

令 0 5 原 機 ( 科 臨 ) 0 2 2

令 和 6 年 1 月 1 9 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〕の一部補正について

令和4年11月8日付け令04原機(科臨)014をもって申請した国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉施設〔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〕について、下記のとおり一部補正いたします。

## 記

### 1. 補正内容

令和4年11月8日付け令04原機(科臨)014をもって申請した国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉施設〔S T A C Y (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〕について、下記のとおり一部補正する。

- (1) 「3. 原子炉施設の区分並びに設計及び工事の方法」のうち、「設計及び工事の方法」を記載した「別紙」について、「別紙1」として別添1のとおり変更する。
- (2) 「4. 工事工程表」について、別添2のとおり変更する。
- (3) 「5. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」について、設計及び工事に係る品質管理等を説明した「添付書類5」を「別紙2」として別添3のとおり変更する。
- (4) 添付書類について、別添4のとおり変更する。

## 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

## 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



## 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-4
4. 工事の方法	本-1-I-8
4.1 工事の方法及び手順	本-1-I-8
4.2 使用前事業者検査の項目及び方法	本-1-I-8
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-8
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-8
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-9

## 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

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管の設計条件は、次のとおりとする。

##### <技術基準規則第6条（地震による損傷の防止）関連>

- (1) 共振するおそれのない設計とする。なお、装荷した状態におけるデブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、炉心支持構造物に固定されていないが、固定されているとして評価した場合でも固有振動数は20Hz以上であり、共振するおそれがないことを確認している。
- (2) Bクラスの静的地震力と地震力以外の荷重を組み合わせ（地震による軽水の揺動で生じる実験用装荷物に対する付加荷重を含む。）、その結果発生する応力が、安全上適切と認められる規格及び基準（JEAG-4601 補-1984等）を参考に設定される許容限界を超えず、おおむね弾性状態に留まるよう耐震設計を行う。

##### <技術基準規則第11条（機能の確認等）関連>

- (1) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、安全機能として「炉心の形成」が求められているため、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管に格子板に装荷できないほどの有意な変形があってはならない。また、デブリ構造材模擬体（コンクリート）、内挿管及び燃料試料挿入管の内部への浸水防止並びに燃料試料挿入管からの放射性物質の漏えい防止のために有意な傷があってはならない。そのため、安全を確保する上で必要な機能の確認をするための検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守のために、有意な変形、有意な傷がないことを目視により確認できる設計とする。
- (2) 燃料試料挿入管の密封性機能を維持するためのOリングは消耗品として扱い、上部端栓を開封するつど交換する。また、あらかじめ必要量を確保することとする。

##### <技術基準規則第21条（安全設備）関連>

- (1) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、放射線量等の各種の環境条件を考慮し、十分安全側の設計条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能（炉心の形成）を発揮できる設計とする。
- (2) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、最高使用圧力（静水頭 2.0 m）及び最高使用温度（80℃）並びに最大熱出力（200W）及び最大積算出力（3 kW・h/年）において影響を受けない材料を用いる。

<技術基準規則第38条（実験設備等）関連>

- (1) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、不燃性又は難燃性の材料を使用する設計とする。
- (2) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、耐震重要度に応じたBクラスで設計し、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。
- (3) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、炉心タンク内に設置したときに炉心が中性子反応の観点から垂直方向に一様とみなせる形状となるように設計する。
- (4) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、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、軽水の給排水及び浮力によって浮き上がらないように適切な自重を有する設計とする。なお、これらは炉心タンク内に設置した3枚の格子板により支持されるため、水平方向に移動することはない。
- (5) 内部が中空で軽水を排除する構造である内挿管は、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装荷物による反応度添加量と合わせて制限する。
- (6) 燃料試料挿入管は、内包する放射性物質の放射線及びその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。
- (7) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管の異常の発生状況、周辺の環境の状況を監視できるように炉室(S)にカメラ、制御室にTVモニタを設置する。目視では確認することができない運転中の重要なパラメータである炉心の中性子束密度、温度及び水位に関する有意な変化は、既認可の計測制御系統施設で監視できる設計となっている。
- (8) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管を設置する炉室(S)と制御室は、相互に連絡できる設計とする。

なお、可溶性中性子吸収材は、実験計画に応じて軽水に添加することとし、軽水の使用温度範囲において析出しないよう濃度を管理する。また、可溶性中性子吸収材を添加した軽水は反応度係数が正となる場合があることから、使用する場合は核的制限値に関する炉心特性範囲内に制限するとともに、津波水没時においても未臨界性を確保できる範囲に制限する。

### 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設計仕様は、次に示すとおりである。また、それらの構造を図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 <sup>*1</sup>
	上部端栓	アルミニウム合金 <sup>*2</sup>
	下部端栓	アルミニウム合金 <sup>*2</sup>
	<u>コンクリート</u>	<u>水分率 9 wt%<sup>*3</sup></u>
本数		70 本

\*1 JIS H 4080 相当

\*2 JIS H 4000 相当

\*3 臨界安全ハンドブックの標準組成

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 <sup>*1</sup>	
	下部端栓	ジルカロイ-4 <sup>*1</sup>	
	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 <sup>*1</sup>
	下部端栓	ジルカロイ-4 <sup>*1</sup>
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 <sup>*1</sup>
	下部端栓	アルミニウム合金 <sup>*2</sup>
	おもり	鉛 <sup>*3</sup>
本数		3 本

\*1 JIS H 4080 相当

\*2 JIS H 4040 相当

\*3 JIS H 2105 相当

### (1) 内挿管の置換反応度

内挿管の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ことについては、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。

### (2) 実験用装荷物の監視

炉心タンク周辺における発煙などの異常及び地震時等の周辺環境（炉室フード内）の異常の有無を監視できるように炉室（S）にカメラ、制御室にTVモニタが設置されている。目視では確認することができない運転中の重要なパラメータである中性子束密度、温度及び水位に関する有意な変化は、既認可の計測制御系統施設で監視できる。

### (3) 通信連絡設備の設置

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、制御室と相互に連絡することができる炉室（S）に設置する。連絡には、既認可の通信連絡設備（ページング装置）を使用する。

なお、可溶性中性子吸収材を使用する場合は、ボロン、ガドリニウムその他の中性子吸収材（軽水に対し可溶性のものに限る。）を軽水に溶解させて使用する。最大濃度は、常温の軽水に対する溶解度の $1/2$ 以下とする。ただし、可溶性中性子吸収材を2種類以上溶解させる場合は、各吸収材の溶解度の $1/5$ 以下、かつ、それらの吸収材のそれぞれの溶解度に対する割合の和が $1/2$ 以下とする。さらに、運転に先立ち、可溶性中性子吸収材が使用温度範囲において析出しないことを、溶解試験により確認する。

また、可溶性中性子吸収材を添加した軽水を用いる場合は、運転に先立ち、炉心の特性が炉心特性範囲内であることを、計算解析又は実測データにより確認する。さらに、炉心への給水に当たっては、あらかじめ分析等によって可溶性中性子吸収材の濃度が計画されたとおりであることを確認する。

以上については、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

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。コンクリートペレットについては、製作メーカーの検査記録等により許容値内であることを確認する。

###### (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（コンクリート）の下部端栓については、ヘリウムリーク法により、静水頭（2.0m）相当圧力で漏れ及び変形等の異常が無いことを確認する。

燃料試料挿入管の上部及び下部端栓については、燃料試料挿入管の内部に水分検出用試験紙を入れ、上部及び下部端栓をそれぞれ静水頭（2.0m）以上の圧力となる容器に浸漬させ、水分検出用試験紙の色変化（浸水の有無）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）

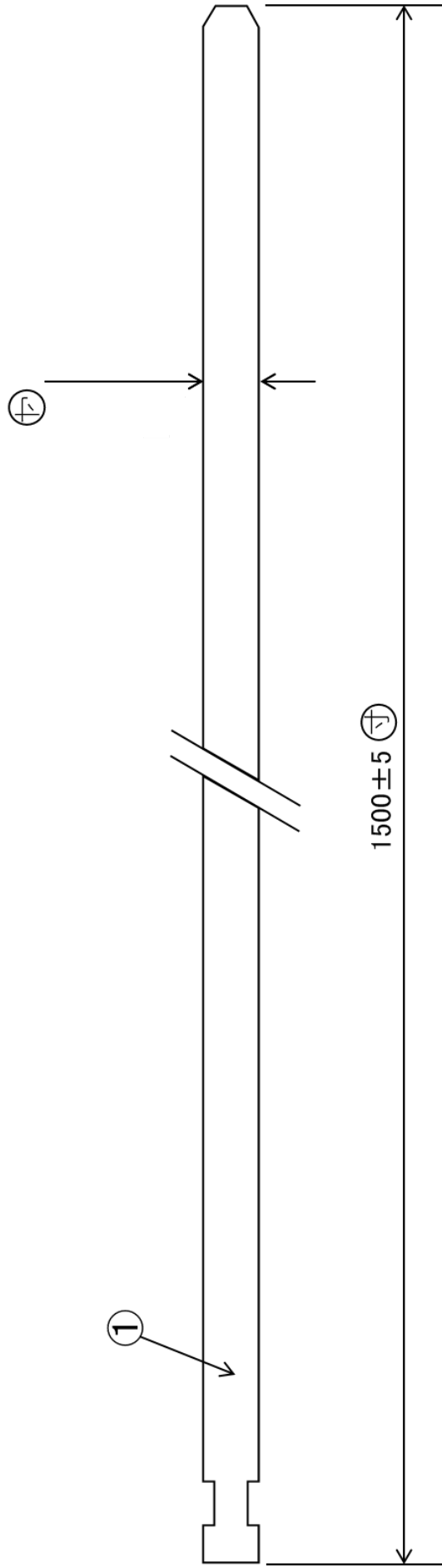
該当なし。

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

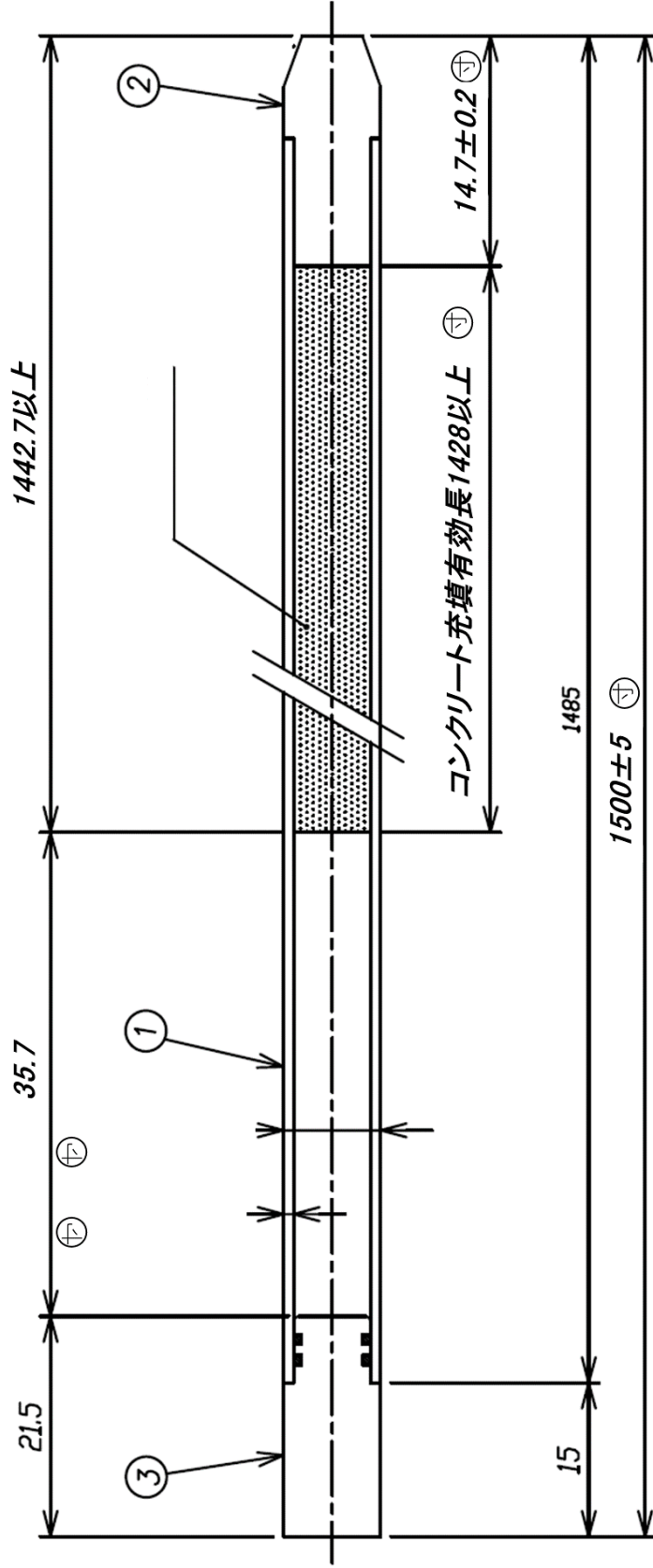
(1) 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

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

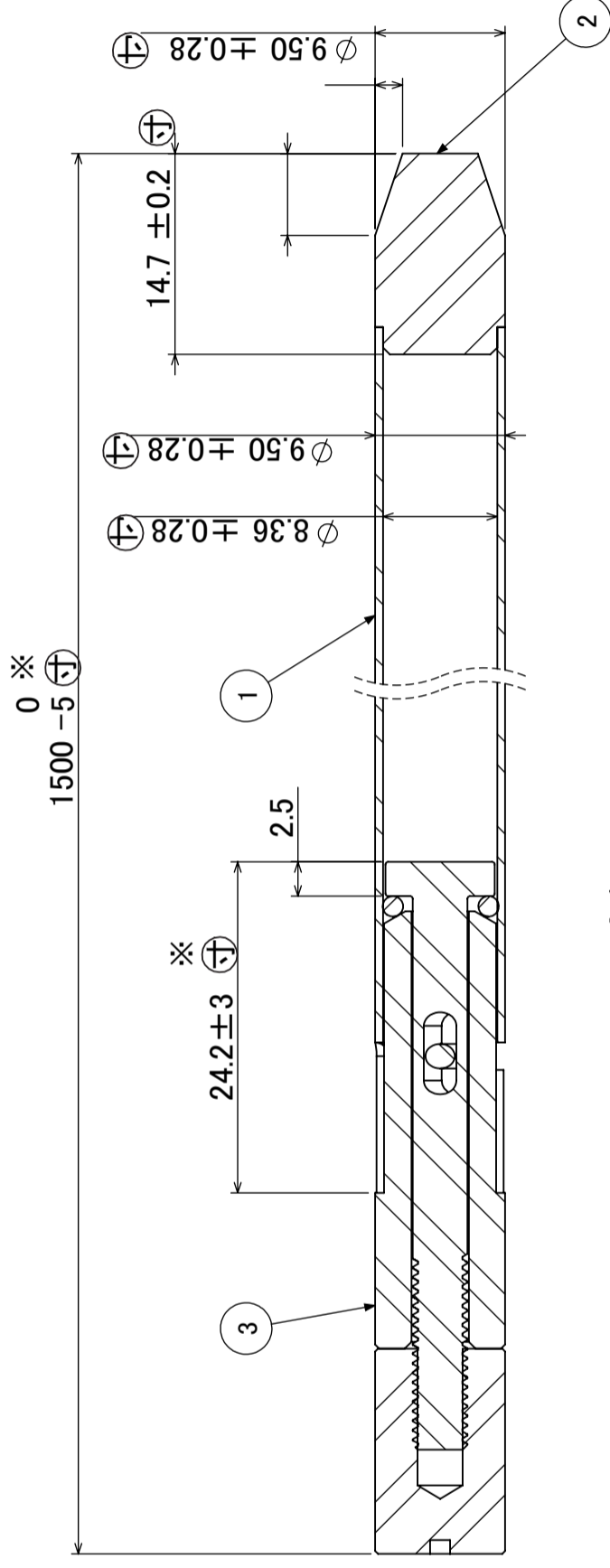


部品番号	部品名	材質	個数
1	被覆管	アルミニウム合金	1
2	下部端栓	アルミニウム合金	1
3	上部端栓	アルミニウム合金	1
4	コンクリート(ペレット)	コンクリート	1式

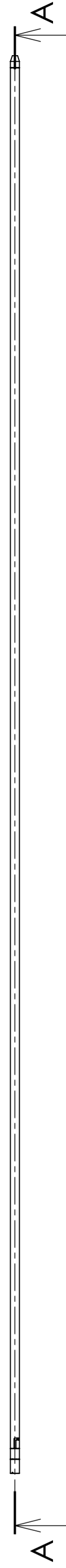


部品番号	部品名	材質
1	被覆管	ジルカロイ-4
2	下部端栓	ジルカロイ-4
3	上部端栓	部品図参照

⊕: 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。

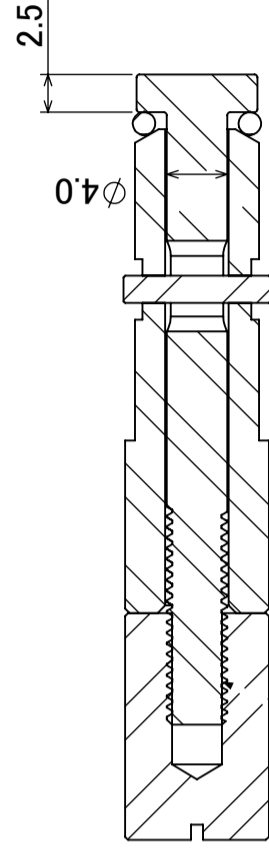
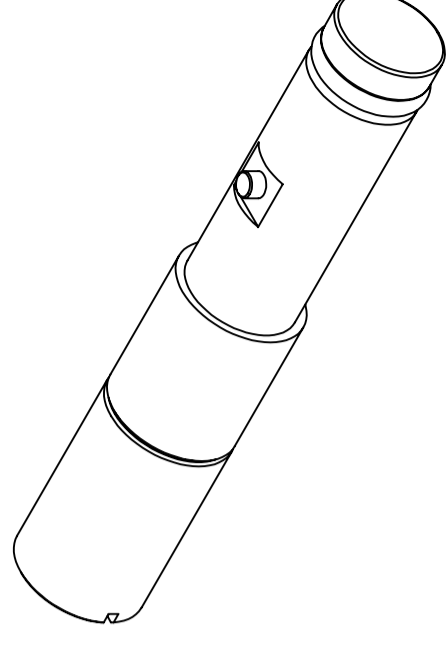
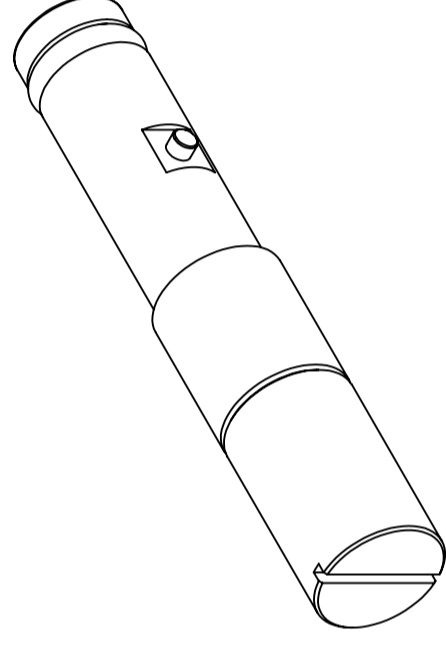
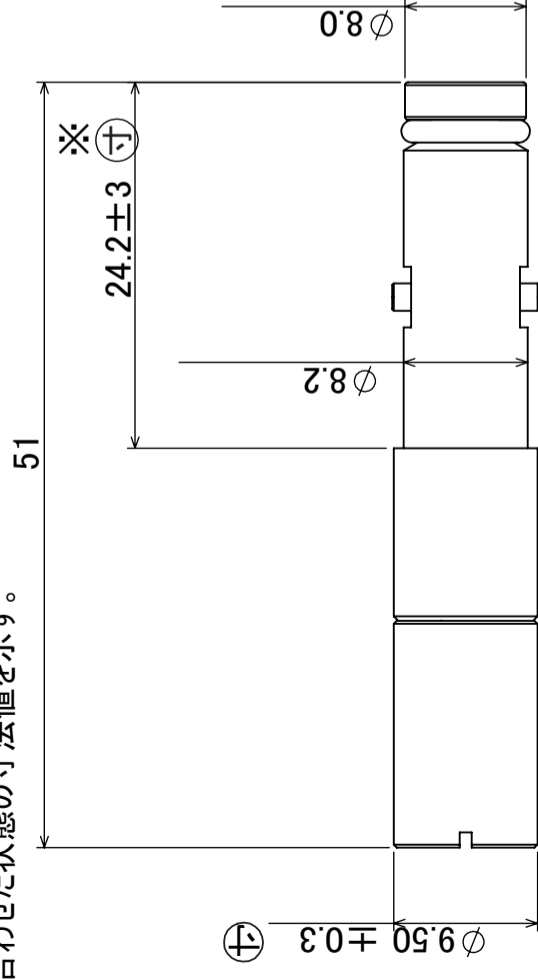


断面図A-A

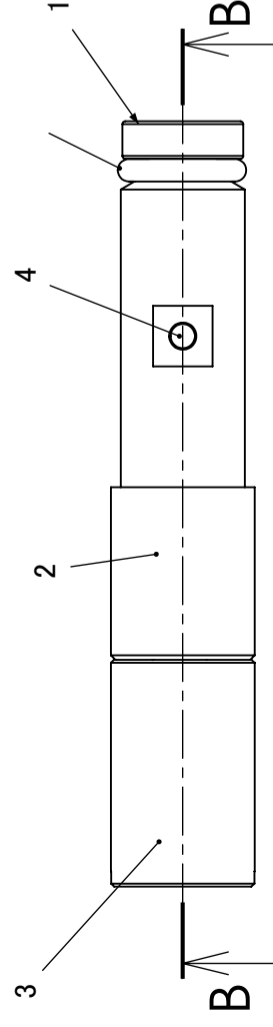


部品番号	部品名	材質	個数
1	シールシャフト	SUS304	1
2	シールキャップ	SUS304	1
3	ノブ	SUS304	1
4	ピン	SUS304	1

寸: 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。



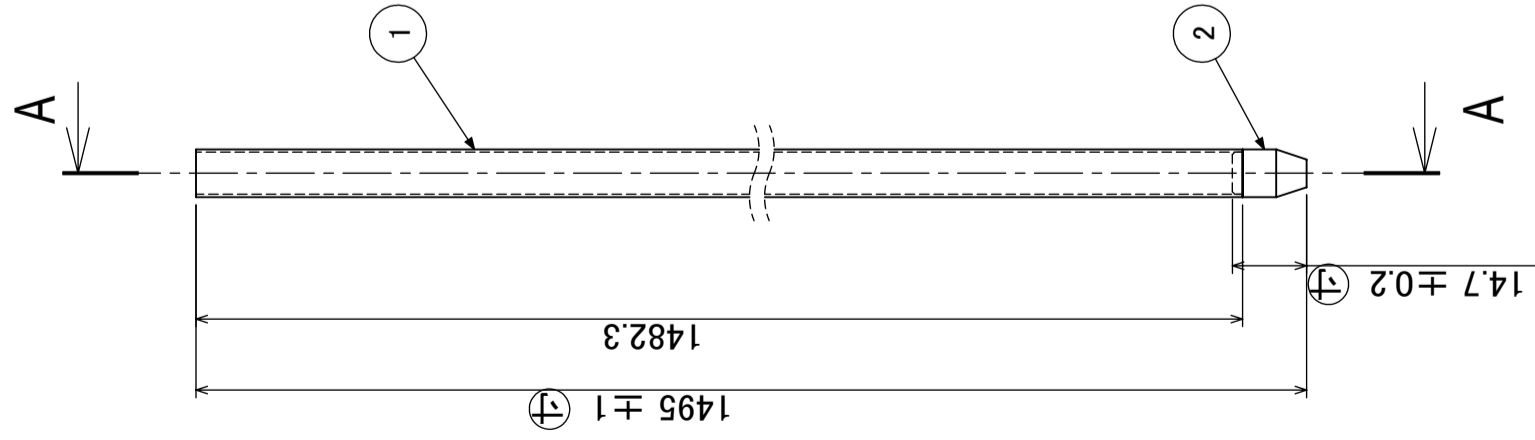
断面図 B-B



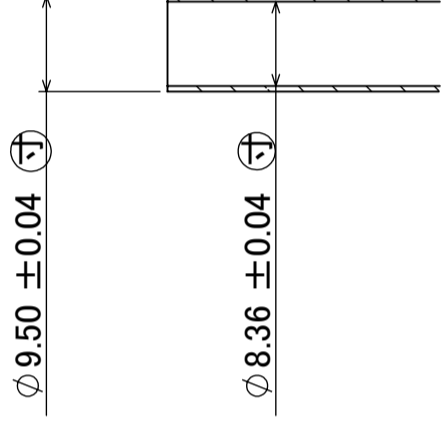
上部端栓

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

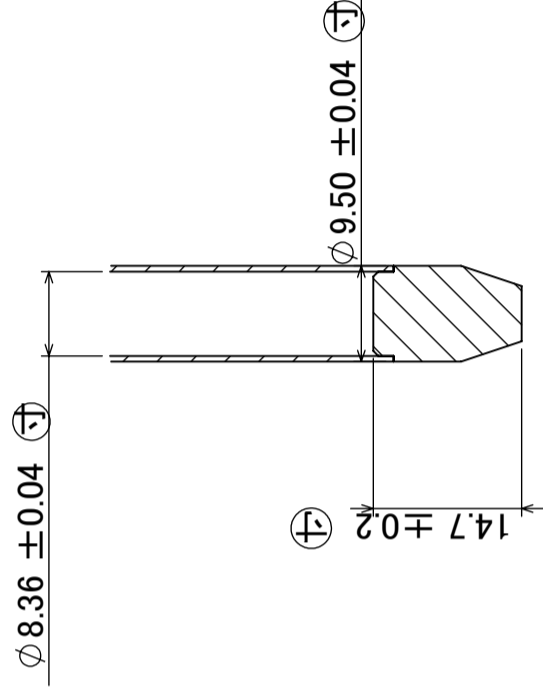
①:寸法検査の対象箇所であることを示す。



断面図 A-A



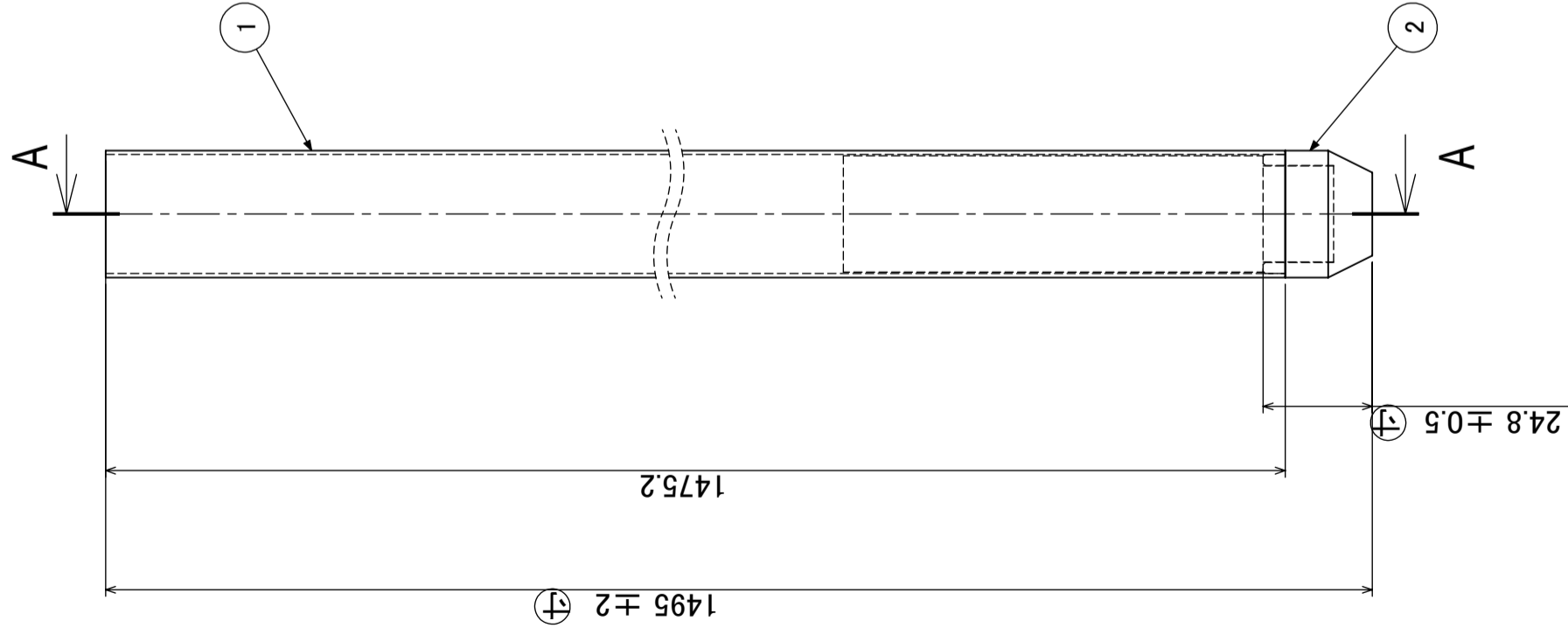
詳細図 B



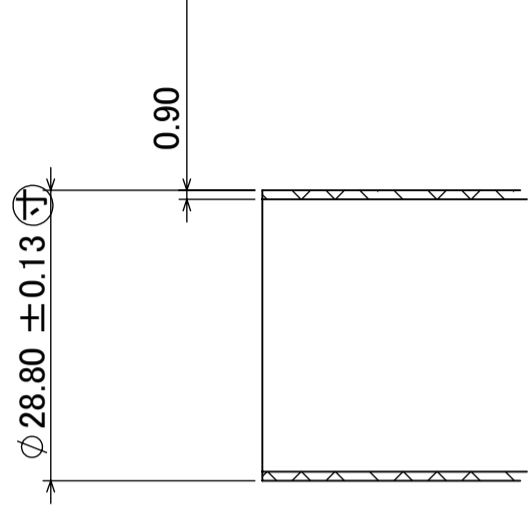
詳細図 C

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

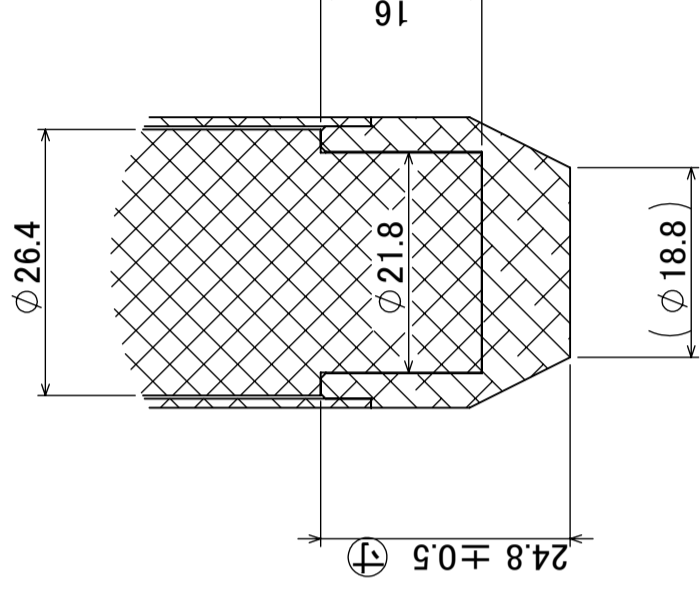
寸:寸法検査の対象箇所であることを示す。



断面図 A-A

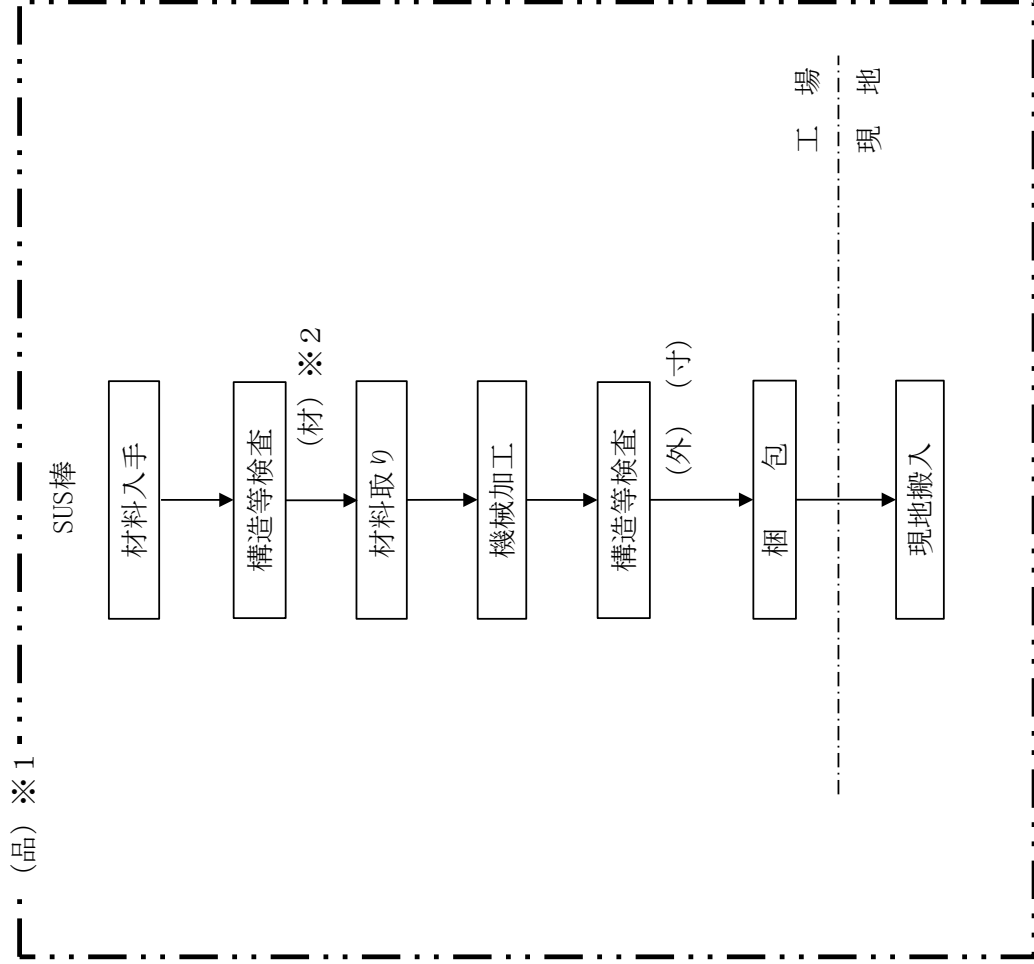


詳細図 B



詳細図 C



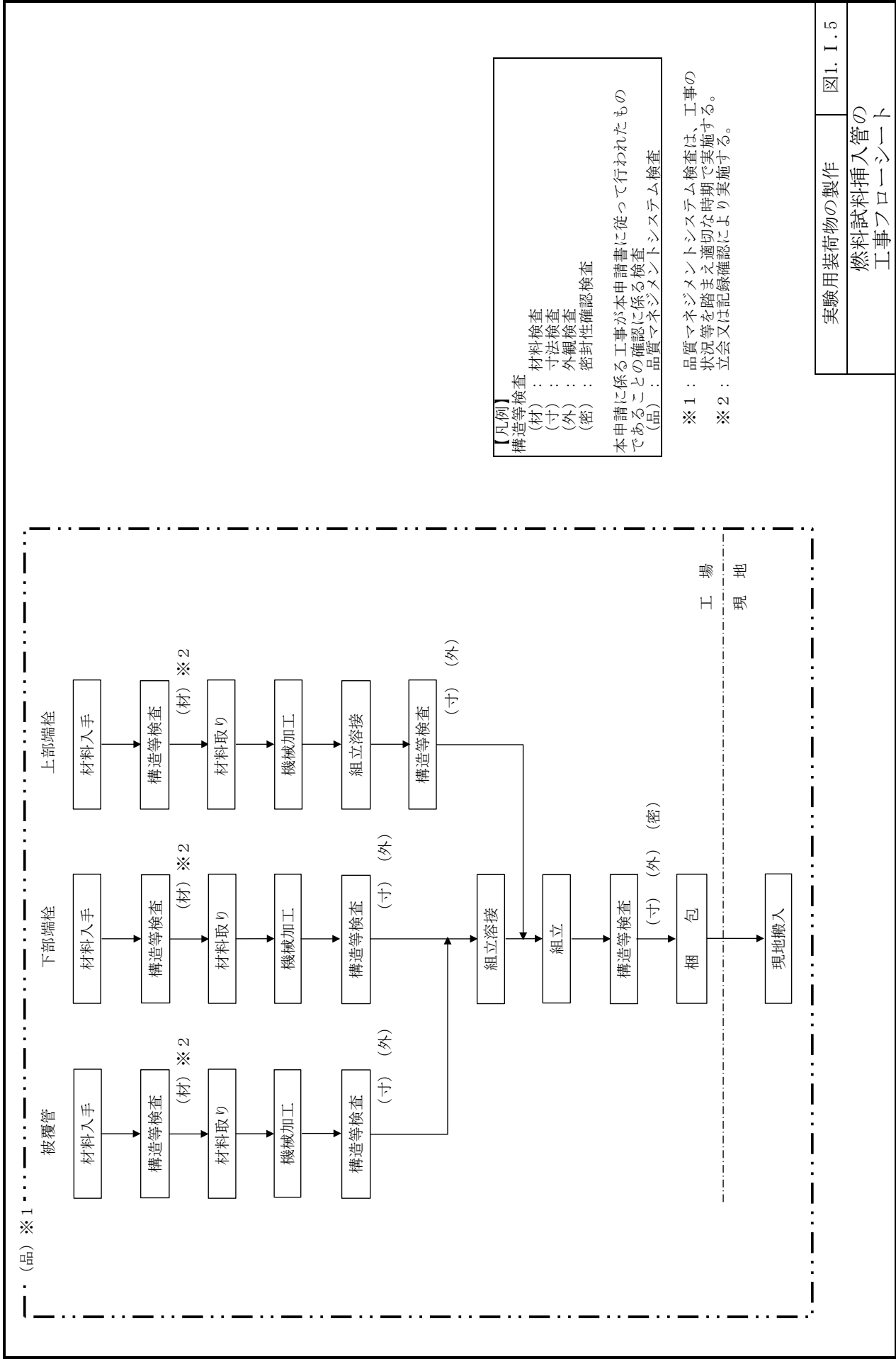


**【凡例】**  
 構造等検査  
 (材) : 材料検査  
 (寸) : 寸法検査  
 (外) : 外観検査  
 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査  
 (品) : 品質マネジメントシステム検査

- ※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	

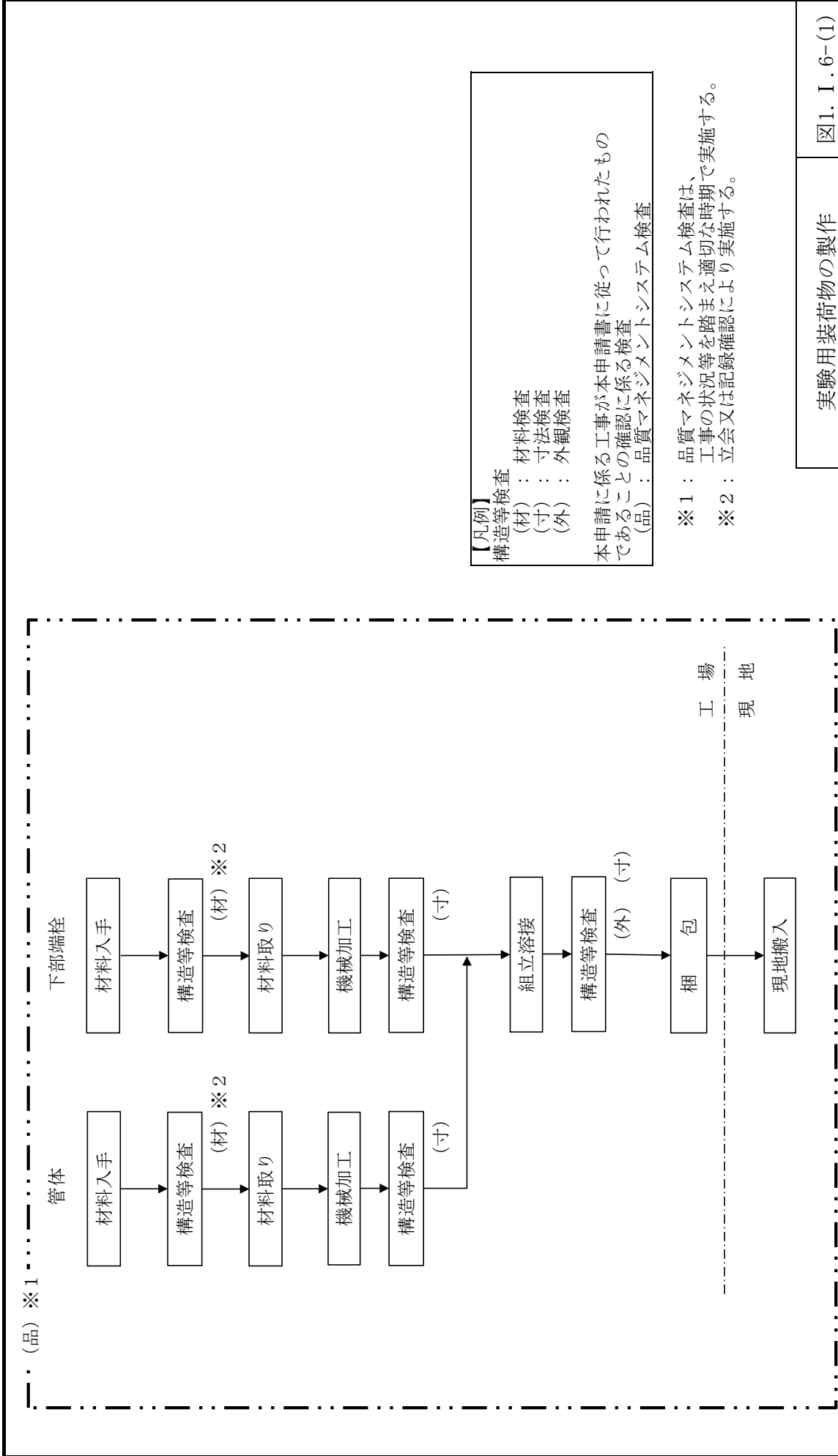




【凡例】  
 構造等検査  
 (材) : 材料検査  
 (寸) : 寸法検査  
 (外) : 外観検査  
 (密) : 密封性確認検査

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  
 (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。



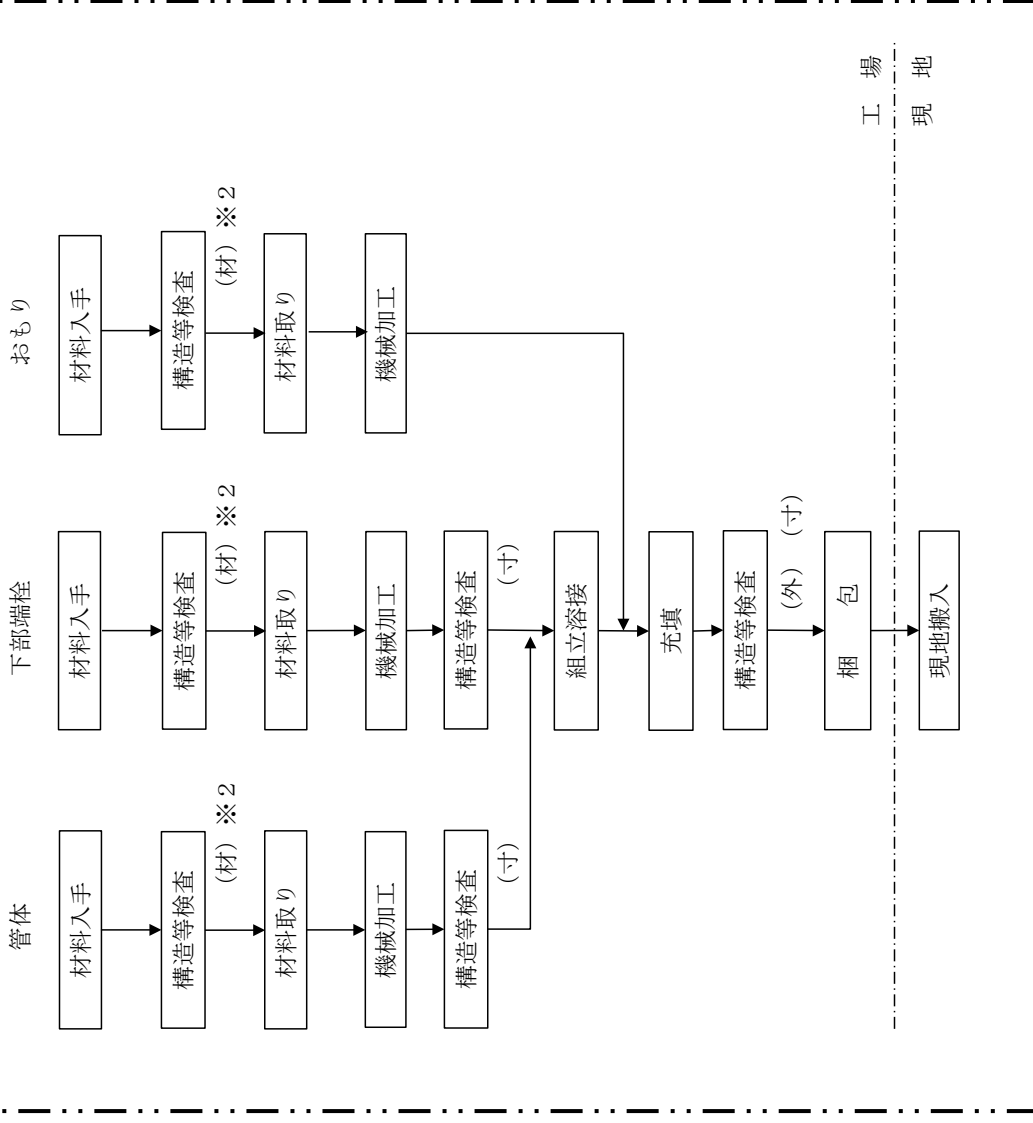
【凡例】  
 構造等検査  
 (材)：材料検査  
 (寸)：寸法検査  
 (外)：外觀検査  
 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査  
 (品)：品質マネジメントシステム検査

※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-(1)

内挿管（細）の工事フローシート

(品) ※1



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

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  
 (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	

## 第2編 原子炉本体のうち

### I. 炉心

## 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- <u>5</u>
4. 工事の方法	本-2-I- <u>6</u>
4.1 工事の方法及び手順	本-2-I- <u>6</u>
4.2 使用前事業者検査の項目及び方法	本-2-I- <u>6</u>
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- <u>6</u>
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- <u>6</u>
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- <u>7</u>

## 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

該当なし。



### 3. 設 計

#### 3. 1 設計条件

デブリ模擬炉心（1）の設計条件は、次のとおりとする。

<技術基準規則第10条（試験研究用等原子炉施設の機能）関連>

- (1) 原子炉停止系及び安全保護系の設計とあいまって、総合的な反応度フィードバックが正になる炉心でも安全に運転制御できるよう、炉心特性の範囲を制限するとともに、核的制限値を満足するように炉心を構成する。
- (2) 水位制御により原子炉の反応度を制御し、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。このとき、浸水に対し炉心の未臨界を確保するため、次の対策（運用制限）を講じる。
  - ① 構成可能な炉心は、安全板の性能とあいまって、浸水（海水による全水没）を想定しても未臨界を確保できる範囲に限定する。
  - ② 炉心構成作業は、安全板又は未臨界板が炉心に挿入されている状態で行う。なお、STACYは低出力（熱出力最大200W）であり、熱中性子束が小さいため、キセノンによる出力振動は発生しない。
- (3) 炉心は、原子炉停止系、反応度制御系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性を損なうことのない設計とする。
- (4) 燃料要素、減速材及び炉心支持構造物ほか炉心内に設置する機器等は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を安全に停止させることができる設計とする。

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、原子炉設置(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)	$6.0 \times 10^{-2}$	$2.0 \times 10^{-3}$
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 ( $\Delta k/k/^\circ C$ )	$+3.8 \times 10^{-4}$	$-3.7 \times 10^{-5}$
減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/vol\%$ )	$+3.7 \times 10^{-3}$	$-3.8 \times 10^{-3}$
棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ C$ )	$-8.5 \times 10^{-6}$	$-4.1 \times 10^{-5}$
即発中性子寿命 (s)	$8.4 \times 10^{-5}$	$6.9 \times 10^{-6}$
実効遅発 中性子割合 (-)	$8.1 \times 10^{-3}$	$6.8 \times 10^{-3}$

### 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	
	<sup>235</sup> U濃縮度	5 wt%	
	装荷本数	50本以上400本以下 ただし、140cm超の給水によっても臨界とならない場合は400本以下	
減速材、反射材		軽水（実験計画に応じて可溶性中性子吸収材（ボロン）を添加）	
制御材		減速材、反射材（軽水）に加え、安全板	
関連主要設備	計装	最大給水制限スイッチ（2系統） 給水停止スイッチ（2系統） 排水開始スイッチ（1系統）	
	制御設備	給排水系、安全板（2～4枚）	
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。

関連主要設備の計装及び制御設備は、既設のものをを用いる。

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、原子炉設置(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。評価の結果、炉心特性の範囲を逸脱する場合は、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。計算解析の方針は、添付書類「2-2 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 40cm から 140cm の範囲内で臨界を達成し、臨界を維持できることを確認する。

###### b. 反応度添加率検査

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

###### c. 最大添加反応度検査

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

d. 最大過剰反応度検査

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

e. ワンロッドスタックマージン検査

原子炉の臨界状態において、安全板1枚を残し、残りの安全板を落下させ、中性子実効増倍率を測定し、所定の核的制限値を満足することを確認する。このとき、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定めた手順に従って、保守的な評価結果が得られるよう安全板挿入時の中性子実効増倍率の解析を行い、解析範囲において中性子実効増倍率が高くなった水位（鉄製のデブリ構造材模擬体は90～140cm、コンクリート製のデブリ構造材模擬体は40～50cm）の炉心において検査を行う。

