p> <p>5.4 計画 5.4.1 品質目標 (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。）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、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 (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。 (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 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 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。 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。</p> <p>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。</p> <p>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</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 (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</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	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、保安活動に関係す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	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	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み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み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	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	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	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	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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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	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	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・開発を外委託した場合には、担当部長又は課長は、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	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	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	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	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	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	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) 監視及び測定の時節</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	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	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	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 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</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 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</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。 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	設工認申請書	整合性
		<p>整合性</p>

図 4.1 品質マネジメントシステム体系図

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

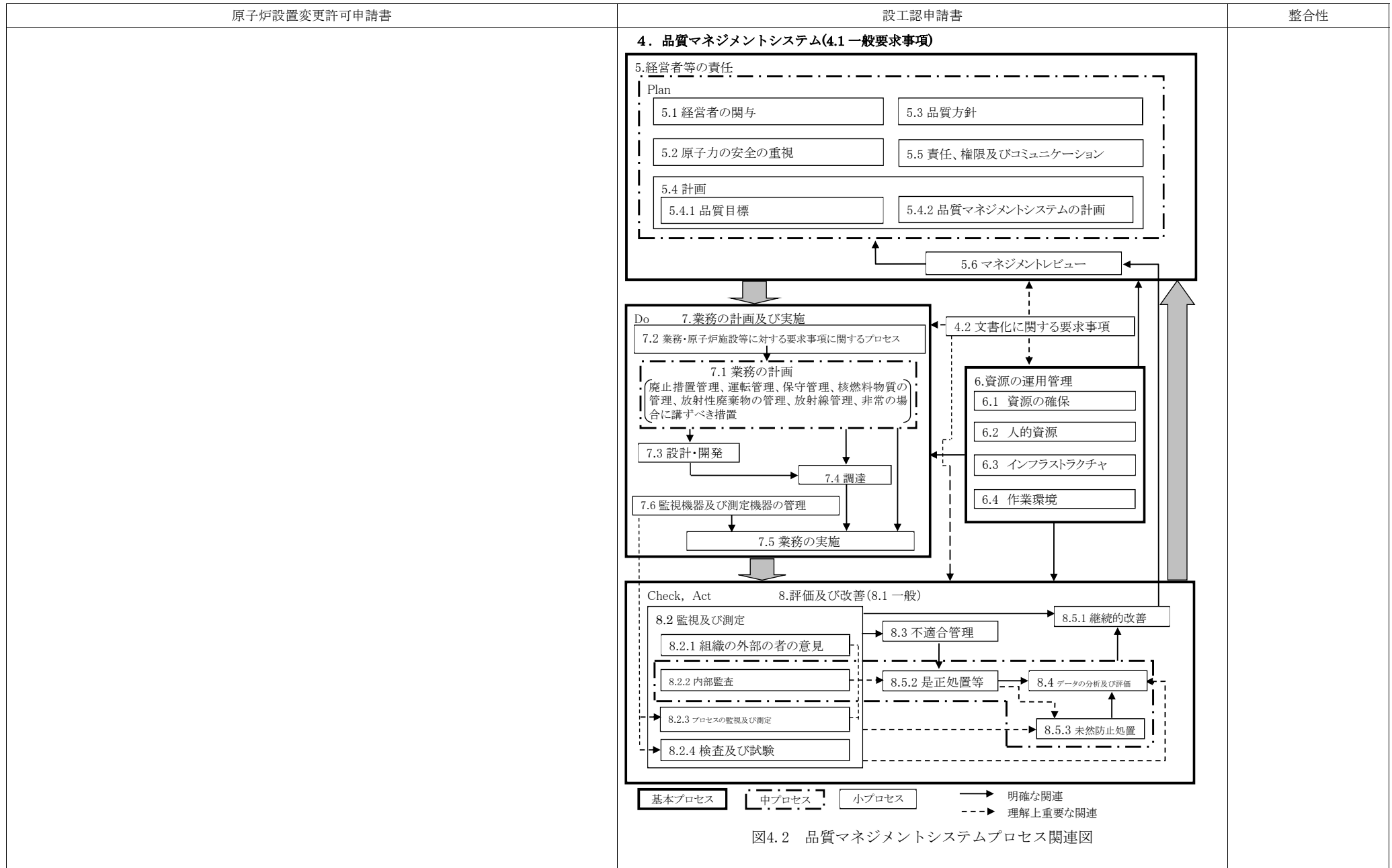


図4.2 品質マネジメントシステムプロセス関連図

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	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>	<p>整合性</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	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
		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		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 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		
	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	保安管理部監視機器及び測定機器の管理要	保安管理部長	(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		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	設工認申請書	整合性																																																																
	<p style="text-align: center;">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</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1021 212 1173 260">監視・測定するプロセス</th> <th data-bbox="1173 212 1391 260">監視・測定の実施責任者</th> <th data-bbox="1391 212 1585 260">計画されたプロセスと結果</th> <th data-bbox="1585 212 1697 260">監視項目</th> <th data-bbox="1697 212 1892 260">評価方法と頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1021 260 1173 488" rowspan="4">品質マネジメントシステム</td> <td data-bbox="1173 260 1391 352">理事長</td> <td data-bbox="1391 260 1585 352">品質方針、品質目標の設定及び実施状況</td> <td data-bbox="1585 260 1697 352" rowspan="4">品質目標の達成状況</td> <td data-bbox="1697 260 1892 352">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="1173 352 1391 