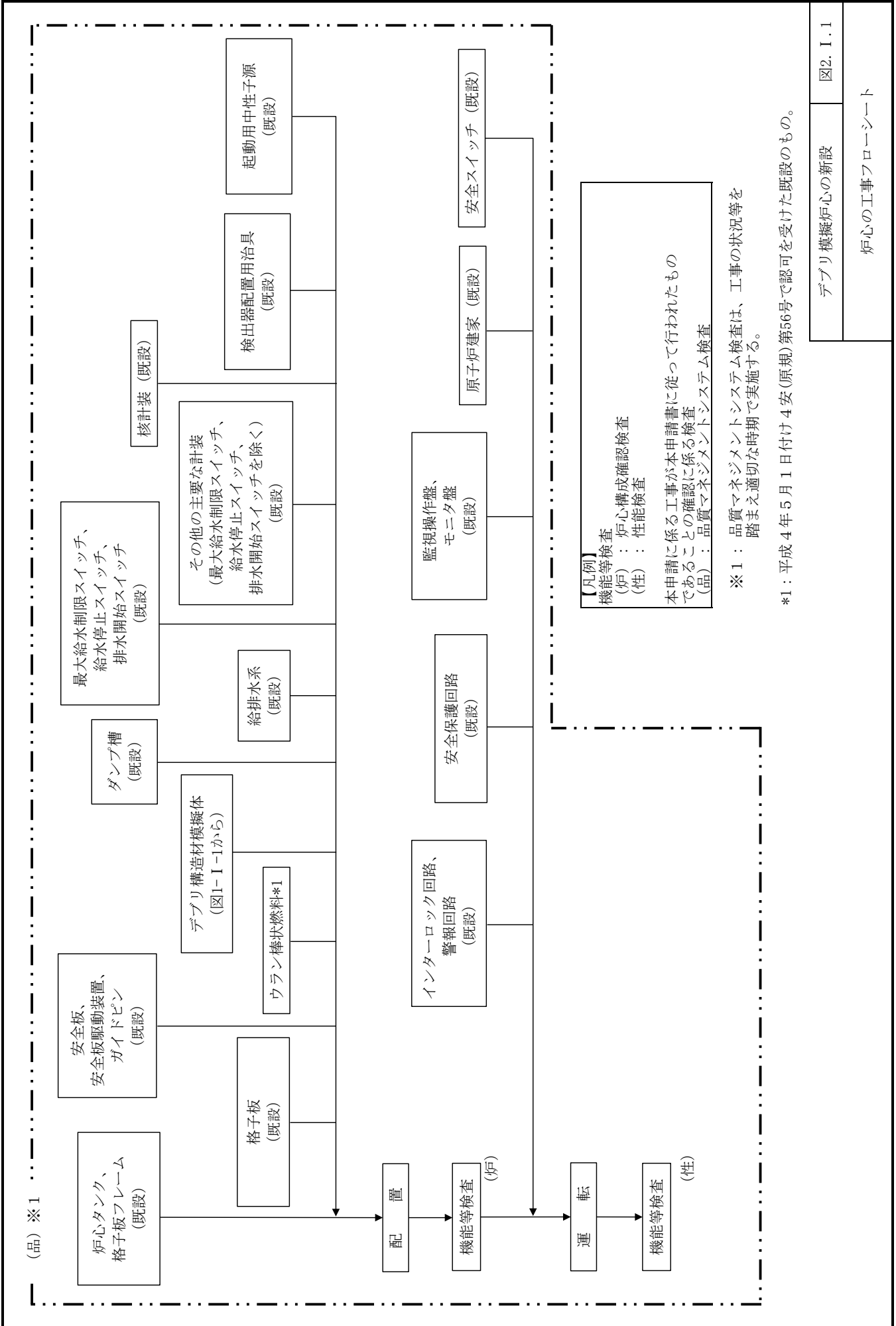
f. 原子炉停止余裕検査

原子炉の臨界状態において、全安全板を落下させ、中性子実効増倍率を測定し、所定の核的制限値を満足することを確認する。このとき、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定めた手順に従って、保守的な評価結果が得られるよう安全板挿入時の中性子実効増倍率の解析を行い、解析範囲において中性子実効増倍率が高くなった水位（鉄製のデブリ構造材模擬体は90～140cm、コンクリート製のデブリ構造材模擬体は40～50cm）の炉心において検査を行う。ただし、ワンロッドスタックマージン検査と原子炉停止余裕検査で炉心が異なる場合は、ワンロッドスタックマージン検査の炉心で行う。

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) 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。



# 工事工程表



4. 工事工程表

設 備	年 月		令和6年度				
	12	2	4	6	8	10	12
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(1). デブリ構造材模擬体 (鉄)		▽材	▽外・寸				
		▽寸					
c(2). デブリ構造材模擬体 (コンクリート)		▽材	▽寸	▽材		▽外・寸・密	
e. 燃料試料挿入管			▽材	▽外・寸		▽外・寸・密	
f(1). 内挿管 (細)			▽材	▽寸		▽外・寸	
f(2). 内挿管 (太)			▽材	▽寸		▽外・寸	
第2編 原子炉本体							
I. 炉心							
ロ. デブリ模擬炉心 (1)				▽性※1 ▽炉※1			▽性※2 ▽炉※2

検査場所：..... 工場、—— 現地

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

材：材料検査、外：外観検査、寸：寸法検査、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

品：品質マネジメントシステム検査※3

※1：デブリ構造材模擬体（鉄）を装荷した炉心で検査を実施する。

※2：デブリ構造材模擬体（コンクリート）を装荷した炉心で検査を実施する。

※3：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。

注記2： デブリ構造材模擬体（鉄）及びデブリ模擬炉心（1）のうちデブリ構造材模擬体（鉄）を使用する代表的な炉心は、試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等

に関する規則（以下「規則」という。）第3条の4（使用前確認を要しない場合）第1号に基づく、試験使用承認を受けて性能検査を行う。その後、デブリ構造材模擬体（鉄）及びデブリ構造材模擬体（鉄）を使用するデブリ模擬炉心（1）は、燃料デブリに係る臨界データの早期取得に資するため、規則第3条の4第3号に基づく、一部使用承認を受けて使用する。

燃料試料挿入管、内挿管（細）及び内挿管（太）は、デブリ構造材模擬体（鉄）及びデブリ構造材模擬体（鉄）を使用するデブリ模擬炉心（1）が一部使用承認を受けて使用を開始した後、燃料デブリに係る臨界データの早期取得に資するため、一部使用承認を受けて使用する。燃料試料挿入管、内挿管（細）及び内挿管（太）は、運転に先立ち、計算解析により、炉心に装荷した場合に核的制限値を満足できることを原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定めた手順に沿って確認する。

デブリ構造材模擬体（コンクリート）及びデブリ模擬炉心（1）のうちデブリ構造材模擬体（コンクリート）を使用する代表的な炉心は、規則第3条の4第1号に基づく試験使用承認を受けて性能検査を行う。その後、デブリ構造材模擬体（鉄、コンクリート）、燃料試料挿入管、内挿管（細）及び内挿管（太）並びにそれらを使用するデブリ模擬炉心（1）は、規則第3条の3（使用前確認の申請）に基づく、使用前確認を受けて使用する。燃料試料挿入管、内挿管（細）及び内挿管（太）は、運転に先立ち、計算解析により、炉心に装荷した場合に核的制限値を満足できることを原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定めた手順に沿って確認する。

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。設計及び工事に係る品質管理等の説明書を別紙 2 に示す。

別紙2

設計及び工事に係る品質管理等についての説明書

本申請に係る設計及び工事に係る品質管理の方法等は、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23条（設置の許可）第2項第9号に係る基準として定められた「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を踏まえて策定した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）（以下「品質マネジメント計画書」という。）により、設計及び工事の品質管理を行う。

なお、今後「品質マネジメント計画書」が変更された際には、変更後の「品質マネジメント計画書」に基づき品質管理を行うものとする。

品質マネジメントシステム文書

文書番号

QS - P10






改訂番号

11 (2022年8月24日改訂)

管理外文書

原子力科学研究所  
原子炉施設及び核燃料物質使用施設等  
品質マネジメント計画書

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

文書番号	QS-P10	文書名	原子力科学研究所 原子炉施設及び核燃料物質使用施設等 品質保証計画書		
承認年月日		承認	確認		作成
2017年 3月 3/日				 	

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

## 目次

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



日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

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

日本原子力研究開発機構		文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書			
制定日: 2017年4月1日		改訂日: 2022年8月24日	
改訂番号:11			

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

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名	原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書	
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

## 1. 目的

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

## 2. 適用範囲

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

## 3. 定義

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

### (1) 本部

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

### (2) 部長

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

## 4. 品質マネジメントシステム

### 4.1 一般要求事項

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

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

a) 原子炉施設等、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度

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

c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

計画され、若しくは実行された場合に起こり得る影響

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

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

る自己満足を戒めている。

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

#### 4.2 文書化に関する要求事項

##### 4.2.1 一般

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

(1) 品質方針及び品質目標

(2) 一次文書

本品質マネジメント計画書

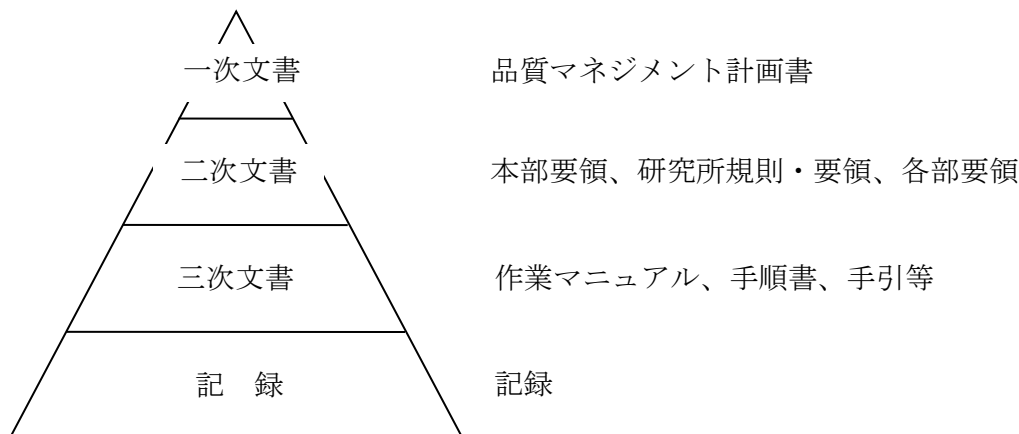
(3) 二次文書

この計画書が要求する手順及び組織が必要と判断した規則等の文書及び記録

(4) 三次文書

組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、二次文書以外に組織が必要と判断した指示書、図面等を含む文書及び記録

日本原子力研究開発機構		文書番号:QS-P10
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11



文書体系図

#### 4.2.2 品質マネジメント計画書

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

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

#### 4.2.3 文書管理

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

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

(2) 安全管理部長は、本部の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所文書及び記録の管理要領」を定め、部長は、各部の文書及び記録の管理要領を定め、次に掲げる業務に必要な管理の手順を規定する。

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

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

- d) 文書の変更内容の識別及び最新の改定版の識別を確実にする。
- e) 該当する文書の最新の改定版又は適切な版が、必要なときに、必要などころで使用可能な状態にあることを確実にする。
- f) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
- g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。
- h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切に識別し、管理する。
- i) 文書の改定時等の必要な時に文書作成時に使用した根拠等が確認できるようにする。

#### 4.2.4 記録の管理

- (1) 安全管理部長、契約部長、統括監査の職、所長、部長及び課長は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。
- (2) 安全管理部長は、本部の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所文書及び記録の管理要領」を定め、部長は、各部の文書及び記録の管理要領を定め、次に掲げる管理の手順を規定する。
  - a) 記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する管理を行う。
  - b) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。

### 5. 経営者等の責任

#### 5.1 経営者の関与

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

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

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

## 5.2 原子力の安全の重視

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

## 5.3 品質方針

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

- a) 組織の目的及び状況に対して適切である。
- b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対して責任を持って関与することを含む。
- c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
- d) 組織全体に伝達され、理解される。
- e) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。

## 5.4 計画

### 5.4.1 品質目標

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

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

### 5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

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



日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

程度及び必要な処置を含む。)

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

## 5.5 責任、権限及びコミュニケーション

### 5.5.1 責任及び権限

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

#### (1) 理事長

理事長は、原子炉施設等の保安に係る業務を総理する。

#### (2) 統括監査の職

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

#### (3) 管理責任者

管理責任者は、監査プロセスにおいては統括監査の職、本部（監査プロセスを除く。）においては安全・核セキュリティ統括本部担当理事、研究所においては原子力科学研究所担当理事（以下「研究所担当理事」という。）とする。各管理責任者は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを管理し、維持すること等を確実にする責任と権限を有する。（5.5.2 参照）

#### (4) 安全・核セキュリティ統括本部長

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

#### (5) 安全管理部長

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

#### (6) 契約部長

契約部長は、原子炉施設等の調達管理に関する本部契約に係る業務を行う。

#### (7) 研究所担当理事

研究所担当理事は、理事長を補佐し、原子炉施設等の保安に係る業務を統理する。

#### (8) 原子炉主任技術者

原子炉主任技術者は、所掌する原子炉施設の運転に関する保安の監督を行う。

#### (9) 所長

所長は、原子炉施設等の保安に係る業務を統括する。

#### (10) 核燃料取扱主任者

核燃料取扱主任者は、所掌する使用施設等に関する保安の監督を行う。

#### (11) 廃止措置施設保安主務者

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

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

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

#### 5.5.2 管理責任者

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

- a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。
- b) 品質マネジメントシステムの実施状況及び改善の必要性の有無について、理事長に報告する。
- c) 組織全体にわたって、安全文化を育成し、維持することにより、原子力の安全を確保するための認識を高めることを確実にする。
- d) 関係法令を遵守する。

#### 5.5.3 管理者

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

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

務の実施状況を監視測定する。

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

#### 5.5.4 内部コミュニケーション

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

#### 5.6 マネジメントレビュー

##### 5.6.1 一般

- (1) 理事長は、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするために、「マネジメントレビュー実施要領」に基づき、年1回以上(年度末及び必要に応じて)、マネジメントレビューを実施する。
- (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。

##### 5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

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

日本原子力研究開発機構	文書番号: QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号: 11

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

## 6. 資源の運用管理

### 6.1 資源の確保

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

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

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

## 6.2 人的資源

### 6.2.1 一般

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

### 6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

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

## 6.3 インフラストラクチャ

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

## 6.4 作業環境

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

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

## 7. 業務の計画及び実施

### 7.1 業務の計画

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

### 7.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項に関するプロセス

#### 7.2.1 業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化

所長、部長及び課長は、次の事項を「7.1 業務の計画」において明確にする。

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

#### 7.2.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項のレビュー

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

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

- b) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
- c) 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。
- (3) このレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。
- (4) 所長、部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改定する。また、変更後の要求事項が関連する要員に理解されていることを確実にする。

#### 7.2.3 外部とのコミュニケーション

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

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

#### 7.3 設計・開発

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

##### 7.3.1 設計・開発の計画

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

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

更する。

### 7.3.2 設計・開発へのインプット

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、原子炉施設等の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。インプットには次の事項を含める。
  - a) 機能及び性能に関する要求事項
  - b) 適用可能な場合は、以前の類似した設計から得られた情報
  - c) 適用される法令・規制要求事項
  - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 担当部長又は課長は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいではなく、かつ、相反することがないようにする。

### 7.3.3 設計・開発からのアウトプット

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプット（機器等の仕様等）は、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式により管理する。また、次の段階に進める前に、承認をする。
- (2) 担当部長又は課長は、設計・開発のアウトプット（機器等の仕様等）は、次の状態とする。
  - a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
  - b) 調達、業務の実施及び原子炉施設等の使用に対して適切な情報を提供する。
  - c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。
  - d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設等の特性を明確にする。

### 7.3.4 設計・開発のレビュー

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおり（7.3.1参照）に体系的なレビューを行う。
  - a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
  - b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。
- (2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。
- (3) 担当部長又は課長は、設計・開発のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。

### 7.3.5 設計・開発の検証

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットとして与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおり（7.3.1参照）に検証を実施する。
- (2) 担当部長又は課長は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。
- (3) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。



日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

- (4) 設計・開発を外部委託した場合には、担当部長又は課長は、仕様書で与えている要求事項を満たしていることを確実にするために、仕様書と受注者が実施した設計・開発の結果（受注者から提出される承認図書類）とを対比して検証を実施する。

#### 7.3.6 設計・開発の妥当性確認

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設等又は個別業務が、規定された性能、指定された用途又は意図された用途に係る要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法（7.3.1参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、当該原子炉施設等の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合は、当該原子炉施設等の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。
- (2) 担当部長又は課長は、実行可能な場合はいつでも、原子炉施設等を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。
- (3) 担当部長又は課長は、設計・開発の妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。

#### 7.3.7 設計・開発の変更管理

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、その記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。
- (2) 担当部長又は課長は、変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。
- (3) 担当部長又は課長は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設等を構成する要素（材料又は部品）及び関連する原子炉施設等に及ぼす影響の評価を行う。
- (4) 担当部長又は課長は、変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。

### 7.4 調達

所長は、調達する製品又は役務（以下「調達製品等」という。）の調達を適切に実施するため、「原子力科学研究所調達管理要領」を定め、次の事項を管理する。また、契約部長は、供給先の評価・選定に関する要領を定め、本部契約に関する業務を実施する。

#### 7.4.1 調達プロセス

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

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

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

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

#### 7.4.2 調達要求事項

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

#### 7.4.3 調達製品等の検証

- (1) 部長及び課長は、調達製品等が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を仕様書に定めて、次の事項のうち該当する方法で検証を実施する。
  - a) 受入検査（記録確認を含む。）
  - b) 立会検査（供給者先、現地）
  - c) その他（書類審査、受注者監査）

日本原子力研究開発機構	文書番号: QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号: 11

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

## 7.5 業務の実施

部長及び課長は、業務の計画（7.1 参照）に従って、次の事項を実施する。

### 7.5.1 個別業務の管理

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

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

### 7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 部長及び課長は、業務実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能な場合には、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。これらのプロセスには、業務が実施されてからでしか不具合が顕在化しないようなプロセスが含まれる。
- (2) 部長及び課長は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。
- (3) 部長及び課長は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する(4.2.4 参照)。
- (4) 部長及び課長は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ管理の方法を個別業務の計画の中で明確にする。
  - a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
  - b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法
  - c) 妥当性確認の方法（所定の方法及び手順を変更した場合の再確認を含む。）
  - d) 記録に関する要求事項

### 7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ

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

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

#### 7.5.4 組織外の所有物

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

#### 7.5.5 調達製品の保存

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

### 7.6 監視機器及び測定機器の管理

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

- (1) 部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項への適合性を実証するために、実施すべき監視及び測定を個別業務の計画の中で明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。
- (2) 部長及び課長は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にする。
- (3) 部長及び課長は、測定値の正当性を保証しなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たすようにする。
  - a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレース可能な計量標準に照らして校正又は検証する。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録し、管理する（4.2.4参照）。
  - b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。
  - c) 校正の状態が明確にできる識別をする。
  - d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。
  - e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。
- (4) 部長及び課長は、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する（4.2.4参照）。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設等に対して、適切な処置を行う。
- (5) 部長及び課長は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。
- (6) 部長及び課長は、規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアを組み込んだシステムが意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

## 8. 評価及び改善

### 8.1 一般

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

- a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。
- b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
- c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) 監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。

### 8.2 監視及び測定

#### 8.2.1 組織の外部の者の意見

(1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力の安全を確保しているかどうかに関して組織の外部の者がどのように受けとめているかについての情報を外部コミュニケーション（7.2.3 参照）により入手し、監視する。

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

#### 8.2.2 内部監査

(1) 理事長は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを確認するため、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、統括監査の職に内部監査を実施させる。

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

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

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

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

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

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

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

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

#### 8.2.3 プロセスの監視及び測定

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

#### 8.2.4 検査及び試験

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

- (1) 部長及び課長は、原子炉施設等の要求事項が満たされていることを検証するために、個別業務の計画(7.1 参照)に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。
- (2) 検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する (4.2.4 参照)。
- (3) 記録には、リリース(次工程への引渡し)を正式に許可した人を明記する。
- (4) 個別業務の計画で決めた検査及び試験が支障なく完了するまでは、当該機器等や原子炉施設等を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画に定める手順により承認する場合は、この限りでない。
- (5) 原子力施設検査室長は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。また、自主検査及び試験を行う部長及び課長は、自主検査等の検査及び試験要員について、これを準用する。

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

### 8.3 不適合管理

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

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

### 8.4 データの分析及び評価

- (1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、表 8.4 に示すデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定（8.2 参照）の結果から得られたデータ及びそれ以外の不適合管理（8.3 参照）等の情報源からのデータを含める。
- (2) 前項のデータの分析及びこれらに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。
  - a) 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析より得られる知見（8.2.1 参照）

日本原子力研究開発機構	文書番号: QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号: 11

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



日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2022年8月24日	改訂番号:11

る。

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

#### 8.5.3 未然防止処置

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

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

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

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

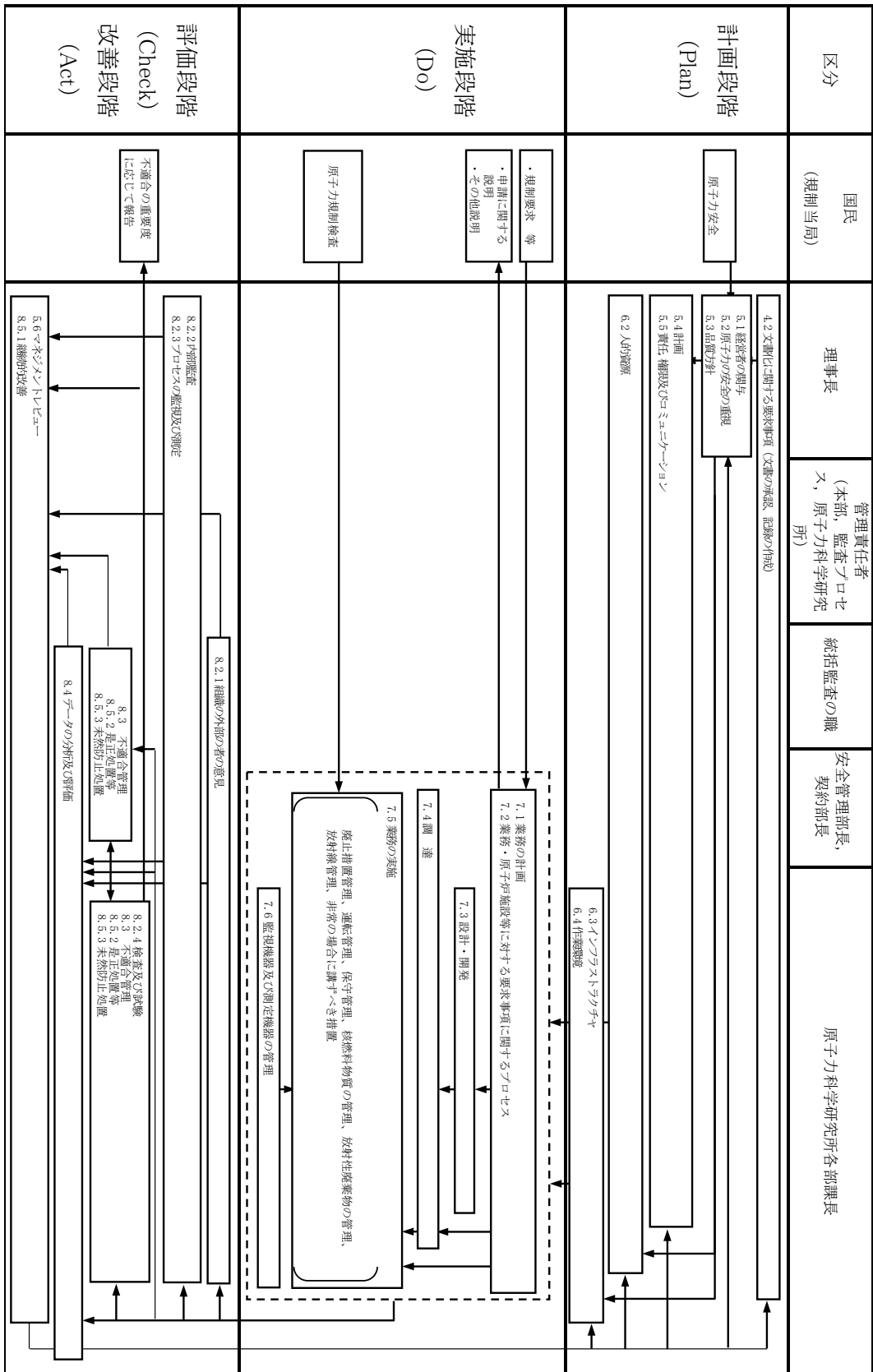


図 4.1 品質マネジメントシステム体系図

4. 品質マネジメントシステム(4.1 一般要求事項)

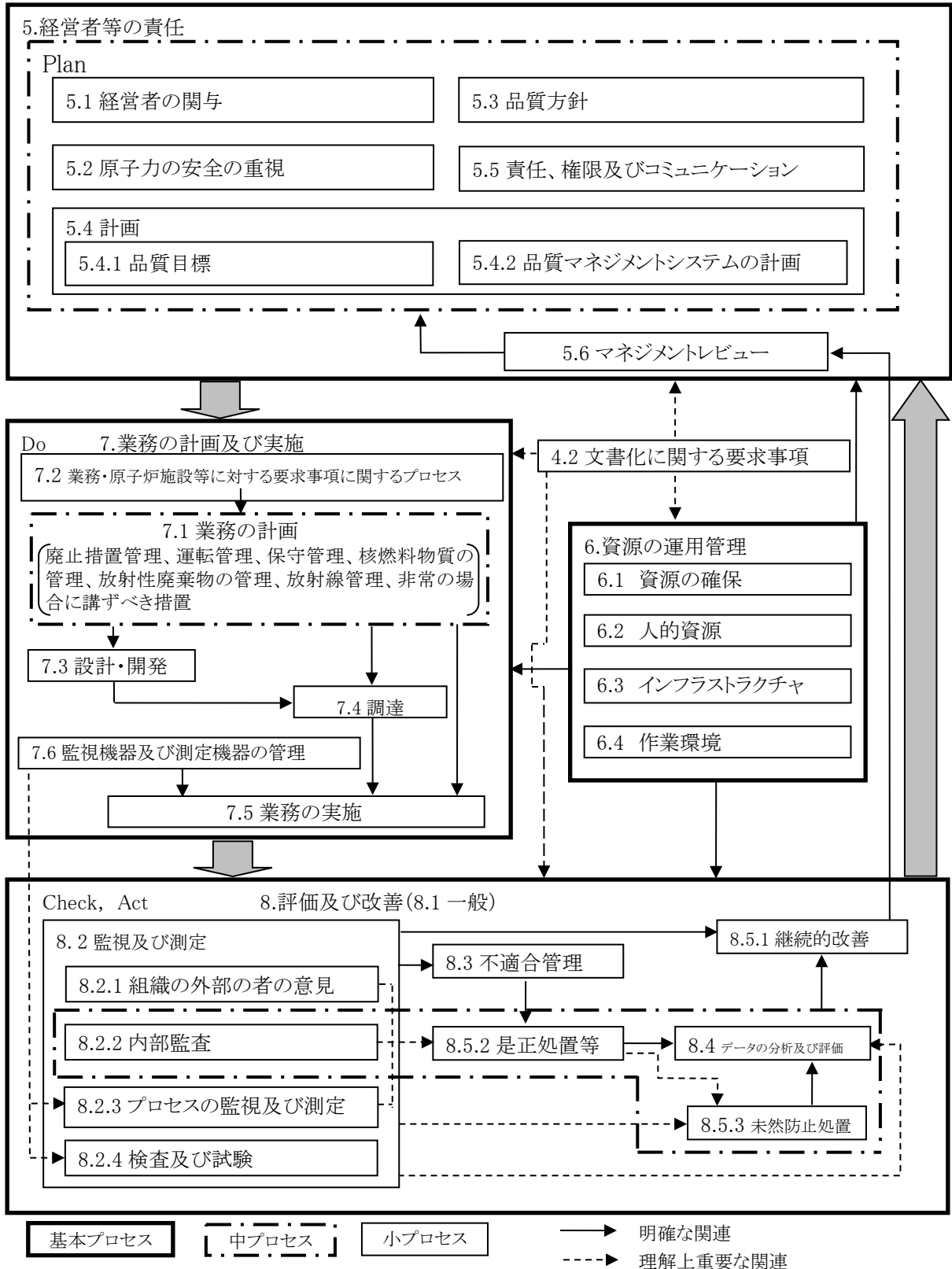


図4.2 品質マネジメントシステムプロセス関連図

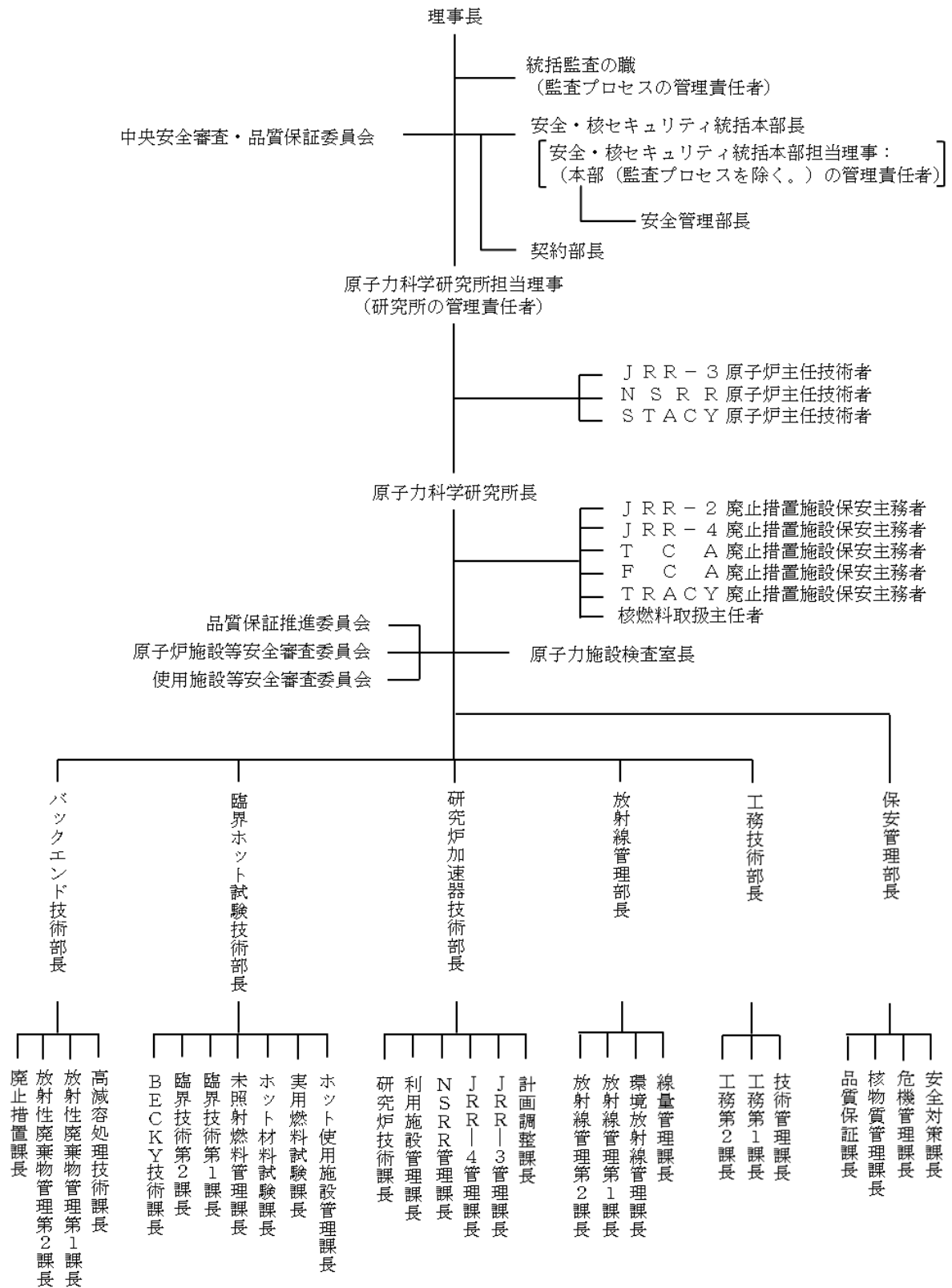


図 5.5.1 保安管理組織図

表 4.2.1 品質マネジメントシステム文書

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

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

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

表 8.2.3 品質マネジメントシステムのプロセスの実施状況評価

監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法と頻度	
品質マネジメントシステム	理事長	品質方針、品質目標の設定及び実施状況	品質目標の達成状況	マネジメントレビューの会議	
	所長			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
		課長 線量管理課長	放射線業務従事者の線量限度の管理	放射線業務従事者の被ばく状況	所長へ報告 四半期ごと
	非常の場合に講ずべき措置	課長 危機管理課長	訓練の計画の設定及び実施	訓練の実施状況	所長へ報告 四半期ごと 半期ごと
	改善のプロセス	理事長	品質マネジメントシステムの適合性の確保、有効性の改善	品質マネジメント活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上、又は必要に応じて
不適合管理状況				マネジメントレビューの会議	



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"> <li>・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・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</li> <li>・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領</li> </ul>	(b)
施設の運転状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・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</li> <li>・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領</li> </ul>	(b)
保守管理の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・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</li> <li>・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領</li> </ul>	(b) (c)
核燃料物質の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul>	(b)
放射性固体廃棄物の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・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</li> <li>・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・原子力科学研究所放射線安全取扱手引</li> </ul>	(b)
放射性気体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・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</li> <li>・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領</li> </ul>	(b)
放射性液体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・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</li> <li>・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・原子力科学研究所放射線安全取扱手引</li> </ul>	(b)
放射線業務従事者の被ばく状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領</li> <li>・原子力科学研究所放射線安全取扱手引</li> </ul>	(b)
訓練の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保安管理部教育・訓練管理要領</li> <li>・放射線管理部教育・訓練管理要領</li> <li>・工務技術部教育・訓練管理要領</li> <li>・研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領</li> <li>・臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領</li> </ul>	(b) (c)

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

添付書類

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

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

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

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

2-1 実験用装荷物の耐震計算方針書

2-2 デブリ模擬炉心についての評価書

2-2-(1) 炉心の核的設計計算書作成の基本方針

2-2-(2) デブリ模擬炉心(1)の核的設計計算

添付書類

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

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書



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

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性																																						
<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>【添八 1.3 耐震設計方針 1.3.1 基本方針】</p> <p>(1) STACY施設は、地震により発生するおそれのある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度(以下「耐震重要度」という。)に応じて分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。また、必要に応じ、地震によるタンク又は容器内の液体の揺動の影響について適切に考慮するものとする。</p> <p>(2) 建物・構築物は、耐震重要度に応じて定める地震力が作用した場合においても当該施設を十分に支持することができる地盤に設置する。</p> <p>(3) 静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるよう設計する。</p> <p>(4) Bクラスの各施設は、共振するおそれのないように設計する。</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> <p><u>デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管の設計条件は、次のとおりとする。</u></p> <p>&lt;技術基準規則第6条(地震による損傷の防止) 関連&gt;</p> <p>(1) <u>共振するおそれのない設計とする。なお、装荷した状態におけるデブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、炉心支持構造物に固定されていないが、固定されているとして評価した場合でも固有振動数は20Hz以上であり、共振するおそれがないことを確認している。</u></p> <p>(2) <u>Bクラスの静的地震力と地震力以外の荷重を組み合わせ(地震による軽水の揺動で生じる実験用装荷物に対する付加荷重を含む。)、その結果発生する応力が、安全上適切と認められる規格及び基準(JEAG-4601 補-1984等)を参考に設定される許容限界を超えず、おおむね弾性状態に留まるよう耐震設計を行う。</u></p>	<p>実験用装荷物の設計条件及び設計仕様は、<u>原子炉設置(変更)許可申請書</u>に記載された内容に整合するものである。</p>																																						
<p>第1.3-1表(1) STACY施設の耐震重要度分類</p>																																								
<p>耐震クラス</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <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<sup>※1</sup></th> <th>クラス</th> <th>支援設備<sup>※2</sup></th> <th>クラス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">B</td> <td>STACYの緊急停止のために急激に負の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>S<sub>B</sub><sup>※3</sup></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>計測制御系統施設(最大給水制限スイッチ<sup>※1</sup>、給水停止スイッチ<sup>※1</sup>、排水開始スイッチ<sup>※1</sup>、安全保護系の核計装設備) 炉心タンク 格子板フレーム、格子板 実験設備(実験用装荷物<sup>※2</sup>)</td> <td>B</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>炉室</td> <td>S<sub>B</sub><sup>※3</sup></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></td> <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>核燃料物質貯蔵設備(Pu保管ビット本体)</td> <td>B</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>実験棟A</td> <td>S<sub>B</sub><sup>※3</sup></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	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 <sup>※1</sup>	クラス	支援設備 <sup>※2</sup>	クラス	B	STACYの緊急停止のために急激に負の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 <sub>B</sub> <sup>※3</sup>			計測制御系統施設(最大給水制限スイッチ <sup>※1</sup> 、給水停止スイッチ <sup>※1</sup> 、排水開始スイッチ <sup>※1</sup> 、安全保護系の核計装設備) 炉心タンク 格子板フレーム、格子板 実験設備(実験用装荷物 <sup>※2</sup> )	B	—	—	炉室	S <sub>B</sub> <sup>※3</sup>	*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	核燃料物質貯蔵設備(Pu保管ビット本体)	B	—	—	実験棟A	S <sub>B</sub> <sup>※3</sup>		
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 <sup>※1</sup>	クラス	支援設備 <sup>※2</sup>	クラス																																				
B	STACYの緊急停止のために急激に負の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 <sub>B</sub> <sup>※3</sup>																																	
		計測制御系統施設(最大給水制限スイッチ <sup>※1</sup> 、給水停止スイッチ <sup>※1</sup> 、排水開始スイッチ <sup>※1</sup> 、安全保護系の核計装設備) 炉心タンク 格子板フレーム、格子板 実験設備(実験用装荷物 <sup>※2</sup> )	B	—	—	炉室	S <sub>B</sub> <sup>※3</sup>	*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	核燃料物質貯蔵設備(Pu保管ビット本体)	B	—	—	実験棟A	S <sub>B</sub> <sup>※3</sup>																																	
<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>																																								
<p>【添八別1 6. 実験設備 6.1.2 設計方針】</p> <p>(10) <u>実験用装荷物は、適切な方法により試験及び検査ができる設計とする。</u></p>	<p>&lt;技術基準規則第11条(機能の確認等) 関連&gt;</p> <p>(1) <u>デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、安全機能として「炉心の形成」が求められているため、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管に格子板に装荷できないほどの有意な変形があってはならない。また、デブリ構造材模擬体(コンクリート)、内挿管及び燃料試料挿入管の内部への浸水防止並びに燃料試料挿入管からの放射性物質の漏えい防止のために有意な傷があってはならない。そのため、安全を確保する上で必要な機能の確認をするための検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守のために、有意な変形、有意な傷がないことを目視により確認できる設計とする。</u></p>																																							

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性												
<p>【本文】</p> <p>3. 試験研究用等原子炉の型式、熱出力及び基数</p> <table border="1" data-bbox="172 447 1279 541"> <thead> <tr> <th>原子炉の名称</th> <th>型式</th> <th>熱出力</th> <th>基数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>STACY</td> <td>濃縮ウラン燃料軽水減速型</td> <td>200 W</td> <td>1</td> </tr> </tbody> </table> <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>(1) 試験研究用等原子炉の炉心</p> <p>(i) 構造 (省略)</p> <p>(ii) 燃料体(棒状燃料)の最高燃焼度及び最大挿入量</p> <p>a. 最高燃焼度</p> <p>最大積算出力については、1運転当たり0.1kW・h、週間0.3kW・h、年間3kW・hであり、核分裂生成物の蓄積量、反応度変化及び崩壊熱が僅少であるため、燃焼度について特定の制限を設けない。</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> <table border="0" data-bbox="270 1178 759 1255"> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>静水頭 (約2 m水頭)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>80 °C</td> </tr> </table> <p>【添八 1.6 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合 第29条 (実験設備等)】</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>(1) 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。</p> <p>【添八別1 6. 実験設備 6.1.2 設計方針】</p> <p>(1) 実験用装荷物は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する設計とする。大型の可燃性材料を使用する場合は、火災防護を考慮した設計とする。</p> <p>(3) 実験用装荷物は、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。</p> <p>【添八 1.6 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合 第29</p>	原子炉の名称	型式	熱出力	基数	STACY	濃縮ウラン燃料軽水減速型	200 W	1	最高使用圧力	静水頭 (約2 m水頭)	最高使用温度	80 °C	<p>(2) 燃料試料挿入管の密封性機能を維持するためのOリングは消耗品として扱い、上部端栓を開封するつど交換する。また、あらかじめ必要量を確保することとする。</p> <p>&lt;技術基準規則第21条 (安全設備) 関連&gt;</p> <p>(1) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、放射線量等の各種の環境条件を考慮し、十分安全側の設計条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能(炉心の形成)を発揮できる設計とする。</p> <p>(2) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、最高使用圧力(静水頭 2.0m)及び最高使用温度(80°C)並びに最大熱出力(200W)及び最大積算出力(3kW・h/年)において影響を受けない材料を用いる。</p> <p>&lt;技術基準規則第38条 (実験設備等) 関連&gt;</p> <p>(1) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、不燃性又は難燃性の材料を使用する設計とする。</p> <p>(2) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、耐震重要度に応じたBクラスで設計し、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。</p> <p>(3) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、炉心タンク内に設置したときに炉心が中性子反応の観点から垂直方向に一様とみなせる形状となるように設計する。</p> <p>(4) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、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、軽水の給排水及び浮力によって浮き上がらないように適切な自重を有する設計とする。なお、これらは炉心タンク内に設置した3枚の格子板により支持されるため、水平方向に移動することはない。</p>	
原子炉の名称	型式	熱出力	基数											
STACY	濃縮ウラン燃料軽水減速型	200 W	1											
最高使用圧力	静水頭 (約2 m水頭)													
最高使用温度	80 °C													

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p><u>条 (実験設備等)】</u> 適合のための設計方針</p> <p>(2) 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)の実験用装荷物は、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)の実験用装荷物は、安定した駆動制御ができる設計とするとともに、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装荷物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式の装荷物による反応度添加量と合わせて制限する。</p> <p><u>【添八別1 6. 実験設備 6.1.2 設計方針】</u></p> <p>(2) 実験用装荷物は、炉心タンク内に設置したときに炉心が中性子反応の観点から垂直方向に一様とみなせる形状となるように設計する。垂直方向に不均一性を有する場合は、炉心の反応度制御に悪影響を与えないことを、計算解析又は実測データにより確認する。</p> <p>(4) 配列式(格子板に配列)の実験用装荷物は、損傷、脱落はもとより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。</p> <p>(6) 減速材及び反射材中に挿入する実験用装荷物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。</p> <p>(9) 可溶性中性子吸収材は、軽水の使用温度範囲において析出しないよう設計及び管理する。また、可溶性中性子吸収材を添加した軽水は反応度係数が正となる場合があることから、核的制限値に関する炉心特性範囲内に制限する。</p> <p><u>【添八 1.6 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合 第29条 (実験設備等)】</u> 適合のための設計方針</p> <p>(3) 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。</p> <p><u>【添八別1 6. 実験設備 6.1.2 設計方針】</u></p> <p>(7) 放射性物質を内蔵する実験用装荷物は、密封性を考慮した設計とする。</p> <p><u>【添八 1.6 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合 第29条 (実験設備等)】</u> 適合のための設計方針</p> <p>(4) 実験設備等は、原子炉の安全上必要なパラメータを制御室に表示できる設計とする。このため、配列式の実験用装荷物は装荷状態を制御室で監視でき、可動式の実験用装荷物は制御室で位置が制御できる設計とする。</p>	<p>(5) 内部が中空で軽水を排除する構造である内挿管は、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。</p> <p>(6) 燃料試料挿入管は、内包する放射性物質の放射線及びその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。</p> <p>(7) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管の異常の発生状況、周辺の環境の状況を監視できるように炉室(S)にカメラ、制御室にTVモニタを設置する。目視では確認することができない運転中の重要なパラメータである炉心の中性子束密度、温度及び水位に関する有意な変化は、既認可の計測制御系統施設で監視できる設計となっている。</p> <p>(8) デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管を設置する炉室(S)と制御室は、相互に連絡できる設計とする。</p> <p>なお、可溶性中性子吸収材は、実験計画に応じて軽水に添加することとし、軽水の使用温度範囲において析出しないよう濃度を管理する。また、可溶性中性子吸収材を添加した軽水は反応度係数が正となる場合があることから、使用する場合は核的制限値に関する炉心特性範囲内に制限するとともに、津波水没時においても未臨界性を確保できる範囲に制限する。</p>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p><u>【添八別1 6. 実験設備 6.1.2 設計方針】</u>  <u>(8) 配列式の実験用装荷物の装荷状態は制御室より監視でき、可動式の場合は制御室より駆動制御できる設計とする。</u></p> <p><u>【添八 1.6 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合 第29条 (実験設備等)】</u>  <u>適合のための設計方針</u>  <u>(5) 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。</u></p> <p><u>【添八別1 5.6 制御室等 5.6.2 設計方針】</u>  <u>(7) 制御室は、制御室と現場の主要箇所との連絡が可能な通信連絡設備を有する設計とする。</u></p>		



原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性																																										
<p><b>【本文】</b></p> <p><b>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</b></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><sup>235</sup>U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<sup>235</sup>Uの重量が炉心装荷総<sup>235</sup>U重量の5/100以下</p> <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>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設計仕様は、次に示すとおりである。また、<u>それらの構造を図1. I.1～図1. I.3に示す。</u></p> <table border="1" data-bbox="1457 359 2412 795"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th>デブリ構造材模擬体(鉄)</th> </tr> <tr> <th colspan="2">型式</th> <th>棒状形状</th> </tr> </thead> <tbody> <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> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1457 888 2412 1409"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th>デブリ構造材模擬体(コンクリート)</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>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="4">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><u>コンクリート</u></td> <td><u>水分率 9 wt%*3</u></td> </tr> <tr> <td colspan="2">本数</td> <td>70本</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 JIS H 4080 相当</p> <p>*2 JIS H 4000 相当</p> <p>*3 <u>臨界安全ハンドブックの標準組成</u></p>	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	<u>コンクリート</u>	<u>水分率 9 wt%*3</u>	本数		70本	
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																																										
	<u>コンクリート</u>	<u>水分率 9 wt%*3</u>																																										
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 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性																																																					
<p><b>【添八 6. 実験設備】</b></p> <p><b>6.1.3 主要設備</b></p> <p><b>(3) デブリ構造材模擬体</b></p> <p>デブリ構造材模擬体は、原子炉施設や核燃料サイクル施設の構造物（燃料集合体、集合体ラック、制御棒、制御棒駆動装置、コンクリート床等）又はそれらの混合物の組成を模擬したもので、実験計画に応じて中性子毒物を添加する。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。このとき、水平荷重によるデブリ構造材模擬体の移動又は変形によって棒状燃料及び安全板に機械的影響を与えないよう、格子板とともに適切な強度を有する設計とする。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、金属で被覆する。デブリ構造材模擬体の概要を第6.1-2図に示す。</p> <p><b>(5) 燃料試料挿入管</b></p> <p>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であり、内部にペレット状のウラン酸化物（単一種類又は複数種類。実験計画に応じて中性子毒物、構造材模擬材を添加する。）を充填し、密封する。また、実験計画に応じて、被覆管内に放射化実験用試料を封入する。燃料試料挿入管に充填するウラン酸化物に含まれる<sup>235</sup>Uの重量は、炉心装荷総<sup>235</sup>U重量の5/100以下とする。このとき、炉心の特性が「3.5 核設計」の第3.5-1表及び第3.5-2表に示す炉心特性範囲内であること及び複数種類のペレットを充填する場合にはその配置が反応度制御に悪影響を及ぼさないことを、計算解析又は実測データにより確認する。</p> <p>燃料試料挿入管の支持方法は、デブリ構造材模擬体と同じとする。燃料試料挿入管の概要を第6.1-3図に示す。</p> <p><b>(6) 内挿管</b></p> <p>内挿管は、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製の中空管又はそれを組み合わせたものであり、検出器、温度計、水位計その他の計測機器、核燃料物質（燃料試料挿入管に封入するものとして核燃料物質等の使用許可を受けたもので、密封したものに限る。）、放射性物質（当該臨界実験用として放射性同位元素等の使用許可を受けたもので、密封したものに限る。）その他の実験試料（放射化実験試料を含む。）（以下これらを総称して「実験試料等」という。）又はパルス中性子発生装置の加速管を挿入・保護又は固定するために用いる。内挿管には、内挿管内部の中性子エネルギースペクトルを調整するため、必要に応じてカドミウムその他の中性子吸収材を含有又は付加する。内挿管の支持方法は、デブリ構造材模擬体と同じとする。内挿管の概要を第6.1-4図に示す。</p> <p>内挿管の使用に当たっては、運転に先立ち、内部への浸水による置換反応度が第6.1-1表(3)に示す核的制限値内であること及びその形状が反応度制御に悪影響を及ぼさないことを、計算解析又は実測データにより確認する。</p>	<table border="1" data-bbox="1457 268 2412 894"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th>燃料試料挿入管</th> </tr> <tr> <th colspan="2">型式</th> <th>棒状形状</th> </tr> </thead> <tbody> <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> <table border="1" data-bbox="1457 1031 2412 1467"> <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		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	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		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																																																					
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																																																					

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性																																																						
<p><u>(8) 可溶性中性子吸収材</u>  <u>ボロン、ガドリニウムその他の中性子吸収材(軽水に対し可溶性のものに限る。)を軽水に溶解させて使用する。最大濃度は、常温の軽水に対する溶解度の1/2以下とする。ただし、可溶性中性子吸収材を2種類以上溶解させる場合は、各吸収材の溶解度の1/5以下、かつ、それらの吸収材のそれぞれの溶解度に対する割合の和が1/2以下とする。さらに、運転に先立ち、可溶性中性子吸収材が使用温度範囲において析出しないことを、溶解試験により確認する。</u>  <u>また、可溶性中性子吸収材を添加した軽水を用いる場合は、運転に先立ち、炉心の特性が「3.5核設計」の第3.5-1表及び第3.5-2表に示す炉心特性範囲内であることを、計算解析又は実測データにより確認する。さらに、炉心への給水に当たっては、あらかじめ分析等によって可溶性中性子吸収材の濃度が計画されたとおりであることを確認する。</u></p> <p style="text-align: center;">第 6.1-1 表(1) 実験用装荷物の主要仕様</p> <table border="1" data-bbox="172 762 1288 1287"> <tr> <td>1. ~2. 省略</td> <td></td> </tr> <tr> <td>3. デブリ構造材 模擬体</td> <td>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。)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>構造 棒状(必要に応じて金属で被覆する。)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>主要寸法 高さ 約150cm 直径 2.6cm以下</td> </tr> <tr> <td></td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>4. 省略</td> <td></td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">第 6.1-1 表(2) 実験用装荷物の主要仕様</p> <table border="1" data-bbox="172 1377 1288 1942"> <tr> <td>5. 燃料試料挿入管</td> <td>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。)</td> </tr> <tr> <td></td> <td><sup>235</sup>U濃縮度 10wt%以下</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ウラン酸化物直径 約8mm</td> </tr> <tr> <td></td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>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</td> </tr> </table>	1. ~2. 省略		3. デブリ構造材 模擬体	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。)		構造 棒状(必要に応じて金属で被覆する。)		主要寸法 高さ 約150cm 直径 2.6cm以下		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	4. 省略		5. 燃料試料挿入管	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。)		<sup>235</sup> U濃縮度 10wt%以下		ウラン酸化物直径 約8mm		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。		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	<table border="1" data-bbox="1457 268 2412 772"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>名称</th> <th>内挿管(太)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2"></td> <td>型式</td> <td>棒状形状</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">主要寸法</td> <td></td> <td>管体外径</td> <td>28.8 mm</td> </tr> <tr> <td></td> <td>管体内径</td> <td>27.0 mm</td> </tr> <tr> <td></td> <td>全長</td> <td>1495 mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">主要材料</td> <td></td> <td>管体</td> <td>アルミニウム合金*1</td> </tr> <tr> <td></td> <td>下部端栓</td> <td>アルミニウム合金*2</td> </tr> <tr> <td></td> <td>おもり</td> <td>鉛*3</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>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> <p><u>(1) 内挿管の置換反応度</u>  <u>内挿管の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ことについては、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。</u></p> <p><u>(2) 実験用装荷物の監視</u>  <u>炉心タンク周辺における発煙などの異常及び地震時等の周辺環境(炉室フード内)の異常の有無を監視できるように炉室(S)にカメラ、制御室にTVモニタが設置されている。目視では確認することができない運転中の重要なパラメータである中性子束密度、温度及び水位に関する有意な変化は、既認可の計測制御系統施設で監視できる。</u></p> <p><u>(3) 通信連絡設備の設置</u>  <u>デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、制御室と相互に連絡することができる炉室(S)に設置する。連絡には、既認可の通信連絡設備(ページング装置)を使用する。</u></p> <p><u>なお、可溶性中性子吸収材を使用する場合は、ボロン、ガドリニウムその他の中性子吸収材(軽水に対し可溶性のものに限る。)を軽水に溶解させて使用する。最大濃度は、常温の軽水に対する溶解度の1/2以下とする。ただし、可溶性中性子吸収材を2種類以上溶解させる場合は、各吸収材の溶解度の1/5以下、かつ、それらの吸収材のそれぞれの溶解度に対する割合の和が1/2以下とする。さらに、運転に先立ち、可溶性中性子吸収材が使用温度範囲において析出しないことを、溶解試験により確認する。</u></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	<p>デブリ模擬炉心(1)の設計条件及び設計仕様は、<u>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。</u></p>
1. ~2. 省略																																																								
3. デブリ構造材 模擬体	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。)																																																							
	構造 棒状(必要に応じて金属で被覆する。)																																																							
	主要寸法 高さ 約150cm 直径 2.6cm以下																																																							
	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																																																							
4. 省略																																																								
5. 燃料試料挿入管	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。)																																																							
	<sup>235</sup> U濃縮度 10wt%以下																																																							
	ウラン酸化物直径 約8mm																																																							
	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。																																																							
	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																																																							
		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																																																					



原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性														
<table border="0"> <tr> <td>ウラン重量</td> <td>800 g U/本以下</td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td>約 150cm</td> </tr> <tr> <td>上部端栓位置</td> <td>下端より 145cm 以上</td> </tr> <tr> <td>燃料有効長</td> <td>約 145cm 又は 約 70cm</td> </tr> <tr> <td>被覆管材料</td> <td>アルミニウム合金、ジルコニウム合金 又はステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td>被覆管外径</td> <td>約 9.5mm</td> </tr> <tr> <td>炉心装荷量</td> <td>燃料試料挿入管に含まれる<sup>235</sup>Uの重量が炉心装荷総<sup>235</sup>U重量の5/100以下</td> </tr> </table>	ウラン重量	800 g U/本以下	高さ	約 150cm	上部端栓位置	下端より 145cm 以上	燃料有効長	約 145cm 又は 約 70cm	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	被覆管外径	約 9.5mm	炉心装荷量	燃料試料挿入管に含まれる <sup>235</sup> Uの重量が炉心装荷総 <sup>235</sup> U重量の5/100以下	<p><u>また、可溶性中性子吸収材を添加した軽水を用いる場合は、運転に先立ち、炉心の特性が炉心特性範囲内であることを、計算解析又は実測データにより確認する。さらに、炉心への給水に当たっては、あらかじめ分析等によって可溶性中性子吸収材の濃度が計画されたとおりであることを確認する。</u></p> <p><u>以上については、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。</u></p>	
ウラン重量	800 g U/本以下															
高さ	約 150cm															
上部端栓位置	下端より 145cm 以上															
燃料有効長	約 145cm 又は 約 70cm															
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															
被覆管外径	約 9.5mm															
炉心装荷量	燃料試料挿入管に含まれる <sup>235</sup> Uの重量が炉心装荷総 <sup>235</sup> U重量の5/100以下															
<p>第 6.1-1 表(3) 実験用装荷物の主要仕様</p>																
<table border="0"> <tr> <td>6. 内挿管</td> <td>種類</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td></td> <td>構造</td> <td>中空パイプ状</td> </tr> <tr> <td></td> <td>核的制限</td> <td>反応度価値 合計 0.3 ドル以下 (浸水による置換反応度。同時に設置する全ての内挿管及び可動装荷物駆動装置の反応度価値を含む。)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>主要寸法</td> <td>高さ 約 150cm 内径 11cm 以下 (外径が 1 cm 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。)</td> </tr> </table>	6. 内挿管	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		構造	中空パイプ状		核的制限	反応度価値 合計 0.3 ドル以下 (浸水による置換反応度。同時に設置する全ての内挿管及び可動装荷物駆動装置の反応度価値を含む。)		主要寸法	高さ 約 150cm 内径 11cm 以下 (外径が 1 cm 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。)				
6. 内挿管	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														
	構造	中空パイプ状														
	核的制限	反応度価値 合計 0.3 ドル以下 (浸水による置換反応度。同時に設置する全ての内挿管及び可動装荷物駆動装置の反応度価値を含む。)														
	主要寸法	高さ 約 150cm 内径 11cm 以下 (外径が 1 cm 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。)														
<p>7. 省略</p>																
<table border="0"> <tr> <td>8. 可溶性中性子吸収材</td> <td>種類</td> <td>ボロン、ガドリニウム等</td> </tr> <tr> <td></td> <td>最大濃度</td> <td>常温の軽水に対する溶解度の 1/2 以下。 <u>ただし、可溶性中性子吸収材を 2 種類以上溶解させる場合は、各吸収材の溶解度の 1/5 以下、かつ、それらの吸収材のそれぞれの溶解度に対する割合の和が 1/2 以下。</u></td> </tr> <tr> <td></td> <td>核的制限</td> <td><u>「3.5 核設計」の第 3.5-1 表及び第 3.5-2 表に示す炉心特性範囲内</u></td> </tr> </table>	8. 可溶性中性子吸収材	種類	ボロン、ガドリニウム等		最大濃度	常温の軽水に対する溶解度の 1/2 以下。 <u>ただし、可溶性中性子吸収材を 2 種類以上溶解させる場合は、各吸収材の溶解度の 1/5 以下、かつ、それらの吸収材のそれぞれの溶解度に対する割合の和が 1/2 以下。</u>		核的制限	<u>「3.5 核設計」の第 3.5-1 表及び第 3.5-2 表に示す炉心特性範囲内</u>							
8. 可溶性中性子吸収材	種類	ボロン、ガドリニウム等														
	最大濃度	常温の軽水に対する溶解度の 1/2 以下。 <u>ただし、可溶性中性子吸収材を 2 種類以上溶解させる場合は、各吸収材の溶解度の 1/5 以下、かつ、それらの吸収材のそれぞれの溶解度に対する割合の和が 1/2 以下。</u>														
	核的制限	<u>「3.5 核設計」の第 3.5-1 表及び第 3.5-2 表に示す炉心特性範囲内</u>														

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p><u>【添八 1.6 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合 第15条 (炉心等)】</u></p> <p><u>適合のための設計方針</u></p> <p><u>第1項及び第2項について</u></p> <p><u>(1) STACYは、原子炉停止系及び安全保護系の設計とあいまって、総合的な反応度フィードバックが正になる炉心でも安全に運転制御できるよう、炉心特性の範囲を制限するとともに、核的制限値を満足するように炉心を構成する。</u></p> <p><u>(2) STACYは、水位制御により原子炉の反応度を制御し、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。このとき、浸水に対し炉心の未臨界を確保するため、次の対策（運用制限）を講じる。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・構成可能な炉心は、安全板の性能とあいまって、浸水（海水による全水没）を想定しても未臨界を確保できる範囲に限定する。</u></li> <li><u>・炉心構成作業は、安全板（又は中性子吸収効果の観点から安全板と同等の仕様の中性子吸収板）が炉心に挿入されている状態で行う。</u></li> </ul> <p><u>なお、STACYは低出力であり、熱中性子束が小さいため、キセノンによる出力振動は発生しない。</u></p> <p><u>第3項及び第4項について</u></p> <p><u>(1) 炉心は、原子炉停止系、反応度制御系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性を損なうことのない設計とする。</u></p> <p><u>(2) 燃料要素、減速材及び炉心支持構造物ほか炉心内に設置する機器等は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を安全に停止させることができる設計とする。</u></p> <p><u>なお、STACY施設で選定する設計基準事故は「棒状燃料の機械的破損」及び「溶液燃料の漏えい」であり、原子炉の停止に関係しない。</u></p>	<p>第2編 原子炉本体のうちI. 炉心</p> <p>(1) デブリ模擬炉心（1）</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p><u>デブリ模擬炉心（1）の設計条件は、次のとおりとする。</u></p> <p><u>&lt;技術基準規則第10条(試験研究用等原子炉施設の機能)関連&gt;</u></p> <p><u>(1) 原子炉停止系及び安全保護系の設計とあいまって、総合的な反応度フィードバックが正になる炉心でも安全に運転制御できるよう、炉心特性の範囲を制限するとともに、核的制限値を満足するように炉心を構成する。</u></p> <p><u>(2) 水位制御により原子炉の反応度を制御し、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。このとき、浸水に対し炉心の未臨界を確保するため、次の対策（運用制限）を講じる。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>① 構成可能な炉心は、安全板の性能とあいまって、浸水（海水による全水没）を想定しても未臨界を確保できる範囲に限定する。</u></li> <li><u>② 炉心構成作業は、安全板（又は中性子吸収効果の観点から安全板と同等の仕様の中性子吸収板）が炉心に挿入されている状態で行う。</u></li> </ul> <p><u>なお、STACYは低出力（熱出力最大 200W）であり、熱中性子束が小さいため、キセノンによる出力振動は発生しない。</u></p> <p><u>(3) 炉心は、原子炉停止系、反応度制御系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性を損なうことのない設計とする。</u></p> <p><u>(4) 燃料要素、減速材及び炉心支持構造物ほか炉心内に設置する機器等は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を安全に停止させることができる設計とする。</u></p>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)		設工認申請書	整合性																				
<p><b>【原子炉設置(変更)許可申請書の主要事項抜粋】</b></p> <p>炉心</p>																							
構造	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>原子炉停止系及び安全保護系の設計とあいまって、総合的な反応度フィードバックが正になる炉心でも安全に運転制御できるよう、炉心特性の変化範囲に制限を設ける。</li> </ul>	<table border="1"> <tr> <td>名称</td> <td>デブリ模擬炉心（1）</td> </tr> <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> </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	<ul style="list-style-type: none"> <li>ウラン棒状燃料（<sup>235</sup>U濃縮度 10wt%以下）は、単一種類又は複数種類のものを組み合わせて使用する。このとき、炉心の平均<sup>235</sup>U濃縮度は10wt%以下とする。</li> </ul>																						
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	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>																						
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																					
		その他、 <u>原子炉設置(変更)許可申請書</u> 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。																					

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

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

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性																											
<p><b>【添八 別1 3.2 炉心構成の範囲】</b></p> <p><b>(2) 燃料</b> 次に示す燃料体（棒状燃料）を用いる。棒状燃料は、単一種類又は複数種類のものを組み合わせて使用する。このとき、炉心の平均<sup>235</sup>U濃縮度は10wt%以下とする。</p> <p><b>a. ウラン棒状燃料</b> 炉心は、主としてウラン棒状燃料を用いて構成する。</p> <p><b>(i) 二酸化ウランペレット</b> <u><sup>235</sup>U濃縮度 10 wt%以下</u> <u>ペレット直径 約8 mm</u> <u>燃料有効長 約145 cm 又は 約70 cm</u> <u>(このとき、燃料有効長約70cmの短尺棒状燃料は、臨界水位が65cm超の炉心には使用しない。また、同一の棒状燃料には同一仕様のペレットを用いる。)</u> <u>ペレット密度 約95%T.D.</u></p> <p><b>c. 挿入量</b> <u>(i) 最大挿入量 720 kgU</u> <u>(ii) 挿入本数 50本以上 900本以下</u> <u>(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)</u></p> <p><b>(3) 減速材及び反射材</b> 減速材及び反射材には軽水を用いる。減速材は、格子間隔の異なる格子板への交換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。 <u>(i) 減速材対燃料ペレット体積比 0.9 以上 11 以下（炉心平均）</u> <u>(ii) 使用温度範囲 常温～70℃</u></p> <p><b>【本文 (3) 制御設備】</b> <b>(i) 制御材の個数及び構造</b> <u>(中略)</u></p> <p><b>b. 安全板</b> <u>(a) 個数 2枚以上8枚以下</u> <u>(b) 構造</u> <u>吸収材 カドミウム</u> <u>被覆材 ステンレス鋼</u> <u>形状 平板形状</u> <u>寸法 吸収材有効幅 20 cm 以上 又は 約 10 cm</u> <u>厚さ 約 2 mm</u></p>	<p>3.2 設計仕様</p> <table border="1" data-bbox="1448 310 2418 1144"> <tr> <td>名称</td> <td colspan="2">デブリ模擬炉心（1）</td> </tr> <tr> <td>使用格子板の格子間隔</td> <td>15 mm（四角格子）</td> <td>12.7 mm（四角格子）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">使用燃料体</td> <td>種類</td> <td>ウラン棒状燃料</td> </tr> <tr> <td><sup>235</sup>U濃縮度</td> <td>5 wt%</td> </tr> <tr> <td>装荷本数</td> <td>50本以上 <u>400</u>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 <u>400</u>本以下</td> </tr> <tr> <td>減速材、反射材</td> <td colspan="2">軽水（実験計画に応じて可溶性中性子吸収材（ポロン）を添加）</td> </tr> <tr> <td>制御材</td> <td colspan="2">減速材、反射材（軽水）に加え、安全板</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">関連主要設備</td> <td>計装</td> <td>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。</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、かつ原子炉設置(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。<u>評価の結果、炉心特性の範囲を逸脱する場合は、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。</u>計算解析の方針は、添付書類「<u>2-2 デブリ模擬炉心についての評価書</u>」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	<sup>235</sup> U濃縮度	5 wt%	装荷本数	50本以上 <u>400</u> 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 <u>400</u> 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（ポロン）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																											
	<sup>235</sup> U濃縮度	5 wt%																											
	装荷本数	50本以上 <u>400</u> 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 <u>400</u> 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（ポロン）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 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p><u>吸収材有効長 約 150 cm</u></p> <p><u>(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造</u></p> <p><u>a. 給排水系</u></p> <p><u>給排水系は、給水系と排水系及びダンプ槽より成る。給水系には、高速給水系及び低速給水系があり、それぞれ給水ポンプ、給水吐出弁、流量調整弁、給水バイパス弁、配管等から構成する。排水系は、通常排水弁、急速排水弁、配管等から構成する。</u></p> <p><b>【添八 別1 5.3 プロセス計装設備】</b></p> <p><u>5.3.1 概要</u></p> <p><u>プロセス計装設備は、STACY施設内の各種プロセス量を測定し、STACYの運転制御及び安全保護動作に必要な情報を得るため、次に示す安全保護系のプロセス計装設備及び計測制御系のプロセス計装設備で構成する。STACYの主要なプロセス計装を第5.3-1図に示す。</u></p> <p><u>(1) 安全保護系のプロセス計装設備</u></p> <p><u>最大給水制限スイッチ</u></p> <p><u>(2) 計測制御系のプロセス計装設備</u></p> <p><u>給水停止スイッチ</u></p> <p><u>排水開始スイッチ</u></p> <p><u>サーボ型水位計</u></p> <p><u>高速流量計及び低速流量計</u></p> <p><u>炉心温度計</u></p> <p><u>ダンプ槽温度計</u></p> <p><u>ダンプ槽電導度計</u></p> <p><u>放射線線量率計</u></p> <p><u>等</u></p> <p><b>【添八 3. 原子炉及び炉心】</b></p> <p><u>3.3 運転手順</u></p> <p><u>STACYの核的安全性の確保は、次に示す手順に従って行う。</u></p> <p><u>(1) 炉心構成の選定</u></p> <p><u>実験計画に基づき、炉心構成（棒状燃料の種類、本数及び配置、格子板の種類及び組合せ、安全板装置の配置、核計装の配置、実験用装荷物の種類及び配置並びに減速材及び反射材（軽水。実験計画に応じて可溶性中性子吸収材を添加する。）の減速材対燃料ペレット体積比（炉心平均）及び温度）の詳細及び範囲を決定し、臨界水位、各種反応度係数、安全板反応度値等を計算解析によって求め、核的制限値を満足する見通しがあることを確認する。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。また、正の炉心温度反応度係数を有する炉心については、同様にして熱的制限値を満足する見通しがあることを確認する。さらに、これらの事前計算解析では、海水により炉心が全水没した場合でも、安全板（又は中性子吸</u></p>		

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p><u>収効果の観点から安全板と同等の仕様の中性子吸収板)により炉心が未臨界であることを確認する。実験計画の作成に当たり、事前計算解析の間違いによる核的制限値からの逸脱を防止するため、未知の炉心構成における条件の変更は、臨界水位にあつては高水位から低水位に、実験用装荷物にあつてはその反応度効果の小さいものから大きなものに変化させていく。ただし、既存のデータにより核的制限値を満足できると判断できる場合は、この限りでない。</u></p>		

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>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;"><b>【品質管理計画】</b></p> <p>1. 目的</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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>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 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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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ー基本及び用語に従うものとする。</p> <p>(1) 本部</p> <p>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</p> <p>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>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>原子炉設置(変更)許可申請書(共通編本文)に記載した品質管理計画を受け、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則(令和2年原子力規制委員会規則第2号)」に適合するように策定した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書(QS-P10)」により設計及び工事の品質管理を行うため整合している。</p>



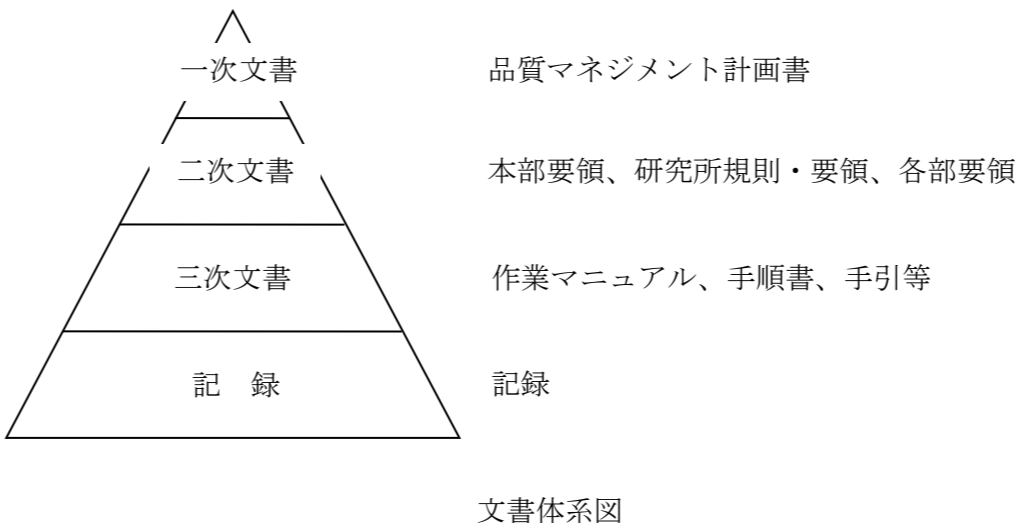
原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>(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>(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"> <li>・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。</li> <li>・風通しの良い組織文化が形成されている。</li> <li>・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</li> </ul>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>(5) 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>を持っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>理事長は、本品質管理計画に基づき、品質マニュアルとして、次の事項を含む品質マネジメント計画を策定し、維持する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。）</li> <li>b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項</li> <li>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</li> <li>d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</li> </ul> <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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	<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"> <li>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。）</li> <li>b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項</li> <li>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</li> <li>d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</li> </ul> <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"> <li>a) 文書の組織外への流出等の防止</li> <li>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</li> </ul> <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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	



原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>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、優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。</p> <p>5.2 原子力の安全の重視</p> <p>理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。</p> <p>5.3 品質方針</p> <p>理事長は、次に掲げる事項を満たす品質方針を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するものを含む。</p>	<p>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、優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。</p> <p>5.2 原子力の安全の重視</p> <p>理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設等に対する要求事項(7.2.1 及び 8.2.1 参照)に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。</p> <p>5.3 品質方針</p> <p>理事長は、次に掲げる事項を満たす「原子力安全に係る品質方針」を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するもの(技術的、人的及び組織的要因並びにそれらの間の相互作用</p>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>a) 組織の目的及び状況に対して適切である。</p> <p>b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対して責任を持って関与することを含む。</p> <p>c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。</p> <p>d) 組織全体に伝達され、理解される。</p> <p>e) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 理事長は、保安に係る組織において、毎年度、品質目標（業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要な目標を含む。）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</p> <p>(1) 理事長は、4.1項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの実施に当たっての計画を策定する。</p> <p>(2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、管理責任者を通じて、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れていることをレビュー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>用が原子力の安全に対して影響を及ぼすものであることを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定する。）及び施設管理に関する方針を含む。</p> <p>a) 組織の目的及び状況に対して適切である。</p> <p>b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対して責任を持って関与することを含む。</p> <p>c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。</p> <p>d) 組織全体に伝達され、理解される。</p> <p>e) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 理事長は、安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長に、毎年度、品質目標（業務・原子炉施設等に対する要求事項を満たすために必要な目標（7.1(4)b参照）を含む。）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</p> <p>b) 必要な資源</p> <p>c) 責任者</p> <p>d) 実施事項の完了時期</p> <p>e) 結果の評価方法</p> <p>(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合がとれていることを確実にする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(1) 理事長は、4.1項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持について、本品質マネジメント計画書を策定する。</p> <p>(2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、管理責任者を通じて、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合がとれていることをレビューすることにより確実にする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。</p> <p>a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果(原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。)</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持</p> <p>c) 資源の利用可能性</p> <p>d) 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>理事長は、原子炉施設等の保安規定に定める保安管理体制に基づき、保安に係る組織を図5.5.1保安管理組織図に定め、各組織の責任と権限を次のとおり定め、各組織を通じて全体に周知し、保安活動に係る要員が理解することを確実にする。</p>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
	<p>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 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</p>	



原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>5.5.2 管理責任者</p> <p>(1) 理事長は、保安活動の実施部門の長、監査プロセスの長を管理責任者として任命する。また、理事長は、本部(監査プロセスを除く。)の管理責任者を本部の管理者の中から任命する。</p> <p>(2) 管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、それぞれの領域において次に示す責任及び権限をもつ。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの実施状況及び改善の必要性の有無について、理事長に報告する。</p> <p>c) 組織全体にわたって、安全文化を育成し、維持することにより、原子力の安全を確保するための認識を高めることを確実にする。</p> <p>d) 関係法令を遵守する。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 理事長は、管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。また、必要に応じて、管理者に代わり、個別業務のプロセスを管理する責任者を置く場合は、その責任及び権限を文書で明確にする。</p> <p>a) 業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。</p> <p>b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。</p> <p>c) 成果を含む業務の実施状況について評価する。</p> <p>d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。</p> <p>e) 関係法令を遵守する。</p> <p>(2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a) 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。</p> <p>b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極</p>	<p>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、原子力の安全を確保するための認識を高めることを確実にする。</p> <p>d) 関係法令を遵守する。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 理事長は、5.5.1に定める管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。</p> <p>a) 業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。</p> <p>b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設等に対する要求事項についての認識を高める。</p> <p>c) 成果を含む業務の実施状況について評価する(5.4.1及び8.2.3参照)。</p> <p>d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。</p> <p>e) 関係法令を遵守する。</p> <p>(2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a) 品質目標(5.4.1参照)を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。</p> <p>b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に</p>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>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>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>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>	



原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>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>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>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・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>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>(4) 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>(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>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織は、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>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>(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> <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>	



原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>7.2.3 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>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>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</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> <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、</p>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>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>(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</p>	<p>次の段階に進める前に、承認をする。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、設計・開発のアウトプット（機器等の仕様等）は、次の状態とする。</p> <p>a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。</p> <p>b) 調達、業務の実施及び原子炉施設等の使用に対して適切な情報を提供する。</p> <p>c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。</p> <p>d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設等の特性を明確にする。</p> <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに(7.3.1参照)に体系的なレビューを行う。</p> <p>a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。</p> <p>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。</p> <p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットとして与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに(7.3.1参照)に検証を実施する。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。</p> <p>(3) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>(4) 設計・開発を外部委託した場合には、担当部長又は課長は、仕様書で与えている要求事項を満たしていることを確実にするために、仕様書と受注者が実施した設計・開発の結果(受注者から提出される承認図書類)とを対比して検証を実施する。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設等又は個別業務が、規定された性能、指定された用途又は意図された用途に係る要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法(7.3.1参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、当該原子炉施設等の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合は、当該原子炉施設等の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。</p> <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</p>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>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>(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>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> <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>	



原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>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>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>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> <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"> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul> <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>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織は、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>(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>	



原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>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>(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>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>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>(3) 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>(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。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 理事長、安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、表8.2.3を基本として、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定を行う。この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合についての強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。</p> <p>a) 監視及び測定の時期</p> <p>b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法</p> <p>(2) これらの実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。</p> <p>(4) 所長、部長及び課長は、プロセスの監視及び測定の状態について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために、必要な処置を行う。</p> <p>(5) 計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に、修正及び是正処置を行う。</p> <p>8.2.4 検査及び試験</p> <p>原子力施設検査室長は、「原子力科学研究所事業者検査の実施要領」を定め、自主検査及び試験を行う部長は、試験・検査の管理要領を定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 部長及び課長は、原子炉施設等の要求事項が満たされていることを検証するために、個別業務の計画(7.1参照)に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</p>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織は、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>8.3 不適合管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置され、運用されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、不適合の処理に関する管理の手順及びそれに関する責任と権限を定め、これを管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、次のいずれかの方法で不適合を処理する。</p> <p>a) 不適合を除去するための処置を行う。</p> <p>b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響を評価し、当該業務や機器等の使用に関する権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース（次工程への引渡し）又は合格と判定することを正式に許可する。</p> <p>c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。</p> <p>d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、不適合を除去するための処置を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する。</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、適切なデー</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> <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。）の順序及びそれに関する責任と権限を、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項に適合しない状況が放置され、運用されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。</p> <p>(2) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、次のいずれかの方法で不適合を処理する。</p> <p>a) 不適合を除去するための処置を行う。</p> <p>b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響を評価し、当該業務や機器等の使用に関する権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース（次工程への引渡し）又は合格と判定することを正式に許可する。</p> <p>c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。</p> <p>d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。</p> <p>(3) 不適合を除去するための処置を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>(4) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(5) 所長は、原子炉施設等の保安の向上を図る観点から、事故故障等を含む不適合をその内容に応じて、「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定める不適合の公開の基準に従い、情報の公開を行う。</p> <p>(6) 安全管理部長は、前項の情報の公開を受け、不適合に関する情報をホームページに公開する。</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 安全管理部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的</p>	



原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
<p>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>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>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> <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>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

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

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
	<p>図 4.1 品質マネジメントシステム体系図</p>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
	<p>4. 品質マネジメントシステム(4.1 一般要求事項)</p> <p>5. 経営者等の責任</p> <p>Plan</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>5.1 経営者の関与</li> <li>5.2 原子力の安全の重視</li> <li>5.3 品質方針</li> <li>5.4 計画             <ul style="list-style-type: none"> <li>5.4.1 品質目標</li> <li>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</li> </ul> </li> <li>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</li> <li>5.6 マネジメントレビュー</li> </ul> <p>Do</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項に関するプロセス</p> <p>7.1 業務の計画 (廃止措置管理、運転管理、保守管理、核燃料物質の管理、放射性廃棄物の管理、放射線管理、非常の場合に講ずべき措置)</p> <p>7.3 設計・開発</p> <p>7.4 調達</p> <p>7.5 業務の実施</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>6.1 資源の確保</li> <li>6.2 人的資源</li> <li>6.3 インフラストラクチャ</li> <li>6.4 作業環境</li> </ul> <p>Check, Act</p> <p>8. 評価及び改善(8.1 一般)</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>8.2.1 組織の外部の者の意見</li> <li>8.2.2 内部監査</li> <li>8.2.3 プロセスの監視及び測定</li> <li>8.2.4 検査及び試験</li> </ul> <p>8.3 不適合管理</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>8.5 継続的改善</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>8.5.1 継続的改善</li> <li>8.5.2 是正処置等</li> <li>8.5.3 未然防止処置</li> </ul> <p>基本プロセス [ 中プロセス ] 小プロセス</p> <p>→ 明確な関連 - - - 理解上重要な関連</p> <p>図4.2 品質マネジメントシステムプロセス関連図</p>	

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性
	<p>The organizational chart for security management is structured as follows:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><b>理事長</b> (Director) <ul style="list-style-type: none"> <li>統括監査の職 (監査プロセスの管理責任者) (Overall Supervision Role (Management Responsibility for Inspection Process))</li> <li>安全・核セキュリティ統括本部長 (Safety &amp; Nuclear Security Overall Director) <ul style="list-style-type: none"> <li>安全・核セキュリティ統括本部担当理事 (本部 (監査プロセスを除く。))の管理責任者 (Safety &amp; Nuclear Security Overall Director (Management Responsibility for the Department (excluding inspection process)))</li> <li>安全管理部長 (Safety Management Director)</li> <li>契約部長 (Contract Director)</li> </ul> </li> </ul> </li> <li><b>中央安全審査・品質保証委員会</b> (Central Safety Review &amp; Quality Assurance Committee)</li> <li><b>原子力科学研究所担当理事 (研究所の管理責任者)</b> (Director in Charge of Nuclear Science Research Institute (Management Responsibility for the Institute)) <ul style="list-style-type: none"> <li>J R R - 3 原子炉主任技術者 (JRR-3 Reactor Chief Engineer)</li> <li>N S R R 原子炉主任技術者 (NSRR Reactor Chief Engineer)</li> <li>S T A C Y 原子炉主任技術者 (STACY Reactor Chief Engineer)</li> </ul> </li> <li><b>原子力科学研究所長</b> (Director of Nuclear Science Research Institute) <ul style="list-style-type: none"> <li>J R R - 2 廃止措置施設保安主務者 (JRR-2 Decommissioning Facility Security Officer)</li> <li>J R R - 4 廃止措置施設保安主務者 (JRR-4 Decommissioning Facility Security Officer)</li> <li>T C A 廃止措置施設保安主務者 (TCA Decommissioning Facility Security Officer)</li> <li>F C A 廃止措置施設保安主務者 (FCA Decommissioning Facility Security Officer)</li> <li>T R A C Y 廃止措置施設保安主務者 (TRACY Decommissioning Facility Security Officer)</li> <li>核燃料取扱主任者 (Nuclear Fuel Handling Supervisor)</li> <li>原子力施設検査室長 (Nuclear Facility Inspection Room Chief)</li> </ul> </li> <li><b>品質保証推進委員会</b> (Quality Assurance Promotion Committee)</li> <li><b>原子炉施設等安全審査委員会</b> (Nuclear Facility Safety Review Committee)</li> <li><b>使用施設等安全審査委員会</b> (Use Facility Safety Review Committee)</li> <li><b>バックエンド技術部長</b> (Backend Technology Director) <ul style="list-style-type: none"> <li>廃止措置課長 (Decommissioning Section Chief)</li> <li>放射性廃棄物管理第1課長 (Radioactive Waste Management 1st Section Chief)</li> <li>放射性廃棄物管理第2課長 (Radioactive Waste Management 2nd Section Chief)</li> <li>高減容処理技術課長 (High Volume Reduction Processing Technology Section Chief)</li> </ul> </li> <li><b>臨界ホット試験技術部長</b> (Critical Hot Test Technology Director) <ul style="list-style-type: none"> <li>B E C K Y 技術課長 (BECKY Technology Section Chief)</li> <li>臨界技術第2課長 (Critical Technology 2nd Section Chief)</li> <li>臨界技術第1課長 (Critical Technology 1st Section Chief)</li> <li>未照射燃料管理課長 (Unirradiated Fuel Management Section Chief)</li> <li>ホット材料試験課長 (Hot Material Test Section Chief)</li> <li>実用燃料試験課長 (Practical Fuel Test Section Chief)</li> <li>ホット使用施設管理課長 (Hot Use Facility Management Section Chief)</li> </ul> </li> <li><b>研究炉加速器技術部長</b> (Research Reactor Accelerator Technology Director) <ul style="list-style-type: none"> <li>研究炉技術課長 (Research Reactor Technology Section Chief)</li> <li>利用施設管理課長 (Use Facility Management Section Chief)</li> <li>N S R R 管理課長 (NSRR Management Section Chief)</li> <li>J R R - 4 管理課長 (JRR-4 Management Section Chief)</li> <li>J R R - 3 管理課長 (JRR-3 Management Section Chief)</li> <li>計画調整課長 (Plan Adjustment Section Chief)</li> </ul> </li> <li><b>放射線管理部長</b> (Radiation Management Director) <ul style="list-style-type: none"> <li>放射線管理第1課長 (Radiation Management 1st Section Chief)</li> <li>放射線管理第2課長 (Radiation Management 2nd Section Chief)</li> <li>環境放射線管理課長 (Environmental Radiation Management Section Chief)</li> <li>線量管理課長 (Dose Management Section Chief)</li> </ul> </li> <li><b>工務技術部長</b> (Construction Technology Director) <ul style="list-style-type: none"> <li>工務第1課長 (Construction 1st Section Chief)</li> <li>工務第2課長 (Construction 2nd Section Chief)</li> <li>技術管理課長 (Technology Management Section Chief)</li> </ul> </li> <li><b>保安管理部長</b> (Security Management Director) <ul style="list-style-type: none"> <li>品質保証課長 (Quality Assurance Section Chief)</li> <li>核物質管理課長 (Nuclear Material Management Section Chief)</li> <li>危機管理課長 (Crisis Management Section Chief)</li> <li>安全対策課長 (Safety Countermeasure Section Chief)</li> </ul> </li> </ul>	

図 5.5.1 保安管理組織図



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

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

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

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

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

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)	設工認申請書	整合性																																																																											
表 8.2.3 品質マネジメントシステムのプロセスの実施状況評価																																																																													
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1350 275 1555 342">監視・測定するプロセス</th> <th data-bbox="1555 275 1843 342">監視・測定の実施責任者</th> <th data-bbox="1843 275 2101 342">計画されたプロセスと結果</th> <th data-bbox="2101 275 2249 342">監視項目</th> <th data-bbox="2249 275 2507 342">評価方法と頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1350 342 1555 642" rowspan="4">品質マネジメントシステム</td> <td data-bbox="1555 342 1843 457">理事長</td> <td data-bbox="1843 342 2101 457">品質方針、品質目標の設定及び実施状況</td> <td data-bbox="2101 342 2249 642" rowspan="4">品質目標の達成状況</td> <td data-bbox="2249 342 2507 457">マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1555 457 1843 520">所長</td> <td data-bbox="1843 457 2101 520" rowspan="3">品質目標の設定及び実施状況</td> <td data-bbox="2249 457 2507 520">管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1555 520 1843 583">部長</td> <td data-bbox="2249 520 2507 583">所長へ報告 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1555 583 1843 642">課長</td> <td data-bbox="2249 583 2507 642">部長へ報告 年度末及び必要に応じて</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 642 1406 890" rowspan="10">業務の計画及び実施のプロセス</td> <td data-bbox="1406 642 1555 737">廃止措置</td> <td data-bbox="1555 642 1843 737">施設管理者</td> <td data-bbox="1843 642 2101 737">年間管理計画の設定と実施</td> <td data-bbox="2101 642 2249 737">廃止措置に係る保安の状況</td> <td data-bbox="2249 642 2507 737">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 737 1555 810">運転管理</td> <td data-bbox="1555 737 1843 810">施設管理者</td> <td data-bbox="1843 737 2101 810">年間運転計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="2101 737 2249 810">施設の運転状況</td> <td data-bbox="2249 737 2507 810">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 810 1555 890">保守管理</td> <td data-bbox="1555 810 1843 890">施設管理者</td> <td data-bbox="1843 810 2101 890">施設管理実施計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="2101 810 2249 890">保守管理の実施状況</td> <td data-bbox="2249 810 2507 890">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 890 1555 963">核燃料物質の管理</td> <td data-bbox="1555 890 1843 963">核燃料管理者</td> <td data-bbox="1843 890 2101 963">年間使用計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="2101 890 2249 963">核燃料物質の管理状況</td> <td data-bbox="2249 890 2507 963">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 963 1555 1087">放射性廃棄物の管理</td> <td data-bbox="1555 963 1843 1087">施設管理者 高減容処理技術課長 放射性廃棄物管理第1課長 放射性廃棄物管理第2課長</td> <td data-bbox="1843 963 2101 1087">放射性廃棄物の引き渡し、運搬、貯蔵、保管、処理及び保管廃棄の実施</td> <td data-bbox="2101 963 2249 1087">放射性固体廃棄物の管理状況</td> <td data-bbox="2249 963 2507 1087">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 1087 1555 1203" rowspan="2">放射線管理</td> <td data-bbox="1555 1087 1843 1203">気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長</td> <td data-bbox="1843 1087 2101 1203">放射性気体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施</td> <td data-bbox="2101 1087 2249 1203">放射性気体廃棄物の放出状況</td> <td data-bbox="2249 1087 2507 1203">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1555 1203 1843 1327">液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長</td> <td data-bbox="1843 1203 2101 1327">放射性液体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施</td> <td data-bbox="2101 1203 2249 1327">放射性液体廃棄物の放出状況</td> <td data-bbox="2249 1203 2507 1327">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 1327 1555 1421"></td> <td data-bbox="1555 1327 1843 1421">課長 線量管理課長</td> <td data-bbox="1843 1327 2101 1421">放射線業務従事者の線量限度の管理</td> <td data-bbox="2101 1327 2249 1421">放射線業務従事者の被ばく状況</td> <td data-bbox="2249 1327 2507 1421">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 1421 1555 1507">非常の場合に講ずべき措置</td> <td data-bbox="1555 1421 1843 1507">課長 危機管理課長</td> <td data-bbox="1843 1421 2101 1507">訓練の計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="2101 1421 2249 1507">訓練の実施状況</td> <td data-bbox="2249 1421 2507 1507">所長へ報告 四半期ごと 半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 1507 1555 1757" rowspan="2">改善のプロセス</td> <td data-bbox="1555 1507 1843 1692">理事長</td> <td data-bbox="1843 1507 2101 1757" 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="2101 1507 2249 1692">品質マネジメント活動の実施状況</td> <td data-bbox="2249 1507 2507 1692">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="1555 1692 1843 1757">全ての管理者</td> <td data-bbox="2101 1692 2249 1757">不適合管理状況</td> <td data-bbox="2249 1692 2507 1757">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="1350 1757 1555 1955"></td> <td data-bbox="1555 1757 1843 1955"></td> <td data-bbox="1843 1757 2101 1955"></td> <td data-bbox="2101 1757 2249 1955">自己評価の実施状況</td> <td data-bbox="2249 1757 2507 1955">管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて</td> </tr> </tbody> </table>	監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法と頻度	品質マネジメントシステム	理事長	品質方針、品質目標の設定及び実施状況	品質目標の達成状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて	所長	品質目標の設定及び実施状況	管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて	部長	所長へ報告 年度末及び必要に応じて	課長	部長へ報告 年度末及び必要に応じて	業務の計画及び実施のプロセス	廃止措置	施設管理者	年間管理計画の設定と実施	廃止措置に係る保安の状況	所長へ報告 四半期ごと	運転管理	施設管理者	年間運転計画の設定及び実施	施設の運転状況	所長へ報告 四半期ごと	保守管理	施設管理者	施設管理実施計画の設定及び実施	保守管理の実施状況	所長へ報告 四半期ごと	核燃料物質の管理	核燃料管理者	年間使用計画の設定及び実施	核燃料物質の管理状況	所長へ報告 四半期ごと	放射性廃棄物の管理	施設管理者 高減容処理技術課長 放射性廃棄物管理第1課長 放射性廃棄物管理第2課長	放射性廃棄物の引き渡し、運搬、貯蔵、保管、処理及び保管廃棄の実施	放射性固体廃棄物の管理状況	所長へ報告 四半期ごと	放射線管理	気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性気体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性気体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと	液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性液体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと		課長 線量管理課長	放射線業務従事者の線量限度の管理	放射線業務従事者の被ばく状況	所長へ報告 四半期ごと	非常の場合に講ずべき措置	課長 危機管理課長	訓練の計画の設定及び実施	訓練の実施状況	所長へ報告 四半期ごと 半期ごと	改善のプロセス	理事長	品質マネジメントシステムの適合性の確保、有効性の改善	品質マネジメント活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上、又は必要に応じて	全ての管理者	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				自己評価の実施状況	管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて	
監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法と頻度																																																																									
品質マネジメントシステム	理事長	品質方針、品質目標の設定及び実施状況	品質目標の達成状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて																																																																									
	所長	品質目標の設定及び実施状況		管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて																																																																									
	部長			所長へ報告 年度末及び必要に応じて																																																																									
	課長			部長へ報告 年度末及び必要に応じて																																																																									
業務の計画及び実施のプロセス	廃止措置	施設管理者	年間管理計画の設定と実施	廃止措置に係る保安の状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																								
	運転管理	施設管理者	年間運転計画の設定及び実施	施設の運転状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																								
	保守管理	施設管理者	施設管理実施計画の設定及び実施	保守管理の実施状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																								
	核燃料物質の管理	核燃料管理者	年間使用計画の設定及び実施	核燃料物質の管理状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																								
	放射性廃棄物の管理	施設管理者 高減容処理技術課長 放射性廃棄物管理第1課長 放射性廃棄物管理第2課長	放射性廃棄物の引き渡し、運搬、貯蔵、保管、処理及び保管廃棄の実施	放射性固体廃棄物の管理状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																								
	放射線管理	気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性気体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性気体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																								
		液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性液体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																								
		課長 線量管理課長	放射線業務従事者の線量限度の管理	放射線業務従事者の被ばく状況	所長へ報告 四半期ごと																																																																								
	非常の場合に講ずべき措置	課長 危機管理課長	訓練の計画の設定及び実施	訓練の実施状況	所長へ報告 四半期ごと 半期ごと																																																																								
	改善のプロセス	理事長	品質マネジメントシステムの適合性の確保、有効性の改善	品質マネジメント活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上、又は必要に応じて																																																																								
全ての管理者		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																																																																									
			自己評価の実施状況	管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて																																																																									

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

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

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

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



原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置(変更)許可申請書 (令和4年8月29日付け原規規発第2208291号)		設工認申請書					整合性
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		
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		

原子炉設置(変更)許可申請書との整合性に関する説明書

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



添付書類

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

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

- 2-1 実験用装荷物の耐震計算方針書
- 2-2 デブリ模擬炉心についての評価書
  - 2-2-(1) 炉心の核的設計計算書作成の基本方針
  - 2-2-(2) デブリ模擬炉心（1）の核的設計計算書

<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と「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）に掲げる技術上の基準への適合性は、次に示すとおりである。

条	項目	項	号	説明の必要性の有無	適合性
第1条	適用範囲	—	—	—	—
第2条	定義	—	—	—	—
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	1	—	無	STACY施設は、特殊な設計による試験研究用等原子炉施設ではないため、該当しない。
		2	—		
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	—	—	無	STACY施設は、廃止措置中の試験研究用等原子炉施設ではないため、該当しない。
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤	—	—	無	STACY施設の原子炉建家は、十分に支持することができる地盤に設置していることを既認可で確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
第6条	地震による損傷の防止	1	—	有	別記1に示すとおり。
		2	—	無	STACY施設は、耐震重要施設を有しないため、該当しない。
		3	—		
第7条	津波による損傷の防止	—	—	無	本申請の対象設備を設置する原子炉建家には、STACY施設として考慮すべきL2津波が到達しないことを原子炉設置(変更)許可で確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	1	—	無	本申請の対象設備を設置する原子炉建家は、外部からの衝撃によりその安全性を損なうおそれがないことを既認可で確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
		2	—		
		3	—	無	STACY施設は、船舶に設置しないため、該当しない。
		4	—	無	STACY施設の原子炉建家は、航空機の落下確率が防護設計の要否を判断する基準(10 <sup>-7</sup> /年)を下回るため、防護措置その他の適切な措置は不要であることを設置(変更)許可で確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	—	—	無	本申請の対象設備は、STACY施設の人の不法な侵入、不正アクセス行為を防止する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	1	—	無	STACY施設は、給排水系による水位制御にて原子炉の反応度を調整し、原子炉停止系の停止能力と併せて、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ことを既認可で確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
		2	—	無	STACY施設は、船舶に設置しないため、該当しない。
第11条	機能の確認等	—	—	有	別記2に示すとおり。

条	項目	項	号	説明の必要性の有無	適合性
第12条	材料及び構造	1	1	無	本申請の対象設備(実験設備)は、「試験研究用等原子炉施設に関する構造等の技術基準(文部科学省15科原安第13号)」により、試験研究用等原子炉施設の安全性を確保する上で重要なものに区分されないため、該当しない。
		1	2		
		2	—	無	S T A C Yは低出力(熱出力最大200W)の臨界実験装置であり、中性子照射により著しく劣化するおそれはないため、該当しない。
3	—				
第13条	安全弁等	—	—	無	本申請の対象設備は、安全弁等を有しないため、該当しない。
第14条	逆止め弁	—	—	無	本申請の対象設備は、逆止め弁を有しないため、該当しない。
第15条	放射性物質による汚染の防止	1	—	無	本申請の対象設備は、通常運転時において、放射性物質を含む流体が漏えいする機器ではないため、該当しない。
		2	—	無	本申請の対象設備は、安全弁等を有しないため、該当しない。
		3	—	無	本申請の対象設備は、S T A C Y施設の排水路、管理区域内の床に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		4	—	無	本申請の対象設備は、S T A C Y施設の内部の壁、床等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
第16条	遮蔽等	1	—	無	本申請の対象設備は、S T A C Y施設の遮蔽等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		2	1		
		2	2		
		2	3		
第17条	換気設備	—	1	無	本申請の対象設備は、S T A C Y施設の換気設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
		—	4		
第18条	適用	—	—	—	—
第19条	溢水による損傷の防止	1	—	無	S T A C Y施設は、溢水防護対象設備を有しないため、該当しない。
		2	—	無	本申請の対象設備は、放射性物質を含む液体を内包する設備ではないため、該当しない。
第20条	安全避難通路等	—	1	無	本申請の対象設備は、S T A C Y施設の安全避難通路等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
第21条	安全設備	—	1	無	本申請の対象設備は、S T A C Y施設の安全設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3	有	別記3に示すとおり。
		—	4	無	本申請の対象設備は、S T A C Y施設の安全設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	5		
		—	6		
第22条	炉心等	1	—	無	本申請の対象設備は、燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		2	—		
		3	—		

条	項目	項	号	説明の必要性の有無	適合性
第23条	熱遮蔽材	—	1	無	STACY施設は低出力（熱出力最大200W）の臨界実験装置であり、中性子照射により著しく劣化するおそれはなく、熱遮蔽材を有しないため、該当しない。
		—	2		
第24条	一次冷却材	—	—	無	STACY施設は、一次冷却材を有しないため、該当しない。
第25条	核燃料物質取扱設備	—	1	無	STACY施設は、核燃料物質取扱設備を有しないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
		—	4		
		—	5		
		—	6		
		—	7		
第26条	核燃料物質貯蔵設備	1	1	無	本申請の対象設備は、STACY施設の核燃料物質貯蔵設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		1	2		
		1	3		
		2	1		
		2	2		
		2	3		
		2	4		
第27条	一次冷却材処理装置	—	—	無	STACY施設は、一次冷却材処理装置を有しないため、該当しない。
第28条	冷却設備等	1	1	無	STACY施設は、冷却設備等を有しないため、該当しない。
		1	2		
		1	3		
		1	4		
		1	5		
		1	6		
		1	7		
		2	—		
		3	—		
第29条	液位の保持等	1	—	無	STACY施設は、一次冷却材及び冠水維持設備を有しないため、該当しない。
		2	—		
第30条	計測設備	1	1	無	本申請の対象設備は、STACY施設の計測設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		1	2		
		1	3		
		1	4		
		2	—		
第31条	放射線管理施設	—	1	無	本申請の対象設備は、STACY施設の放射線管理施設に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
第32条	安全保護回路	—	1	無	本申請の対象設備は、STACY施設の安全保護回路に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
		—	4		
		—	5		
		—	6		
		—	7		
—	8				

条	項目	項	号	説明の必要性の有無	適合性
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	1	1	無	本申請の対象設備は、STACY施設の反応度制御系統及び原子炉停止系統に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		1	2		
		2	1		
		2	2		
		2	3		
		2	4		
		3	—		
		4	1		
		4	2		
		4	3		
		5	—		
6	—				
第34条	原子炉制御室等	1	—	無	本申請の対象設備は、STACY施設の原子炉制御室等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		2	—		
		3	—		
		4	—		
		5	—		
第35条	廃棄物処理設備	1	1	無	本申請の対象設備は、STACY施設の廃棄物処理設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		1	2		
		1	3		
		1	4		
		1	5		
		1	6		
		1	7		
		2	1		
		2	2		
		2	3		
第36条	保管廃棄設備	1	1	無	本申請の対象設備は、STACY施設の保管廃棄設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		1	2		
		1	3		
		2	—		
		3	—		
第37条	原子炉格納施設	—	1	無	本申請の対象設備は、STACY施設の原子炉格納施設に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
第38条	実験設備等	—	1	有	別記4に示すとおり。
		—	2		
		—	3		
		—	4		
		—	5		
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	—	—	無	STACY施設は、中出力炉又は高出力炉ではないため、該当しない。
第40条	保安電源設備	1	—	無	本申請の対象設備は、STACY施設の保安電源設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		2	—		
		3	—		
第41条	警報装置	—	—	無	本申請の対象設備は、STACY施設の警報装置に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
第42条	通信連絡設備等	1	—	無	本申請の対象設備は、STACY施設の通信連絡設備等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		2	—		

条	項目	項	号	説明の必要性の有無	適合性
第43条 ～ 第52条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	—	—	無	STACY施設は、研究開発段階原子炉ではないため、該当しない。
第53条 ～ 第59条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	—	—	無	STACY施設は、ガス冷却型原子炉ではないため、該当しない。
第60条 ～ 第70条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	—	—	無	STACY施設は、ナトリウム冷却型高速炉ではないため、該当しない。
第71条	第六章 雑則	—	—	—	—

(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。

<第1項>

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 耐震重要度に応じたBクラスで設計する。耐震計算の方針については、添付書類「2-1 実験用装荷物の耐震計算方針書」に示す。

<第2項>

STACY施設は、耐震重要施設を有しないため、該当しない。

<第3項>

STACY施設は、耐震重要施設を有しないため、該当しない。

## (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。

原子炉設置(変更)許可申請書において、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、安全上の機能別重要度分類PS-3に分類され、安全機能として「炉心の形成」が求められている。

炉心の形成のためには、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管に格子板に装荷できないほどの有意な変形があってはならない。また、デブリ構造材模擬体（コンクリート）、内挿管及び燃料試料挿入管の内部への浸水防止並びに燃料試料挿入管からの放射性物質の漏えい防止のために有意な傷があってはならない。

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管について、原子炉運転後にそれらの外観に有意な変形、有意な傷がないことを目視により確認するためには、放射線業務従事者の被ばくを考慮する必要がある。以下の運用とすることで、放射線業務従事者が著しく被ばくするおそれはなく、機能の確認をするための検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守が可能である。デブリ構造材模擬体及び内挿管については炉心装荷前の保守、燃料試料挿入管については炉心装荷前後及び保管中の定期的な保守、並びにそれら三品の検査において、外観に有意な変形、有意な傷が確認された場合には、使用しない。また、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管に、格子板に装荷できない程の有意な変形がある場合には炉心装荷時に気付くことができる。

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管の保守及び検査のための放射線作業に当たっては、保安規定の下部要領である「放射線安全取扱手引」に定める「放射線作業連絡票」を用いて、放射線業務従事者の被ばく影響について検討し、適切な放射線防護装備（アラーム付き電子ポケット線量計等）、作業時間等を決定する。

なお、STACYを1運転当たりの最大積算出力（0.1 kW・h）で運転した場合、運転停止から24時間後の炉心近傍（1 m）の空間線量率は400  $\mu$  Sv/h以下であり、上記の運用に支障はない。

その他、燃料試料挿入管の密封性機能を維持するためのOリングについて、STACYは、最大熱出力200Wの低出力炉であり、常温から最高使用温度80℃の範囲で運転を行うため、Oリングに高度な耐放射線性、耐熱性は要求されない。ただし、炉心に挿入して使用することから、一般に耐放射線性、耐熱性を有することで原子力施設に用いられているフッ素ゴムを材質とするOリングを使用する設計とする。また、このOリングは消耗品であるため、あらかじめ必要量を確保し、上部端栓開封のつど交換することから、着脱時の摩耗による影響は問題とならない。このフッ素ゴムは、実用発電炉（高出力・高圧力・高熱の炉心）の制御棒駆動系水圧制御ユニット等のパッキンとして使用実績がある材質である。なお、燃料試料



挿入管の開封頻度は実験目的に応じて異なるが、長期間開封しない場合でも最大数年程度と想定される。フッ素ゴムの耐用年数は、110℃の環境で30年以上と報告<sup>[1]</sup>されており、STACYの使用環境ではOリングの密封性能を喪失することはない。さらに、フッ素ゴム製Oリングの耐放射線性については、1 MGy照射後の真空リーク試験でリークがなかったことが報告<sup>[2]</sup>されている。他方、ウラン燃料を用いる臨界実験装置での照射データとして5.2 kW・hの積算出力で約1.6kGyの照射量に相当するとの報告<sup>[3]</sup>がある。STACYの最大積算出力は3 kW・h／年であり、高々1 kGy／年の照射量であることから、1 MGyに対して3桁（1000年分）の余裕があり、健全性に問題は生じない。