400">所長</td> <td data-bbox="1391 352 1585 400" rowspan="3">品質目標の設定及び実施状況</td> <td data-bbox="1697 352 1892 400">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="1173 400 1391 448">部長</td> <td data-bbox="1697 400 1892 448">所長へ報告 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1173 448 1391 488">課長</td> <td data-bbox="1697 448 1892 488">部長へ報告 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1021 488 1061 1145" rowspan="9">業務の計画及び実施のプロセス</td> <td data-bbox="1061 488 1173 560">廃止措置</td> <td data-bbox="1173 488 1391 560">施設管理者 年間管理計画の設定と実施</td> <td data-bbox="1391 488 1585 560">廃止措置に係る保安の状況</td> <td data-bbox="1585 488 1892 560">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1061 560 1173 616">運転管理</td> <td data-bbox="1173 560 1391 616">施設管理者 年間運転計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="1391 560 1585 616">施設の運転状況</td> <td data-bbox="1585 560 1892 616">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1061 616 1173 671">保守管理</td> <td data-bbox="1173 616 1391 671">施設管理者 施設管理実施計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="1391 616 1585 671">保守管理の実施状況</td> <td data-bbox="1585 616 1892 671">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1061 671 1173 727">核燃料物質の管理</td> <td data-bbox="1173 671 1391 727">核燃料管理者 年間使用計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="1391 671 1585 727">核燃料物質の管理状況</td> <td data-bbox="1585 671 1892 727">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1061 727 1173 820">放射性廃棄物の管理</td> <td data-bbox="1173 727 1391 820">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="1391 727 1585 820">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="1585 727 1697 820">放射性固体廃棄物の管理状況</td> <td data-bbox="1697 727 1892 820">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1061 820 1173 912" rowspan="2">放射線管理</td> <td data-bbox="1173 820 1391 912">気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長</td> <td data-bbox="1391 820 1585 912">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="1585 820 1697 912">放射性気体廃棄物の放出状況</td> <td data-bbox="1697 820 1892 912">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1173 912 1391 1005">液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長</td> <td data-bbox="1391 912 1585 1005">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="1585 912 1697 1005">放射性液体廃棄物の放出状況</td> <td data-bbox="1697 912 1892 1005">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1061 1005 1173 1077">非常の場合に講ずべき措置</td> <td data-bbox="1173 1005 1391 1077">課長 危機管理課長</td> <td data-bbox="1391 1005 1585 1077">放射線業務従事者の線量限度の管理 訓練の計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="1585 1005 1697 1077">放射線業務従事者の被ばく状況 訓練の実施状況</td> <td data-bbox="1697 1005 1892 1077">所長へ報告 四半期ごと 半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1021 1145 1173 1334" rowspan="3">改善のプロセス</td> <td data-bbox="1173 1145 1391 1286" rowspan="2">理事長</td> <td data-bbox="1391 1145 1585 1286" rowspan="2">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="1585 1145 1697 1254">品質マネジメント活動の実施状況</td> <td data-bbox="1697 1145 1892 1254">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="1585 1254 1697 1286">不適合管理状況</td> <td data-bbox="1697 1254 1892 1286">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="1173 1286 1391 1334">全ての管理者</td> <td data-bbox="1391 1286 1585 1334"></td> <td data-bbox="1585 1286 1697 1334">自己評価の実施状況</td> <td data-bbox="1697 1286 1892 1334">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	非常の場合に講ずべき措置	課長 危機管理課長	放射線業務従事者の線量限度の管理 訓練の計画の設定及び実施	放射線業務従事者の被ばく状況 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																																																													
	非常の場合に講ずべき措置	課長 危機管理課長	放射線業務従事者の線量限度の管理 訓練の計画の設定及び実施	放射線業務従事者の被ばく状況 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	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	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		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	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】