(安全設備)

第二十一条 安全設備は、次に掲げるところにより設置されたものでなければならない。

一 第二条第二項第二十八号ロに掲げる安全設備は、二以上の原子力施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、試験研究用等原子炉の安全を確保する上で支障がない場合にあっては、この限りでない。

二 第二条第二項第二十八号ロに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械又は器具の単一故障（試験炉許可基準規則第十二条第二項に規定する単一故障をいう。第三十二条第三号において同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものであること。ただし、原子炉格納容器その他多重性、多様性及び独立性を有することなく試験研究用等原子炉の安全を確保する機能を維持し得る設備にあっては、この限りでない。

三 安全設備は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものであること。

四 火災により損傷を受けるおそれがある場合においては、次に掲げるところによること。

イ 火災の発生を防止するために可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用すること。

ロ 必要に応じて火災の発生を感知する設備及び消火を行う設備が設けられていること。

ハ 火災の影響を軽減するため、必要に応じて、防火壁の設置その他の適切な防火措置を講ずること。

五 前号ロの消火を行う設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。

六 蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、試験研究用等原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合には、防護施設の設置その他の適切な損傷防止措置が講じられていること。

<第1号>

本申請の対象設備は、安全設備ではないため、該当しない。

<第2号>

本申請の対象設備は、安全設備ではないため、該当しない。

### <第3号>

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、放射線量等の各種の環境条件を考慮し、十分安全側の設計条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能（炉心の形成）を発揮できる設計とする。そのため、設計条件は、最高使用圧力（静水頭 2.0m）及び最高使用温度（80℃）並びに最大熱出力（200W）及び最大積算出力（3 kW・h/年）において影響を受けない材料を用いることとしている。

原子炉設置(変更)許可申請書における運転時の異常な過渡変化の評価によると、ピーク出力は最大989W、最終エネルギーは5.13kW・s、総核分裂数は $1.6 \times 10^{14}$ （中性子発生数 $4.0 \times 10^{14}$ 個に相当）であり、棒状燃料と減速材の温度上昇はそれぞれ7.0℃、1.2℃である。燃料中心の初期温度が通常運転時の最高温度である70℃であったとしても、最高使用温度の80℃を超えることはない。デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管の被覆の材料のうち最小の許容応力はアルミニウム合金（融点約600℃）の55MPa（使用温度80℃）であり、静水頭2.0mによる圧力（約0.02MPa）より大きい材料に変形が生じることはない。

STACYの最大積算出力は3 kW・h/年であり、これは、総核分裂数約 $3.37 \times 10^{17}$ 回、総発生中性子数約 $8.43 \times 10^{17}$ 個に相当する。中性子照射による材料脆化の兆候が現れるのは、ステンレス鋼、ジルコニウム合金、アルミニウム合金では $10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>以上である<sup>[4][5]</sup>。総発生中性子のすべてが実験用装荷物1本の表面に照射されたと仮定しても、中性子照射量は $1.42 \times 10^{16}$  n/cm<sup>2</sup>程度であり、 $10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>を超えない。

なお、設計基準事故は、棒状燃料取出し時の落下等による破損及び核燃料物質貯蔵設備からの溶液燃料の漏えいであるため、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管の炉心の形成に影響を及ぼすおそれはない。

以上のことから、実験用装荷物に機械的及び放射線影響による変形は生じず、炉心の形成に影響を及ぼすおそれはない。

### <第4号>

本申請の対象設備は、安全設備ではないため、該当しない。

### <第5号>

本申請の対象設備は、安全設備ではないため、該当しない。

(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。

#### <第1号>

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、それぞれの耐震重要度に応じたBクラスで設計し、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。

#### <第2号>

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管の状態変化、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、軽水の給排水及び浮力によって浮き上がらないように適切な自重を有する設計とする。なお、これらは炉心タンク内に設置した3枚の格子板により支持されるため、水平方向に移動することはない。

#### <第3号>

燃料試料挿入管は、少量核燃料物質であるデブリ模擬体を封入して使用するため、放射性物質の著しい漏えいを防止するように上部端栓が容易に外れず、密封性を有する脱着式の端栓とする。密封性を担保するOリングについて、STACYは、最大熱出力200Wの低出力炉であり、常温から最高使用温度80℃の範囲で運転を行うため、Oリングに高度な耐放射線性、耐熱性は要求されないが、炉心に挿入して使用することから、一般に耐放射線性、耐熱性を有することで原子力施設に用いられているフッ素ゴムを材質とするOリングを使用する。また、燃料試料挿入管に内包する少量核燃料物質（ペレット状のウラン酸化物）から放出される気体状核分裂生成物（希ガス）の分圧は大きく見積もっても $5 \times 10^{-2}$  Pa程度で

あり、静水頭2.0mによる圧力 ( $= 2 \times 10^4$  Pa) と比較して6桁低いことから、希ガスの分圧は燃料試料挿入管の閉じ込め機能に影響を及ぼさない。なお、デブリ構造材模擬体は放射性物質を内包する設備ではなく、内挿管は非密封の放射性物質を内包する設備ではないため、設計対応は不要である。

放射線業務従事者に対する放射線による被ばく影響については、実験用装荷物を取り扱う場合は、作業開始前に保安規定の下部規定である放射線安全取扱手引に定める放射線作業連絡票を用いて、放射線業務従事者の被ばく影響について検討し、適切な放射線防護装備（アラーム付き電子ポケット線量計等）、作業時間等を決定するため、放射線業務従事者が著しく被ばくするおそれはない。また、実験用装荷物を装荷する炉心タンクは炉室（S）に設置され、本設工認申請は既認可の炉室（S）の遮蔽設計を変更するものではなく、炉室（S）外の放射線業務従事者に対しても著しい被ばく影響を及ぼすおそれはない。なお、炉室（S）の扉にはインターロック（炉室内空間線量率 $200 \mu\text{Gy/h}$ 以上で開不可）が設けられているため、空間線量率が高い状況で作業することはない。インターロック解除直後に入室することを想定した場合、炉心近傍（1m）の空間線量率は最大約 $7.2\text{mSv/h}$ と見積もられるが、このような場合、作業時間によっては1回の作業で実効線量1mSvを超えるため、時間減衰を待って作業する。

STACYは低出力炉（熱出力最大 $200\text{W}$ ）、積算出力最大 $0.1\text{kW}\cdot\text{h}/1$ 運転、 $0.3\text{kW}\cdot\text{h}/$ 週、 $3\text{kW}\cdot\text{h}/$ 年であり、棒状燃料及びデブリ模擬体中の核分裂生成物の蓄積（原子炉設置（変更）許可申請書における運転時の異常な過渡変化の評価のうち最大の値で $1.6 \times 10^{14}$ 核分裂）及び放射化による放射線の放出（臨界水位を測定するだけの運転 通常約 $1\text{W}$ で1時間（積算出力 $1\text{W}\cdot\text{h}$ ）運転した場合の空間線量率は、運転停止後1時間の炉心近傍（1m）で $200 \mu\text{Sv/h}$ 以下）は極めて小さく、燃料試料挿入管は直接手で取り扱うことができるものである。

#### <第4号>

炉心タンク及びその周辺における発煙などの異常及び地震時等の周辺環境（炉室フード内）の異常の有無を監視できるよう、炉室（S）にカメラ、制御室にTVモニタが設置されている。

目視では確認することができない運転中の重要なパラメータである中性子束密度、温度及び水位に関する有意な変化は、既認可の計測制御系統施設で監視できる設計となっている。なお、燃料試料挿入管は静水頭2.0mの密封性能を有する上部端栓で密封されているが、被覆管とペレットのギャップに放出される気体状核分裂生成物（希ガス）の放出量の合計は大きく見積もっても $1.12 \times 10^{-10}$  molであり、その分圧 $4.95 \times 10^{-2}$  Paは上部端栓の密封性能（静水頭2.0m  $= 2 \times 10^4$  Pa）に対して6桁低く破損することはないため、上記の監視量に有意な変化を起こすおそれはない。

<第5号>

デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、制御室と相互に連絡することができる炉室（S）に設置する。連絡には、既認可の通信連絡設備（ページング装置）を使用する。

<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と「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」(以下「技術基準規則」という。)に掲げる技術上の基準への適合性は、次に示すとおりである。

条	項目	項	号	説明の必要性の有無	適合性
第1条	適用範囲	—	—	—	—
第2条	定義	—	—	—	—
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	1	—	無	STACY施設は、特殊な設計による試験研究用等原子炉施設ではないため、該当しない。
		2	—		
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	—	—	無	STACY施設は、廃止措置中の試験研究用等原子炉施設ではないため、該当しない。
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤	—	—	無	STACY施設の原子炉建家は、十分に支持することができる地盤に設置していることを既認可で確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
第6条	地震による損傷の防止	1	—	無	本申請の範囲は、炉心(棒状燃料、格子板、安全板装置、実験用装荷物等の機器を組み合わせたもの)であり、それら炉心構成設備についてはそれぞれ適合性を確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。なお、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管については、本設工認申請書第1編にて適合性を説明する。
		2	—	無	STACY施設は、耐震重要施設を有しないため、該当しない。
		3	—		
第7条	津波による損傷の防止	—	—	無	本申請の炉心を設置する原子炉建家は、STACY施設として考慮すべきL2津波は到達しないことを原子炉設置(変更)許可で確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止	1	—	無	本申請の炉心を設置する原子炉建家は、外部からの衝撃によりその安全性を損なうおそれがないことを既認可で確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
		2	—		
		3	—	無	STACY施設は、船舶に設置しないため、該当しない。
		4	—	無	STACY施設の原子炉建家は、航空機の落下確率が防護設計の要否を判断する基準(10 <sup>-7</sup> /年)を下回るため、防護措置その他の適切な措置は不要であることを設置(変更)許可で確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	—	—	無	本申請の範囲は、STACY施設の人の不法な侵入、不正アクセス行為を防止する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。

条	項目	項	号	説明の必要性の有無	適合性
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能	1	—	有	別記5に示すとおり。
		2	—	無	STACY施設は、船舶に設置しないため、該当しない。
第11条	機能の確認等	—	—	無	本申請の範囲は、炉心（棒状燃料、格子板、安全板装置、実験用装荷物等の機器を組み合わせたもの）であり、それら炉心構成設備についてはそれぞれ適合性を確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。なお、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管の機器については、本設工認申請書第1編にて適合性を説明する。
第12条	材料及び構造	1	1	無	本申請の範囲は、炉心（棒状燃料、格子板、安全板装置、実験用装荷物等の機器を組み合わせたもの）であり、それら炉心構成設備についてはそれぞれ適合性を確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
		1	2		
		2	—		
		3	—		
第13条	安全弁等	—	—	無	本申請の範囲は、安全弁等を有しないため、該当しない。
第14条	逆止め弁	—	—	無	本申請の範囲は、逆止め弁を有しないため、該当しない。
第15条	放射性物質による汚染の防止	1	—	無	本申請の範囲は、炉心（棒状燃料、格子板、安全板装置、実験用装荷物等の機器を組み合わせたもの）であり、それら炉心構成設備についてはそれぞれ適合性を確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
		2	—	無	本申請の範囲は、安全弁等を有しないため、該当しない。
		3	—	無	本申請の範囲は、STACY施設の内部の排水路、床等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		4	—	無	本申請の範囲は、STACY施設の内部の壁、床等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
第16条	遮蔽等	1	—	無	本申請の範囲は、STACY施設の遮蔽等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		2	1		
		2	2		
		2	3		
第17条	換気設備	—	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の換気設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
		—	4		
第18条	適用	—	—	—	—
第19条	溢水による損傷の防止	1	—	無	STACY施設は、溢水防護対象設備を有しないため、該当しない。
		2	—	無	本申請の範囲は、放射性物質を含む液体を内包する設備ではないため、該当しない。
第20条	安全避難通路等	—	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の安全避難通路等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		



条	項目	項	号	説明の必要性の有無	適合性
第21条	安全設備	—	1	無	本申請の範囲は、炉心（棒状燃料、格子板、安全板装置、実験用装荷物等の機器を組み合わせたもの）であり、それら炉心構成設備についてはそれぞれ適合性を確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
		—	4		
		—	5		
		—	6		
第22条	炉心等	1	—	無	本申請の範囲は、炉心（棒状燃料、格子板、安全板装置、実験用装荷物等の機器を組み合わせたもの）であり、それら炉心構成設備についてはそれぞれ適合性を確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。
		2	—		
		3	—		
第23条	熱遮蔽材	—	1	無	STACY施設は、熱遮蔽材を有しないため、該当しない。
		—	2		
第24条	一次冷却材	—	—	無	STACY施設は、一次冷却材を有しないため、該当しない。
第25条	核燃料物質取扱設備	—	1	無	STACY施設は、核燃料物質取扱設備を有しないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
		—	4		
		—	5		
		—	6		
		—	7		
		—	8		
第26条	核燃料物質貯蔵設備	1	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の核燃料物質貯蔵設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		1	2		
		1	3		
		2	1		
		2	2		
		2	3		
		2	4		
第27条	一次冷却材処理装置	—	—	無	STACY施設は、一次冷却材処理装置を有しないため、該当しない。
第28条	冷却設備等	—	1	無	STACY施設は、冷却設備等を有しないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
		—	4		
		—	5		
		—	6		
		—	7		
		2	—		
		3	—		
第29条	液位の保持等	1	—	無	STACY施設は、一次冷却材及び冠水維持設備を有しないため、該当しない。
		2	—		
第30条	計測設備	1	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の計測設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		1	2		
		1	3		
		1	4		
		2	—		
第31条	放射線管理施設	—	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の放射線管理施設に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		

条	項目	項	号	説明の必要性の有無	適合性
第32条	安全保護回路	—	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の安全保護回路に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
		—	3		
		—	4		
		—	5		
		—	6		
		—	7		
		—	8		
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	1	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の反応度制御系統及び原子炉停止系統に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。なお、STACYの反応度制御については、第10条にて説明する。
		1	2		
		2	1		
		2	2		
		2	3		
		2	4		
		3	—		
		4	1		
		4	2		
		4	3		
		5	—		
6	—				
第34条	原子炉制御室等	1	—	無	本申請の範囲は、STACY施設の原子炉制御室等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		2	—		
		3	—		
		4	—		
		5	—		
第35条	廃棄物処理設備	1	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の廃棄物処理設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		1	2		
		1	3		
		1	4		
		1	5		
		1	6		
		1	7		
		2	1		
		2	2		
		2	3		
第36条	保管廃棄設備	1	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の保管廃棄設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		1	2		
		1	3		
		2	—		
		3	—		
第37条	原子炉格納施設	—	1	無	本申請の範囲は、STACY施設の原子炉格納施設に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		—	2		
第38条	実験設備等	—	1	無	本申請の範囲は、炉心（棒状燃料、格子板、安全板装置、実験用装荷物等の機器を組み合わせたもの）であり、それら炉心構成設備についてはそれぞれ適合性を確認している。本申請はその設計を変更するものではないため、該当しない。なお、デブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管の機器については、本設工認申請書第1編にて適合性を説明する。
		—	2		
		—	3		
		—	4		
		—	5		

条	項目	項	号	説明の必要性の有無	適合性
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	—	—	無	STACY施設は、中出力炉又は高出力炉ではないため、該当しない。
第40条	保安電源設備	1	—	無	本申請の範囲は、STACY施設の保安電源設備に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		2	—		
		3	—		
第41条	警報装置	—	—	無	本申請の範囲は、STACY施設の警報装置に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
第42条	通信連絡設備等	1	—	無	本申請の範囲は、STACY施設の通信連絡設備等に関する設計に影響を与えるものではないため、該当しない。
		2	—		
第43条 ～ 第52条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	—	—	無	STACY施設は、研究開発段階原子炉ではないため、該当しない。
第53条 ～ 第59条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	—	—	無	STACY施設は、ガス冷却型原子炉ではないため、該当しない。
第60条 ～ 第70条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	—	—	無	STACY施設は、ナトリウム冷却型高速炉ではないため、該当しない。
第71条	第六章 雑則	—	—	—	—

## (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。ただし、試験炉許可基準規則第十五条第一項ただし書の規定の適用を受ける臨界実験装置に係る試験研究用等原子炉施設にあつては、試験研究用等原子炉固有の出力抑制特性を有することを要しない。

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。

## &lt;第1項&gt;

STACY施設は、通常運転時の臨界近傍において、反応度を安全に制御するため、給水系の流量を炉心タンク水位上昇速度 1 mm/s 以下、かつ、反応度添加率 (=炉心タンク水位上昇速度×水位反応度係数) 3 セント/s に相当する流量以下に制限する。また、給水停止スイッチにより添加反応度を0.3ドル以下に制限する。このとき、給水流量が制限値を超えた場合は警報が発報し、運転員が給水を停止させる。その後も流量異常が解消されず水位上昇が続いた場合、給水停止スイッチが水面を検知することにより給水が停止する。なお、給水停止スイッチを超えて給水が継続した場合、給水停止スイッチの同軸上方にある排水開始スイッチが水面を検知し、炉心タンクから軽水が排水される。給水停止スイッチ及び排水開始スイッチを超えて給水が継続された場合、給水停止スイッチ及び排水開始スイッチの上方に設置した最大給水制限スイッチが水面を検知することによりスクラムする。反応度添加による出力上昇があった場合は、核計装の炉周期が20 s 以下になるとアラーム、5 s 以下になるとスクラムする設計となっている。運転開始前に原則として計算解析により給水停止スイッチ及び最大給水制限スイッチの設置位置を定め、運転中(臨界近接)の臨界水位推定結果により必要に応じて位置を変更する。設置位置の設定及び変更に当たっては複数名で確認を行う。確認の手順は原子力科学研究所原子炉施設保安規定(下部規定を含む。)に定め、遵守する。

また、反応度制御系として給排水系を設け、通常運転時に予想される温度変化及び実験用装荷物の位置変化による反応度変化を調整することで、反応度を安定的に制御できる設計となっている。なお、熱出力は最大200Wと低いため、温度上昇率は、出力密度が最大となる位置でも $7.6 \times 10^{-3} \text{ } ^\circ\text{C/s}$ 以下となり、この温度上昇による反応度添加率は、最大の正の炉心温度反応度係数を仮定しても $4.3 \times 10^{-2}$  セント/s であり、その反応度変化は無視できる。また、原子炉設置(変更)許可申請書において、運転に伴って生成するキセノンの反応度変化は無視できると評価している。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉停止系統(安全板装置、排水

系)、反応度制御系統(給排水系及び安全板装置)、計測制御系統及び安全保護回路(水位スイッチ、核計装)により原子炉を制御し、原子炉停止余裕に係る核的制限値を満足するようにすることで、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。

これらの設備及び機能により、原子炉施設を安全かつ安定的に制御し、核分裂の連鎖反応を制御する考え方は、既認可の「基本炉心(1)」と同様である。

STACYでの実験炉心は、原子炉設置(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。このとき、STACYは第10条第1項ただし書の規定の適用を受ける臨界実験装置であり、原子炉固有の出力抑制特性を有することを要しないため、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。原子炉設置(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、原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御することができる。 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、原子炉設置(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。

原子炉設置(変更)許可申請書に定めた炉心特性の範囲(第2編 本文 3.1 設計条件 表1及び表2に示す。)で運転する。また、運転に当たっては、炉心が核的制限値を満足し、かつ、炉心特性の範囲になるよう、原則として計算解析により評価し、確認する。評価の結果、炉心特性の範囲を逸脱する場合は、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。さらに、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、安全板又は未臨界板の性能とあいまって、海水による全水没を想定したときにも臨界とならないことを計算解析により評価し、確認する。評価の結果、臨界となるおそれがある場合は、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。計算解析の方針は、添付書類「2-2 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。

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「2-2 デブリ模擬炉心についての評価書」に示す。

## <第2項>

STACY施設は、船舶に設置しないため、該当しない。

#### 参考文献

- [1] 田村珠美, 金澤幸雄, 中野修, ゴム材料の寿命評価技術, 東芝レビュー, Vol. 70, No. 1, p. 40-43, (2015).
- [2] 伊野浩史他, 真空用Oリングの $\gamma$ 線による劣化具合の調査, J. Vac. Soc. Jpn, Vol. 46, No. 5, p. 397-401, (2003).
- [3] 曾野浩樹, 中性子線及びガンマ線人体吸収線量計測技術の開発とその臨界事故影響評価への応用に関する研究, JAEA-Review 2007-025, p. 47, (2007).
- [4] 長谷川正義, 三島良績 (監修), 原子炉材料ハンドブック, 日刊工業新聞社 (1977).
- [5] S. A. Santa and Suwoto, "Neutron Radiation Damage Estimation in the Core Structure Base Metal of RSG GAS," J. Phys. : Conf. Ser., **962**, 012050 (2018).

添付書類

2 - 1 実験用装荷物の耐震計算方針書

## 目 次

1. 一般事項 .....	添-2-1-1
2. 構造設計方針 .....	添-2-1-1
3. 設計仕様 .....	添-2-1-2
4. 設工認に係る品質管理フロー.....	添-2-1-3



## 1. 一般事項

実験用装荷物は、実験棟A 1階の炉室（S）に設置するSTACYの炉心タンクに装荷して用いる。

## 2. 構造設計方針

### (1) 基本方針

実験用装荷物の耐震設計は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の基本的な考え方を参考にして以下のように行う。

なお、設計管理については、「原子力科学研究所原子炉施設保安規定」、「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」及び「臨界ホット試験技術部の設計・開発管理要領」に基づき品質管理を行うものとする。

- a) 共振するおそれのない設計とする。なお、装荷した状態におけるデブリ構造材模擬体、燃料試料挿入管及び内挿管は、炉心支持構造物に固定されていないが、固定されているとして評価した場合でも固有振動数は20Hz以上であり、共振するおそれがないことを確認している。
- b) Bクラスの静的地震力と地震力以外の荷重を組み合わせ（地震による軽水の揺動で生じる実験用装荷物に対する付加荷重を含む。）、その結果発生する応力が、安全上適切と認められる規格及び基準（JEAG-4601 補-1984等）を参考に設定される許容限界を超えず、おおむね弾性状態に留まるよう耐震設計を行う。

## (2) 構造計画

実験用装荷物の構造は、下端は炉心タンクの定盤に接し、水平方向は格子板（3枚）に支持されるものとする。実験用装荷物の構造概略図を図 1.1 に示す。

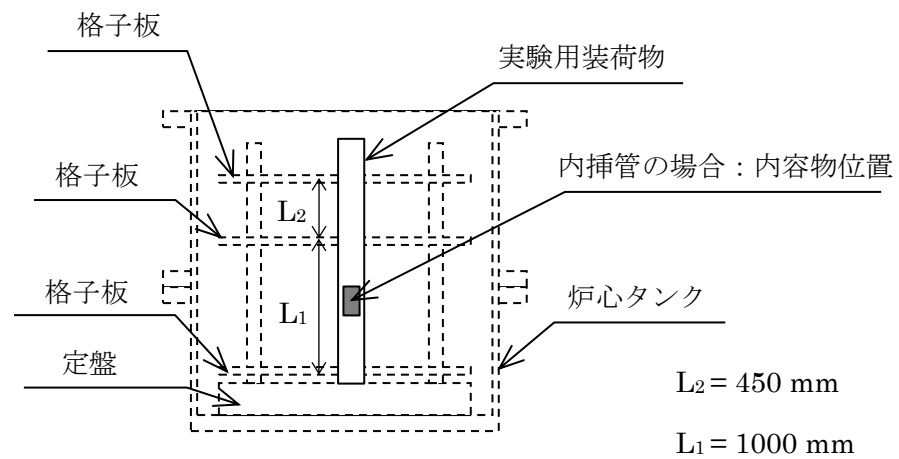
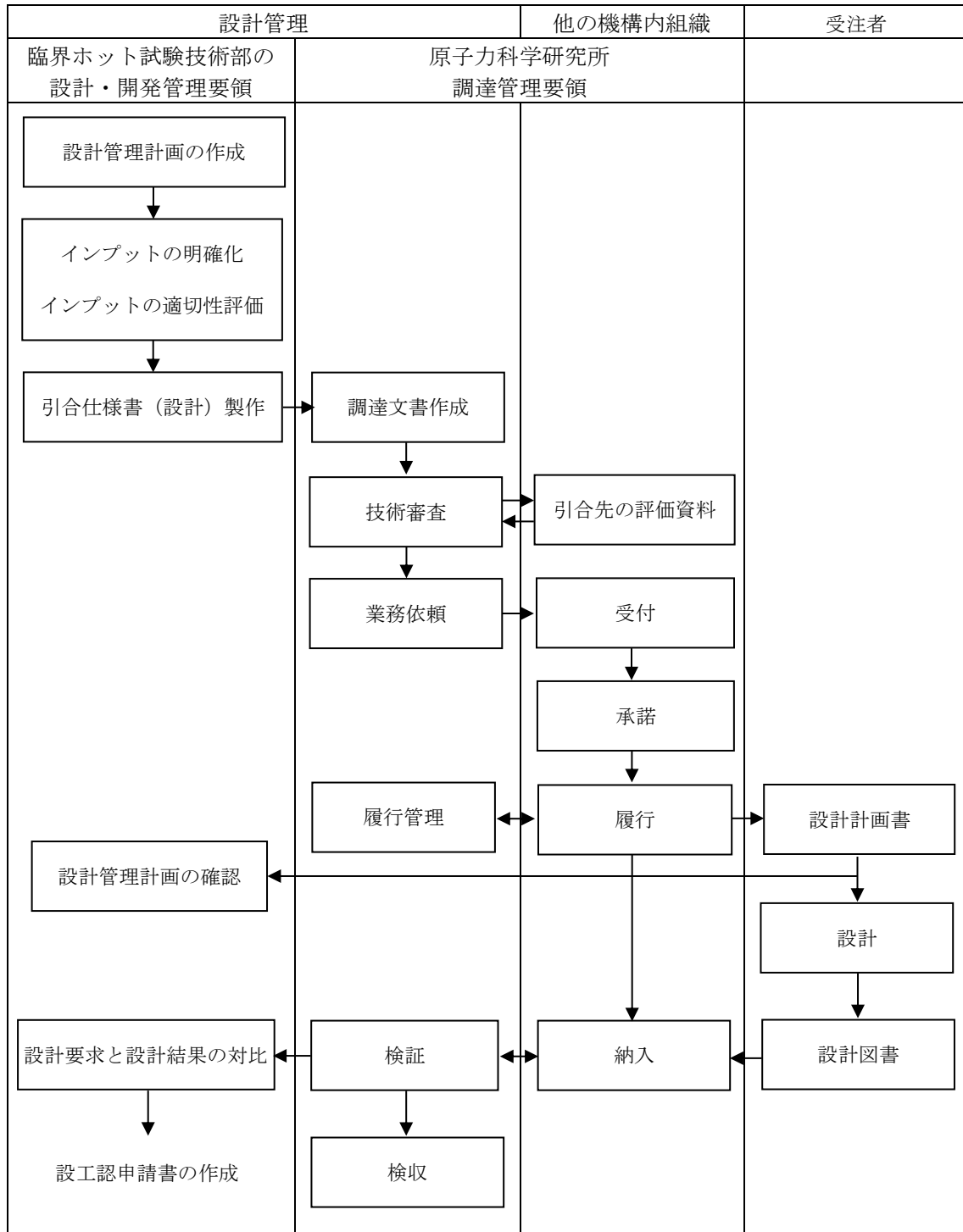


図 1.1 実験用装荷物の構造概略図

## 3. 設計仕様

実験用装荷物の仕様は、第 1 編その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち I. 実験設備の 3. 2 設計仕様のとおりとする。

#### 4. 設工認に係る品質管理フロー



本設工認の設計管理における検証及び検収に係る品質管理プロセスは、「臨界ホット試験技術部の設計・開発管理要領」に基づき、課長が、設計結果（設計図書等）について設計要求との対比を行い、要求事項を満足していることを確認して承認している。

## 添付書類

### 2-2 デブリ模擬炉心についての評価書

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

## 添付書類

2-2-(1) 炉心の核的設計計算書作成の基本方針

## 目 次

1. 概要 .....	添- <u>2-2</u> -(1)-1
2. 基本方針 .....	添- <u>2-2</u> -(1)-1
2.1 炉心構成の条件.....	添- <u>2-2</u> -(1)-1
2.2 構成してはならない炉心の識別.....	添- <u>2-2</u> -(1)-2
3. 評価条件及び判定基準 .....	添- <u>2-2</u> -(1)-2
3.1 炉心の条件 .....	添- <u>2-2</u> -(1)-2
3.2 過剰反応度 .....	添- <u>2-2</u> -(1)-2
3.3 給排水系による最大反応度添加率.....	添- <u>2-2</u> -(1)-2
3.4 安全板による停止時の中性子実効増倍率.....	添- <u>2-2</u> -(1)-3
3.5 炉心特性 .....	添- <u>2-2</u> -(1)-3
4. 計算方法 .....	添- <u>2-2</u> -(1)-4
参考文献 .....	添- <u>2-2</u> -(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<sup>235</sup>U濃縮度（炉心に装荷した全棒状燃料の平均濃縮度）は10wt%以下とする。また、実験用装荷物は、実験の目的に応じて異なるものを製作し、単一種類又は複数種類のを組み合わせて使用する。減速材は、格子間隔の異なる格子板の使用又は格子板へ実験用装荷物（ボイド模擬体ほか）を配列することにより、減速材対燃料ペレット体積比（炉心平均）を0.9以上11以下の範囲で変化させる。軽水には、実験計画に応じて可溶性中性子吸収材を添加する。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 $^{235}\text{U}$ 濃縮度は10 wt%以下とする。

### 3.2 過剰反応度

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

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

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

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

### 3.3 給排水系による最大反応度添加率

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



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

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

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

#### 3.4 安全板による停止時の中性子実効増倍率

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

#### 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。

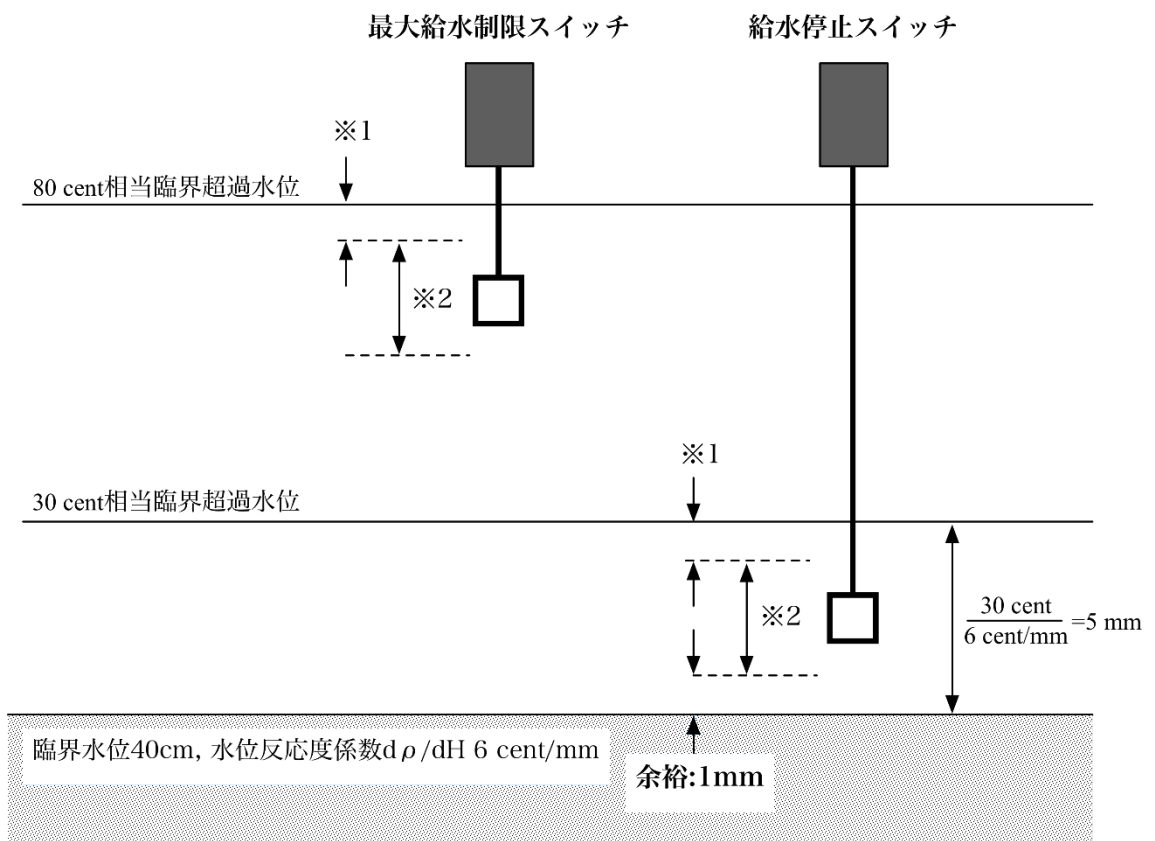
臨界量及び安全板の反応度値の計算には、連続エネルギー法に基づくモンテカルロ計算コードMVP<sup>[1]</sup>を用い、核データとしては評価済核データライブラリJENDL-3.3<sup>[2]</sup>を基にしたポイントワイズ断面積を用いる。

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<sup>[3]</sup>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<sup>[4]</sup>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)	$6.0 \times 10^{-2}$	$2.0 \times 10^{-3}$
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 ( $\Delta k/k/^\circ C$ )	$+3.8 \times 10^{-4}$	$-3.7 \times 10^{-5}$
減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/vol\%$ )	$+3.7 \times 10^{-3}$	$-3.8 \times 10^{-3}$
棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ C$ )	$-8.5 \times 10^{-6}$	$-4.1 \times 10^{-5}$
即発中性子寿命 (s)	$8.4 \times 10^{-5}$	$6.9 \times 10^{-6}$
実効遅発 中性子割合 (-)	$8.1 \times 10^{-3}$	$6.8 \times 10^{-3}$

添付書類

2-2-(2) デブリ模擬炉心（1）の核的設計計算書

## 目 次

1. 概要 .....	添- <u>2-2</u> -(2)-1
2. デブリ模擬炉心（1）の条件.....	添- <u>2-2</u> -(2)-1
3. 計算条件及び計算方法 .....	添- <u>2-2</u> -(2)-2
3.1 基本方針 .....	添- <u>2-2</u> -(2)-2
(1) 臨界炉心の評価.....	添- <u>2-2</u> -(2)-2
(2) 安全板（未臨界板）の評価.....	添- <u>2-2</u> -(2)-2
(3) 可溶性中性子吸収材（ボロン）の評価.....	添- <u>2-2</u> -(2)-4
(4) 炉心特性の評価.....	添- <u>2-2</u> -(2)-4
3.2 計算モデル .....	添- <u>2-2</u> -(2)-4
4. 計算結果 .....	添- <u>2-2</u> -(2)-7
4.1 臨界炉心の評価結果.....	添- <u>2-2</u> -(2)-7
4.2 安全板（未臨界板）評価の結果.....	添- <u>2-2</u> -(2)-7
4.3 可溶性中性子吸収材（ボロン）評価の結果.....	添- <u>2-2</u> -(2)-7
4.4 炉心特性評価の結果.....	添- <u>2-2</u> -(2)-7
4.5 構成してはならない炉心の再評価.....	添- <u>2-2</u> -(2)-7
5. まとめ .....	添- <u>2-2</u> -(2)-8
参考文献 .....	添- <u>2-2</u> -(2)-9

## 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「2-2-(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、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（ $^{235}\text{U}$ 濃縮度5 wt%）を用いる。
- b. 燃料の最大装荷量は、50本以上400本以下（実験用装荷物の燃料試料挿入管を含む）とする。ただし、棒状燃料の有効長下端より140cm超の給水によっても臨界にならない炉心については400本以下とする。

### (2) 減速材及び反射材

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

### (3) 格子板

- a. 格子板として、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

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。デブリ構造材模擬体の装荷パターン及び本数については、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、炉心中心からデブリ構造材模擬体を燃料棒 4 本のうち 1 本を置換した「1 of 4」、2 本を置換した「2 of 4」、4 本を置換した「4 of 4」とする。また、デブリ構造材模擬体の本数については製作本数 70 本のうち対称に装荷可能な最大数として 69 本、変化傾向を確認するために 25 本とした。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<sup>[1]</sup> を評価済核データライブラリ JENDL-3. 3<sup>[2]</sup> 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<sup>[3]</sup> 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<sup>[4]</sup> 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<sup>[5]、[6]</sup> から、0. 997 とする。このとき、格子間隔は、減速材対燃料ペレット体積比 (以下「VR」と略す。) に係る炉心構成範囲の制限を満足するものとして 1. 27 cm、1. 50 cm とする。(それぞれの VR は約 1. 82～2. 07、約 3. 11～3. 83 の範囲である。) これらの臨界となる条件を以下「臨界炉心」と呼ぶ。

#### (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。

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

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

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

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

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
$\sigma_{k_0}$	$k_0$ 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
$\sigma_{k_1}$	$k_1$ の不確かさ（1標準偏差）
$\rho$	安全板（未臨界板）の反応度効果
$\sigma_\rho$	$\rho$ の不確かさ（1標準偏差）
$\rho'$	最大過剰反応度 0.8 ドルを考慮した反応度効果
$\beta_{\max}$	実効遅発中性子割合の最大値（ $8.1 \times 10^{-3}$ 。添付書類 <a href="#">2-2-(1)</a> 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）の炉心进行评估する。なお、このとき  $\rho$  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、 $\sigma_{k_0}$  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（ $\rho'$ ）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 及び水位反応度係数の計算を行い、添付書類「2-2-(1) 炉心の核的設計計算書作成の基本方針」の表 1 及び表 2 に示した炉心特性値の範囲（以下「炉心特性範囲」という。）に入る見通しがあることを確認する。炉心特性範囲を逸脱する場合は、(2)と同様に、「構成してはならない炉心」として識別し、炉心構成範囲外とする。

## 3.2 計算モデル

前述のとおり、計算コード及び核データライブラリは、添付書類「2-2-(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<sup>1</sup>。
- (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<sup>2</sup>。
- (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<sup>[7]</sup> 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<sup>[7]</sup> を参考に、海水温度は 30℃ とする。

<sup>1</sup> 有効寸法（中性子吸収材（カドミウム）の寸法）を示す。安全板実機の幅は 22 cm、未臨界板実機の幅は 18 cm。

<sup>2</sup> 安全板実機の全体の厚みは 1.5 mm、カドミウムの厚みは 0.5 mm、未臨界板実機の全体の厚みは 2.0 mm、カドミウムの厚みは 1.0 mm。

- (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<sup>3</sup>として計算する。

---

<sup>3</sup> 炉心タンク内の面積の 15%は、棒状燃料にして約 5300 本、直径 11cm の内挿管にして約 40 本に相当する。これは、棒状燃料の最大装荷量 400 本に対して十分に大きい。

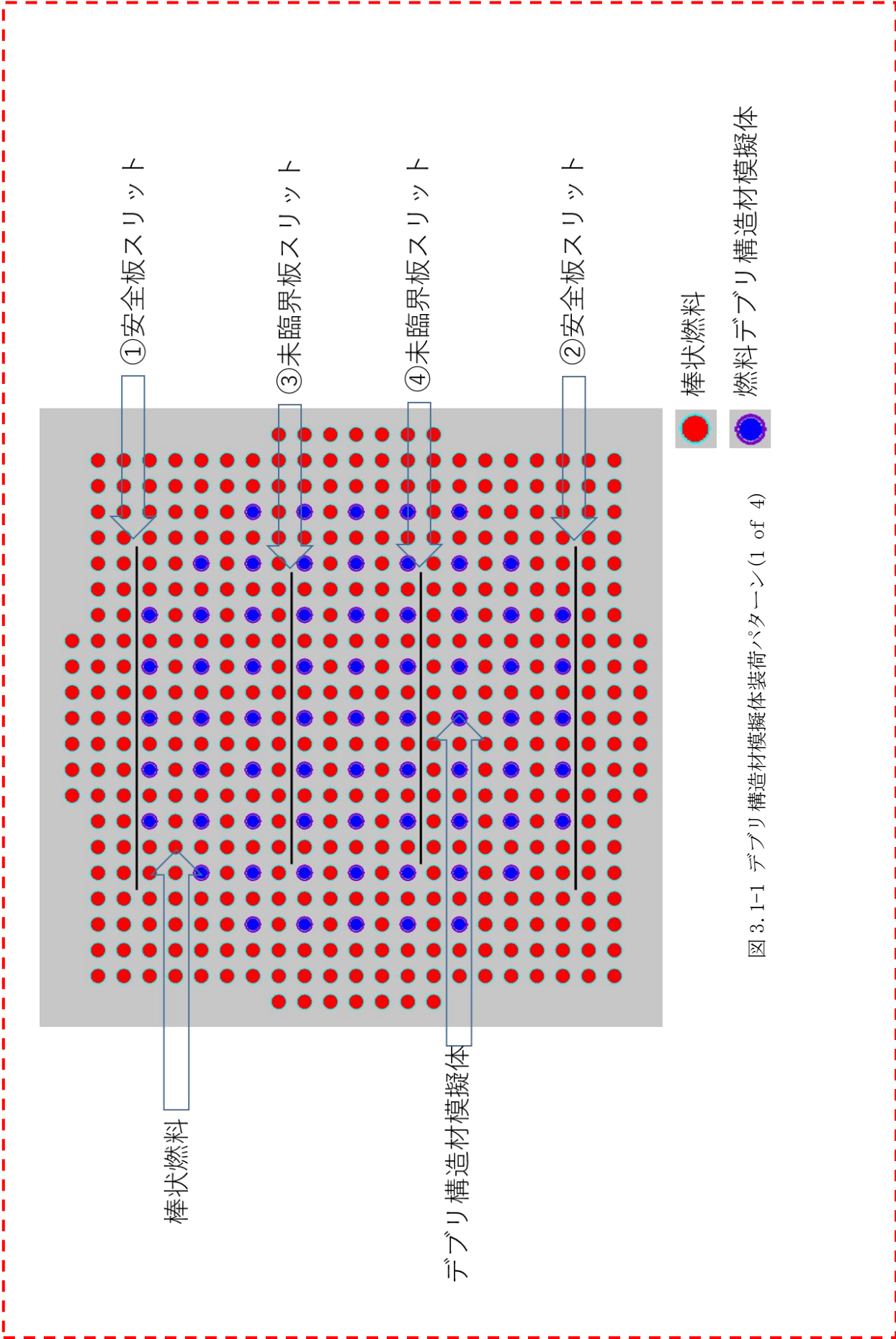


図 3. 1-1 デブリ 構造材模擬体装荷パターン(1 of 4)

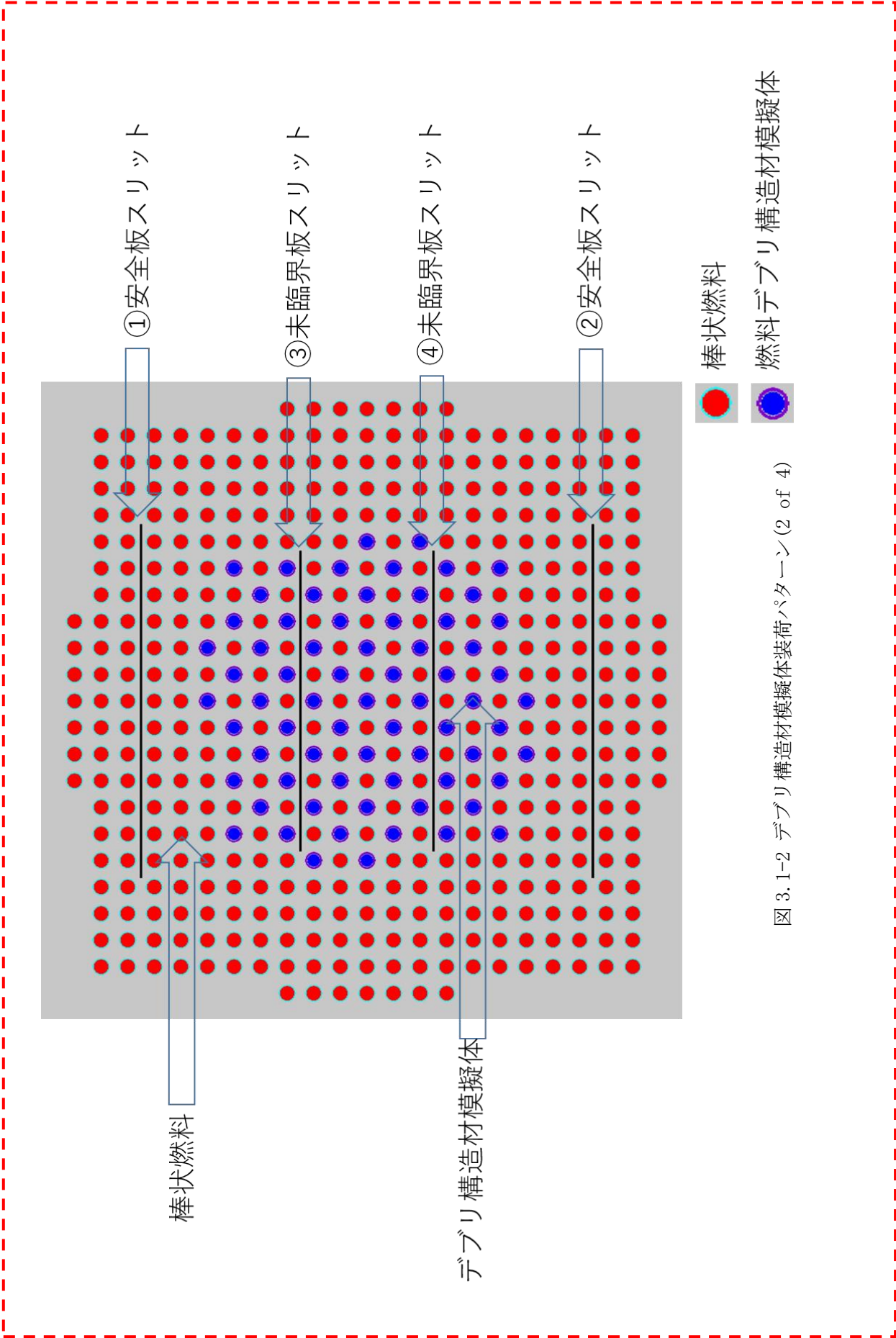


図 3.1-2 デブリ構造材模擬体装荷パターン(2 of 4)



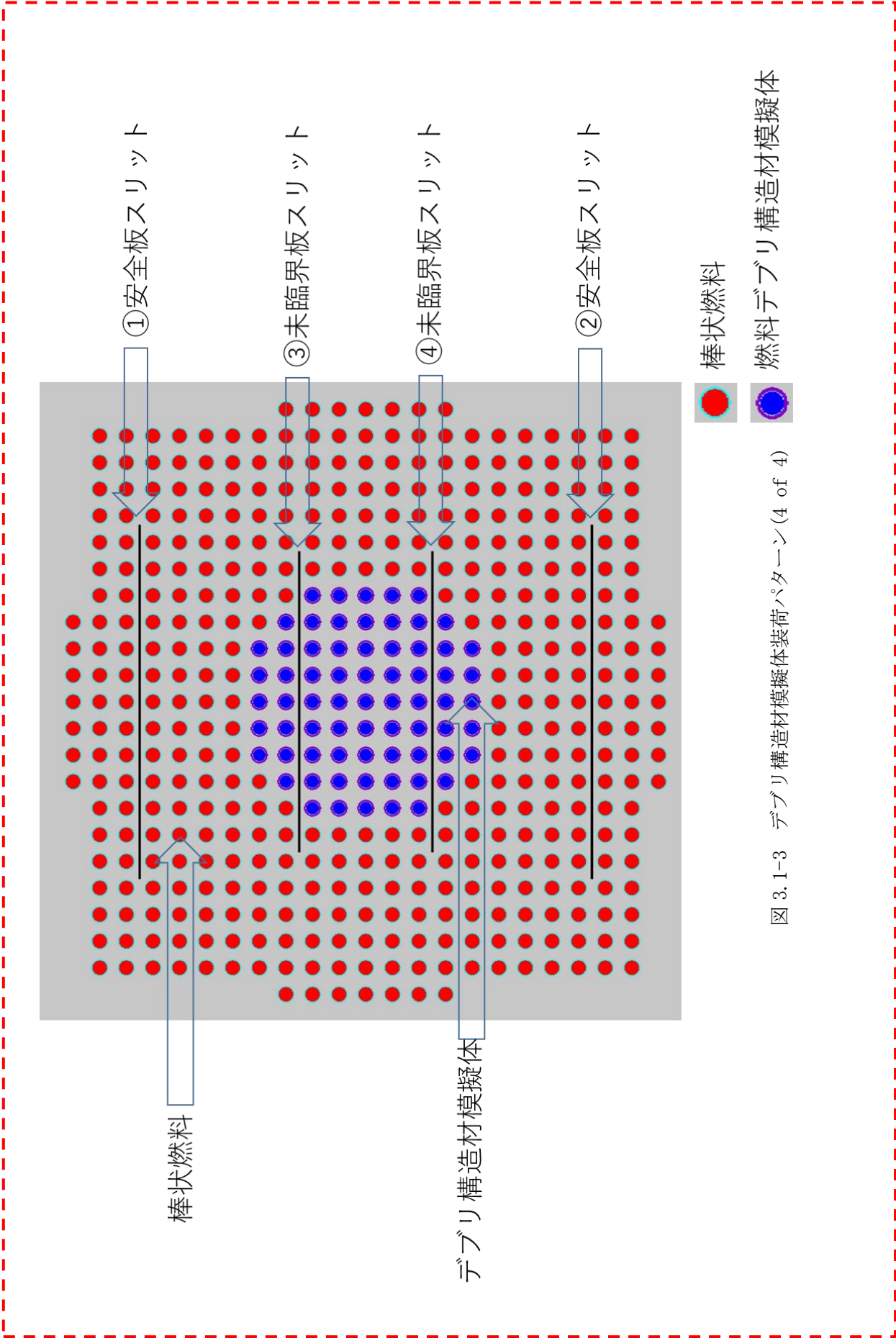


図 3.1-3 デブリ構造材模擬体装荷パターン(4 of 4)

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"> <li>• バッチあたりの粒子数 10000</li> <li>• バッチ数 500</li> <li>• 統計を取るまでにスキップするバッチ数 200</li> </ul>
粒子源発生分布	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 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。</li> </ul>

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

(2) 棒状燃料被覆管

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

※-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	$4.6338 \times 10^{-2}$	C-nat	$3.1728 \times 10^{-4}$
		Si-nat	$1.6961 \times 10^{-3}$
軽水		P-nat	$6.9206 \times 10^{-5}$
H-1	$6.6658 \times 10^{-2}$	S-nat	$4.4566 \times 10^{-5}$
O-16	$3.3329 \times 10^{-2}$	Cr-nat	$1.7407 \times 10^{-2}$
		Mn-55	$1.7341 \times 10^{-3}$
		Fe-nat	$5.7871 \times 10^{-2}$
		Ni-nat	$8.1167 \times 10^{-3}$

※-natは天然核種を示す。

(4) 海水 [\[9\]](#)

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

※-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) デブリ構造材模擬体 (コンクリート) [\[10\]](#)\*

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	$1.3743 \times 10^{-2}$	Al-27	$1.7409 \times 10^{-3}$
O-16	$4.5933 \times 10^{-2}$	Si-nat	$1.6617 \times 10^{-2}$
C-nat	$1.1532 \times 10^{-4}$	K-nat	$4.6054 \times 10^{-4}$
Na-nat	$9.6397 \times 10^{-4}$	Ca-nat	$1.5026 \times 10^{-3}$
Mg-nat	$1.2389 \times 10^{-4}$	Fe-nat	$3.4507 \times 10^{-4}$

※-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) 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	$1.5936 \times 10^{-3}$	Fe-nat	$3.1790 \times 10^{-5}$
Al-27	$5.8129 \times 10^{-2}$	Cu-nat	$2.5398 \times 10^{-6}$
Si-nat	$3.4479 \times 10^{-5}$		
Cr-nat	$7.1258 \times 10^{-5}$		

※-nat は天然核種を示す。

(7) デブリ構造材模擬体 (鉄) [\[10\]](#)

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

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

### 4.3 可溶性中性子吸収材（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、臨界水位を 40 cm、70 cm、110 cm、140 cm としたときの臨界ボロン濃度を計算した。なお、4.1 及び 4.2 で「構成してはならない炉心」として識別された炉心又は未臨界となった炉心があった場合には、それらは評価対象から外すものとする。

可溶性中性子吸収材評価の結果を表 4.3-1 及び図 4.3-1 に示す。

### 4.4 炉心特性評価の結果

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

### 4.5 構成してはならない炉心の再評価

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

## 5. まとめ

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

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

## 参考文献

- [1] Y. Nagaya et al., "MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAERI 1348 (2005)
- [2] K. Shibata et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3," J. Nucl. Sci. Technol. 39, 1125 (2002)
- [3] R. E. Alcouffe et al., "DANTSYS: A Diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System," LA-12969-M (1995)
- [4] K. Okumura et al., "SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System," JAEA-Data/Code 2007-004 (2007)
- [5] Y. Miyoshi et al., "CRITICAL ARRAYS OF LOW-ENRICHED UO<sub>2</sub> 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 UO<sub>2</sub> and PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> Lattices," JAERI-1254 (1978).
- [7] 理科年表、国立天文台編、2019年
- [8] 曾野他、「棒状燃料格子間隔 1.5cm の STACY 非均質炉心の核特性解析」、JAERI-Tech 2003-065、日本原子力研究所 (2003)
- [9] 化学大事典、化学大辞典編集委員会、1963年
- [10] 臨界安全ハンドブック第2版、JAERI 1340 (1999)

表 4.1-1(1) 臨界炉心の臨界評価結果 (コンクリート 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	40	未臨界※
	101.0	400
	110	392
	140	379
1.50	40	365
	70	269
	110	241
	140	234

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.1-1(2) 臨界炉心の臨界評価結果 (コンクリート 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	40	未臨界※
	106.5	400
	110	397
	140	381
1.50	40	373
	70	275
	110	249
	140	241

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.1-1(3) 臨界炉心の臨界評価結果 (コンクリート 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	40	未臨界※
	70	未臨界※
	110	未臨界※
	140	未臨界※
1.50	41.6	400
	70	304
	110	276
	140	270

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.1-1(4) 臨界炉心の臨界評価結果 (コンクリート 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	40	未臨界※
	70	400
	110	354
	140	339
1.50	40	351
	70	248
	110	228
	140	222

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.1-1(5) 臨界炉心の臨界評価結果 (コンクリート 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	40	未臨界※
	74.8	400
	110	365
	140	350
1.50	40	384
	70	270
	110	238
	140	231

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.1-1(6) 臨界炉心の臨界評価結果 (コンクリート 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	40	未臨界※
	70	未臨界※
	110	未臨界※
	140	未臨界※
1.50	68.4	400
	70	398
	110	361
	140	348

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.1-1(7) 臨界炉心の臨界評価結果 (鉄 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	40	未臨界※
	70	未臨界※
	110	未臨界※
	140	未臨界※
1.50	49.4	400
	70	342
	110	306
	140	296

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.1-1(8) 臨界炉心の臨界評価結果 (鉄 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	40	未臨界※
	70	未臨界※
	110	未臨界※
	140	未臨界※
1.50	51.0	400
	70	352
	110	321
	140	311

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。



表 4.1-1(9) 臨界炉心の臨界評価結果 (鉄 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	40	未臨界※
	70	未臨界※
	110	未臨界※
	140	未臨界※
1.50	58.1	400
	70	373
	110	342
	140	336

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.1-1(10) 臨界炉心の臨界評価結果 (鉄 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	40	未臨界※
	70	未臨界※
	110	未臨界※
	140	未臨界※
1.50	40	未臨界※
	70	400
	110	363
	140	346

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.1-1(11) 臨界炉心の臨界評価結果 (鉄 69 本 (2 of 4))

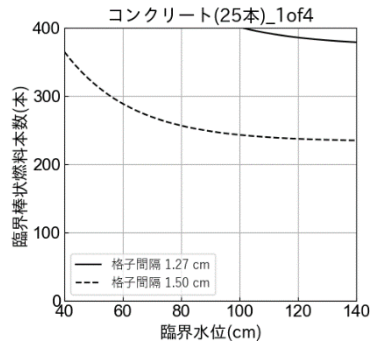
格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	40	未臨界※
	70	未臨界※
	110	未臨界※
	140	未臨界※
1.50	40	未臨界※
	70	未臨界※
	110	未臨界※
	140	未臨界※

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

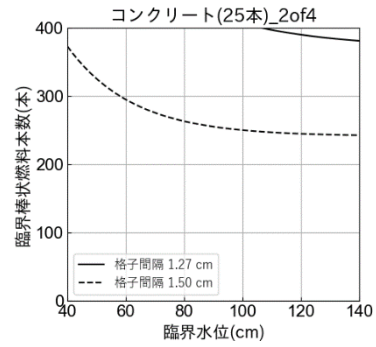
表 4.1-1(12) 臨界炉心の臨界評価結果 (鉄 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	40	未臨界※
	70	未臨界※
	110	未臨界※
	140	未臨界※
1.50	40	未臨界※
	70	未臨界※
	110	未臨界※
	140	未臨界※

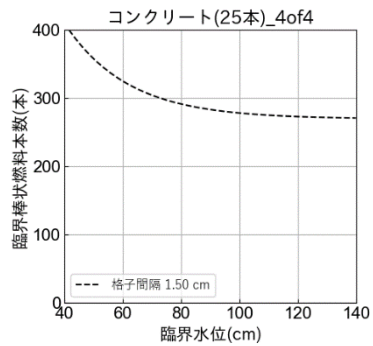
※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。



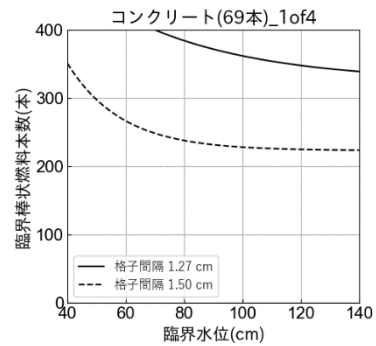
(a) コンクリートの装荷 25 本 (1 of 4)



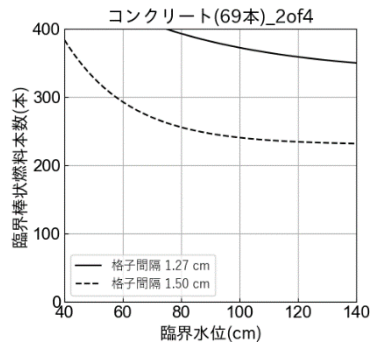
(b) コンクリートの装荷 25 本 (2 of 4)



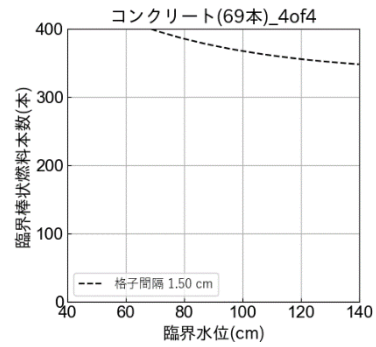
(c) コンクリートの装荷 25 本 (4 of 4)



(d) コンクリートの装荷 69 本 (1 of 4)

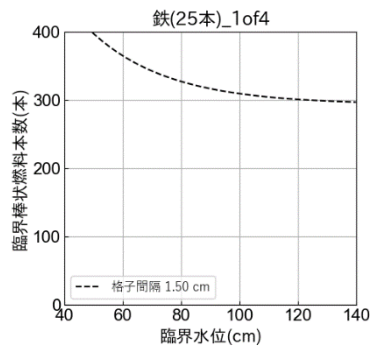


(e) コンクリートの装荷 69 本 (2 of 4)

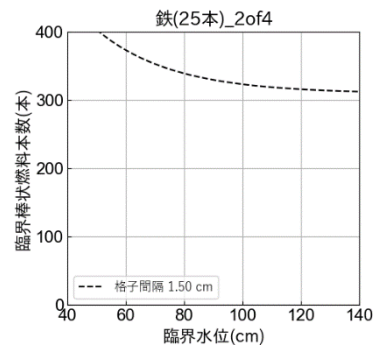


(f) コンクリートの装荷 69 本 (4 of 4)

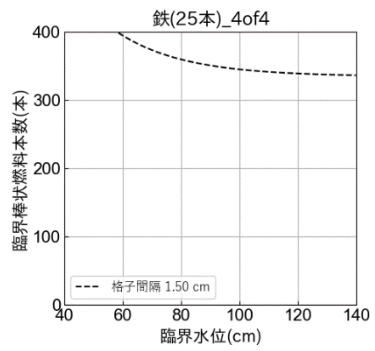
図 4.1-1(1/2) 臨界評価結果



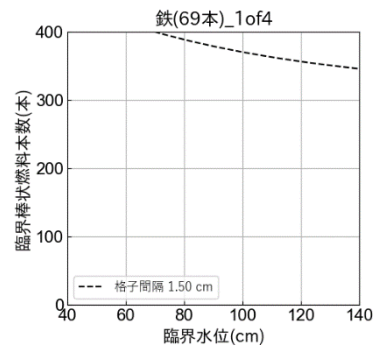
(g) 鉄の装荷 25 本 (1 of 4)



(h) 鉄の装荷 69 本 (2 of 4)



(i) 鉄の装荷 25 本 (4 of 4)



(j) 鉄の装荷 69 本 (1 of 4)

図 4. 1-1(2/2) 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 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.985$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	101.0	400	-	0.9481	良
	110	392	-	0.9487	良
	140	379	-	0.9509	良
1.50	40	365	-	0.9637	良
	70	269	-	0.9486	良
	110	241	-	0.9512	良
	140	234	-	0.9529	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-1(2) 原子炉停止余裕評価結果 (コンクリート 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.985$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	106.5	400	-	0.9482	良
	110	397	-	0.9473	良
	140	381	-	0.9485	良
1.50	40	373	-	0.9636	良
	70	275	-	0.9498	良
	110	249	-	0.9473	良
	140	241	-	0.9505	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-1(3) 原子炉停止余裕評価結果 (コンクリート 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.985$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	41.6	400	-	0.9615	良
	70	304	-	0.9527	良
	110	276	-	0.9456	良
	140	270	-	0.9438	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-1(4) 原子炉停止余裕評価結果 (コンクリート 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.985$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	400	-	0.9547	良
	110	354	-	0.9447	良
	140	339	-	0.9466	良
1.50	40	351	-	0.9601	良
	70	248	-	0.9505	良
	110	228	-	0.9496	良
	140	222	-	0.9467	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-1(5) 原子炉停止余裕評価結果 (コンクリート 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.985$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	74.8	400	-	0.9541	良
	110	365	-	0.9453	良
	140	350	-	0.9459	良
1.50	40	384	-	0.9603	良
	70	270	-	0.9513	良
	110	238	-	0.9456	良
	140	231	-	0.9447	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-1(6) 原子炉停止余裕評価結果 (コンクリート 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.985$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	68.4	400	-	0.9499	良
	70	398	-	0.9498	良
	110	361	-	0.9459	良
	140	348	-	0.9448	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-1(7) 原子炉停止余裕評価結果 (鉄 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.985$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	49.4	400	-	0.9603	良
	70	342	-	0.9535	良
	110	306	-	0.9514	良
	140	296	-	0.9468	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-1(8) 原子炉停止余裕評価結果 (鉄 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.985$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	51.0	400	-	0.9556	良
	70	352	-	0.9526	良
	110	321	-	0.9487	良
	140	311	-	0.9476	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。



表 4.2-1(9) 原子炉停止余裕評価結果 (鉄 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.985$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	58.1	400	-	0.9540	良
	70	373	-	0.9516	良
	110	342	-	0.9466	良
	140	336	-	0.9472	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-1(10) 原子炉停止余裕評価結果 (鉄 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.985$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	400	-	0.9591	良
	110	363	-	0.9585	良
	140	346	-	0.9582	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-1(11) 原子炉停止余裕評価結果 (鉄 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.985$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-1(12) 原子炉停止余裕評価結果 (鉄 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.985$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-2(1) ワンロッドスタックマージン評価結果 (コンクリート 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	101.0	400	-	0.9814	良
	110	392	-	0.9828	良
	140	379	-	0.9828	良
1.50	40	365	-	0.9886	良
	70	269	-	0.9812	良
	110	241	-	0.9836	良
	140	234	-	0.9821	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-2(2) ワンロッドスタックマージン評価結果 (コンクリート 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	106.5	400	-	0.9816	良
	110	397	-	0.9804	良
	140	381	-	0.9809	良
1.50	40	373	-	0.9882	良
	70	275	-	0.9816	良
	110	249	-	0.9807	良
	140	241	-	0.9813	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-2(3) ワンロッドスタックマージン評価結果 (コンクリート 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	41.6	400	-	0.9874	良
	70	304	-	0.9842	良
	110	276	-	0.9799	良
	140	270	-	0.9800	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-2(4) ワンロッドスタックマージン評価結果 (コンクリート 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	400	-	0.9836	良
	110	354	-	0.9804	良
	140	339	-	0.9810	良
1.50	40	351	-	0.9872	良
	70	248	-	0.9835	良
	110	228	-	0.9830	良
	140	222	-	0.9804	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-2(5) ワンロッドスタックマージン評価結果 (コンクリート 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	74.8	400	-	0.9839	良
	110	365	-	0.9790	良
	140	350	-	0.9794	良
1.50	40	384	-	0.9872	良
	70	270	-	0.9827	良
	110	238	-	0.9797	良
	140	231	-	0.9804	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-2(6) ワンロッドスタックマージン評価結果 (コンクリート 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	68.4	400	-	0.9837	良
	70	398	-	0.9829	良
	110	361	-	0.9814	良
	140	348	-	0.9814	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-2(7) ワンロッドスタックマージン評価結果 (鉄 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	49.4	400	-	0.9861	良
	70	342	-	0.9838	良
	110	306	-	0.9825	良
	140	296	-	0.9818	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-2(8) ワンロッドスタックマージン評価結果 (鉄 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	51.0	400	-	0.9846	良
	70	352	-	0.9837	良
	110	321	-	0.9819	良
	140	311	-	0.9835	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-2(9) ワンロッドスタックマージン評価結果 (鉄 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	58.1	400	-	0.9849	良
	70	373	-	0.9840	良
	110	342	-	0.9820	良
	140	336	-	0.9814	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-2(10) ワンロッドスタックマージン評価結果 (鉄 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	400	-	0.9863	良
	110	363	-	0.9864	良
	140	346	-	0.9851	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-2(11) ワンロッドスタックマージン評価結果 (鉄 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-2(12) ワンロッドスタックマージン評価結果 (鉄 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
1.50	40	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	70	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	110	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-
	140	未臨界 <sup>※2</sup>	-	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

※2 「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。



表 4.2-3(1) 安全板による津波最大炉心評価結果

(コンクリートの装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		101.0	400	良
		110	392	良
		140	379	良
1.50	371	40	365	良
		70	269	良
		110	241	良
		140	234	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-3(2) 安全板による津波最大炉心評価結果

(コンクリートの装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		106.5	400	良
		110	397	良
		140	381	良
1.50	383	40	373	良
		70	275	良
		110	249	良
		140	241	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-3(3) 安全板による津波最大炉心評価結果

(コンクリートの装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	41.6	400	良
		70	304	良
		110	276	良
		140	270	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-3(4) 安全板による津波最大炉心評価結果

(コンクリートの装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	400	良
		110	354	良
		140	339	良
1.50	377	40	351	良
		70	248	良
		110	228	良
		140	222	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-3(5) 安全板による津波最大炉心評価結果

(コンクリートの装荷 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		74.8	400	良
		110	365	良
		140	350	良
1.50	400	40	384	良
		70	270	良
		110	238	良
		140	231	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-3(6) 安全板による津波最大炉心評価結果

(コンクリートの装荷 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	398	良
		110	361	良
		140	348	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-3(7) 安全板による津波最大炉心評価結果

(鉄の装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	49.4	400	良
		70	342	良
		110	306	良
		140	296	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-3(8) 安全板による津波最大炉心評価結果

(鉄の装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	51.0	400	良
		70	352	良
		110	321	良
		140	311	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-3(9) 安全板による津波最大炉心評価結果

(鉄の装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	58.1	400	良
		70	373	良
		110	342	良
		140	336	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-3(10) 安全板による津波最大炉心評価結果

(鉄の装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	400	良
		110	363	良
		140	346	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-3(11) 安全板による津波最大炉心評価結果  
(鉄の装荷 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-3(12) 安全板による津波最大炉心評価結果  
(鉄の装荷 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-4(1) 未臨界板による津波最大炉心評価結果

(コンクリートの装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		101.0	400	良
		110	392	良
		140	379	良
1.50	400	40	365	良
		70	269	良
		110	241	良
		140	234	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-4(2) 未臨界板による津波最大炉心評価結果

(コンクリートの装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		106.5	400	良
		110	397	良
		140	381	良
1.50	400	40	373	良
		70	275	良
		110	249	良
		140	241	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-4(3) 未臨界板による津波最大炉心評価結果

(コンクリートの装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	41.6	400	良
		70	304	良
		110	276	良
		140	270	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-4(4) 未臨界板による津波最大炉心評価結果

(コンクリートの装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	400	良
		110	354	良
		140	339	良
1.50	400	40	351	良
		70	248	良
		110	228	良
		140	222	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。



表 4.2-4(5) 未臨界板による津波最大炉心評価結果

(コンクリートの装荷 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		74.8	400	良
		110	365	良
		140	350	良
1.50	400	40	384	良
		70	270	良
		110	238	良
		140	231	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-4(6) 未臨界板による津波最大炉心評価結果

(コンクリートの装荷 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	68.4	400	良
		70	398	良
		110	361	良
		140	348	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-4(7) 未臨界板による津波最大炉心評価結果（鉄の装荷 25 本（1 of 4））

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	49.4	400	良
		70	342	良
		110	306	良
		140	296	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-4(8) 未臨界板による津波最大炉心評価結果（鉄の装荷 25 本（2 of 4））

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	51.0	400	良
		70	352	良
		110	321	良
		140	311	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-4(9) 未臨界板による津波最大炉心評価結果（鉄の装荷 25 本（4 of 4））

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	58.1	400	良
		70	373	良
		110	342	良
		140	336	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-4(10) 未臨界板による津波最大炉心評価結果（鉄の装荷 69 本（1 of 4））

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	400	良
		110	363	良
		140	346	良

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-4(11) 未臨界板による津波最大炉心評価結果（鉄の装荷 69 本（2 of 4））

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.2-4(12) 未臨界板による津波最大炉心評価結果（鉄の装荷 69 本（4 of 4））

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-
1.50	400	40	未臨界 <sup>※</sup>	-
		70	未臨界 <sup>※</sup>	-
		110	未臨界 <sup>※</sup>	-
		140	未臨界 <sup>※</sup>	-

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.3-1(1) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (安全板による津波最大炉心 (コンクリートの装荷 25 本 (1 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロッド <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		101.0	0.0	0.9481	0.9814	良
		110	13.2	0.9491	0.9819	良
		140	46.3	0.9505	0.9828	良
1.50	371	40	13.8	0.9637	0.9889	良
		70	275.8	0.9629	0.9868	良
		110	380.2	0.9643	0.9888	良
		140	413.1	0.9629	0.9887	良

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

表 4.3-1(2) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (安全板による津波最大炉心 (コンクリートの装荷 25 本 (2 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロッド <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		106.5	0.0	0.9482	0.9816	良
		110	5.8	0.9480	0.9820	良
		140	39.3	0.9489	0.9813	良
1.50	383	40	18.5	0.9640	0.9888	良
		70	278.8	0.9628	0.9879	良
		110	384.5	0.9630	0.9882	良
		140	416.6	0.9627	0.9880	良

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

表 4.3-1(3) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (安全板による津波最大炉心 (コンクリートの装荷 25 本 (4 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロッド <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	41.6	0.0	0.9615	0.9874	良
		70	218.7	0.9602	0.9873	良
		110	316.1	0.9601	0.9870	良
		140	349.4	0.9603	0.9872	良

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

表 4.3-1(4) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (安全板による津波最大炉心 (コンクリートの装荷 69 本 (1 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロッド <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	0.0	0.9547	0.9836	良
		110	111.5	0.9565	0.9859	良
		140	152.3	0.9561	0.9839	良
1.50	377	40	40.5	0.9615	0.9859	良
		70	285.1	0.9610	0.9883	良
		110	390.3	0.9587	0.9859	良
		140	419.7	0.9606	0.9873	良

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

表 4.3-1(5) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (安全板による津波最大炉心 (コンクリートの装荷 69 本 (2 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕※ <sup>1</sup> ≤0.985	ワンロッド※ <sup>2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		74.8	0.0	0.9541	0.9839	良
		110	85.8	0.9552	0.9843	良
		140	120.0	0.9554	0.9837	良
1.50	400	40	26.5	0.9628	0.9882	良
		70	266.5	0.9607	0.9873	良
		110	360.1	0.9612	0.9871	良
		140	390.9	0.9603	0.9861	良

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

表 4.3-1(6) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (安全板による津波最大炉心 (コンクリートの装荷 69 本 (4 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕※ <sup>1</sup> ≤0.985	ワンロッド※ <sup>2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	68.4	0.0	0.9499	0.9837	良
		70	4.7	0.9509	0.9828	良
		110	78.3	0.9500	0.9836	良
		140	99.7	0.9495	0.9834	良

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

表 4.3-1(7) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (安全板による津波最大炉心 (鉄の装荷 25 本 (1 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロッド <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	49.4	0.0	0.9603	0.9861	良
		70	150.0	0.9601	0.9864	良
		110	256.8	0.9585	0.9851	良
		140	283.5	0.9599	0.9867	良

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

表 4.3-1(8) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (安全板による津波最大炉心 (鉄の装荷 25 本 (2 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロッド <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	51.0	0.0	0.9556	0.9846	良
		70	115.8	0.9579	0.9858	良
		110	217.4	0.9576	0.9854	良
		140	247.4	0.9565	0.9861	良

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



表 4.3-1(9) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (安全板による津波最大炉心 (鉄の装荷 25 本 (4 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロッド <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	58.1	0.0	0.9540	0.9849	良
		70	60.0	0.9551	0.9854	良
		110	155.7	0.9542	0.9844	良
		140	183.0	0.9554	0.9859	良

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

表 4.3-1(10) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (安全板による津波最大炉心 (鉄の装荷 69 本 (1 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロッド <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	40	-	-	-	-
		70	0.0	0.9591	0.9863	良
		110	95.9	0.9577	0.9858	良
		140	119.5	0.9599	0.9876	良

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

表 4.3-1(11) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (安全板による津波最大炉心 (鉄の装荷 69 本 (2 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕※ <sup>1</sup> ≤0.985	ワンロッド※ <sup>2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-

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

表 4.3-1(12) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (安全板による津波最大炉心 (鉄の装荷 69 本 (4 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕※ <sup>1</sup> ≤0.985	ワンロッド※ <sup>2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-

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

表 4.3-1(13) 可溶性中性子吸収材評価結果

(未臨界板による津波最大炉心 (コンクリートの装荷 25 本 (1 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロッド <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		101.0	0.0	0.9481	0.9814	良
		110	13.2	0.9491	0.9819	良
		140	46.3	0.9505	0.9828	良
1.50	400	40	62.6	0.9655	0.9886	良
		70	334.1	0.9661	0.9896	良
		110	446.7	0.9654	0.9882	良
		140	479.1	0.9653	0.9889	良

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

表 4.3-1(14) 可溶性中性子吸収材評価結果

(未臨界板による津波最大炉心 (コンクリートの装荷 25 本 (2 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロッド <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		106.5	0.0	0.9482	0.9816	良
		110	5.8	0.9480	0.9820	良
		140	39.3	0.9489	0.9813	良
1.50	400	40	43.9	0.9645	0.9883	良
		70	310.2	0.9633	0.9883	良
		110	416.5	0.9641	0.9878	良
		140	449.5	0.9640	0.9889	良

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

表 4.3-1(15) 可溶性中性子吸収材評価結果

(未臨界板による津波最大炉心 (コンクリートの装荷 25 本 (4 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロッド <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	41.6	0.0	0.9615	0.9874	良
		70	218.7	0.9602	0.9873	良
		110	316.1	0.9601	0.9870	良
		140	349.4	0.9603	0.9872	良

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

表 4.3-1(16) 可溶性中性子吸収材評価結果

(未臨界板による津波最大炉心 (コンクリートの装荷 69 本 (1 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロッド <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	0.0	0.9547	0.9836	良
		110	111.5	0.9565	0.9859	良
		140	152.3	0.9561	0.9839	良
1.50	400	40	83.0	0.9619	0.9877	良
		70	346.9	0.9601	0.9858	良
		110	454.1	0.9602	0.9857	良
		140	484.0	0.9605	0.9875	良

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

表 4.3-1(17) 可溶性中性子吸収材評価結果

(未臨界板による津波最大炉心 (コンクリートの装荷 69 本 (2 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕※ <sup>1</sup> ≤0.985	ワンロッド※ <sup>2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		74.8	0.0	0.9541	0.9839	良
		110	85.8	0.9552	0.9843	良
		140	120.0	0.9554	0.9837	良
1.50	400	40	26.5	0.9628	0.9882	良
		70	266.5	0.9607	0.9873	良
		110	360.1	0.9612	0.9871	良
		140	390.9	0.9603	0.9861	良

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

表 4.3-1(18) 可溶性中性子吸収材評価結果

(未臨界板による津波最大炉心 (コンクリートの装荷 69 本 (4 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕※ <sup>1</sup> ≤0.985	ワンロッド※ <sup>2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	68.4	0.0	0.9499	0.9837	良
		70	4.7	0.9509	0.9828	良
		110	78.3	0.9500	0.9836	良
		140	99.7	0.9495	0.9834	良

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

表 4.3-1(19) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (未臨界板による津波最大炉心 (鉄の装荷 25 本 (1 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロッド <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	49.4	0.0	0.9603	0.9861	良
		70	150.0	0.9601	0.9864	良
		110	256.8	0.9585	0.9851	良
		140	283.5	0.9599	0.9867	良

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

表 4.3-1(20) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (未臨界板による津波最大炉心 (鉄の装荷 25 本 (2 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロッド <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	51.0	0.0	0.9556	0.9846	良
		70	115.8	0.9579	0.9858	良
		110	217.4	0.9576	0.9854	良
		140	247.4	0.9565	0.9861	良

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

表 4.3-1(21) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (未臨界板による津波最大炉心 (鉄の装荷 25 本 (4 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕※ <sup>1</sup> ≤0.985	ワンロッド※ <sup>2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	58.1	0.0	0.954	0.9849	良
		70	60.0	0.9551	0.9854	良
		110	155.7	0.9542	0.9844	良
		140	183.0	0.9554	0.9859	良

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

表 4.3-1(22) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (未臨界板による津波最大炉心 (鉄の装荷 69 本 (1 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕※ <sup>1</sup> ≤0.985	ワンロッド※ <sup>2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	40	-	-	-	-
		70	0.0	0.9591	0.9863	良
		110	95.9	0.9577	0.9858	良
		140	119.5	0.9599	0.9876	良

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

表 4.3-1(23) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (未臨界板による津波最大炉心(鉄の装荷 69 本 (2 of 4)))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕※ <sup>1</sup> ≤0.985	ワンロッド※ <sup>2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-

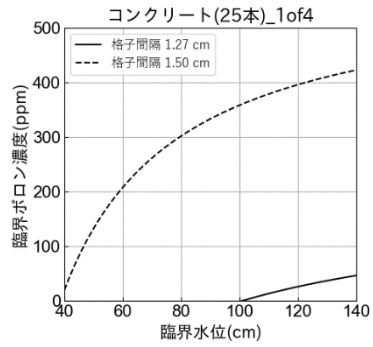
※<sup>1</sup> 原子炉停止余裕、※<sup>2</sup> ワンロッドスタックマージン。いずれも keff+3σの結果

表 4.3-1(24) 可溶性中性子吸収材評価結果  
 (未臨界板による津波最大炉心(鉄の装荷 69 本 (4 of 4)))

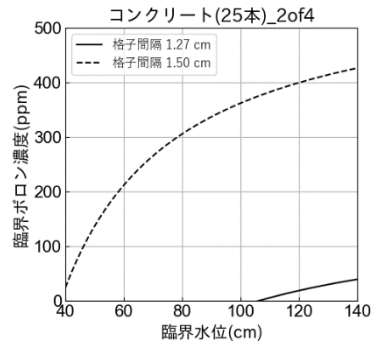
格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕※ <sup>1</sup> ≤0.985	ワンロッド※ <sup>2</sup> ≤0.995	判定
1.27	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-
1.50	400	40	-	-	-	-
		70	-	-	-	-
		110	-	-	-	-
		140	-	-	-	-

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

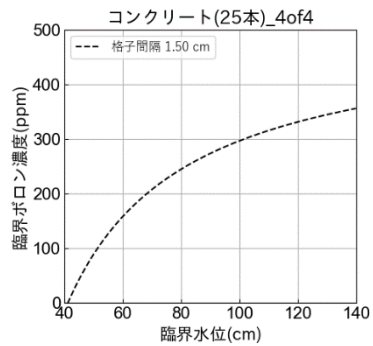




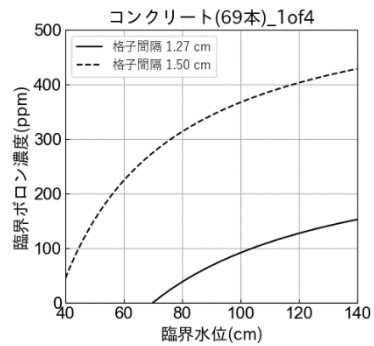
(a) コンクリートの装荷 25 本 (1 of 4)



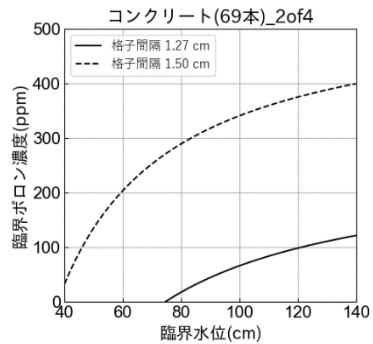
(b) コンクリートの装荷 25 本 (2 of 4)



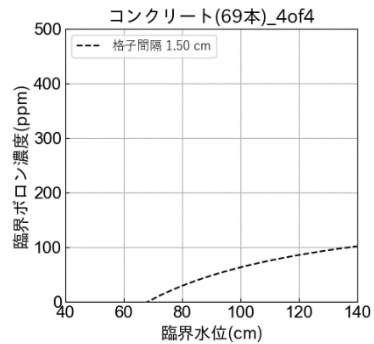
(c) コンクリートの装荷 25 本 (4 of 4)



(d) コンクリートの装荷 69 本 (1 of 4)

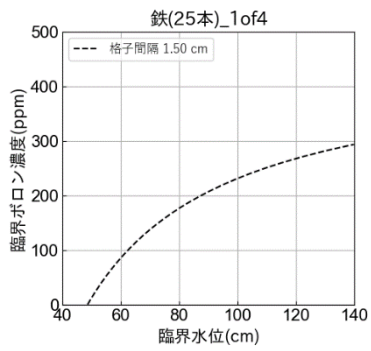


(e) コンクリートの装荷 69 本 (2 of 4)

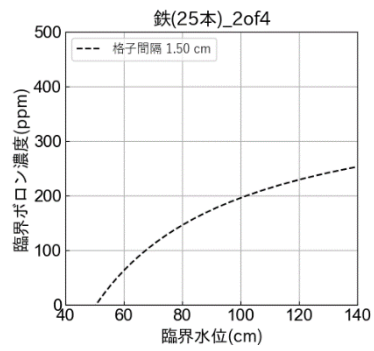


(f) コンクリートの装荷 69 本 (4 of 4)

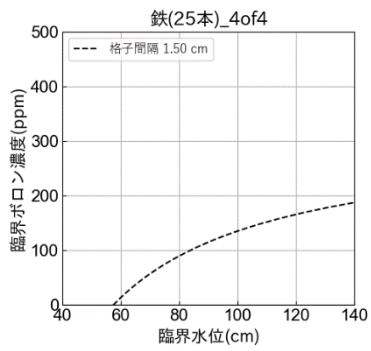
図 4.3-1(1/2) 可溶性中性子吸収材評価結果 (安全板による津波最大炉心)



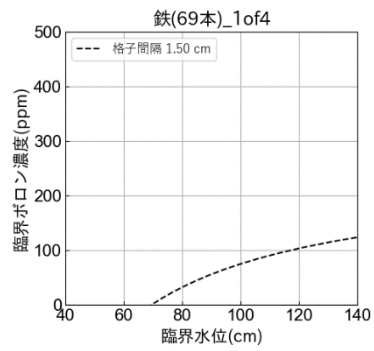
(g) 鉄の装荷 25 本 (1 of 4)



(h) 鉄の装荷 25 本 (2 of 4)

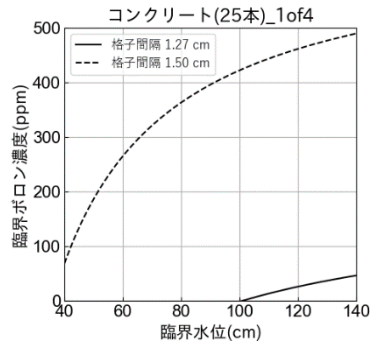


(i) 鉄の装荷 25 本 (4 of 4)

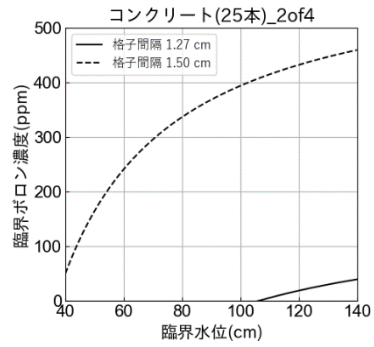


(j) 鉄の装荷 69 本 (1 of 4)

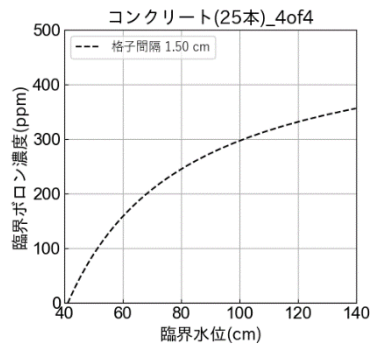
図 4.3-1(2/2) 可溶性中性子吸収材評価結果 (安全板による津波最大炉心)



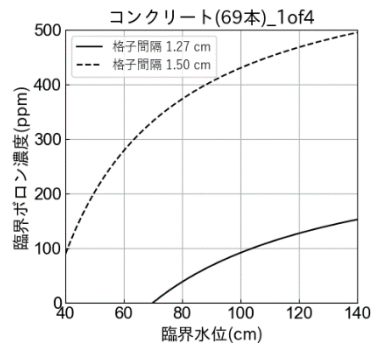
(a) コンクリートの装荷 25 本 (1 of 4)



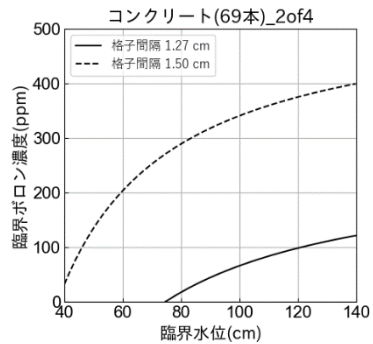
(b) コンクリートの装荷 25 本 (2 of 4)



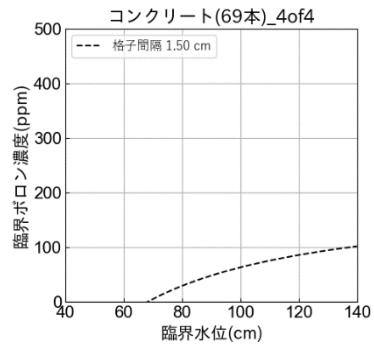
(c) コンクリートの装荷 25 本 (4 of 4)



(d) コンクリートの装荷 69 本 (1 of 4)

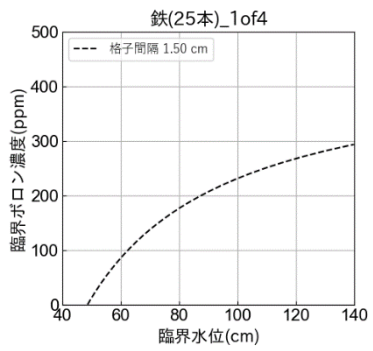


(e) コンクリートの装荷 69 本 (2 of 4)

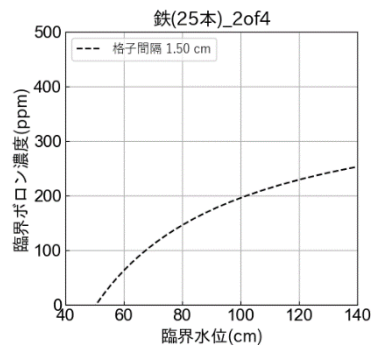


(f) コンクリートの装荷 69 本 (4 of 4)

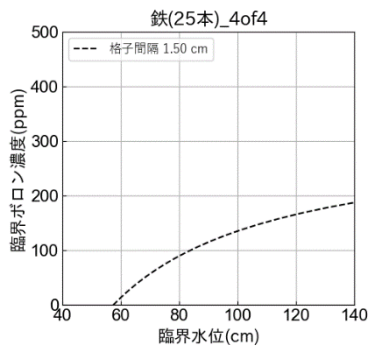
図 4.3-2(1/2) 可溶性中性子吸収材評価結果 (未臨界板による津波最大炉心)



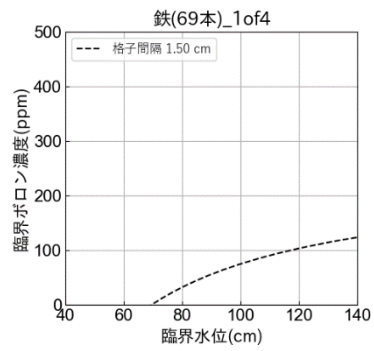
(g) 鉄の装荷 25 本 (1 of 4)



(h) 鉄の装荷 25 本 (2 of 4)



(i) 鉄の装荷 25 本 (4 of 4)



(j) 鉄の装荷 69 本 (1 of 4)

図 4.3-2(2/2) 可溶性中性子吸収材評価結果 (未臨界板による津波最大炉心)

表 4.4-1(1) 減速材温度反応度係数の評価結果 (コンクリートの装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>101.0</b>	<b>400</b>	-	<b><math>2.94 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	110	392	-	$2.88 \times 10^{-5}$	良
	140	379	-	$2.85 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	365	-	$1.54 \times 10^{-5}$	良
	70	269	-	$2.79 \times 10^{-5}$	良
	110	241	-	$2.44 \times 10^{-5}$	良
	140	234	-	$2.71 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	101.0	400	0.0	$2.94 \times 10^{-5}$	良
	110	400	13.2	$2.74 \times 10^{-5}$	良
	140	400	46.3	$1.38 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	371	13.8	$2.06 \times 10^{-5}$	良
	70	371	275.8	$1.44 \times 10^{-5}$	良
	110	371	380.2	$1.57 \times 10^{-5}$	良
	140	371	413.1	$1.76 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	101.0	400	0.0	$2.94 \times 10^{-5}$	良
	110	400	13.2	$2.74 \times 10^{-5}$	良
	140	400	46.3	$1.38 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	400	62.6	$2.01 \times 10^{-5}$	良
	70	400	334.1	$1.48 \times 10^{-5}$	良
	110	400	446.7	$2.13 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>479.1</b>	<b><math>7.91 \times 10^{-6}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-1(2) 減速材温度反応度係数の評価結果 (コンクリートの装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	106.5	400	-	$2.93 \times 10^{-5}$	良
	110	397	-	$3.40 \times 10^{-5}$	良
	140	381	-	$3.52 \times 10^{-5}$	良
1.50	<b>40</b>	<b>373</b>	-	<b><math>4.36 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	70	275	-	$3.79 \times 10^{-5}$	良
	110	249	-	$3.61 \times 10^{-5}$	良
	140	241	-	$3.44 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	106.5	400	0.0	$2.93 \times 10^{-5}$	良
	110	400	5.8	$3.24 \times 10^{-5}$	良
	140	400	39.3	$3.04 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	383	18.5	$3.31 \times 10^{-5}$	良
	70	383	278.8	$1.07 \times 10^{-5}$	良
	110	383	384.5	$1.05 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>383</b>	<b>416.6</b>	<b><math>9.47 \times 10^{-6}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	106.5	400	0.0	$2.93 \times 10^{-5}$	良
	110	400	5.8	$3.24 \times 10^{-5}$	良
	140	400	39.3	$3.04 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	400	43.9	$1.96 \times 10^{-5}$	良
	70	400	310.2	$1.28 \times 10^{-5}$	良
	110	400	416.5	$1.27 \times 10^{-5}$	良
	140	400	449.5	$1.02 \times 10^{-5}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-1(3) 減速材温度反応度係数の評価結果 (コンクリートの装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<b>41.6</b>	<b>400</b>	-	<b><math>4.78 \times 10^{-5}</math></b>	良
	70	304	-	$7.31 \times 10^{-5}$	良
	110	276	-	$8.46 \times 10^{-5}$	良
	<u>140</u>	<u>270</u>	-	<u><math>8.67 \times 10^{-5}</math></u>	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<b>41.6</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>4.78 \times 10^{-5}</math></b>	良
	70	400	218.7	$6.41 \times 10^{-5}$	良
	110	400	316.1	$6.15 \times 10^{-5}$	良
	140	400	349.4	$6.01 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<b>41.6</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>4.78 \times 10^{-5}</math></b>	良
	70	400	218.7	$6.41 \times 10^{-5}$	良
	110	400	316.1	$6.15 \times 10^{-5}$	良
	140	400	349.4	$6.01 \times 10^{-5}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-1(4) 減速材温度反応度係数の評価結果 (コンクリートの装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	400	-	$3.18 \times 10^{-5}$	良
	110	354	-	$3.09 \times 10^{-5}$	良
	140	339	-	$3.25 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	351	-	$2.45 \times 10^{-5}$	良
	70	248	-	$1.96 \times 10^{-5}$	良
	<u>110</u>	<u>228</u>	-	<u><math>4.23 \times 10^{-5}</math></u>	良
	140	222	-	$2.40 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	400	0.0	$3.18 \times 10^{-5}$	良
	110	400	111.5	$1.75 \times 10^{-5}$	良
	140	400	152.3	$1.34 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	377	40.5	$3.84 \times 10^{-5}$	良
	70	377	285.1	$2.29 \times 10^{-5}$	良
	110	377	390.3	$2.68 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>377</b>	<b>419.7</b>	<b><math>9.37 \times 10^{-6}</math></b>	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	400	0.0	$3.18 \times 10^{-5}$	良
	110	400	111.5	$1.75 \times 10^{-5}$	良
	140	400	152.3	$1.34 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	400	83.0	$2.65 \times 10^{-5}$	良
	70	400	346.9	$2.50 \times 10^{-5}$	良
	110	400	454.1	$2.72 \times 10^{-5}$	良
	140	400	484.0	$3.05 \times 10^{-5}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。



表 4.4-1(5) 減速材温度反応度係数の評価結果 (コンクリートの装荷 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>74.8</b>	<b>400</b>	-	<b><math>3.62 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	110	365	-	$4.61 \times 10^{-5}$	良
	140	350	-	$4.51 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	384	-	$4.74 \times 10^{-5}$	良
	70	270	-	$4.40 \times 10^{-5}$	良
	<u>110</u>	<u>238</u>	-	<u><b><math>5.17 \times 10^{-5}</math></b></u>	<b>良</b>
	140	231	-	$5.03 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	74.8	400	0.0	$3.62 \times 10^{-5}$	良
	110	400	85.8	$4.05 \times 10^{-5}$	良
	140	400	120.0	$2.46 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	400	26.5	$2.28 \times 10^{-5}$	良
	70	400	266.5	$1.68 \times 10^{-5}$	良
	110	400	360.1	$1.83 \times 10^{-5}$	良
	140	400	390.9	$4.08 \times 10^{-6}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>74.8</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>3.62 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	110	400	85.8	$4.05 \times 10^{-5}$	良
	140	400	120.0	$2.46 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	400	26.5	$2.28 \times 10^{-5}$	良
	70	400	266.5	$1.68 \times 10^{-5}$	良
	110	400	360.1	$1.83 \times 10^{-5}$	良
	140	400	390.9	$4.08 \times 10^{-6}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-1(6) 減速材温度反応度係数の評価結果 (コンクリートの装荷 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	68.4	400	-	$1.40 \times 10^{-4}$	良
	<b>70</b>	<b>398</b>	-	<b><math>1.38 \times 10^{-4}</math></b>	良
	<u>110</u>	<u>361</u>	-	<u><math>1.59 \times 10^{-4}</math></u>	良
	140	348	-	$1.48 \times 10^{-4}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	68.4	400	0.0	$1.40 \times 10^{-4}$	良
	70	400	4.7	$1.42 \times 10^{-4}$	良
	110	400	78.3	$1.42 \times 10^{-4}$	良
	140	400	99.7	$1.42 \times 10^{-4}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	68.4	400	0.0	$1.40 \times 10^{-4}$	良
	70	400	4.7	$1.42 \times 10^{-4}$	良
	110	400	78.3	$1.42 \times 10^{-4}$	良
	140	400	99.7	$1.42 \times 10^{-4}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-1 (7) 減速材温度反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	49. 4	400	-	$2.89 \times 10^{-5}$	良
	<u>70</u>	<u>342</u>	-	<u><math>3.87 \times 10^{-5}</math></u>	<u>良</u>
	110	306	-	$3.21 \times 10^{-5}$	良
	140	296	-	$3.45 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	49. 4	400	0. 0	$2.89 \times 10^{-5}$	良
	70	400	150. 0	$2.58 \times 10^{-5}$	良
	110	400	256. 8	$3.21 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>283. 5</b>	<b><math>1.98 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	49. 4	400	0. 0	$2.89 \times 10^{-5}$	良
	70	400	150. 0	$2.58 \times 10^{-5}$	良
	110	400	256. 8	$3.21 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>283. 5</b>	<b><math>1.98 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-1 (8) 減速材温度反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	51.0	400	-	$3.85 \times 10^{-5}$	良
	70	352	-	$4.35 \times 10^{-5}$	良
	<u>110</u>	<u>321</u>	-	<u><math>4.75 \times 10^{-5}</math></u>	良
	140	311	-	$4.43 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	51.0	400	0.0	$3.85 \times 10^{-5}$	良
	70	400	115.8	$3.05 \times 10^{-5}$	良
	110	400	217.4	$3.04 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>247.4</b>	<b><math>2.66 \times 10^{-5}</math></b>	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	51.0	400	0.0	$3.85 \times 10^{-5}$	良
	70	400	115.8	$3.05 \times 10^{-5}$	良
	110	400	217.4	$3.04 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>247.4</b>	<b><math>2.66 \times 10^{-5}</math></b>	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-1 (9) 減速材温度反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	<b>58. 1</b>	<b>400</b>	-	<b><math>4. 31 \times 10^{-5}</math></b>	良
	70	373	-	$5. 10 \times 10^{-5}$	良
	110	342	-	$6. 30 \times 10^{-5}$	良
	<u>140</u>	<u>336</u>	-	<u><math>6. 33 \times 10^{-5}</math></u>	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	<b>58. 1</b>	<b>400</b>	<b>0. 0</b>	<b><math>4. 31 \times 10^{-5}</math></b>	良
	70	400	60. 0	$4. 80 \times 10^{-5}$	良
	110	400	155. 7	$4. 46 \times 10^{-5}$	良
	140	400	183. 0	$4. 64 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	<b>58. 1</b>	<b>400</b>	<b>0. 0</b>	<b><math>4. 31 \times 10^{-5}</math></b>	良
	70	400	60. 0	$4. 80 \times 10^{-5}$	良
	110	400	155. 7	$4. 46 \times 10^{-5}$	良
	140	400	183. 0	$4. 64 \times 10^{-5}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-1(10) 減速材温度反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1. 27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1. 50	40	未臨界*	-	-	-
	<b>70</b>	<b>400</b>	-	<b><math>4.31 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	110	363	-	$4.04 \times 10^{-5}$	良
	140	346	-	$3.63 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1. 50	40	未臨界*	-	-	-
	<b>70</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>4.31 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	110	400	95.9	$3.49 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>119.5</b>	<b><math>3.43 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1. 50	40	未臨界*	-	-	-
	<b>70</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>4.31 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	110	400	95.9	$3.49 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>119.5</b>	<b><math>3.43 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-1(11) 減速材温度反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-1(12) 減速材温度反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。



表 4.4-2(1) 減速材ボイド反応度係数の評価結果（コンクリートの装荷 25 本（1 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/vol\%$ )	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	101.0	400	-	$-3.25 \times 10^{-3}$	良
	110	392	-	$-3.27 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>379</b>	-	<b><math>-3.42 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
1.50	40	365	-	$-1.99 \times 10^{-3}$	良
	70	269	-	$-2.60 \times 10^{-3}$	良
	110	241	-	$-2.98 \times 10^{-3}$	良
	140	234	-	$-3.07 \times 10^{-3}$	良

（可溶性中性子吸収材あり（安全板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	101.0	400	0.0	$-3.25 \times 10^{-3}$	良
	110	400	13.2	$-3.28 \times 10^{-3}$	良
	140	400	46.3	$-3.37 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	371	13.8	$-1.95 \times 10^{-3}$	良
	70	371	275.8	$-2.06 \times 10^{-3}$	良
	110	371	380.2	$-2.10 \times 10^{-3}$	良
	140	371	413.1	$-2.10 \times 10^{-3}$	良

（可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	101.0	400	0.0	$-3.25 \times 10^{-3}$	良
	110	400	13.2	$-3.28 \times 10^{-3}$	良
	140	400	46.3	$-3.37 \times 10^{-3}$	良
1.50	<b>40</b>	<b>400</b>	<b>62.6</b>	<b><math>-1.86 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	70	400	334.1	$-1.93 \times 10^{-3}$	良
	110	400	446.7	$-1.95 \times 10^{-3}$	良
	140	400	479.1	$-2.06 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-2(2) 減速材ボイド反応度係数の評価結果（コンクリートの装荷 25 本（2 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/vol\%$ )	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	106.5	400	-	$-3.31 \times 10^{-3}$	良
	110	397	-	$-3.21 \times 10^{-3}$	良
	140	381	-	$-3.29 \times 10^{-3}$	良
1.50	<u>40</u>	<u>373</u>	-	<u><math>-1.85 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>
	70	275	-	$-2.45 \times 10^{-3}$	良
	110	249	-	$-2.72 \times 10^{-3}$	良
	140	241	-	$-2.79 \times 10^{-3}$	良

（可溶性中性子吸収材あり（安全板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	106.5	400	0.0	$-3.31 \times 10^{-3}$	良
	110	400	5.8	$-3.31 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>39.3</b>	<b><math>-3.43 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
1.50	40	383	18.5	$-1.92 \times 10^{-3}$	良
	70	383	278.8	$-2.09 \times 10^{-3}$	良
	110	383	384.5	$-2.12 \times 10^{-3}$	良
	140	383	416.6	$-2.22 \times 10^{-3}$	良

（可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	106.5	400	0.0	$-3.31 \times 10^{-3}$	良
	110	400	5.8	$-3.31 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>39.3</b>	<b><math>-3.43 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
1.50	40	400	43.9	$-1.92 \times 10^{-3}$	良
	70	400	310.2	$-2.01 \times 10^{-3}$	良
	110	400	416.5	$-2.04 \times 10^{-3}$	良
	140	400	449.5	$-2.02 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-2(3) 減速材ボイド反応度係数の評価結果 (コンクリートの装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/vol\%$ )	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<b><u>41.6</u></b>	<b><u>400</u></b>	-	<b><u><math>-1.62 \times 10^{-3}</math></u></b>	<b>良</b>
	70	304	-	$-2.08 \times 10^{-3}$	良
	110	276	-	$-2.26 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>270</b>	-	<b><math>-2.32 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<b><u>41.6</u></b>	<b><u>400</u></b>	<b><u>0.0</u></b>	<b><u><math>-1.62 \times 10^{-3}</math></u></b>	<b>良</b>
	70	400	218.7	$-1.70 \times 10^{-3}$	良
	110	400	316.1	$-1.74 \times 10^{-3}$	良
	140	400	349.4	$-1.71 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<b><u>41.6</u></b>	<b><u>400</u></b>	<b><u>0.0</u></b>	<b><u><math>-1.62 \times 10^{-3}</math></u></b>	<b>良</b>
	70	400	218.7	$-1.70 \times 10^{-3}$	良
	110	400	316.1	$-1.74 \times 10^{-3}$	良
	140	400	349.4	$-1.71 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-2(4) 減速材ボイド反応度係数の評価結果 (コンクリートの装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/vol\%$ )	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	400	-	$-2.86 \times 10^{-3}$	良
	110	354	-	$-3.16 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>339</b>	-	<b><math>-3.24 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
1.50	40	351	-	$-1.71 \times 10^{-3}$	良
	70	248	-	$-2.39 \times 10^{-3}$	良
	110	228	-	$-2.61 \times 10^{-3}$	良
	140	222	-	$-2.69 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	400	0.0	$-2.86 \times 10^{-3}$	良
	110	400	111.5	$-3.05 \times 10^{-3}$	良
	140	400	152.3	$-3.11 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	377	40.5	$-1.61 \times 10^{-3}$	良
	70	377	285.1	$-1.68 \times 10^{-3}$	良
	110	377	390.3	$-1.69 \times 10^{-3}$	良
	140	377	419.7	$-1.71 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	400	0.0	$-2.86 \times 10^{-3}$	良
	110	400	111.5	$-3.05 \times 10^{-3}$	良
	140	400	152.3	$-3.11 \times 10^{-3}$	良
1.50	<b><u>40</u></b>	<b><u>400</u></b>	<b><u>83.0</u></b>	<b><u><math>-1.51 \times 10^{-3}</math></u></b>	<b><u>良</u></b>
	70	400	346.9	$-1.53 \times 10^{-3}$	良
	110	400	454.1	$-1.55 \times 10^{-3}$	良
	140	400	484.0	$-1.55 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-2(5) 減速材ボイド反応度係数の評価結果 (コンクリートの装荷 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/vol\%$ )	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	<b>74.8</b>	<b>400</b>	-	<b><math>-3.31 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	110	365	-	$-2.93 \times 10^{-3}$	良
	140	350	-	$-3.03 \times 10^{-3}$	良
1.50	<u>40</u>	<u>384</u>	-	<u><math>-1.36 \times 10^{-3}</math></u>	<b>良</b>
	70	270	-	$-1.97 \times 10^{-3}$	良
	110	238	-	$-2.16 \times 10^{-3}$	良
	140	231	-	$-2.22 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	<b>74.8</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>-3.31 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	110	400	85.8	$-3.11 \times 10^{-3}$	良
	140	400	120.0	$-3.20 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	400	26.5	$-1.65 \times 10^{-3}$	良
	70	400	266.5	$-1.72 \times 10^{-3}$	良
	110	400	360.1	$-1.74 \times 10^{-3}$	良
	140	400	390.9	$-1.73 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	<b>74.8</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>-3.31 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	110	400	85.8	$-3.11 \times 10^{-3}$	良
	140	400	120.0	$-3.20 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	400	26.5	$-1.65 \times 10^{-3}$	良
	70	400	266.5	$-1.72 \times 10^{-3}$	良
	110	400	360.1	$-1.74 \times 10^{-3}$	良
	140	400	390.9	$-1.73 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-2(6) 減速材ボイド反応度係数の評価結果（コンクリートの装荷 69 本（4 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/vol\%$ )	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>68.4</u>	<u>400</u>	-	<u><math>-1.28 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>
	70	398	-	$-1.29 \times 10^{-3}$	良
	110	361	-	$-1.43 \times 10^{-3}$	良
	140	348	-	$-1.49 \times 10^{-3}$	良

（可溶性中性子吸収材あり（安全板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>68.4</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>-1.28 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>
	70	400	4.7	$-1.29 \times 10^{-3}$	良
	110	400	78.3	$-1.37 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>99.7</b>	<b><math>-1.51 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

（可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>68.4</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>-1.28 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>
	70	400	4.7	$-1.29 \times 10^{-3}$	良
	110	400	78.3	$-1.37 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>99.7</b>	<b><math>-1.51 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-2(7) 減速材ボイド反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/vol\%$ )	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>49.4</u>	<u>400</u>	-	<u><math>-1.95 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>
	70	342	-	$-2.24 \times 10^{-3}$	良
	110	306	-	$-2.51 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>296</b>	-	<b><math>-2.57 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>49.4</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>-1.95 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>
	70	400	150.0	$-2.05 \times 10^{-3}$	良
	110	400	256.8	$-2.11 \times 10^{-3}$	良
	140	400	283.5	$-2.07 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>49.4</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>-1.95 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>
	70	400	150.0	$-2.05 \times 10^{-3}$	良
	110	400	256.8	$-2.11 \times 10^{-3}$	良
	140	400	283.5	$-2.07 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-2(8) 減速材ボイド反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/vol\%$ )	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<b><u>51.0</u></b>	<b><u>400</u></b>	<u>-</u>	<b><u><math>-1.92 \times 10^{-3}</math></u></b>	<b>良</b>
	70	352	-	$-2.15 \times 10^{-3}$	良
	110	321	-	$-2.41 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>311</b>	-	<b><math>-2.52 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<b><u>51.0</u></b>	<b><u>400</u></b>	<b><u>0.0</u></b>	<b><u><math>-1.92 \times 10^{-3}</math></u></b>	<b>良</b>
	70	400	115.8	$-2.01 \times 10^{-3}$	良
	110	400	217.4	$-2.07 \times 10^{-3}$	良
	140	400	247.4	$-2.05 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	51.0	400	0.0	$-1.92 \times 10^{-3}$	良
	70	400	115.8	$-2.01 \times 10^{-3}$	良
	110	400	217.4	$-2.07 \times 10^{-3}$	良
	140	400	247.4	$-2.05 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。



表 4. 4-2(9) 減速材ボイド反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/vol\%$ )	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>58.1</u>	<u>400</u>	-	<u><math>-2.00 \times 10^{-3}</math></u>	良
	70	373	-	$-2.11 \times 10^{-3}$	良
	110	342	-	$-2.28 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>336</b>	-	<b><math>-2.38 \times 10^{-3}</math></b>	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>58.1</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>-2.00 \times 10^{-3}</math></u>	良
	70	400	60.0	$-2.05 \times 10^{-3}$	良
	110	400	155.7	$-2.11 \times 10^{-3}$	良
	140	400	183.0	$-2.13 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>58.1</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>-2.00 \times 10^{-3}</math></u>	良
	70	400	60.0	$-2.05 \times 10^{-3}$	良
	110	400	155.7	$-2.11 \times 10^{-3}$	良
	140	400	183.0	$-2.13 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-2(10) 減速材ボイド反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/vol\%$ )	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	40	未臨界*	-	-	-
	<u>70</u>	<u>400</u>	-	<u><math>-1.78 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>
	110	363	-	$-2.02 \times 10^{-3}$	良
	<u>140</u>	<u>346</u>	-	<u><math>-2.09 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	40	未臨界*	-	-	-
	<u>70</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>-1.78 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>
	110	400	95.9	$-1.85 \times 10^{-3}$	良
	140	400	119.5	$-1.88 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	40	未臨界*	-	-	-
	<u>70</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>-1.78 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>
	110	400	95.9	$-1.85 \times 10^{-3}$	良
	140	400	119.5	$-1.88 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-2(11) 減速材ボイド反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/vol\%$ )	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-2(12) 減速材ボイド反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/vol\%$ )	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-3(1) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果 (コンクリートの装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	101.0	400	-	$-2.61 \times 10^{-5}$	良
	110	392	-	$-2.55 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>379</b>	-	<b><math>-2.63 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
1.50	40	365	-	$-1.99 \times 10^{-5}$	良
	70	269	-	$-1.88 \times 10^{-5}$	良
	<u>110</u>	<u>241</u>	-	<u><math>-1.85 \times 10^{-5}</math></u>	<u>良</u>
	<u>140</u>	<u>234</u>	-	<u><math>-1.85 \times 10^{-5}</math></u>	<u>良</u>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	101.0	400	0.0	$-2.61 \times 10^{-5}$	良
	110	400	13.2	$-2.61 \times 10^{-5}$	良
	140	400	46.3	$-2.57 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	371	13.8	$-1.90 \times 10^{-5}$	良
	70	371	275.8	$-2.01 \times 10^{-5}$	良
	110	371	380.2	$-2.01 \times 10^{-5}$	良
	140	371	413.1	$-2.04 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	101.0	400	0.0	$-2.61 \times 10^{-5}$	良
	110	400	13.2	$-2.61 \times 10^{-5}$	良
	140	400	46.3	$-2.57 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	400	62.6	$-1.91 \times 10^{-5}$	良
	70	400	334.1	$-2.03 \times 10^{-5}$	良
	110	400	446.7	$-2.05 \times 10^{-5}$	良
	140	400	479.1	$-2.05 \times 10^{-5}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-3(2) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果 (コンクリートの装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>106.5</b>	<b>400</b>	-	<b><math>-2.66 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	110	397	-	$-2.57 \times 10^{-5}$	良
	140	381	-	$-2.56 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	373	-	$-1.89 \times 10^{-5}$	良
	70	275	-	$-1.76 \times 10^{-5}$	良
	110	249	-	$-1.83 \times 10^{-5}$	良
	140	241	-	$-1.79 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>106.5</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>-2.66 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	110	400	5.8	$-2.64 \times 10^{-5}$	良
	140	400	39.3	$-2.64 \times 10^{-5}$	良
1.50	<u><b>40</b></u>	<u><b>383</b></u>	<u><b>18.5</b></u>	<u><b><math>-1.62 \times 10^{-5}</math></b></u>	<u><b>良</b></u>
	70	383	278.8	$-2.04 \times 10^{-5}$	良
	110	383	384.5	$-2.06 \times 10^{-5}$	良
	140	383	416.6	$-2.06 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>106.5</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>-2.66 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	110	400	5.8	$-2.64 \times 10^{-5}$	良
	140	400	39.3	$-2.64 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	400	43.9	$-1.89 \times 10^{-5}$	良
	70	400	310.2	$-1.95 \times 10^{-5}$	良
	110	400	416.5	$-2.06 \times 10^{-5}$	良
	140	400	449.5	$-2.08 \times 10^{-5}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-3(3) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果（コンクリートの装荷 25 本（4 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	41.6	400	-	$-1.96 \times 10^{-5}$	良
	70	304	-	$-1.88 \times 10^{-5}$	良
	110	276	-	$-1.82 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>270</b>	-	<b><math>-1.81 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

（可溶性中性子吸収材あり（安全板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	41.6	400	0.0	$-1.96 \times 10^{-5}$	良
	70	400	218.7	$-1.95 \times 10^{-5}$	良
	110	400	316.1	$-2.01 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>349.4</b>	<b><math>-2.07 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

（可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	41.6	400	0.0	$-1.96 \times 10^{-5}$	良
	70	400	218.7	$-1.95 \times 10^{-5}$	良
	110	400	316.1	$-2.01 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>349.4</b>	<b><math>-2.07 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-3(4) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果（コンクリートの装荷 69 本（1 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>70</b>	<b>400</b>	-	<b><math>-2.49 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	110	354	-	$-2.43 \times 10^{-5}$	良
	140	339	-	$-2.45 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	351	-	$-1.80 \times 10^{-5}$	良
	70	248	-	$-1.75 \times 10^{-5}$	良
	<u>110</u>	<u>228</u>	-	<u><math>-1.59 \times 10^{-5}</math></u>	<b>良</b>
	140	222	-	$-1.73 \times 10^{-5}$	良

（可溶性中性子吸収材あり（安全板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>70</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>-2.49 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	<b>110</b>	<b>400</b>	<b>111.5</b>	<b><math>-2.49 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	140	400	152.3	$-2.47 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	377	40.5	$-1.66 \times 10^{-5}$	良
	70	377	285.1	$-1.89 \times 10^{-5}$	良
	110	377	390.3	$-1.92 \times 10^{-5}$	良
	140	377	419.7	$-1.92 \times 10^{-5}$	良

（可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>70</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>-2.49 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	<b>110</b>	<b>400</b>	<b>111.5</b>	<b><math>-2.49 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	140	400	152.3	$-2.47 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	400	83.0	$-1.83 \times 10^{-5}$	良
	70	400	346.9	$-1.88 \times 10^{-5}$	良
	110	400	454.1	$-1.93 \times 10^{-5}$	良
	140	400	484.0	$-1.91 \times 10^{-5}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。



表 4.4-3(5) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果 (コンクリートの装荷 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	74.8	400	-	$-2.56 \times 10^{-5}$	良
	110	365	-	$-2.28 \times 10^{-5}$	良
	140	350	-	$-2.27 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	384	-	$-1.70 \times 10^{-5}$	良
	70	270	-	$-1.63 \times 10^{-5}$	良
	<u>110</u>	<u>238</u>	-	<u><math>-1.55 \times 10^{-5}</math></u>	良
	140	231	-	$-1.57 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	74.8	400	0.0	$-2.56 \times 10^{-5}$	良
	<b>110</b>	<b>400</b>	<b>85.8</b>	<b><math>-2.59 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	140	400	120.0	$-2.54 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	400	26.5	$-1.83 \times 10^{-5}$	良
	70	400	266.5	$-1.93 \times 10^{-5}$	良
	110	400	360.1	$-1.63 \times 10^{-5}$	良
	140	400	390.9	$-1.85 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	74.8	400	0.0	$-2.56 \times 10^{-5}$	良
	<b>110</b>	<b>400</b>	<b>85.8</b>	<b><math>-2.59 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	140	400	120.0	$-2.54 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	400	26.5	$-1.83 \times 10^{-5}$	良
	70	400	266.5	$-1.93 \times 10^{-5}$	良
	110	400	360.1	$-1.63 \times 10^{-5}$	良
	140	400	390.9	$-1.85 \times 10^{-5}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-3(6) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果（コンクリートの装荷 69 本（4 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	68.4	400	-	$-1.83 \times 10^{-5}$	良
	70	398	-	$-1.84 \times 10^{-5}$	良
	110	361	-	$-1.79 \times 10^{-5}$	良
	140	348	-	$-1.78 \times 10^{-5}$	良

（可溶性中性子吸収材あり（安全板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	68.4	400	0.0	$-1.83 \times 10^{-5}$	良
	<b>70</b>	<b>400</b>	<b>4.7</b>	<b><math>-1.77 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	<b>110</b>	<b>400</b>	<b>78.3</b>	<b><math>-1.86 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>99.7</b>	<b><math>-1.86 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

（可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	68.4	400	0.0	$-1.83 \times 10^{-5}$	良
	<b>70</b>	<b>400</b>	<b>4.7</b>	<b><math>-1.77 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	<b>110</b>	<b>400</b>	<b>78.3</b>	<b><math>-1.86 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>99.7</b>	<b><math>-1.86 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-3(7) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	49. 4	400	-	$-1.96 \times 10^{-5}$	良
	<u>70</u>	<u>342</u>	-	<u><math>-1.92 \times 10^{-5}</math></u>	<u>良</u>
	<u>110</u>	<u>306</u>	-	<u><math>-1.92 \times 10^{-5}</math></u>	<u>良</u>
	140	296	-	$-1.95 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	49. 4	400	0. 0	$-1.96 \times 10^{-5}$	良
	70	400	150. 0	$-2.02 \times 10^{-5}$	良
	110	400	256. 8	$-1.96 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>283. 5</b>	<b><math>-2.06 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	49. 4	400	0. 0	$-1.96 \times 10^{-5}$	良
	70	400	150. 0	$-2.02 \times 10^{-5}$	良
	110	400	256. 8	$-1.96 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>283. 5</b>	<b><math>-2.06 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-3(8) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	51.0	400	-	$-1.94 \times 10^{-5}$	良
	70	352	-	$-1.96 \times 10^{-5}$	良
	<u>110</u>	<u>321</u>	-	<u><math>-1.92 \times 10^{-5}</math></u>	良
	140	311	-	$-1.95 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	51.0	400	0.0	$-1.94 \times 10^{-5}$	良
	70	400	115.8	$-2.00 \times 10^{-5}$	良
	110	400	217.4	$-2.00 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>247.4</b>	<b><math>-2.14 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	51.0	400	0.0	$-1.94 \times 10^{-5}$	良
	70	400	115.8	$-2.00 \times 10^{-5}$	良
	110	400	217.4	$-2.00 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>247.4</b>	<b><math>-2.14 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-3(9) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	58. 1	400	-	$-1.96 \times 10^{-5}$	良
	70	373	-	$-1.96 \times 10^{-5}$	良
	<u>110</u>	<u>342</u>	-	<u><math>-1.91 \times 10^{-5}</math></u>	良
	<u>140</u>	<u>336</u>	-	<u><math>-1.91 \times 10^{-5}</math></u>	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	58. 1	400	0. 0	$-1.96 \times 10^{-5}$	良
	70	400	60. 0	$-1.96 \times 10^{-5}$	良
	110	400	155. 7	$-2.01 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>183. 0</b>	<b><math>-2.03 \times 10^{-5}</math></b>	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	58. 1	400	0. 0	$-1.96 \times 10^{-5}$	良
	70	400	60. 0	$-1.96 \times 10^{-5}$	良
	110	400	155. 7	$-2.01 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>183. 0</b>	<b><math>-2.03 \times 10^{-5}</math></b>	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-3(10) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1. 27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1. 50	40	未臨界*	-	-	-
	70	400	-	$-1.89 \times 10^{-5}$	良
	<u>110</u>	<u>363</u>	-	<u><math>-1.87 \times 10^{-5}</math></u>	良
	140	346	-	$-1.91 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1. 50	40	未臨界*	-	-	-
	70	400	0. 0	$-1.89 \times 10^{-5}$	良
	<b>110</b>	<b>400</b>	<b>95. 9</b>	<b><math>-1.94 \times 10^{-5}</math></b>	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>119. 5</b>	<b><math>-1.94 \times 10^{-5}</math></b>	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1. 50	40	未臨界*	-	-	-
	70	400	0. 0	$-1.89 \times 10^{-5}$	良
	<b>110</b>	<b>400</b>	<b>95. 9</b>	<b><math>-1.94 \times 10^{-5}</math></b>	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>119. 5</b>	<b><math>-1.94 \times 10^{-5}</math></b>	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-3(11) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-3(12) 棒状燃料温度反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。



表 4.4-4(1) 即発中性子寿命の評価結果 (コンクリートの装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	101.0	400	-	$3.15 \times 10^{-5}$	良
	110	392	-	$3.15 \times 10^{-5}$	良
	140	379	-	$3.19 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	365	-	$3.67 \times 10^{-5}$	良
	70	269	-	$3.94 \times 10^{-5}$	良
	110	241	-	$4.00 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>234</b>	-	<b><math>4.08 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	101.0	400	0.0	$3.15 \times 10^{-5}$	良
	110	400	13.2	$3.11 \times 10^{-5}$	良
	140	400	46.3	$3.00 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	371	13.8	$3.61 \times 10^{-5}$	良
	70	371	275.8	$3.07 \times 10^{-5}$	良
	110	371	380.2	$2.93 \times 10^{-5}$	良
	140	371	413.1	$2.89 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	101.0	400	0.0	$3.15 \times 10^{-5}$	良
	110	400	13.2	$3.11 \times 10^{-5}$	良
	140	400	46.3	$3.00 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	400	62.6	$3.44 \times 10^{-5}$	良
	70	400	334.1	$2.95 \times 10^{-5}$	良
	110	400	446.7	$2.83 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>479.1</b>	<b><math>2.79 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-4(2) 即発中性子寿命の評価結果 (コンクリートの装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	106.5	400	-	$3.08 \times 10^{-5}$	良
	110	397	-	$3.25 \times 10^{-5}$	良
	140	381	-	$3.29 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	373	-	$3.79 \times 10^{-5}$	良
	70	275	-	$4.10 \times 10^{-5}$	良
	110	249	-	$4.18 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>241</b>	-	<b><math>4.21 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	106.5	400	0.0	$3.08 \times 10^{-5}$	良
	110	400	5.8	$3.06 \times 10^{-5}$	良
	140	400	39.3	$2.96 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	383	18.5	$3.45 \times 10^{-5}$	良
	70	383	278.8	$2.95 \times 10^{-5}$	良
	110	383	384.5	$2.82 \times 10^{-5}$	良
	140	383	416.6	$2.78 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	106.5	400	0.0	$3.08 \times 10^{-5}$	良
	110	400	5.8	$3.06 \times 10^{-5}$	良
	140	400	39.3	$2.96 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	400	43.9	$3.38 \times 10^{-5}$	良
	70	400	310.2	$2.89 \times 10^{-5}$	良
	110	400	416.5	$2.77 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>449.5</b>	<b><math>2.74 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-4(3) 即発中性子寿命の評価結果 (コンクリートの装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	41.6	400	-	$3.96 \times 10^{-5}$	良
	70	304	-	$4.24 \times 10^{-5}$	良
	110	276	-	$4.42 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>270</b>	-	<b><math>4.46 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	41.6	400	0.0	$3.96 \times 10^{-5}$	良
	70	400	218.7	$3.40 \times 10^{-5}$	良
	110	400	316.1	$3.23 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>349.4</b>	<b><math>3.18 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	41.6	400	0.0	$3.96 \times 10^{-5}$	良
	70	400	218.7	$3.40 \times 10^{-5}$	良
	110	400	316.1	$3.23 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>349.4</b>	<b><math>3.18 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-4(4) 即発中性子寿命の評価結果 (コンクリートの装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	400	-	$3.32 \times 10^{-5}$	良
	110	354	-	$3.43 \times 10^{-5}$	良
	140	339	-	$3.46 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	351	-	$3.97 \times 10^{-5}$	良
	70	248	-	$4.23 \times 10^{-5}$	良
	110	228	-	$4.35 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>222</b>	-	<b><math>4.39 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	400	0.0	$3.32 \times 10^{-5}$	良
	110	400	111.5	$3.01 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>152.3</b>	<b><math>2.92 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
1.50	40	377	40.5	$3.83 \times 10^{-5}$	良
	70	377	285.1	$3.33 \times 10^{-5}$	良
	110	377	390.3	$3.19 \times 10^{-5}$	良
	140	377	419.7	$3.15 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	400	0.0	$3.32 \times 10^{-5}$	良
	110	400	111.5	$3.01 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>152.3</b>	<b><math>2.92 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
1.50	40	400	83.0	$3.67 \times 10^{-5}$	良
	70	400	346.9	$3.20 \times 10^{-5}$	良
	110	400	454.1	$3.08 \times 10^{-5}$	良
	140	400	484.0	$3.04 \times 10^{-5}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-4(5) 即発中性子寿命の評価結果 (コンクリートの装荷 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	74.8	400	-	$3.15 \times 10^{-5}$	良
	110	365	-	$3.69 \times 10^{-5}$	良
	140	350	-	$3.71 \times 10^{-5}$	良
1.50	40	384	-	$4.30 \times 10^{-5}$	良
	70	270	-	$4.63 \times 10^{-5}$	良
	110	238	-	$4.81 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>231</b>	-	<b><math>4.86 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	74.8	400	0.0	$3.15 \times 10^{-5}$	良
	110	400	85.8	$2.91 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>120.0</b>	<b><math>2.83 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
1.50	40	400	26.5	$3.59 \times 10^{-5}$	良
	70	400	266.5	$3.12 \times 10^{-5}$	良
	110	400	360.1	$3.00 \times 10^{-5}$	良
	140	400	390.9	$2.96 \times 10^{-5}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	74.8	400	0.0	$3.15 \times 10^{-5}$	良
	110	400	85.8	$2.91 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>120.0</b>	<b><math>2.83 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
1.50	40	400	26.5	$3.59 \times 10^{-5}$	良
	70	400	266.5	$3.12 \times 10^{-5}$	良
	110	400	360.1	$3.00 \times 10^{-5}$	良
	140	400	390.9	$2.96 \times 10^{-5}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-4(6) 即発中性子寿命の評価結果 (コンクリートの装荷 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	68.4	400	-	$4.77 \times 10^{-5}$	良
	70	398	-	$4.78 \times 10^{-5}$	良
	110	361	-	$4.97 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>348</b>	-	<b><math>5.02 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	68.4	400	0.0	$4.77 \times 10^{-5}$	良
	70	400	4.7	$4.75 \times 10^{-5}$	良
	110	400	78.3	$4.45 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>99.7</b>	<b><math>4.38 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	68.4	400	0.0	$4.77 \times 10^{-5}$	良
	70	400	4.7	$4.75 \times 10^{-5}$	良
	110	400	78.3	$4.45 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>99.7</b>	<b><math>4.38 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4. 4-4(7) 即発中性子寿命の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	49. 4	400	-	$3.48 \times 10^{-5}$	良
	70	342	-	$3.63 \times 10^{-5}$	良
	110	306	-	$3.67 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>296</b>	-	<b><math>3.71 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	49. 4	400	0. 0	$3.48 \times 10^{-5}$	良
	70	400	150. 0	$3.12 \times 10^{-5}$	良
	110	400	256. 8	$2.95 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>283. 5</b>	<b><math>2.91 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1. 27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1. 50	49. 4	400	0. 0	$3.48 \times 10^{-5}$	良
	70	400	150. 0	$3.12 \times 10^{-5}$	良
	110	400	256. 8	$2.95 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>283. 5</b>	<b><math>2.91 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-4(8) 即発中性子寿命の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	51.0	400	-	$3.55 \times 10^{-5}$	良
	70	352	-	$3.67 \times 10^{-5}$	良
	110	321	-	$3.75 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>311</b>	-	<b><math>3.76 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	51.0	400	0.0	$3.55 \times 10^{-5}$	良
	70	400	115.8	$3.25 \times 10^{-5}$	良
	110	400	217.4	$3.06 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>247.4</b>	<b><math>3.01 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	51.0	400	0.0	$3.55 \times 10^{-5}$	良
	70	400	115.8	$3.25 \times 10^{-5}$	良
	110	400	217.4	$3.06 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>247.4</b>	<b><math>3.01 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。



表 4.4-4(9) 即発中性子寿命の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	58.1	400	-	$3.57 \times 10^{-5}$	良
	70	373	-	$3.62 \times 10^{-5}$	良
	110	342	-	$3.75 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>336</b>	-	<b><math>3.77 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	58.1	400	0.0	$3.57 \times 10^{-5}$	良
	70	400	60.0	$3.39 \times 10^{-5}$	良
	110	400	155.7	$3.17 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>183.0</b>	<b><math>3.12 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	58.1	400	0.0	$3.57 \times 10^{-5}$	良
	70	400	60.0	$3.39 \times 10^{-5}$	良
	110	400	155.7	$3.17 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>183.0</b>	<b><math>3.12 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-4(10) 即発中性子寿命の評価結果（鉄の装荷 69 本（1 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	400	-	$3.60 \times 10^{-5}$	良
	110	363	-	$3.66 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>346</b>	-	<b><math>3.67 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

（可溶性中性子吸収材あり（安全板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	400	0.0	$3.60 \times 10^{-5}$	良
	110	400	95.9	$3.35 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>119.5</b>	<b><math>3.30 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

（可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	400	0.0	$3.60 \times 10^{-5}$	良
	110	400	95.9	$3.35 \times 10^{-5}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>119.5</b>	<b><math>3.30 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-4(11) 即発中性子寿命の評価結果（鉄の装荷 69 本（2 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

（可溶性中性子吸収材あり（安全板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

（可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-4(12) 即発中性子寿命の評価結果（鉄の装荷 69 本（4 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

（可溶性中性子吸収材あり（安全板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

（可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-5(1) 実効遅発中性子割合の評価結果 (コンクリートの装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>101.0</b>	<b>400</b>	-	<b><math>7.89 \times 10^{-3}</math></b>	良
	<b>110</b>	<b>392</b>	-	<b><math>7.89 \times 10^{-3}</math></b>	良
	140	379	-	$7.88 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	365	-	$7.88 \times 10^{-3}$	良
	70	269	-	$7.84 \times 10^{-3}$	良
	110	241	-	$7.83 \times 10^{-3}$	良
	140	234	-	$7.84 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>101.0</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.89 \times 10^{-3}</math></b>	良
	110	400	13.2	$7.88 \times 10^{-3}$	良
	140	400	46.3	$7.87 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	371	13.8	$7.87 \times 10^{-3}$	良
	70	371	275.8	$7.74 \times 10^{-3}$	良
	110	371	380.2	$7.69 \times 10^{-3}$	良
	140	371	413.1	$7.67 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>101.0</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.89 \times 10^{-3}</math></b>	良
	110	400	13.2	$7.88 \times 10^{-3}$	良
	140	400	46.3	$7.87 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	400	62.6	$7.85 \times 10^{-3}$	良
	70	400	334.1	$7.72 \times 10^{-3}$	良
	110	400	446.7	$7.66 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>479.1</b>	<b><math>7.64 \times 10^{-3}</math></b>	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-5(2) 実効遅発中性子割合の評価結果 (コンクリートの装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>106.5</b>	<b>400</b>	-	<b><math>7.88 \times 10^{-3}</math></b>	良
	<b>110</b>	<b>397</b>	-	<b><math>7.88 \times 10^{-3}</math></b>	良
	140	381	-	$7.87 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	373	-	$7.86 \times 10^{-3}$	良
	70	275	-	$7.82 \times 10^{-3}$	良
	110	249	-	$7.81 \times 10^{-3}$	良
	140	241	-	$7.81 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>106.5</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.88 \times 10^{-3}</math></b>	良
	<b>110</b>	<b>400</b>	<b>5.8</b>	<b><math>7.88 \times 10^{-3}</math></b>	良
	140	400	39.3	$7.87 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	383	18.5	$7.86 \times 10^{-3}$	良
	70	383	278.8	$7.73 \times 10^{-3}$	良
	110	383	384.5	$7.67 \times 10^{-3}$	良
	140	383	416.6	$7.66 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>106.5</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.88 \times 10^{-3}</math></b>	良
	<b>110</b>	<b>400</b>	<b>5.8</b>	<b><math>7.88 \times 10^{-3}</math></b>	良
	140	400	39.3	$7.87 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	400	43.9	$7.85 \times 10^{-3}$	良
	70	400	310.2	$7.72 \times 10^{-3}$	良
	110	400	416.5	$7.66 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>449.5</b>	<b><math>7.64 \times 10^{-3}</math></b>	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-5(3) 実効遅発中性子割合の評価結果 (コンクリートの装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	<b>41.6</b>	<b>400</b>	-	<b><math>7.81 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	70	304	-	$7.77 \times 10^{-3}$	良
	110	276	-	$7.74 \times 10^{-3}$	良
	140	270	-	$7.73 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	<b>41.6</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.81 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	70	400	218.7	$7.70 \times 10^{-3}$	良
	110	400	316.1	$7.64 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>349.4</b>	<b><math>7.62 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	<b>41.6</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.81 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	70	400	218.7	$7.70 \times 10^{-3}$	良
	110	400	316.1	$7.64 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>349.4</b>	<b><math>7.62 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-5(4) 実効遅発中性子割合の評価結果 (コンクリートの装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>70</b>	<b>400</b>	-	<b><math>7.88 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	110	354	-	$7.87 \times 10^{-3}$	良
	140	339	-	$7.86 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	351	-	$7.83 \times 10^{-3}$	良
	70	248	-	$7.80 \times 10^{-3}$	良
	110	228	-	$7.77 \times 10^{-3}$	良
	140	222	-	$7.76 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>70</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.88 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	110	400	111.5	$7.84 \times 10^{-3}$	良
	140	400	152.3	$7.82 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	377	40.5	$7.81 \times 10^{-3}$	良
	70	377	285.1	$7.67 \times 10^{-3}$	良
	110	377	390.3	$7.61 \times 10^{-3}$	良
	140	377	419.7	$7.60 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>70</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.88 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	110	400	111.5	$7.84 \times 10^{-3}$	良
	140	400	152.3	$7.82 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	400	83.0	$7.80 \times 10^{-3}$	良
	70	400	346.9	$7.65 \times 10^{-3}$	良
	110	400	454.1	$7.59 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>484.0</b>	<b><math>7.57 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。



表 4.4-5(5) 実効遅発中性子割合の評価結果 (コンクリートの装荷 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>74.8</b>	<b>400</b>	-	<b><math>7.87 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	110	365	-	$7.84 \times 10^{-3}$	良
	140	350	-	$7.84 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	384	-	$7.79 \times 10^{-3}$	良
	70	270	-	$7.75 \times 10^{-3}$	良
	110	238	-	$7.72 \times 10^{-3}$	良
	140	231	-	$7.71 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>74.8</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.87 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	110	400	85.8	$7.84 \times 10^{-3}$	良
	140	400	120.0	$7.82 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	400	26.5	$7.79 \times 10^{-3}$	良
	70	400	266.5	$7.65 \times 10^{-3}$	良
	110	400	360.1	$7.59 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>390.9</b>	<b><math>7.57 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	<b>74.8</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.87 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	110	400	85.8	$7.84 \times 10^{-3}$	良
	140	400	120.0	$7.82 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	400	26.5	$7.79 \times 10^{-3}$	良
	70	400	266.5	$7.65 \times 10^{-3}$	良
	110	400	360.1	$7.59 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>390.9</b>	<b><math>7.57 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-5(6) 実効遅発中性子割合の評価結果 (コンクリートの装荷 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	<b>68.4</b>	<b>400</b>	-	$7.66 \times 10^{-3}$	良
	<b>70</b>	<b>398</b>	-	$7.66 \times 10^{-3}$	良
	110	361	-	$7.63 \times 10^{-3}$	良
	140	348	-	$7.62 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	<b>68.4</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	$7.66 \times 10^{-3}$	良
	<b>70</b>	<b>400</b>	<b>4.7</b>	$7.66 \times 10^{-3}$	良
	110	400	78.3	$7.61 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>99.7</b>	$7.59 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	<b>68.4</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	$7.66 \times 10^{-3}$	良
	<b>70</b>	<b>400</b>	<b>4.7</b>	$7.66 \times 10^{-3}$	良
	110	400	78.3	$7.61 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>99.7</b>	$7.59 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-5(7) 実効遅発中性子割合の評価結果（鉄の装荷 25 本 (1 of 4)）

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	<b>49.4</b>	<b>400</b>	-	<b><math>7.74 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	70	342	-	$7.71 \times 10^{-3}$	良
	110	306	-	$7.70 \times 10^{-3}$	良
	140	296	-	$7.69 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	<b>49.4</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.74 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	70	400	150.0	$7.68 \times 10^{-3}$	良
	110	400	256.8	$7.62 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>283.5</b>	<b><math>7.61 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	<b>49.4</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.74 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	70	400	150.0	$7.68 \times 10^{-3}$	良
	110	400	256.8	$7.62 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>283.5</b>	<b><math>7.61 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-5(8) 実効遅発中性子割合の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	<b>51.0</b>	<b>400</b>	-	<b><math>7.74 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	70	352	-	$7.70 \times 10^{-3}$	良
	110	321	-	$7.68 \times 10^{-3}$	良
	140	311	-	$7.67 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	<b>51.0</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.74 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	70	400	115.8	$7.67 \times 10^{-3}$	良
	110	400	217.4	$7.62 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>247.4</b>	<b><math>7.60 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	<b>51.0</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.74 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	70	400	115.8	$7.67 \times 10^{-3}$	良
	110	400	217.4	$7.62 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>247.4</b>	<b><math>7.60 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-5(9) 実効遅発中性子割合の評価結果（鉄の装荷 25 本（4 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	<u>58.1</u>	<u>400</u>	-	<u><math>7.72 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>
	70	373	-	$7.70 \times 10^{-3}$	良
	110	342	-	$7.67 \times 10^{-3}$	良
	140	336	-	$7.66 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	<u>58.1</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>7.72 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>
	70	400	60.0	$7.69 \times 10^{-3}$	良
	110	400	155.7	$7.64 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>183.0</b>	<b><math>7.62 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	<u>58.1</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>7.72 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>
	70	400	60.0	$7.69 \times 10^{-3}$	良
	110	400	155.7	$7.64 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>183.0</b>	<b><math>7.62 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-5(10) 実効遅発中性子割合の評価結果 (鉄の装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	40	未臨界*	-	-	-
	<b>70</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.58 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	110	363	-	$7.55 \times 10^{-3}$	良
	140	346	-	$7.54 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	40	未臨界*	-	-	-
	<b>70</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.58 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	110	400	95.9	$7.52 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>119.5</b>	<b><math>7.51 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界*	-	-	-
	70	未臨界*	-	-	-
	110	未臨界*	-	-	-
	140	未臨界*	-	-	-
1.50	40	未臨界*	-	-	-
	<b>70</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>7.58 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
	110	400	95.9	$7.52 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>119.5</b>	<b><math>7.51 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-5(11) 実効遅発中性子割合の評価結果（鉄の装荷 69 本（2 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-5(12) 実効遅発中性子割合の評価結果 (鉄の装荷 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。



表 4.4-6(1) 水位反応度係数の評価結果（コンクリートの装荷 25 本（1 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	101.0	400	-	$5.54 \times 10^{-3}$	良
	110	392	-	$4.48 \times 10^{-3}$	良
	140	379	-	$2.42 \times 10^{-3}$	良
1.50	<b>40</b>	<b>365</b>	-	<b><math>5.78 \times 10^{-2}</math></b>	<b>良</b>
	70	269	-	$1.36 \times 10^{-2}$	良
	110	241	-	$4.36 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>234</b>	-	<b><math>2.29 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

（可溶性中性子吸収材あり（安全板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	101.0	400	0.0	$5.54 \times 10^{-3}$	良
	110	400	13.2	$4.56 \times 10^{-3}$	良
	140	400	46.3	$2.41 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	371	13.8	$5.36 \times 10^{-2}$	良
	70	371	275.8	$1.41 \times 10^{-2}$	良
	110	371	380.2	$4.51 \times 10^{-3}$	良
	140	371	413.1	$2.34 \times 10^{-3}$	良

（可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	101.0	400	0.0	$5.54 \times 10^{-3}$	良
	110	400	13.2	$4.56 \times 10^{-3}$	良
	140	400	46.3	$2.41 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	400	62.6	$5.54 \times 10^{-2}$	良
	70	400	334.1	$1.44 \times 10^{-2}$	良
	110	400	446.7	$4.45 \times 10^{-3}$	良
	140	400	479.1	$2.38 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-6(2) 水位反応度係数の評価結果（コンクリートの装荷 25 本 (2 of 4)）

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	106.5	400	-	$4.56 \times 10^{-3}$	良
	110	397	-	$4.58 \times 10^{-3}$	良
	140	381	-	$2.44 \times 10^{-3}$	良
1.50	<b>40</b>	<b>373</b>	-	<b><math>5.53 \times 10^{-2}</math></b>	<b>良</b>
	70	275	-	$1.41 \times 10^{-2}$	良
	110	249	-	$4.27 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>241</b>	-	<b><math>2.30 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	106.5	400	0.0	$4.56 \times 10^{-3}$	良
	110	400	5.8	$4.52 \times 10^{-3}$	良
	140	400	39.3	$2.58 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	383	18.5	$3.49 \times 10^{-2}$	良
	70	383	278.8	$1.36 \times 10^{-2}$	良
	110	383	384.5	$4.43 \times 10^{-3}$	良
	140	383	416.6	$2.34 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	106.5	400	0.0	$4.56 \times 10^{-3}$	良
	110	400	5.8	$4.52 \times 10^{-3}$	良
	140	400	39.3	$2.58 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	400	43.9	$5.19 \times 10^{-2}$	良
	70	400	310.2	$1.40 \times 10^{-2}$	良
	110	400	416.5	$4.35 \times 10^{-3}$	良
	140	400	449.5	$2.35 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-6(3) 水位反応度係数の評価結果 (コンクリートの装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>41.6</u>	<u>400</u>	-	<u><math>5.01 \times 10^{-2}</math></u>	良
	70	304	-	$1.42 \times 10^{-2}$	良
	110	276	-	$4.39 \times 10^{-3}$	良
	140	270	-	$2.35 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>41.6</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>5.01 \times 10^{-2}</math></u>	良
	70	400	218.7	$1.44 \times 10^{-2}$	良
	110	400	316.1	$4.56 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>349.4</b>	<b><math>2.34 \times 10^{-3}</math></b>	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>41.6</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>5.01 \times 10^{-2}</math></u>	良
	70	400	218.7	$1.44 \times 10^{-2}$	良
	110	400	316.1	$4.56 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>349.4</b>	<b><math>2.34 \times 10^{-3}</math></b>	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-6(4) 水位反応度係数の評価結果 (コンクリートの装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	400	-	$1.48 \times 10^{-2}$	良
	110	354	-	$4.58 \times 10^{-3}$	良
	140	339	-	$2.49 \times 10^{-3}$	良
1.50	<b>40</b>	<b>351</b>	-	<b><math>5.61 \times 10^{-2}</math></b>	<b>良</b>
	70	248	-	$1.44 \times 10^{-2}$	良
	110	228	-	$3.96 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>222</b>	-	<b><math>2.35 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	400	0.0	$1.48 \times 10^{-2}$	良
	110	400	111.5	$4.68 \times 10^{-3}$	良
	140	400	152.3	$2.51 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	377	40.5	$5.01 \times 10^{-2}$	良
	70	377	285.1	$1.47 \times 10^{-2}$	良
	110	377	390.3	$4.56 \times 10^{-3}$	良
	140	377	419.7	$2.54 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	400	0.0	$1.48 \times 10^{-2}$	良
	110	400	111.5	$4.68 \times 10^{-3}$	良
	140	400	152.3	$2.51 \times 10^{-3}$	良
1.50	40	400	83.0	$5.60 \times 10^{-2}$	良
	70	400	346.9	$1.42 \times 10^{-2}$	良
	110	400	454.1	$4.60 \times 10^{-3}$	良
	140	400	484.0	$2.41 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-6(5) 水位反応度係数の評価結果（コンクリートの装荷 69 本（2 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	74.8	400	-	$1.22 \times 10^{-2}$	良
	110	365	-	$4.66 \times 10^{-3}$	良
	140	350	-	$2.52 \times 10^{-3}$	良
1.50	<u>40</u>	<u>384</u>	-	<u><math>5.99 \times 10^{-2}</math></u>	<u>良</u>
	70	270	-	$1.43 \times 10^{-2}$	良
	110	238	-	$4.58 \times 10^{-3}$	良
	140	231	-	$2.45 \times 10^{-3}$	良

（可溶性中性子吸収材あり（安全板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	74.8	400	0.0	$1.22 \times 10^{-2}$	良
	110	400	85.8	$4.58 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>120.0</b>	<b><math>2.30 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
1.50	40	400	26.5	$5.46 \times 10^{-2}$	良
	70	400	266.5	$1.41 \times 10^{-2}$	良
	110	400	360.1	$4.44 \times 10^{-3}$	良
	140	400	390.9	$2.33 \times 10^{-3}$	良

（可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	74.8	400	0.0	$1.22 \times 10^{-2}$	良
	110	400	85.8	$4.58 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>120.0</b>	<b><math>2.30 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
1.50	40	400	26.5	$5.46 \times 10^{-2}$	良
	70	400	266.5	$1.41 \times 10^{-2}$	良
	110	400	360.1	$4.44 \times 10^{-3}$	良
	140	400	390.9	$2.33 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-6(6) 水位反応度係数の評価結果 (コンクリートの装荷 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<b>68.4</b>	<b>400</b>	-	<b><math>1.56 \times 10^{-2}</math></b>	<b>良</b>
	70	398	-	$1.47 \times 10^{-2}$	良
	110	361	-	$4.42 \times 10^{-3}$	良
	140	348	-	$2.50 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	68.4	400	0.0	$1.56 \times 10^{-2}$	良
	70	400	4.7	$1.44 \times 10^{-2}$	良
	110	400	78.3	$4.63 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>99.7</b>	<b><math>2.38 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	68.4	400	0.0	$1.56 \times 10^{-2}$	良
	70	400	4.7	$1.44 \times 10^{-2}$	良
	110	400	78.3	$4.63 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>99.7</b>	<b><math>2.38 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-6(7) 水位反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>49.4</u>	<u>400</u>	-	<u><math>3.32 \times 10^{-2}</math></u>	良
	70	342	-	$1.37 \times 10^{-2}$	良
	110	306	-	$4.28 \times 10^{-3}$	良
	140	296	-	$2.26 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>49.4</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>3.32 \times 10^{-2}</math></u>	良
	70	400	150.0	$1.41 \times 10^{-2}$	良
	110	400	256.8	$4.29 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>283.5</b>	<b><math>2.24 \times 10^{-3}</math></b>	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>49.4</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>3.32 \times 10^{-2}</math></u>	良
	70	400	150.0	$1.41 \times 10^{-2}$	良
	110	400	256.8	$4.29 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>283.5</b>	<b><math>2.24 \times 10^{-3}</math></b>	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-6(8) 水位反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<b><u>51.0</u></b>	<b><u>400</u></b>	<u>-</u>	<b><u><math>3.07 \times 10^{-2}</math></u></b>	<b>良</b>
	70	352	-	$1.40 \times 10^{-2}$	良
	110	321	-	$4.43 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>311</b>	-	<b><math>2.35 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<b><u>51.0</u></b>	<b><u>400</u></b>	<b><u>0.0</u></b>	<b><u><math>3.07 \times 10^{-2}</math></u></b>	<b>良</b>
	70	400	115.8	$1.46 \times 10^{-2}$	良
	110	400	217.4	$4.46 \times 10^{-3}$	良
	140	400	247.4	$2.37 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<b><u>51.0</u></b>	<b><u>400</u></b>	<b><u>0.0</u></b>	<b><u><math>3.07 \times 10^{-2}</math></u></b>	<b>良</b>
	70	400	115.8	$1.46 \times 10^{-2}$	良
	110	400	217.4	$4.46 \times 10^{-3}$	良
	140	400	247.4	$2.37 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。



表 4.4-6(9) 水位反応度係数の評価結果 (鉄の装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>58.1</u>	<u>400</u>	-	<u><math>2.19 \times 10^{-2}</math></u>	良
	70	373	-	$1.40 \times 10^{-2}$	良
	110	342	-	$4.38 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>336</b>	-	<b><math>2.31 \times 10^{-3}</math></b>	良

(可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>58.1</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>2.19 \times 10^{-2}</math></u>	良
	70	400	60.0	$1.42 \times 10^{-2}$	良
	110	400	155.7	$4.42 \times 10^{-3}$	良
	140	400	183.0	$2.37 \times 10^{-3}$	良

(可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	<u>58.1</u>	<u>400</u>	<u>0.0</u>	<u><math>2.19 \times 10^{-2}</math></u>	良
	70	400	60.0	$1.42 \times 10^{-2}$	良
	110	400	155.7	$4.42 \times 10^{-3}$	良
	140	400	183.0	$2.37 \times 10^{-3}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-6(10) 水位反応度係数の評価結果（鉄の装荷 69 本（1 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	<b>70</b>	<b>400</b>	-	<b><math>1.42 \times 10^{-2}</math></b>	<b>良</b>
	110	363	-	$4.41 \times 10^{-3}$	良
	140	346	-	$2.37 \times 10^{-3}$	良

（可溶性中性子吸収材あり（安全板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	<b>70</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>1.42 \times 10^{-2}</math></b>	<b>良</b>
	110	400	95.9	$4.25 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>119.5</b>	<b><math>2.35 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

（可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	<b>70</b>	<b>400</b>	<b>0.0</b>	<b><math>1.42 \times 10^{-2}</math></b>	<b>良</b>
	110	400	95.9	$4.25 \times 10^{-3}$	良
	<b>140</b>	<b>400</b>	<b>119.5</b>	<b><math>2.35 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-6(11) 水位反応度係数の評価結果（鉄の装荷 69 本（2 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

（可溶性中性子吸収材あり（安全板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

（可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。

表 4.4-6(12) 水位反応度係数の評価結果（鉄の装荷 69 本（4 of 4））

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

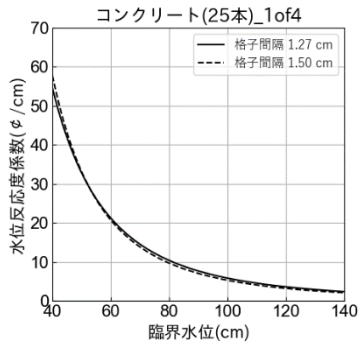
（可溶性中性子吸収材あり（安全板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

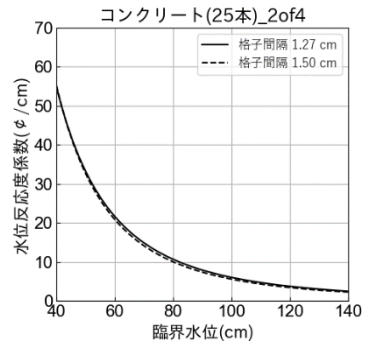
（可溶性中性子吸収材あり（未臨界板による津波最大炉心））

1.27	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-
1.50	40	未臨界※	-	-	-
	70	未臨界※	-	-	-
	110	未臨界※	-	-	-
	140	未臨界※	-	-	-

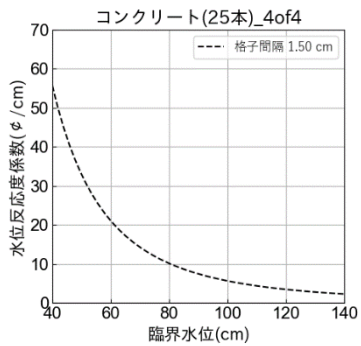
※「未臨界」は、棒状燃料 400 本では臨界にならないことを示す。



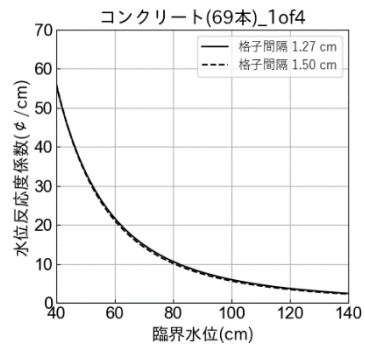
(a) コンクリートの装荷 25 本 (1 of 4)



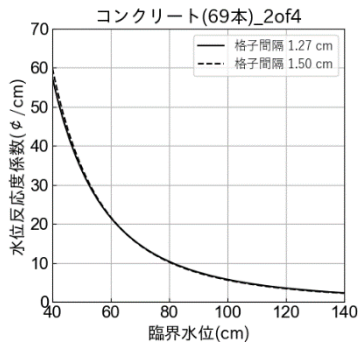
(b) コンクリートの装荷 25 本 (2 of 4)



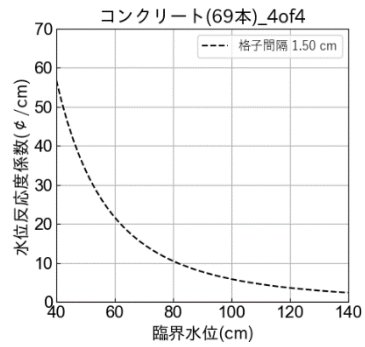
(c) コンクリートの装荷 25 本 (4 of 4)



(d) コンクリートの装荷 69 本 (1 of 4)

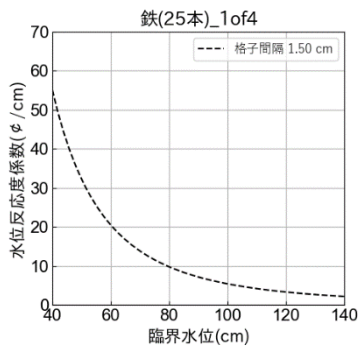


(e) コンクリートの装荷 69 本 (2 of 4)

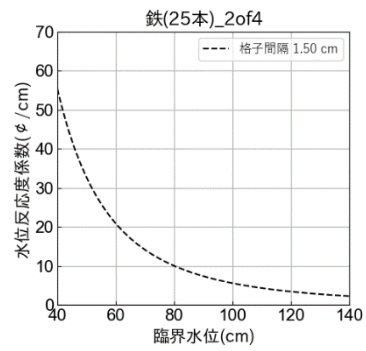


(f) コンクリートの装荷 69 本 (4 of 4)

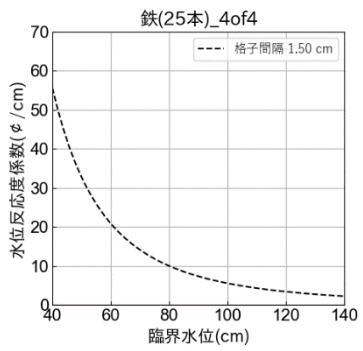
図 4. 4-1(1/2) 水位反応係数計算結果



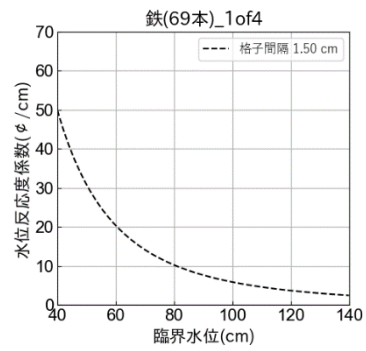
(g) 鉄の装荷 25 本 (1 of 4)



(h) 鉄の装荷 25 本 (2 of 4)



(i) 鉄の装荷 25 本 (4 of 4)



(j) 鉄の装荷 69 本 (1 of 4)

図 4.4-1(2/2) 水位反応係数計算結果

補足資料

## 目 次

- 補足資料 1 デブリ模擬炉心（1）の受検炉心（案）について
- 補足資料 2 デブリ構造材模擬体（コンクリート）の設計仕様の選定について
- 補足資料 3 燃料試料挿入管及び内挿管の核的影響について
- 補足資料 4 燃料試料挿入管の密封性確認検査の方法について
- 補足資料 5 実験用装荷物の共振について
- 補足資料 6 津波最大炉心の計算結果の補足について



## 補足資料 1 デブリ模擬炉心（1）の受検炉心（案）について

デブリ模擬炉心（1）における使用前事業者検査の受検炉心を検討するため、デブリ模擬炉心（1）の解析結果について、本申請添付書類 2-2 で示した解析から、安全板挿入時の中性子実効増倍率（原子炉停止余裕及びワンロードスタックマージン）の計算結果を整理し、中性子実効増倍率が最大となる炉心を探索した。結果を図 1 に示す。なお、ワンロードスタックマージンのほうが制限値に対して厳しい結果となる（中性子実効増倍率が最大となった炉心の場合、原子炉停止余裕では制限値まで約  $2 \times 10^{-2} \Delta k$ 、ワンロードスタックマージンでは制限値まで約  $8 \times 10^{-3} \Delta k$ ）ことを踏まえ、原子炉停止余裕とワンロードスタックマージンで最大となる炉心が異なった場合は、後者を最大とした。

図 1 に示すとおり、中性子実効増倍率は棒状燃料本数が多くなり、炉心が大きくなるにつれて微増する傾向を示し、解析範囲において中性子実効増倍率が最大となったのは、コンクリートのデブリ構造材模擬体を 25 本使用した「格子間隔 1.50 cm、水位 40 cm、棒状燃料本数 365 本の炉心」であった。また、鉄の模擬体を使用した炉心では、「格子間隔 1.50 cm、水位 110 cm、棒状燃料本数 363 本」の炉心が最大となった。安全板挿入時の中性子実効増倍率が最大となった炉心を、コンクリート製及び鉄製デブリ構造材それぞれについて表補 1-1 に示す。なお、デブリ構造材模擬体本数が最大の炉心ではなく本数 25 本の炉心が最大となったことについて参考 1 で補足する。

表補 1-1 を参考に受検炉心を設定するに当たり、STACY 更新炉は未知炉心での運転を前提とした臨界実験装置であることから、新たな炉心を構成するときは、核的制限値からの逸脱を防止するため、適切な裕度を加味して段階的に模擬体（実験用装荷物）の本数を増やしていきたいと考えている。つまり、表補 1-2 に示す複数の受検炉心（案）により段階的に表補 1-1 の炉心構成に近づけ、最終的に表補 1-1 の炉心に近い炉心条件により使用前事業者検査を受検することとしたい。なお、炉心構成に当たっては、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定める手続きに従って詳細解析を行い、その結果を臨界水位及び棒状燃料本数に反映するものとする。

表補 1-1 解析により安全板挿入時の中性子実効増倍率が最大となった炉心

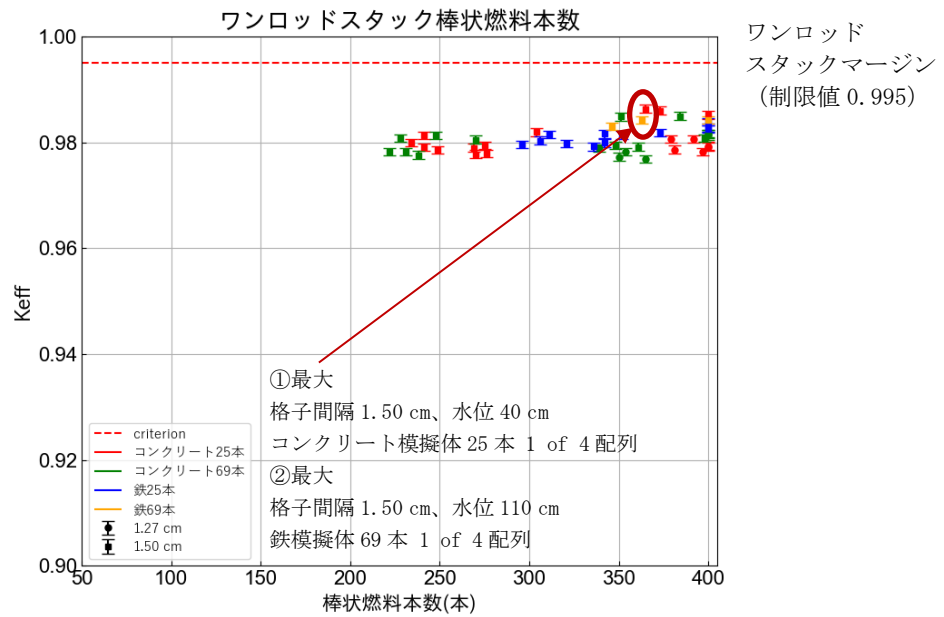
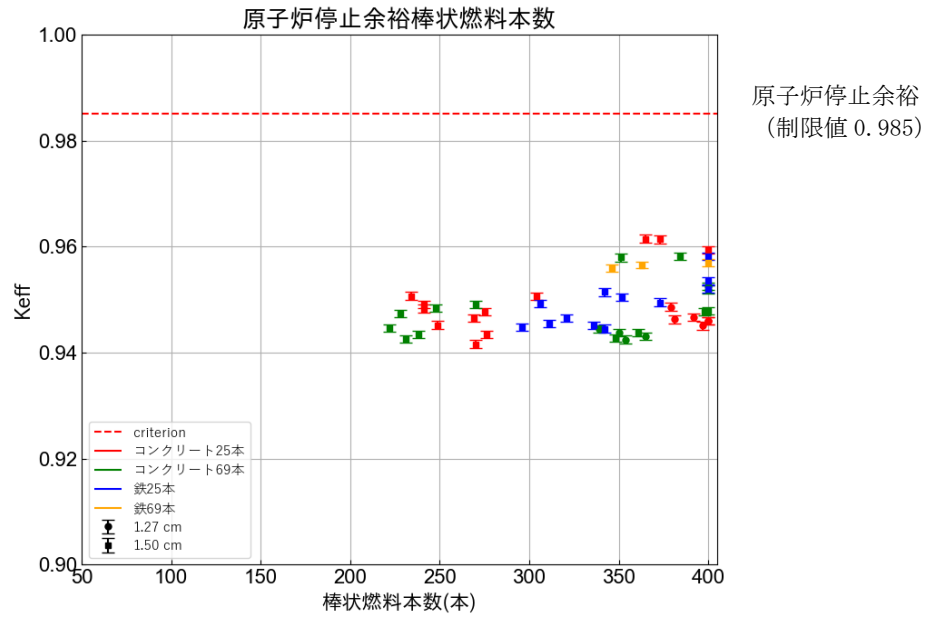
No.	格子間隔 (cm)	コンクリート 模擬体(本)	鉄 模擬体(本)	配列 パターン	臨界水位 (cm)	棒状燃料 (本)	備考
①	1.50	25	0	1 of 4	40	365	
②	1.50	0	69	1 of 4	110	363	

表補 1-2 デブリ模擬炉心（1）の受検炉心（案）

No.	格子間隔 (cm)	コンクリート 模擬体(本)	鉄 模擬体(本)	配列 パターン	臨界水位 <sup>※</sup> (cm)	棒状燃料 <sup>※</sup> (本)	備考
①'	1.50	9	0	1 of 4	約 70	約 280	事前確認
	1.50	25	0	1 of 4	40～50*	365～314*	受検炉心
②'	1.50	0	25	1 of 4	約 70	約 340	事前確認
	1.50	0	69	1 of 4	90～140*	379～346*	受検炉心

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

\*変化幅について参考2で説明する。また、本数の大小が逆であるのは、臨界水位の大小と合わせたため（臨界水位が増大すると本数は減少する。）。



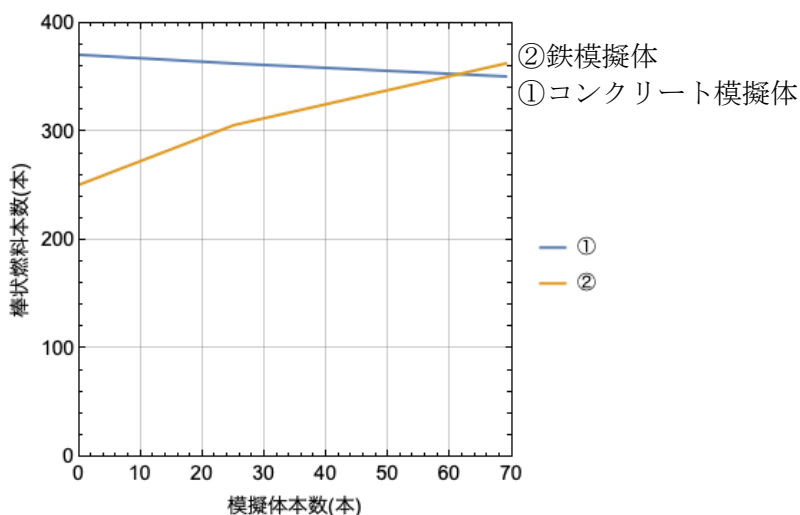
(a) ワンロッドスタックマージンの評価 (誤差棒=1σ)

図1 棒状燃料本数と安全板の原子炉停止効果 (データは参考7参照)

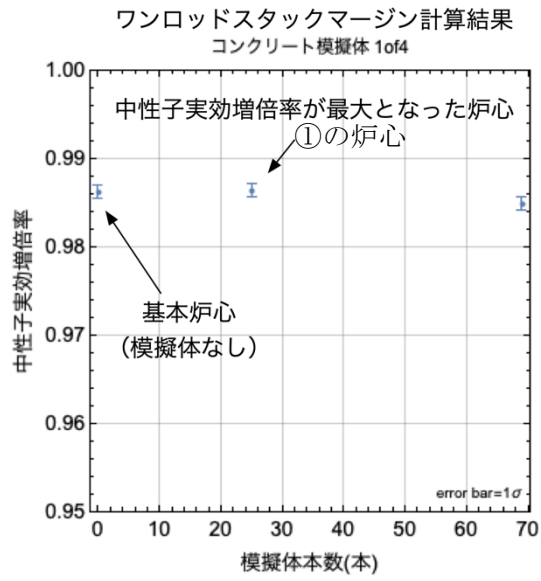
### 参考1 中性子実効増倍率が最大となったコンクリート模擬体 25 本の炉心についての補足

中性子実効増倍率が最大となった炉心は、表補 1-1 に示すとおり、鉄のデブリ構造材模擬体を装荷した炉心においては構造材模擬体本数が最大（69 本）の炉心（②）であった。この結果は、事前解析により得られている、安全板の効果は炉心水平方向の大きさによる影響が大きく（参考 6 参照）、構造材模擬体の本数が増大し、炉心が大きくなるほど安全板の効果が小さくなる（安全板の大きさと挿入位置が固定のため、炉心が大きくなると安全板による中性子吸収範囲が相対的に小さくなるため。）傾向と整合したものである。

ただし、下図に示すように、①の条件（格子間隔 1.50 cm、コンクリートデブリ構造材模擬体使用）は傾向が異なり、模擬体本数が増大するほど臨界に要する棒状燃料の本数が減少している。これにより、①の条件においては、中性子吸収と中性子減速に関し、模擬体の本数が増加する効果と、棒状燃料本数が減少する効果が相殺し合うことが考えられる。実際に安全板の効果を計算すると、図参 1-2 に示すように、デブリ構造材模擬体の本数 25 本以下においては安全板の効果は基本炉心（模擬体を用いない炉心）と違いがない（違いは 0.1 $\sigma$  未満）。したがって、①の条件においては、デブリ構造材模擬体の本数を、0～25 本の間で任意に選択して差し支えない。表補 1-2 においては、典型的な挿入本数として選択した 25 本を採用している。



図参 1-1 模擬体本数と棒状燃料本数の関係



図参 1-2 コンクリート模擬体のワンロッドスタックマージン計算結果  
(格子間隔 1.50 cm、臨界水位 40 cm、1 of 4 配列)

参考2 「表補 1-2 デブリ模擬炉心（1）の受検炉心（案）」の臨界水位幅の算出の方法

受検炉心の候補選定に当たっては、臨界水位に反応度調整のための変化幅を設けている。本資料では、当該変化幅の計算方法を示す。

反応度の調整幅は、コンクリートのデブリ構造物模擬体を使用する炉心では、コンクリートの密度及び水分率の感度解析結果の変化幅約 3\$に解析誤差 1\$を考慮して 4\$幅（ $\pm 2\$$ ）、鉄模擬体を使用する炉心においては組成の感度解析結果の変化幅約 1\$に解析誤差 1\$を考慮して 2\$幅（ $\pm 1\$$ ）とする。臨界水位の変化幅は、水位反応度係数が修正一群理論に従うものとして反応度の調整幅に合わせて計算し、5 cm 単位に丸めて設定する。

修正一群理論<sup>[1]</sup>において水位反応度係数（単位水位変化当たりの反応度効果） $d\rho/dh$  は次の式で表される。ここで、数値フィッティングにより算出される定数 C 及び  $\lambda$  は炉心の種類毎の値であるがどの炉心でも大差はなく、 $d\rho/dh$  はほぼ臨界水位によって定まることが知られている。

$$\frac{d\rho}{dh} = \frac{C}{(h + \lambda)^3} \quad (1)$$

以下では、

$\rho$  : 反応度 (\$)

$h$  : 臨界水位 (cm)

$C$  : 変換定数  $7.7 \times 10^4$  ( $\$ \cdot \text{cm}^2$ )

$\lambda$  : 外挿距離 (炉心外挿境界で中性子束がゼロとなる外挿幅) 12.1 (cm)

として計算する。

式(1)を臨界水位  $h_0$  から変更後水位  $h_1$  まで積分することで、水位変化による反応度効果を計算できる。積分した式を以下に示す。

$$\rho = \frac{C}{2} \left( \frac{1}{(h_0 + \lambda)^2} - \frac{1}{(h_1 + \lambda)^2} \right) \quad (2)$$

式(2)を用いて算出した、反応度幅が 4.0\$又は 2.0\$となる ( $h_0, h_1$ ) の組合せを次頁表に示す。なお、基準となる臨界水位  $h_0$  は表補 1-1 の臨界水位を使用したが、炉心①'においては、許可上の下限水位である 40.0cm を基準としてその上方にのみ変化させた。

表参 2-1 水位の変化幅の計算結果

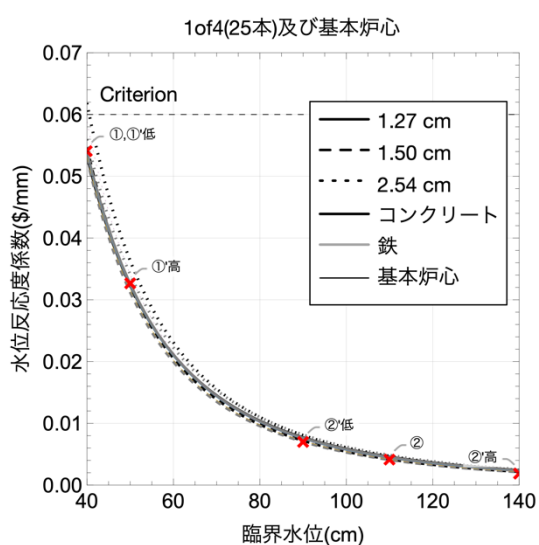
No.	水位 (丸め前) (cm)		反応度幅 ( $\rho$ )	水位 (丸め後) (cm)	
	$h_0$	$h_1$		$h_0$	$h_1$
①'	40.0	49.6	4.0	40	50
②'	91.4	144.3	2.0	90	140

参考文献

- [1] ラマーシュ、「原子炉の初等理論」、吉岡書店、(1974)

### 参考3 使用前事業者検査受検炉心案の水位反応度係数について

デブリ模擬炉心の事前解析によって求めた、安全板挿入時の中性子実効増倍率が厳しくなる炉心のうち、本資料表補 1-1 及び表補 1-2 で示した、①及び②の炉心並びにそれらを参考にして検討した使用前事業者検査受検炉心の案である①'及び②'について、それらの水位反応度係数を、デブリ模擬炉心の水位反応度係数プロットに重ねて示す。両者の解析条件は厳密に同一のものではないが、修正一群理論に従って得た解析結果は一致し、全ケースにおいて制限値である  $0.06 \text{ \$/mm}$  を下回ることが確認できた。



※：高、低は高水位側、低水位側を示す

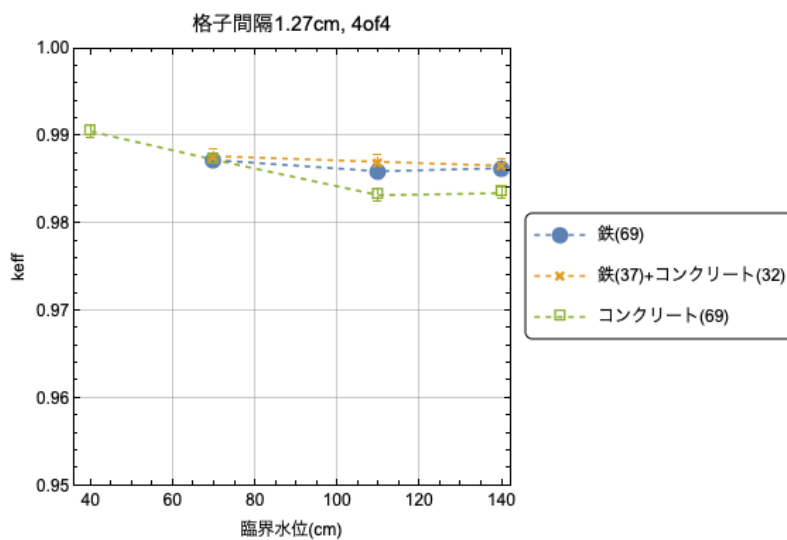
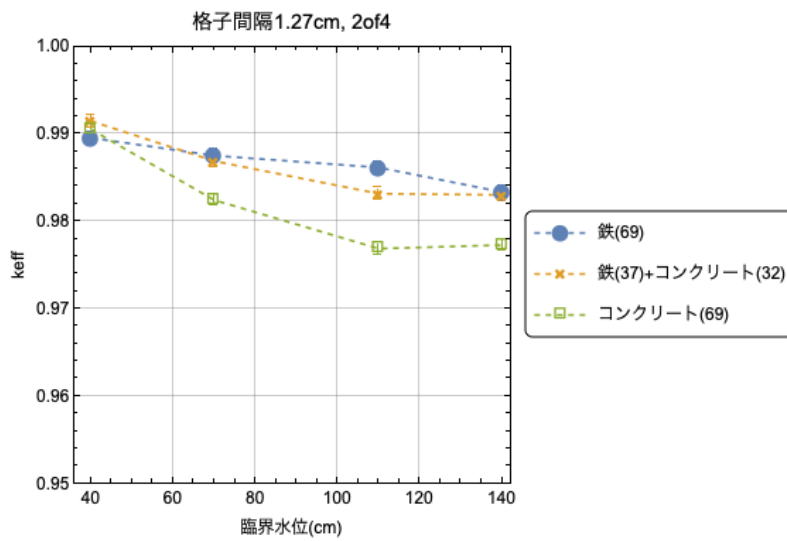
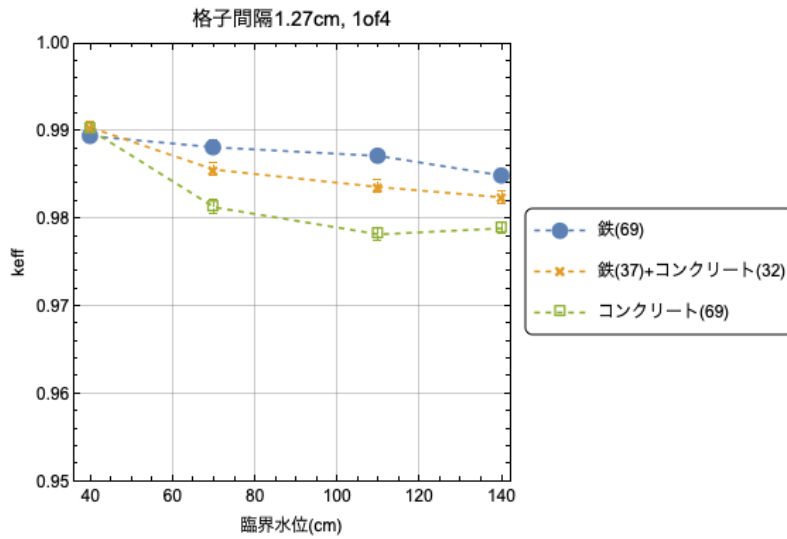
図参 3-1 デブリ模擬炉心受検炉心案の水位反応度係数



#### 参考4 複数種類のデブリ構造材模擬体の混在の影響

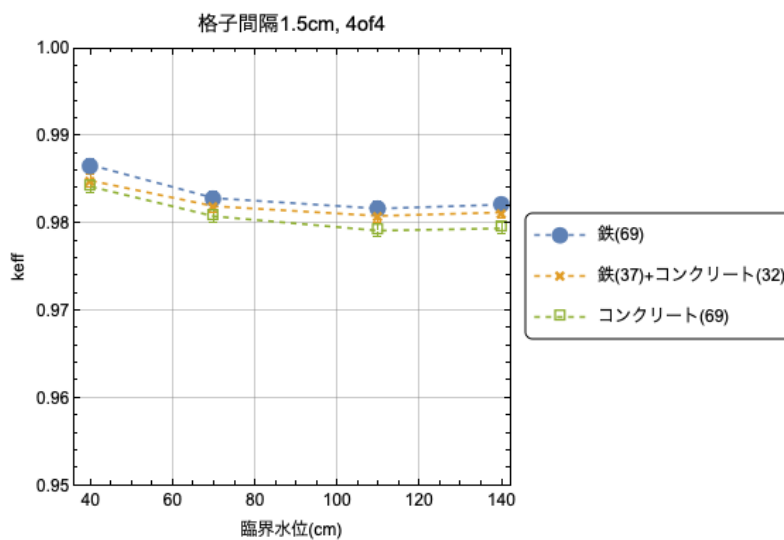
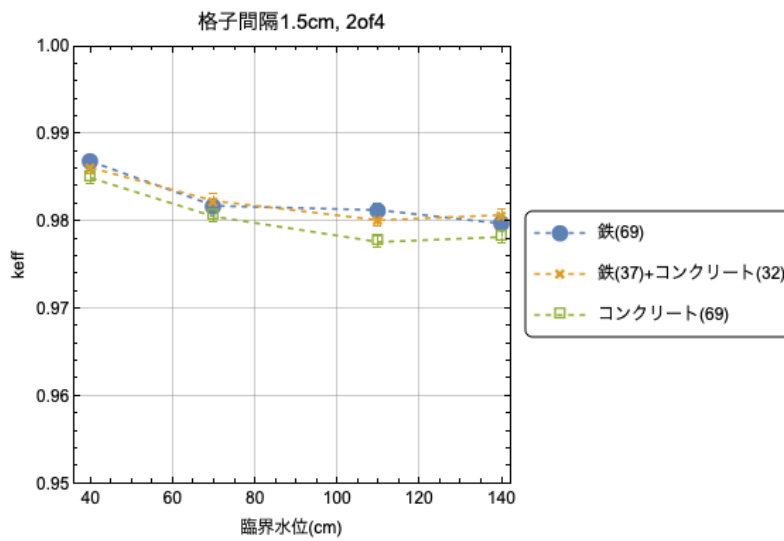
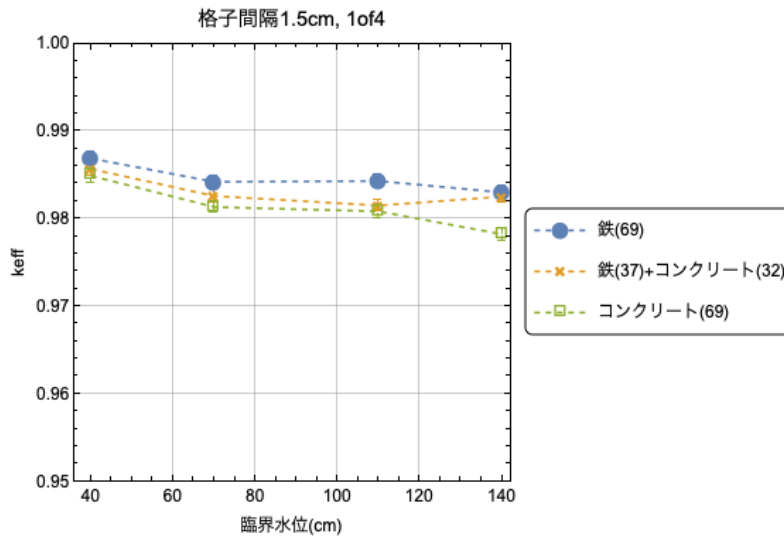
デブリ構造材模擬体は、鉄及びコンクリートの2種類をひとつの炉心に混在させて使用することも想定される。このような場合に、混在させた炉心は、それぞれのデブリ構造材模擬体を単独で使用した炉心の核特性に包含されるかを確認した。

鉄のデブリ構造材模擬体を37本、コンクリートのデブリ構造材模擬体を32本（合計69本）使用した炉心と、それぞれのデブリ構造材模擬体を単独で69本使用した炉心のワンロードスタックマージンの評価結果を図参4-1に示す。図に示されるように、混在させた炉心はおおむね単独の炉心の評価結果の間に収まっている。逸脱は大きなものでも $1 \times 10^{-3} \Delta k$ 程度（格子間隔1.27 cm、臨界水位110 cm、4 of 4配列）で誤差棒（ $\pm 1\sigma$ ）程度である。したがって、複数種類のデブリ構造材模擬体を混在させた炉心の安全板の効果は、それぞれの模擬体を単独で使用した炉心の評価結果に包含されるとみなして問題ない。



誤差棒=1σ (マーカーと同程度)

図参 4-1(1/2) デブリ構造物模擬体の混在の効果の比較 (格子間隔 1.27 cm)  
ワンロッドスタックマージンの評価結果



誤差棒=1σ (マーカーと同程度)

図参 4-1 (2/2) デブリ構造物模擬体の混在の効果の比較 (格子間隔 1.50 cm)

ワンロッドスタックマージンの評価結果

参考5 減速材対燃料ペレット体積比 (VR) の計算方法

減速材対燃料ペレット体積比 (VR) の計算式は以下のとおり。

$$VR = \frac{\left(p^2 - \frac{\pi}{4} D_o^2\right) \times (N_f + N_p)}{\left(\frac{\pi}{4} D_i^2 N_f\right)}$$

ただし、

$p$  : 格子間隔 (cm)

$D_o$  : 棒状燃料/デブリ構造材模擬体の外径 (=0.95 cm)

$D_i$  : 棒状燃料ペレットの外径 (=0.819 cm)

$N_f$  : 棒状燃料本数 (本)

$N_p$  : デブリ構造材模擬体本数 (本)

なお、棒状燃料の寸法は平成30年5月30日付け原規規発第1805304号で認可されたウラン棒状燃料の製作に係る設工認、デブリ構造材模擬体の寸法は本申請の設工認の値 (ノミナル値) を用いた。

## 参考6 炉心の水平方向の大きさと安全板の効果

### 参 6-1 解析内容

補足資料1の解析結果には、炉心形状（炉心水平方向の大きさ）と、デブリ構造材模擬体の種類、装荷本数及び配列パターンが原子炉停止余裕（ワンロードスタックマージン）に及ぼす効果が同時に含まれている。これらの効果を分離するため、デブリ構造材模擬体を挿入しない臨界水位 40 cm の炉心をベースの炉心とし、炉心形状を変えずに棒状燃料をデブリ構造材模擬体に置換（挿入した模擬体の本数分だけ棒状燃料を抜き、反応度の変化は水位の変化で補償）し、ワンロードスタックマージン及び原子炉停止余裕を計算した。計算条件を下表に示す。

パラメータ	設工認に定める範囲	解析範囲	解析ケース数	備考
格子間隔(cm)	1.27 ～ 2.54	1.27、1.50、2.54	3	
デブリ構造材 模擬体(本)	鉄、コンクリート、 鉄+コンクリート	鉄、コンクリート、 鉄+コンクリート	3	
デブリ構造材 模擬体本数(本)	0 ～ 最大本数 (鉄、コンクリート： 最大 70 本、鉄+コン クリート：最大 140 本。なるべく対称と なるよう配置)	0 ～ 最大本数 <sup>※</sup>	-	変化させるパラ メータ。 ※製作する最大 本数もしくは水 位 140cm で臨界 となる最大数
配列パターン		1 of 4、2 of 4、4 of 4	3	
合計			27	

## 参 6-2 解析結果

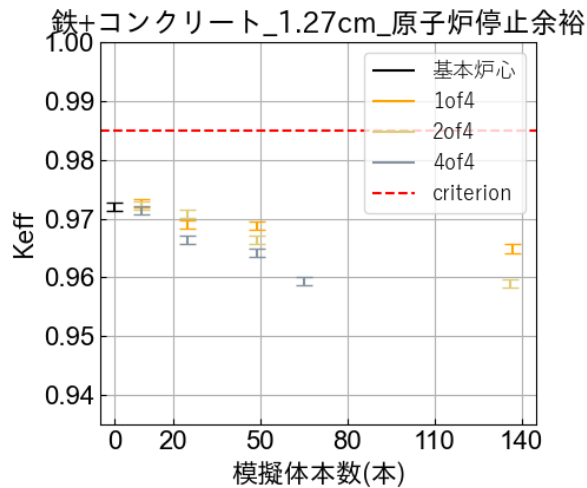
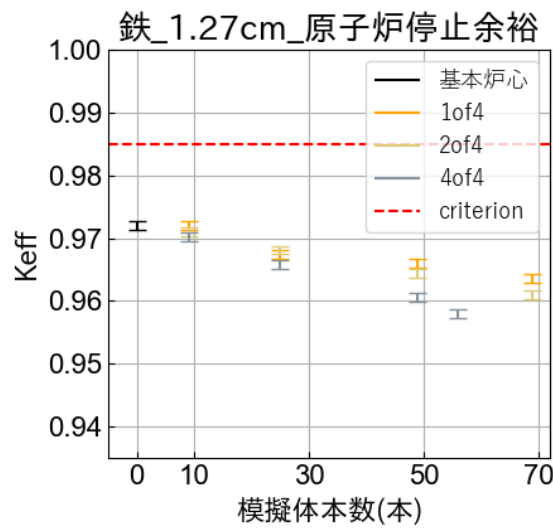
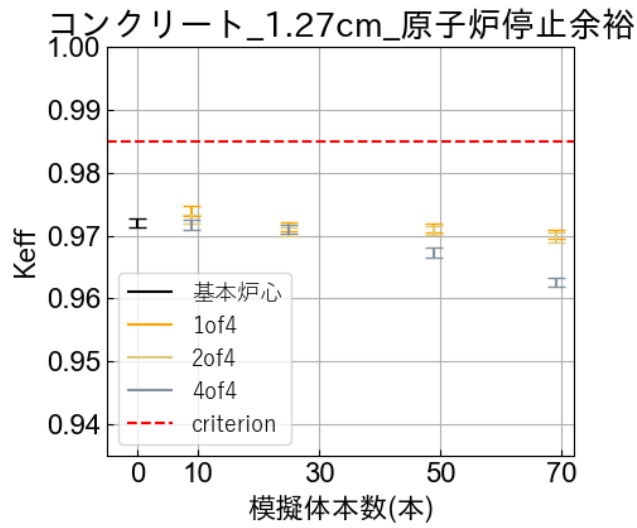
炉心形状（炉心水平方向の大きさ）を固定し、デブリ構造材模擬体本数を増加させた炉心について、原子炉停止余裕及びワンロッドスタックマージンの解析結果をそれぞれ図参 6-1 及び図参 6-2 に示す。図参 6-1 及び図参 6-2 より、炉心の大きさを固定した場合、原子炉停止余裕及びワンロッドスタックマージンは、模擬体本数が増大、臨界水位が変化するにつれて安全側（中性子実効増倍率が減少する側）に変化する傾向が見られる。

また、配列パターンについては、1 of 4 配列において、他の配列と比べ、模擬体本数の増大による安全側への変化傾向が小さくなる様子が見られるが、その違いは顕著なものではない（例えば、図参 6-1 (1/3) で格子間隔 1.27 cm、コンクリート模擬体炉心で 9 本挿入時に基本炉心を上回る位置にプロットされているが、原子炉停止余裕の差は  $2 \times 10^{-3} \Delta k$  程度）。

デブリ構造材模擬体の種類についても、鉄とコンクリートの模擬体を混合させた炉心も含めて顕著な違いはない（例えば、図参 6-1 (2/3) で格子間隔 1.50 cm、デブリ構造材模擬体本数 9 本の炉心ではコンクリート模擬体のほうが危険側であるが、原子炉停止余裕の差は  $5 \times 10^{-3} \Delta k$  程度）。

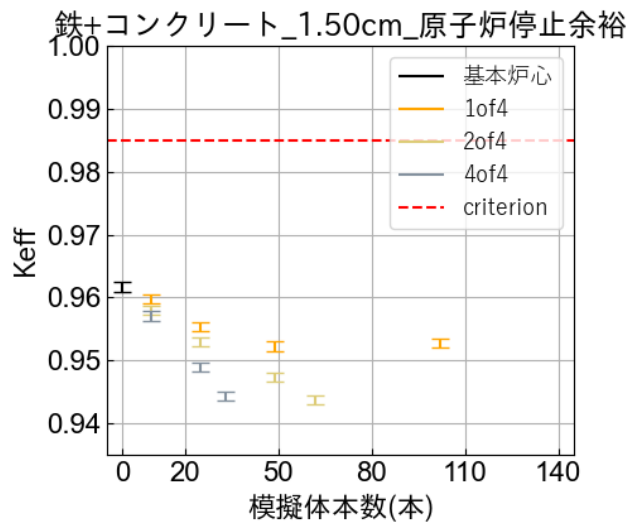
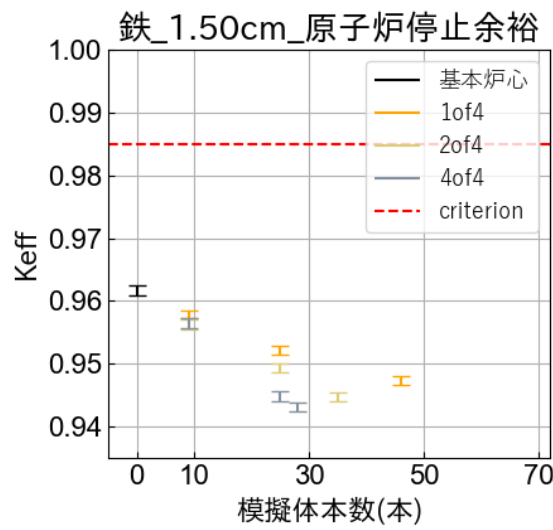
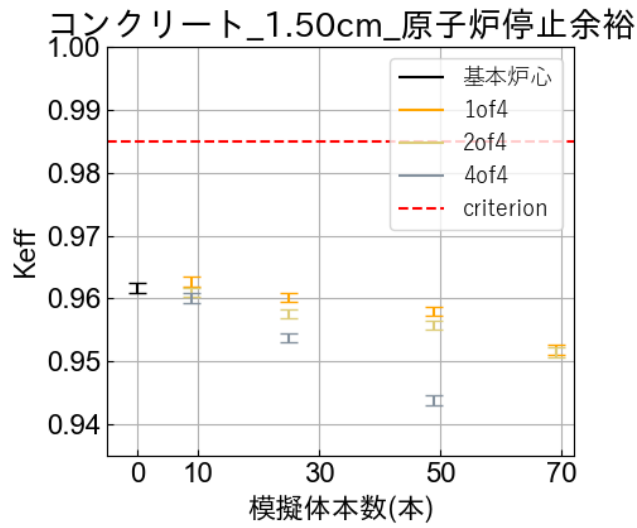
したがって、形状（炉心水平方向の大きさ）を固定した炉心においては、配列パターンや模擬体の種類が原子炉停止余裕及びワンロッドスタックマージンへ与える影響は小さく、また、多くの模擬体が装荷される炉心では、これらの指標は安全側へ変化することが予想される。

これらの結果より、原子炉停止余裕（ワンロッドスタックマージン）への影響は、炉心形状（炉心水平方向の大きさ）による影響が大きいと推測できる。



図参6-1 (1/3) 炉心形状を固定（棒状燃料をデブリ構造材模擬体に置換）し、水位で臨界調整したときの原子炉停止余裕の計算結果（格子間隔 1.27 cm）

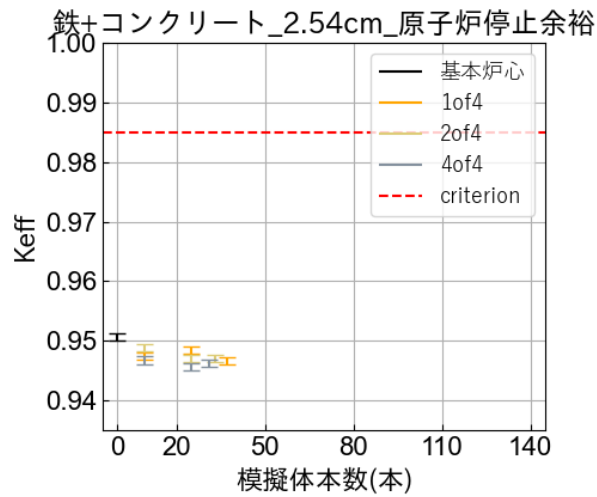
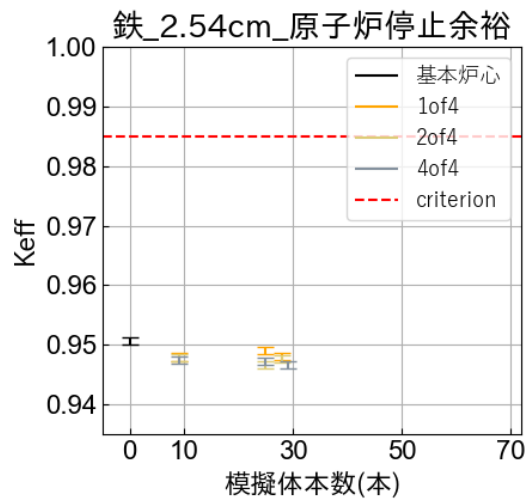
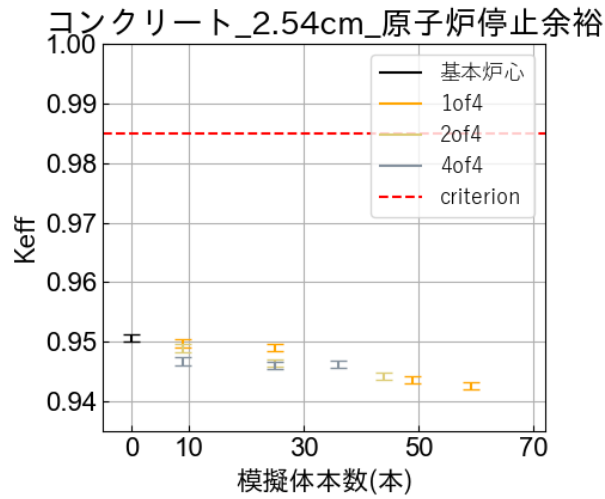
（誤差棒=1σ）



図参6-1 (2/3) 炉心形状を固定（棒状燃料をデブリ構造材模擬体に置換）し、水位で臨界調整したときの原子炉停止余裕の計算結果（格子間隔 1.50 cm）

（誤差棒=1σ）

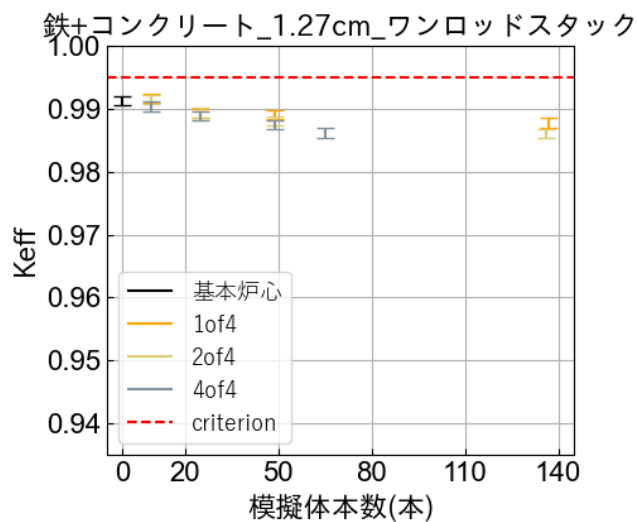
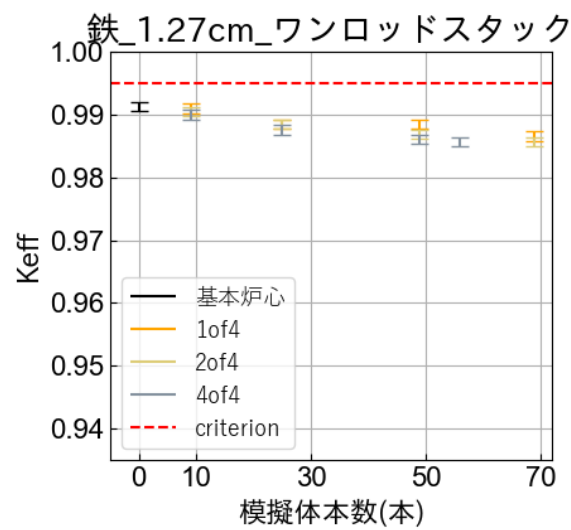
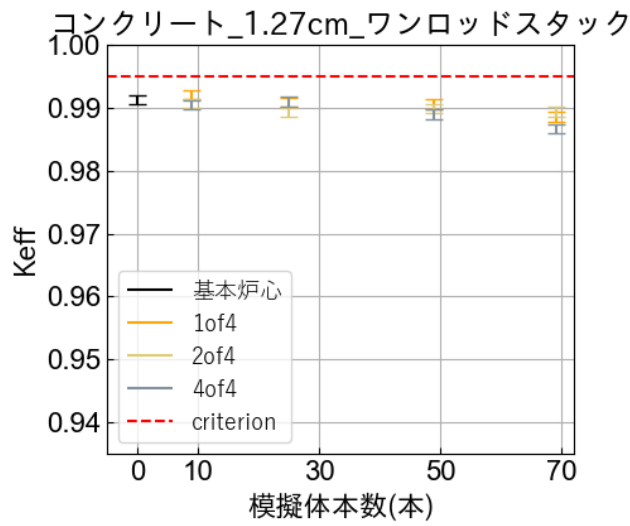




図参6-1 (3/3) 炉心形状を固定（棒状燃料をデブリ構造材模擬体に置換）し、水位で臨界調整したときの原子炉停止余裕の計算結果（格子間隔 2.54 cm<sup>\*</sup>）

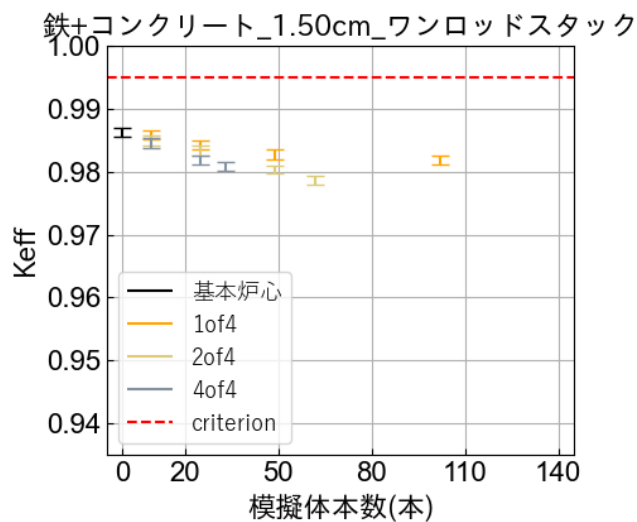
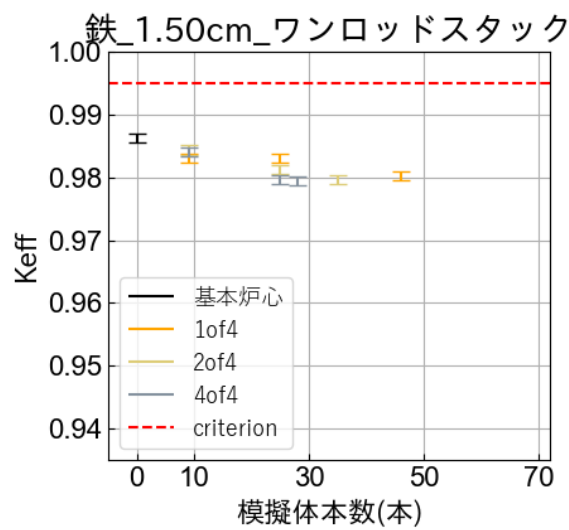
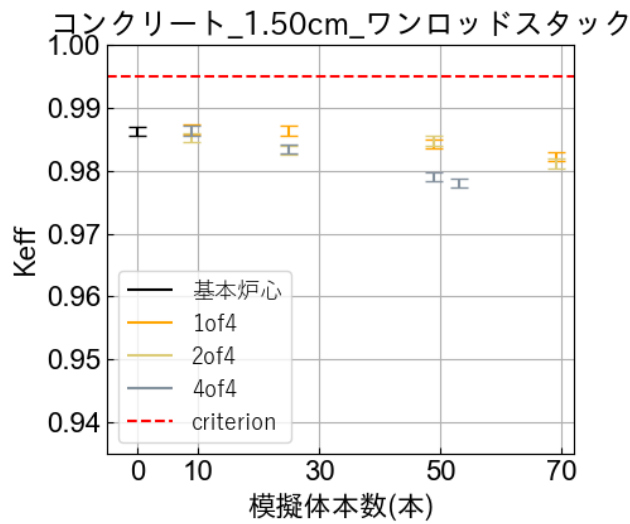
※格子間隔 2.54 cm の炉心は減速材対燃料ペレット体積比が炉心構成範囲を超えるため参考とする

（誤差棒=1σ）



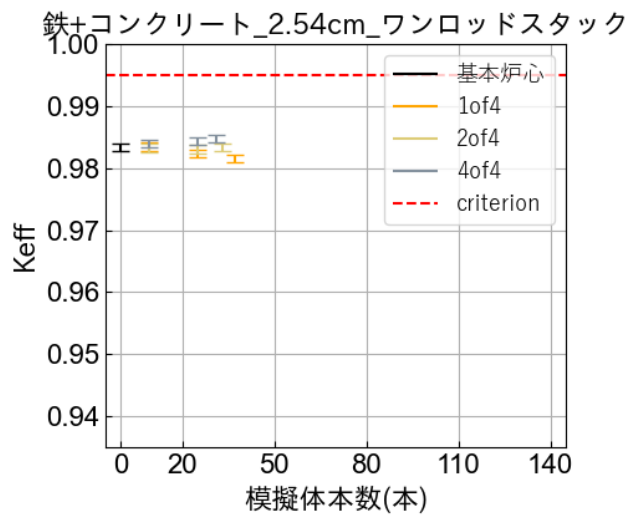
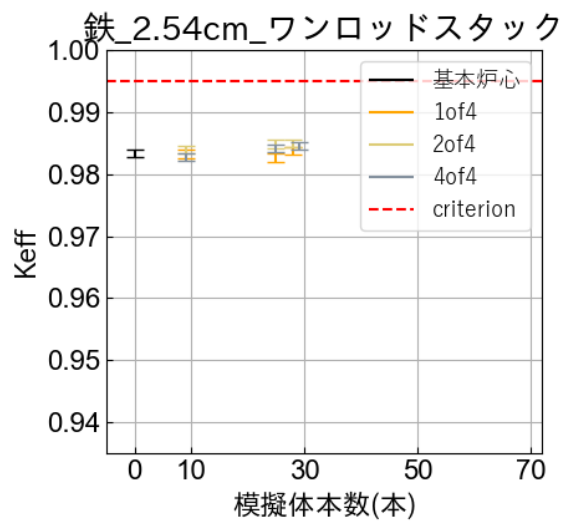
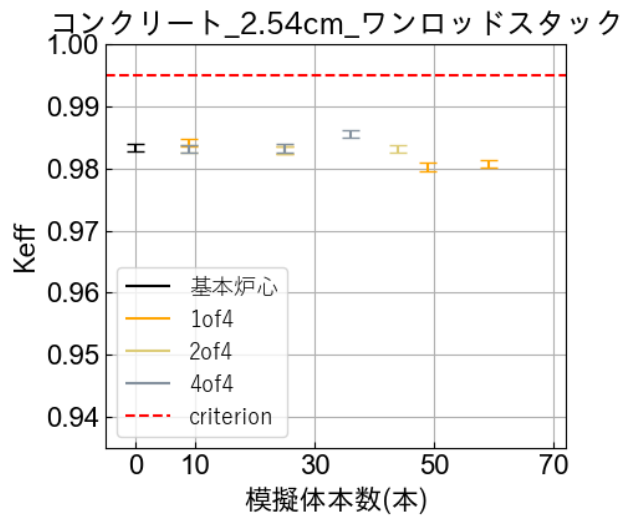
図参6-2 (1/3) 炉心形状を固定（棒状燃料をデブリ構造材模擬体に置換）し、水位で臨界調整したときのワンロッドスタックマージンの計算結果（格子間隔 1.27 cm）

(誤差棒=1σ)



図参6-2 (2/3) 炉心形状を固定(棒状燃料をデブリ構造材模擬体に置換)し、水位で臨界調整したときのワンロッドスタックマージンの計算結果(格子間隔 1.50 cm)

(誤差棒=1σ)



図参6-2 (3/3) 炉心形状を固定(棒状燃料をデブリ構造材模擬体に置換)し、水位で臨界調整したときのワンロッドスタックマージンの計算結果(格子間隔 2.54 cm<sup>\*</sup>)

※格子間隔 2.54 cm の炉心は減速材対燃料ペレット体積比が炉心構成範囲を超えるため参考とする

(誤差棒=1σ)

参考7 補足資料1 図1 「棒状燃料本数と安全板の原子炉停止効果」のデータ

補足資料1、図1 「棒状燃料本数と安全板の原子炉停止効果」のデータは以下のとおりである。

表参7 (1/4) 「棒状燃料本数と安全板の原子炉停止効果」のデータ  
(コンクリート模擬体)

格子 間隔 (cm)	模擬体 本数 (本)	配列 パターン	臨 界 水 位 (cm)	燃 料 本 数 (本)	停 止 余 裕 <sup>※1</sup>	±1σ	ワ ン ロ ッ ド <sup>※2</sup>	±1σ
1.27	25	1 of 4	40	未臨界				
1.27	25	1 of 4	101.0	400	0.9460	0.0007	0.9791	0.0007
1.27	25	1 of 4	110	392	0.9466	0.0007	0.9806	0.0007
1.27	25	1 of 4	140	379	0.9486	0.0008	0.9806	0.0007
<u>1.50</u>	<u>25</u>	<u>1 of 4</u>	<u>40</u>	<u>365</u>	<u>0.9615</u>	<u>0.0007</u>	<u>0.9863</u>	<u>0.0008</u>
1.50	25	1 of 4	70	269	0.9465	0.0007	0.9790	0.0007
1.50	25	1 of 4	110	241	0.9491	0.0007	0.9813	0.0008
1.50	25	1 of 4	140	234	0.9507	0.0007	0.9800	0.0007
1.27	25	2 of 4	40	未臨界				
1.27	25	2 of 4	106.5	400	0.9460	0.0007	0.9793	0.0007
1.27	25	2 of 4	110	397	0.9451	0.0008	0.9783	0.0007
1.27	25	2 of 4	140	381	0.9462	0.0007	0.9786	0.0008
1.50	25	2 of 4	40	373	0.9613	0.0008	0.9860	0.0008
1.50	25	2 of 4	70	275	0.9478	0.0007	0.9795	0.0007
1.50	25	2 of 4	110	249	0.9452	0.0007	0.9786	0.0007
1.50	25	2 of 4	140	241	0.9483	0.0007	0.9791	0.0007
1.27	25	4 of 4	40	未臨界				
1.27	25	4 of 4	70	未臨界				
1.27	25	4 of 4	110	未臨界				
1.27	25	4 of 4	140	未臨界				
1.50	25	4 of 4	41.6	400	0.9594	0.0007	0.9852	0.0007
1.50	25	4 of 4	70	304	0.9506	0.0007	0.9819	0.0008
1.50	25	4 of 4	110	276	0.9434	0.0007	0.9778	0.0007
1.50	25	4 of 4	140	270	0.9416	0.0007	0.9777	0.0008

※1 原子炉停止余裕、※2 ワンロッドスタックマージン。波下線はワンロッド+1σが最大の炉心。

「未臨界」は棒状燃料400本で臨界にならないことを示す。

表参7 (2/4) 「棒状燃料本数と安全板の原子炉停止効果」のデータ  
(コンクリート模擬体)

格子 間隔 (cm)	模擬体 本数 (本)	配列 パターン	臨界 水位 (cm)	燃料 本数 (本)	停止余裕 <sup>※1</sup>	±1σ	ワン ロッド <sup>※2</sup>	±1σ
1.27	69	1 of 4	40	未臨界				
1.27	69	1 of 4	70	400	0.9525	0.0007	0.9813	0.0008
1.27	69	1 of 4	110	354	0.9424	0.0008	0.9782	0.0007
1.27	69	1 of 4	140	339	0.9445	0.0007	0.9789	0.0007
1.50	69	1 of 4	40	351	0.9579	0.0007	0.9849	0.0008
1.50	69	1 of 4	70	248	0.9483	0.0007	0.9813	0.0007
1.50	69	1 of 4	110	228	0.9474	0.0007	0.9808	0.0007
1.50	69	1 of 4	140	222	0.9446	0.0007	0.9782	0.0007
1.27	69	2 of 4	40	未臨界				
1.27	69	2 of 4	74.8	400	0.9519	0.0007	0.9816	0.0008
1.27	69	2 of 4	110	365	0.9431	0.0007	0.9769	0.0007
1.27	69	2 of 4	140	350	0.9438	0.0007	0.9773	0.0007
1.50	69	2 of 4	40	384	0.9582	0.0007	0.9849	0.0007
1.50	69	2 of 4	70	270	0.9491	0.0007	0.9805	0.0007
1.50	69	2 of 4	110	238	0.9434	0.0007	0.9776	0.0007
1.50	69	2 of 4	140	231	0.9425	0.0007	0.9782	0.0007
1.27	69	4 of 4	40	未臨界				
1.27	69	4 of 4	70	未臨界				
1.27	69	4 of 4	110	未臨界				
1.27	69	4 of 4	140	未臨界				
1.50	69	4 of 4	68.4	400	0.9479	0.0007	0.9816	0.0007
1.50	69	4 of 4	70	398	0.9478	0.0007	0.9808	0.0007
1.50	69	4 of 4	110	361	0.9438	0.0007	0.9791	0.0007
1.50	69	4 of 4	140	348	0.9428	0.0007	0.9794	0.0007

※1 原子炉停止余裕、※2 ワンロッドスタックマージン

「未臨界」は棒状燃料400本で臨界にならないことを示す。

表参 7 (3/4) 「棒状燃料本数と安全板の原子炉停止効果」のデータ  
(鉄模擬体)

格子 間隔 (cm)	模擬体 本数 (本)	配列 パターン	臨界 水位 (cm)	燃料 本数 (本)	停止余裕※ <sup>1</sup>	±1σ	ワン ロッド※ <sup>2</sup>	±1σ
1.27	25	1 of 4	40	未臨界				
1.27	25	1 of 4	70	未臨界				
1.27	25	1 of 4	110	未臨界				
1.27	25	1 of 4	140	未臨界				
1.50	25	1 of 4	49.4	400	0.9582	0.0007	0.9839	0.0007
1.50	25	1 of 4	70	342	0.9514	0.0007	0.9816	0.0007
1.50	25	1 of 4	110	306	0.9493	0.0007	0.9803	0.0007
1.50	25	1 of 4	140	296	0.9448	0.0007	0.9796	0.0007
1.27	25	2 of 4	40	未臨界				
1.27	25	2 of 4	70	未臨界				
1.27	25	2 of 4	110	未臨界				
1.27	25	2 of 4	140	未臨界				
1.50	25	2 of 4	51.0	400	0.9536	0.0007	0.9826	0.0007
1.50	25	2 of 4	70	352	0.9505	0.0007	0.9814	0.0008
1.50	25	2 of 4	110	321	0.9466	0.0007	0.9797	0.0007
1.50	25	2 of 4	140	311	0.9455	0.0007	0.9814	0.0007
1.27	25	4 of 4	40	未臨界				
1.27	25	4 of 4	70	未臨界				
1.27	25	4 of 4	110	未臨界				
1.27	25	4 of 4	140	未臨界				
1.50	25	4 of 4	58.1	400	0.9520	0.0007	0.9827	0.0007
1.50	25	4 of 4	70	373	0.9495	0.0007	0.9819	0.0007
1.50	25	4 of 4	110	342	0.9445	0.0007	0.9799	0.0007
1.50	25	4 of 4	140	336	0.9451	0.0007	0.9792	0.0007

※1 原子炉停止余裕、※2 ワンロッドスタックマージン。

「未臨界」は棒状燃料 400 本で臨界にならないことを示す。

表参 7 (4/4) 「棒状燃料本数と安全板の原子炉停止効果」のデータ  
(鉄模擬体)

格子 間隔 (cm)	模擬体 本数 (本)	配列 パターン	臨界 水位 (cm)	燃料 本数 (本)	停止余裕 <sup>※1</sup>	$\pm 1\sigma$	ワン ロッド <sup>※2</sup>	$\pm 1\sigma$
1.27	69	1 of 4	40	未臨界				
1.27	69	1 of 4	70	未臨界				
1.27	69	1 of 4	110	未臨界				
1.27	69	1 of 4	140	未臨界				
1.50	69	1 of 4	40	未臨界				
1.50	69	1 of 4	70	400	0.9570	0.0007	0.9842	0.0007
<u>1.50</u>	<u>69</u>	<u>1 of 4</u>	<u>110</u>	<u>363</u>	<u>0.9565</u>	<u>0.0007</u>	<u>0.9843</u>	<u>0.0007</u>
1.50	69	1 of 4	140	346	0.9560	0.0007	0.9830	0.0007
1.27	69	2 of 4	40	未臨界				
1.27	69	2 of 4	70	未臨界				
1.27	69	2 of 4	110	未臨界				
1.27	69	2 of 4	140	未臨界				
1.50	69	2 of 4	40	未臨界				
1.50	69	2 of 4	70	未臨界				
1.50	69	2 of 4	110	未臨界				
1.50	69	2 of 4	140	未臨界				
1.27	69	4 of 4	40	未臨界				
1.27	69	4 of 4	70	未臨界				
1.27	69	4 of 4	110	未臨界				
1.27	69	4 of 4	140	未臨界				
1.50	69	4 of 4	40	未臨界				
1.50	69	4 of 4	70	未臨界				
1.50	69	4 of 4	110	未臨界				
1.50	69	4 of 4	140	未臨界				

※1 原子炉停止余裕、※2 ワンロッドスタックマージン。波下線はワンロッド+1 $\sigma$ が最大の炉心。

「未臨界」は棒状燃料 400 本で臨界にならないことを示す。



## 補足資料2 デブリ構造材模擬体（コンクリート）の設計仕様の選定について

## 1. 概要

デブリ構造材模擬体（コンクリート）の組成が反応度を与える影響について、ペレット密度及び水分量をパラメータとした感度解析を行った。その他、鉄製のデブリ構造材模擬体の組成が原子炉停止余裕に及ぼす影響を確認した。その他の解析については参考として本資料末に示す。

## 2. 解析結果

## 2.1 デブリ構造材模擬体（コンクリート）の組成が反応度を与える影響について

デブリ構造材模擬体（コンクリート）の組成が反応度を与える影響について、コンクリート密度及び水分量をパラメータとした感度解析を行った。

## ① コンクリート密度の感度解析

デブリ模擬炉心のうち、デブリ構造材模擬体本数が現実的に最大に近い 69 本、及び、実験時の代表的な基準水位として狙う臨界水位 90 cm の炉心における安全板の原子炉停止効果についてコンクリート密度を変化させた感度解析を行い、影響を反応度 ( $\Delta k/k$ ) で評価した。密度は、普通コンクリート（臨界安全ハンドブック標準組成、密度 2.3 g/cm<sup>3</sup>、水分率約 9 wt%、末尾の付録表参照）を基本とし、製作上コンクリート材料の公差から想定される密度の振れ幅を十分包含できる範囲として、最大 2 倍から最小 0.5 倍とするデブリ構造材模擬体（コンクリート）を装荷した炉心を評価した。なお、コンクリートの主要成分（ケイ素 Si、カルシウム Ca）の感度解析も別途実施した。

コンクリート密度の感度解析の結果を図補 1-1 に示す。なお、密度 0（すなわち解析上はボイドとなる。）の点は変化傾向を確認するために追加したものである。コンクリート密度の影響は、中性子エネルギースペクトルが過剰減速となる格子間隔 2.54 cm の炉心については最大で  $3 \times 10^{-3} \Delta k/k$  程度であり大きな反応度効果は見られない。一方、格子間隔 1.27 cm（減速不足）及び 1.50 cm（最適減速）の炉心では、1 of 4 及び 2 of 4 の配列については密度増加に対して正の反応度効果が、4 of 4 配列では負の反応度効果が見られ、その大きさは約  $7 \times 10^{-3} \Delta k/k$  と見積もられた。これはコンクリート製のデブリ構造材模擬体が、1 of 4 及び 2 of 4 配列では減速材として、4 of 4 配列では吸収材として働いていることを示している。

また、コンクリートの主要な成分であるケイ素 (Si) 及びカルシウム (Ca) を密度の感度解析の範囲と同様の 0.5 倍、2.0 倍に変化させた感度解析の結果を図補 1-2 に示す。Si 及び Ca の量の感度は、密度のそれに対して小さく、密度変化の感度に包含されることが確認できる。この結果から、コンクリート密度の反応度に対する感度は、Si や Ca 等の主要成分ではなく、水分に由来していることが推測できる。

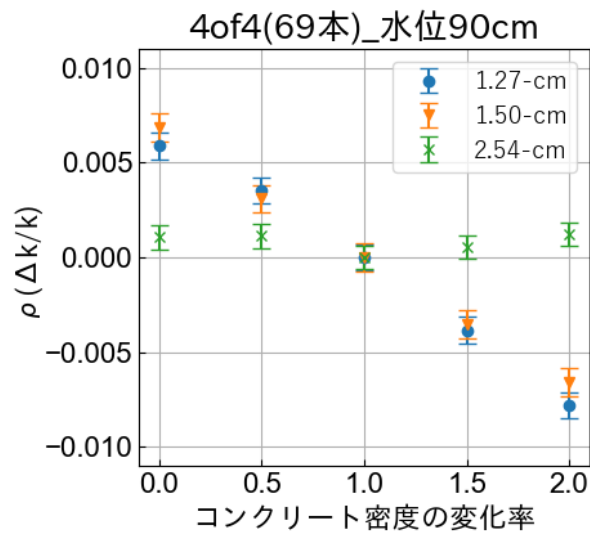
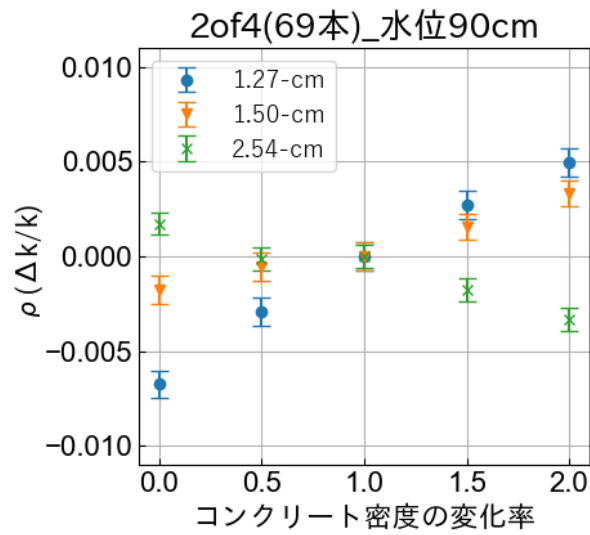
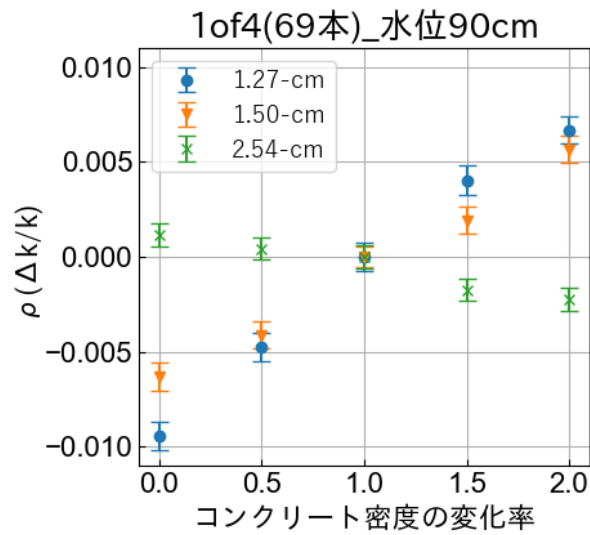
## ② 水分量の感度解析

①の推測を確認するため、①と同じ炉心について、コンクリート内部の水分量のみを変化させた感度解析を行い、影響を反応度 ( $\Delta k/k$ ) で評価した。水分量は、普通コンクリート（臨界安全ハンドブック標準組成、密度  $2.3 \text{ g/cm}^3$ 、水分率約 9 wt%）を基本とし、コンクリート密度と同様の倍率として水分量が 0.5 倍（水分率約 4.7 wt%）と 2.0 倍（水分率約 16 wt%）、その他水分 0（水なし）の炉心の核特性を評価した（組成については末尾の付録表を参照。）。コンクリートの水分量の感度解析結果を図補 1-3 に示す。水分量の変化に対する反応度の応答は、コンクリート密度のそれと傾向、変化量ともにほぼ同じであり、コンクリートの密度変化に対する反応度への影響は水分量が支配的であることが確認できた。

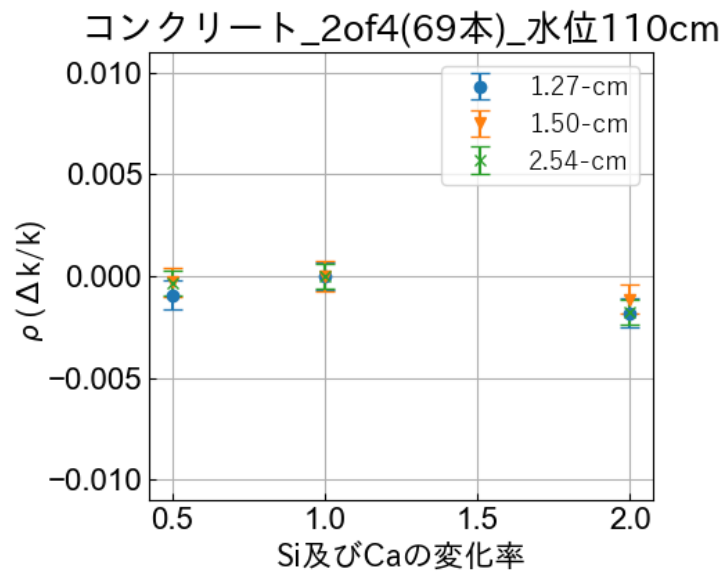
## 3. まとめ

①及び②の結果を踏まえ、デブリ構造材模擬体（コンクリート）の設計パラメータは水分率とし、本解析の評価範囲に収まるよう、水分率について最大 16 wt%の制限を設ける。

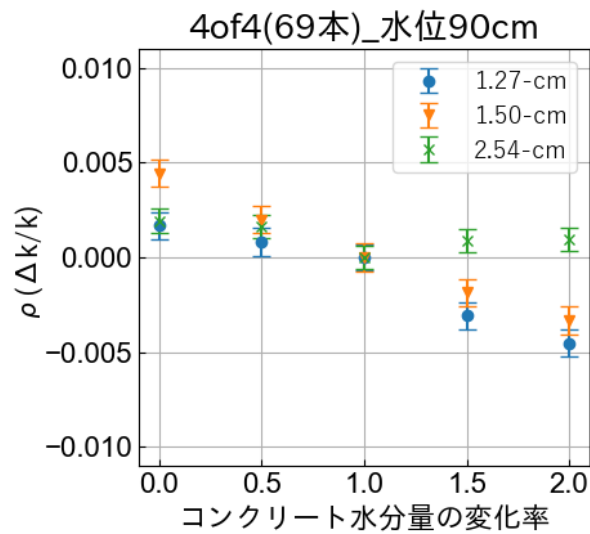
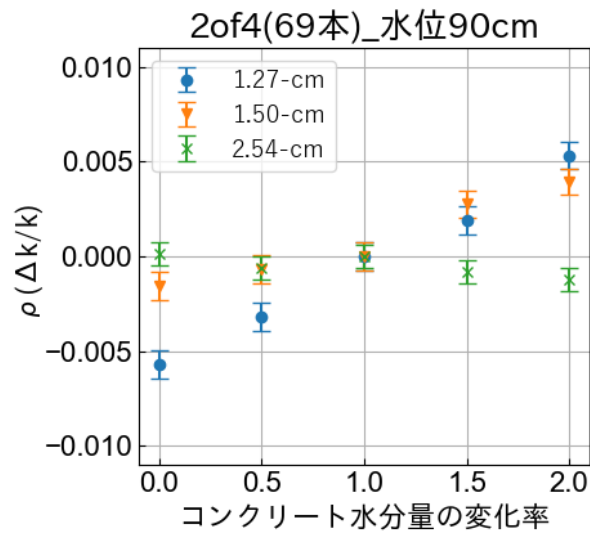
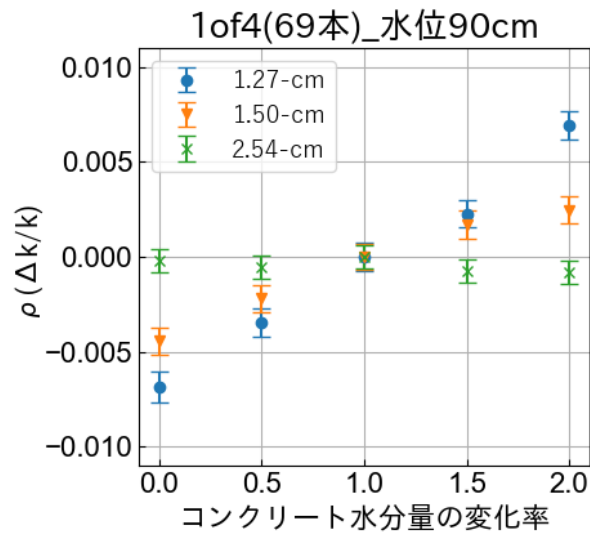
以 上



図補 1-1 コンクリート密度の感度解析結果



図補 1-2 コンクリート主要成分の感度解析結果



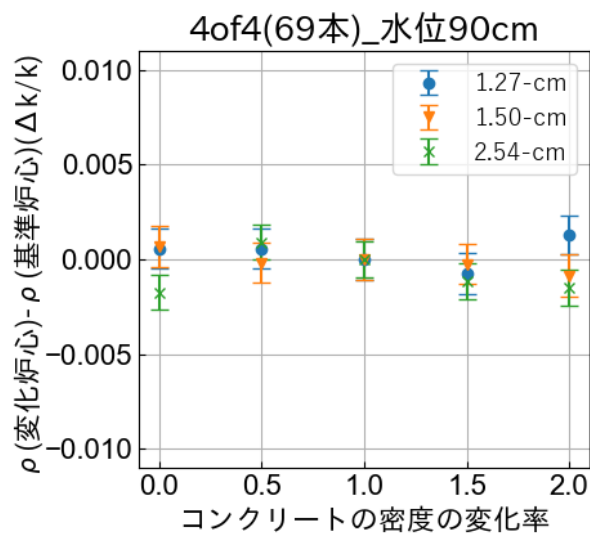
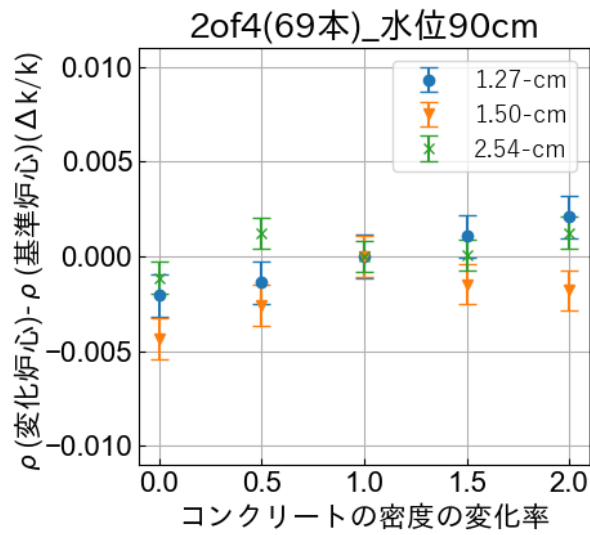
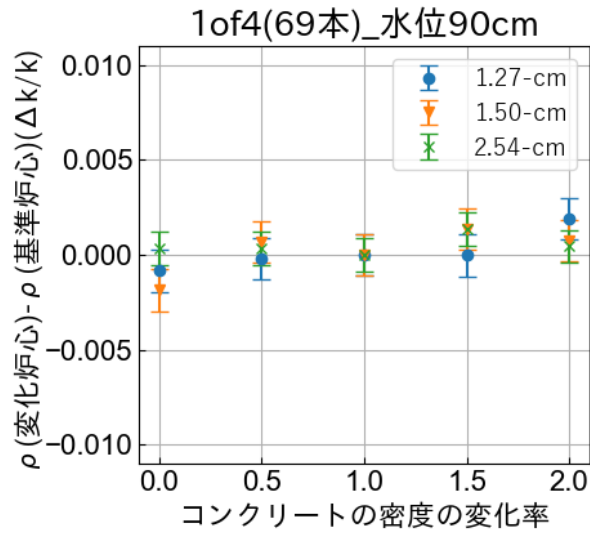
図補 1-3 コンクリートの水分量の感度解析結果

## 参考資料

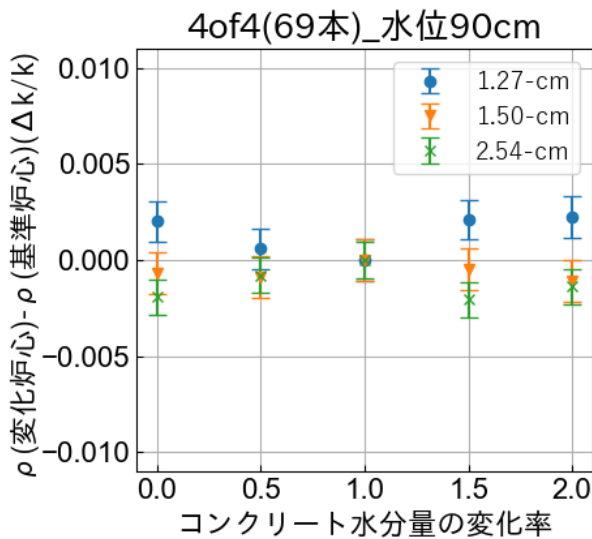
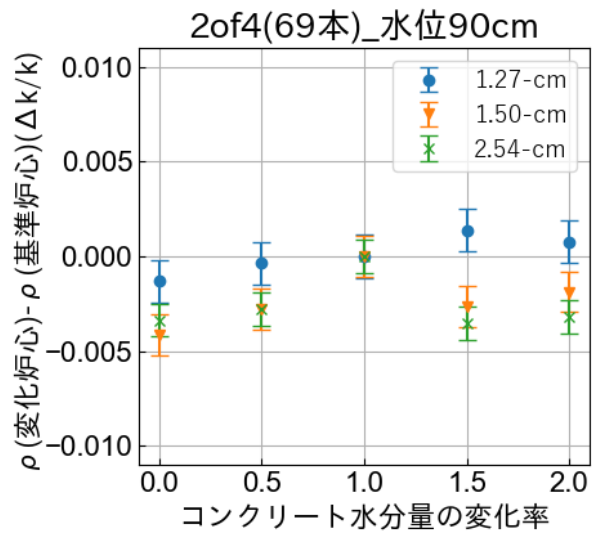
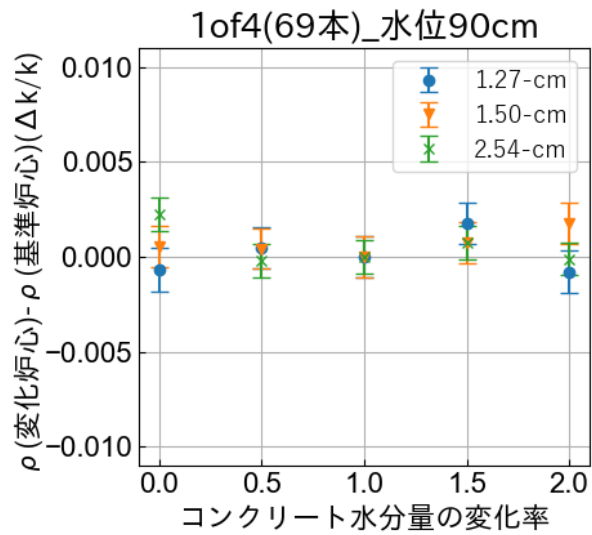
以下、参考として(1)コンクリート密度及び水分量が安全板の原子炉停止効果に与える影響、(2)主要な核的制限値のひとつである水位反応度係数に係る評価、(3)デブリ構造材模擬体（鉄）の組成の感度解析の結果を示す。

### 参一 1 コンクリート密度及び水分量が安全板の原子炉停止効果に与える影響

コンクリートの密度及び水分量が、炉心の重要な核的制限値である原子炉停止余裕及びワンロッドスタック（最大反応度効果を持つ安全板1枚が挿入不能時）マージンに及ぼす影響を評価するため、①及び②でコンクリート密度及び水分量を変化させた炉心とそれに安全板1枚を挿入した炉心との反応度差を解析した。このとき、安全板挿入位置は、すべてのケースで炉心中央付近のスリットに統一し、安全板挿入による水位上昇等の考慮は、本申請添付書類 2-2（保安規定に基づく炉心構成解析での手順と同じ。）と同様とした。コンクリート密度及び水分量が安全板の原子炉停止効果に与える影響評価の結果をそれぞれ図参 1-1 及び図参 1-2 に、安全板の挿入位置の例を図参 1-3 に示す。図の縦軸は、基準とした普通コンクリート組成の炉心（基準炉心）に安全板を挿入したときの反応度効果と、密度及び水分量を変化させた炉心（変化炉心）において基準炉心と同じ位置に安全板を挿入したときの反応度の差で表し、負の値（図の下側）となる場合は、安全板の原子炉停止効果がより高まった安全側の変化であることを意味する。なお、解析に使用したコンクリートの組成は本資料末の付録表に示す。評価の結果、コンクリート密度及び水分量の変化に対する顕著な応答は見られず、正の値（図の上側）の増分は最大でも  $2 \times 10^{-3} \Delta k/k$ （2 標準偏差程度）であり、モンテカルロ計算に由来する統計誤差で説明できる範囲である。これらの結果から、2.0 倍までのコンクリート密度及び水分量の変化が安全板の原子炉停止効果に与える影響は小さいことが確認できる。このため、解析においては、コンクリートは標準組成のものを使用する。

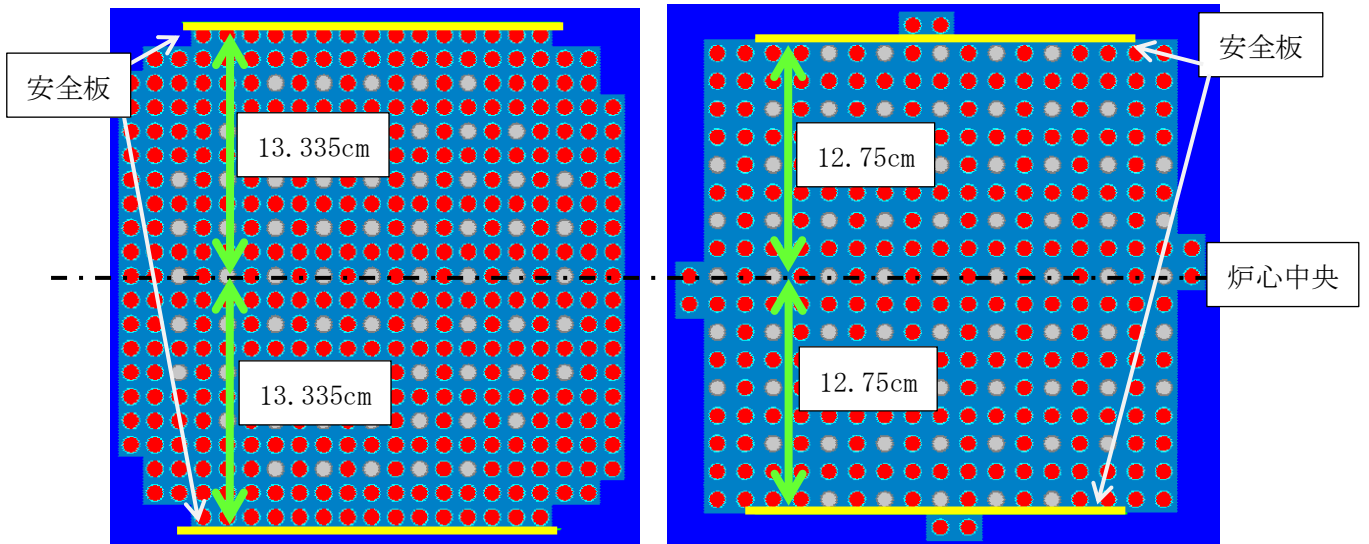


図参 1-1 コンクリート密度が安全板の原子炉停止効果に及ぼす影響解析結果

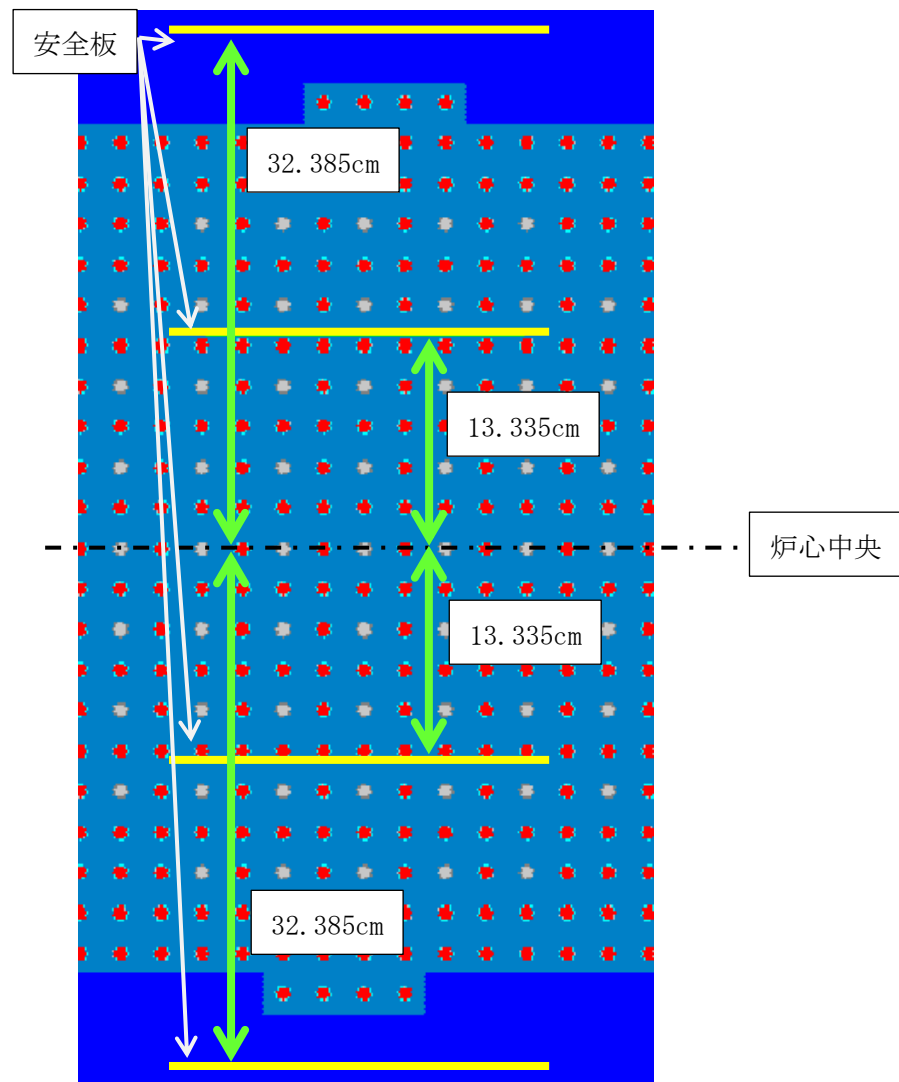


図参 1-2 コンクリート水分量が安全板の原子炉停止効果に及ぼす影響解析結果





(左) 格子間隔 1.27 cm、(右) 格子間隔 1.50 cm



格子間隔 2.54 cm

図参 1-3 安全板の挿入位置 (例)

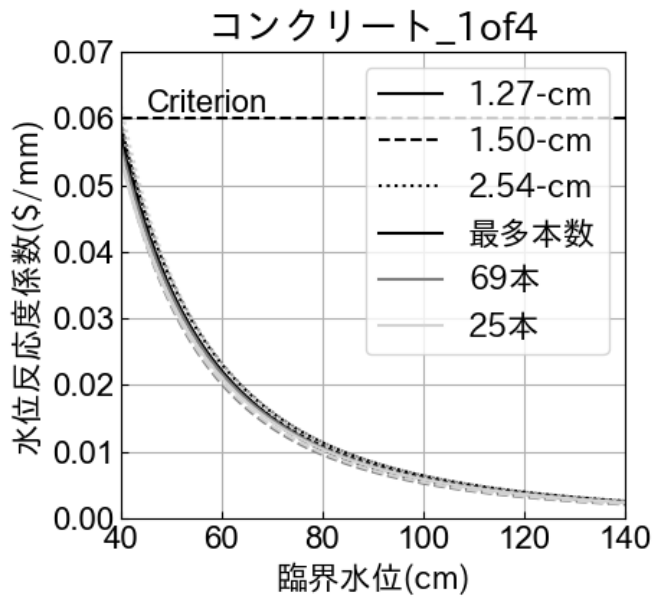
## 参-2 水位反応度係数の評価

STACY は、水位反応度係数（臨界近傍における単位水位変化当たりの反応度効果）を許可上の上限値  $6 \phi / \text{mm}$  以下で運転することとしている。デブリ構造材模擬体の挿入本数及び種別が水位反応度係数に及ぼす影響を確認した。計算コード及び核データライブラリは、本申請添付書類 2-2 と同様、DANTSYS 及び JENDL-3.3 を使用した。

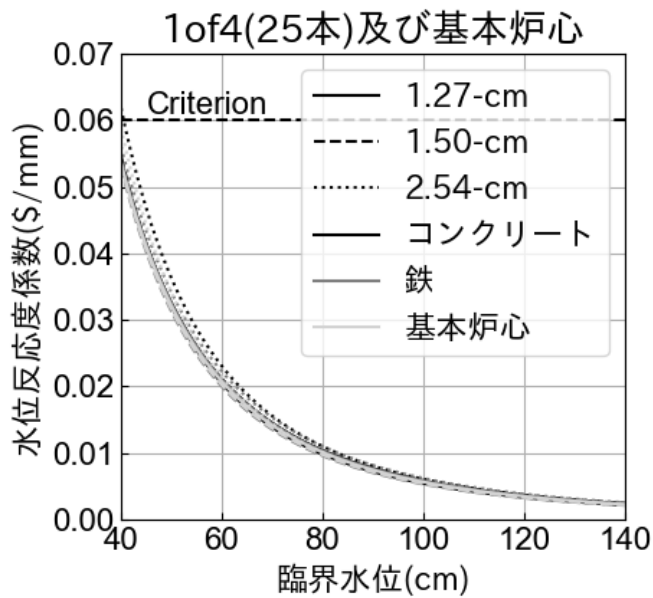
挿入本数への依存性を評価するため、デブリ構造材模擬体の配列本数を本申請添付書類 2-2 と同様の 25 本、69 本を配列した条件に加え、デブリ構造材模擬体挿入本数が 0 本の基本炉心（1）の条件及び炉心全面に配列した条件を加えて比較した。このとき、配列パターンは、後述の鉄とコンクリートを同条件で比較するため、1 of 4 配列とした。

次に、種別の依存性を評価するため、25 本の鉄とコンクリートのデブリ構造材模擬体を 1 of 4 パターンで装荷した条件で比較した。このとき、臨界水位は、本申請添付書類 2-2 の解析と同様の 40, 70, 110, 140 cm とした。デブリ構造材模擬体の挿入本数及び種別が水位反応度係数に及ぼす影響評価の結果を図参 2-1-(a), (b) 及び表参 2-1 にそれぞれ示す。図参 2-1-(a) より、挿入本数によって結果に差がわずかにみられるものの、著しい変化を与える要因にはならないことが確認された。

図参 2-1-(b) より、コンクリートのデブリ構造材模擬体を装荷した場合、水位反応度係数がやや大きくなるような傾向がみられるものの、その効果は基本炉心（1）の水位反応度係数に対して最大約 5%程度であり、全体傾向から大きく逸脱するような変化がないことが確認された。以上より、水位反応度係数は、デブリ構造材模擬体の種別及び挿入本数を変えても原子炉の運転操作に支障がないと言える。また、水位反応度係数は臨界水位の 3 乗に反比例して低下することから、想定臨界水位を数 cm 程度上げることで、水位反応度係数の上限値 ( $6 \phi / \text{mm}$ ) 以下に収められる見通しが確認できた。



(a) 構造材模擬体挿入本数の比較 (コンクリート)



(b) 構造材模擬体種別の比較

図参 2-1 デブリ構造材模擬体の挿入本数及び種別が水位反応度係数に及ぼす影響の評価結果 (表参 2-1)

表参 2-1 水位反応度係数フィッティングパラメータ (図参 2-1 関連)

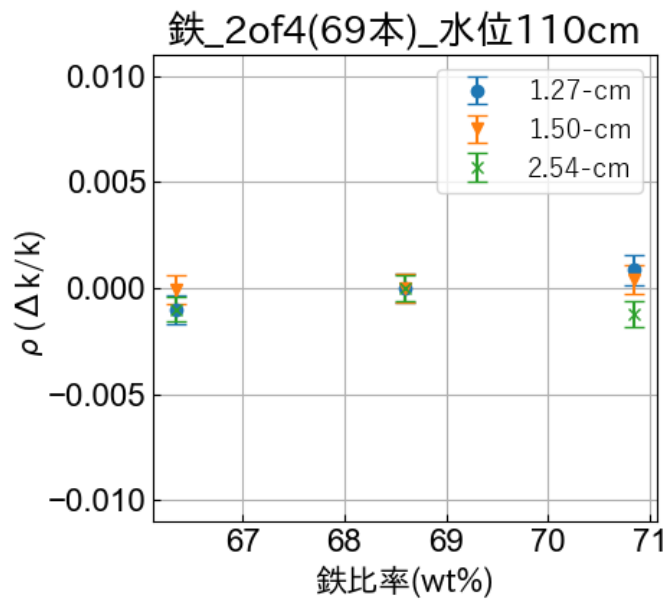
条件	格子間隔 (cm)	変換定数 C ( $\$/\text{cm}^2$ )	外挿距離 $\lambda$ (cm)
コンクリート (最多本数)	1.27	$8.97 \times 10^4$	14.0
	1.50	$7.84 \times 10^4$	11.3
	2.54	$9.66 \times 10^4$	14.7
コンクリート (69 本)	1.27	$8.80 \times 10^4$	14.0
	1.50	$7.14 \times 10^4$	10.8
	2.54	$9.62 \times 10^4$	14.4
コンクリート (25 本)	1.27	$8.89 \times 10^4$	15.0
	1.50	$7.60 \times 10^4$	11.8
	2.54	$8.40 \times 10^4$	11.4
鉄 (25 本)	1.27	$8.64 \times 10^4$	14.3
	1.50	$7.48 \times 10^4$	12.1
	2.54	$9.57 \times 10^4$	15.5
基本炉心	1.27	$8.32 \times 10^4$	13.7
	1.50	$7.70 \times 10^4$	12.5
	2.54	$7.40 \times 10^4$	10.1

図中の曲線の式 :  $d\rho/dH=C/(Hc+\lambda)^3$

### 参-3 鉄の感度解析

デブリ構造材模擬体（鉄）の材料であるステンレス鋼（SUS304）は JIS 規格の材料を用いるため、想定される組成の変化幅は小さく、その反応度効果は無視し得ると考えられる。確認のため、ステンレス鋼の主要組成である鉄の比率を、規格上最低（約 66.4 wt%）から最大（約 70.8 wt%）まで変化させた感度解析を実施した。

解析結果を図参 3-1 に示す。図より、鉄の比率を最低から最大まで変化させた場合、最も反応度効果が大きかった炉心（格子間隔 2.54 cm、鉄比率約 70.8 wt%）でも、その反応度効果は  $1 \times 10^{-3}$   $\Delta k/k$  程度（2 標準偏差程度）であり、無視できることが確認できた。



図参 3-1 鉄の感度解析結果

付録表 コンクリートの組成データ

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

コンクリート(密度0.5倍)			
核種	密度 ( $10^{24}/\text{cm}^3$ )	核種	密度 ( $10^{24}/\text{cm}^3$ )
H-1	$6.8715 \times 10^{-3}$	Al-27	$8.7045 \times 10^{-4}$
O-16	$2.2967 \times 10^{-3}$	Si-nat	$8.3085 \times 10^{-3}$
C-nat	$5.7660 \times 10^{-5}$	K-nat	$2.3027 \times 10^{-4}$
Na-nat	$4.8199 \times 10^{-4}$	Ca-nat	$7.5130 \times 10^{-4}$
Mg-nat	$6.1945 \times 10^{-5}$	Fe-nat	$1.7254 \times 10^{-4}$

コンクリート(密度2.0倍)			
核種	密度 ( $10^{24}/\text{cm}^3$ )	核種	密度 ( $10^{24}/\text{cm}^3$ )
H-1	$2.7486 \times 10^{-2}$	Al-27	$3.4818 \times 10^{-3}$
O-16	$9.1867 \times 10^{-2}$	Si-nat	$3.3234 \times 10^{-2}$
C-nat	$2.3064 \times 10^{-4}$	K-nat	$9.2108 \times 10^{-4}$
Na-nat	$1.9280 \times 10^{-3}$	Ca-nat	$3.0052 \times 10^{-3}$
Mg-nat	$2.4778 \times 10^{-4}$	Fe-nat	$6.9014 \times 10^{-4}$

※ -natは天然核種組成を示す。

付録表 コンクリートの組成データ (続き)

コンクリート(水分量0.5倍) 水分率約4.7 wt%			
核種	密度 ( $10^{24}/\text{cm}^3$ )	核種	密度 ( $10^{24}/\text{cm}^3$ )
H-1	$6.8715 \times 10^{-3}$	Al-27	$1.7409 \times 10^{-3}$
O-16	$4.2497 \times 10^{-2}$	Si-nat	$1.6617 \times 10^{-2}$
C-nat	$1.1532 \times 10^{-4}$	K-nat	$4.6054 \times 10^{-4}$
Na-nat	$9.6397 \times 10^{-4}$	Ca-nat	$1.5026 \times 10^{-3}$
Mg-nat	$1.2389 \times 10^{-4}$	Fe-nat	$3.4507 \times 10^{-4}$

コンクリート(水分量2.0倍) 水分率約16.4 wt%			
核種	密度 ( $10^{24}/\text{cm}^3$ )	核種	密度 ( $10^{24}/\text{cm}^3$ )
H-1	$2.7486 \times 10^{-2}$	Al-27	$1.7409 \times 10^{-3}$
O-16	$5.2805 \times 10^{-2}$	Si-nat	$1.6617 \times 10^{-2}$
C-nat	$1.1532 \times 10^{-4}$	K-nat	$4.6054 \times 10^{-4}$
Na-nat	$9.6397 \times 10^{-4}$	Ca-nat	$1.5026 \times 10^{-3}$
Mg-nat	$1.2389 \times 10^{-4}$	Fe-nat	$3.4507 \times 10^{-4}$

※ -natは天然核種組成を示す。

(参考) コンクリートの水分量

組成	水分量 w ( $\text{g}/\text{cm}^3$ )	水分以外の組成 o ( $\text{g}/\text{cm}^3$ )	水分率 w/(w+o) (wt%)
標準組成	0.206	2.094	9.0
水分量0.5倍	0.103	2.094	4.7
水分量2.0倍	0.412	2.094	16.4



## 補足資料 3 燃料試料挿入管及び内挿管の核的影響について

燃料試料挿入管及び内挿管は少量試料（実験試料など核的な影響が小さいもの）を炉心に挿入するものであり、炉心の種類（基本炉心、デブリ模擬炉心）を問わず装荷する。本資料では、燃料試料挿入管及び内挿管の核的な影響について説明する。

## (1) 燃料試料挿入管について

燃料試料挿入管は、上部に脱着式端栓を備えた、棒状燃料と同径かつ同等材料でできた被覆管である。本設工認で申請している燃料試料挿入管はジルコニウム合金製であり、核的な影響は無視できる。また、基本炉心及びデブリ模擬炉心で使用する燃料試料挿入管の装荷物には、 $^{235}\text{U}$ 濃縮度 5 wt%以下の二酸化ウランに鉄、コンクリート、ジルコニウム、アルミニウム等の炉心構造材を模擬した構造材模擬材を添加したもの（ペレット成型したもの）を想定している。このため、燃料試料挿入管の核的な影響は、棒状燃料、コンクリートのデブリ構造材模擬体、鉄のデブリ構造材模擬体それぞれに起因する核特性に包含されるため、燃料試料挿入管特有の核特性を考慮する必要はない。これらの核特性が STACY の安全な運転に支障ないことは事前解析によって示されているが、実験運転に当たっては、実験計画に応じて、保安規定に定める本申請添付書類 2-2 に示した手順で事前解析を行い、核的安全性を確認する。

## (2) 内挿管について

内挿管は、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製の中空管又はそれらを組み合わせたものであり、検出器を始めとする実験試料等を挿入し、炉心に配列する。本設工認で申請する内挿管はジルコニウム合金製で棒状燃料と同径のもの（以下「細径内挿管」という。）及びアルミニウム合金製で外径が 28.8 mm のもの（以下「太径内挿管」という。）の 2 種類である。炉心への配列に当たっては、細径内挿管は棒状燃料用の孔に挿入し、太径内挿管は格子板に設けられた 3 箇所への挿入孔に挿入する。内挿管は基本炉心、デブリ模擬炉心等を問わず使用するが、いずれの炉心においても核的制限値として、万一の浸水による置換反応度が合計 0.3 ドル以下となるようにしなければならない。以下では、内挿管が万一浸水した場合でも核的制限値を満足できること、及び、内挿管を挿入した典型的な炉心の安全板挿入時の中性子実効増倍率について示す。なお、内挿管以外の実験用装荷物（燃料試料挿入管及びデブリ構造材模擬体（鉄及びコンクリート））は、内挿管の上部が開放されているのに対してデブリ構造材模擬体（コンクリート）及び燃料試料挿入管は密封構造、デブリ構造材模擬体（鉄）は稠密であるため、浸水を想定する必要はない。また、密封構造とするデブリ構造材模擬体（コンクリート）及び燃料試料挿入管は製作時に密封性確認検査を行う。

#### (2)-1 内挿管浸水時の反応度効果

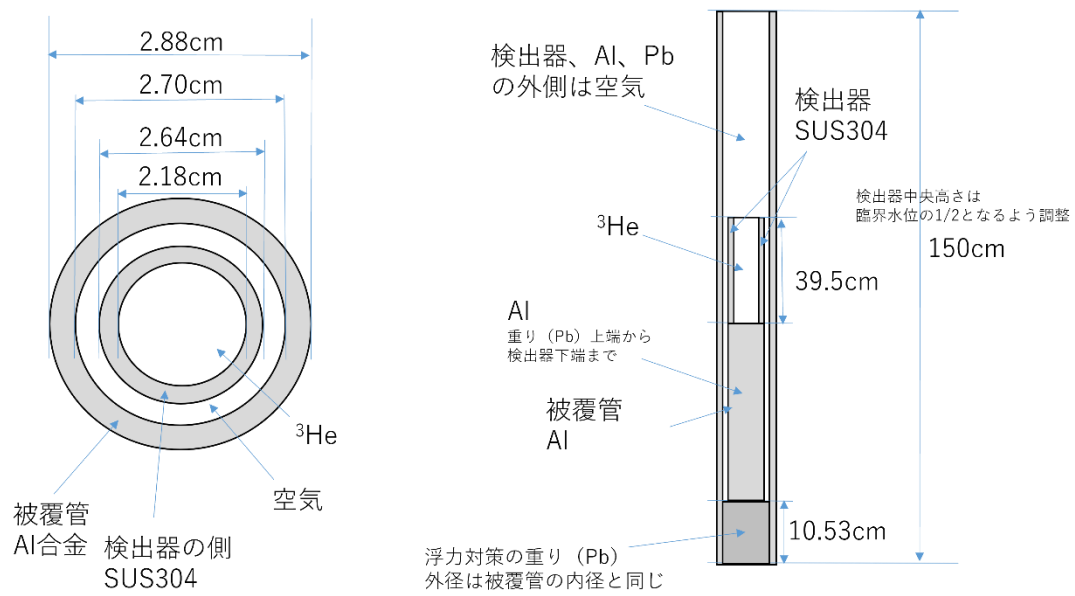
浸水時の水置換反応度効果を評価する対象は、浸水時の反応度効果がより大きい太径内挿管とする。太径内挿管に挿入する代表的な実験試料等として、He-3 検出器を想定する。計算モデルを図補 3-1 に示す。太径内挿管の挿入本数は最大数である 3 本とした。計算コード及び核データライブラリは、デブリ構造材模擬体の核特性評価に使用したのと同じ、モンテカルロコード MVP2 と JENDL-3.3 を使用した。計算範囲は、格子間隔を 1.27 cm、1.50 cm、2.54 cm とし、水位は 40 cm、70 cm、110 cm、140 cm とした。計算に当たっては、それぞれの条件で棒状燃料本数を変化させて臨界調整し、当該体系と、内挿管内の水面高さ以下の空隙を水に置換した場合の反応度効果を計算した。

計算結果を図補 3-2 に示す。なお、反応度をドル (\$) 単位に換算する際の実効遅発中性子割合は、デブリ構造材模擬体の解析で安全板挿入時の中性子実効増倍率が最大となった炉心の値が  $7.5 \times 10^{-3} \sim 7.8 \times 10^{-3}$  であったことから、有効数字 1 桁で切り下げて  $7 \times 10^{-3}$  とした。図より、内挿管の浸水による置換反応度は、いずれもモンテカルロ計算に由来する 3 標準偏差の統計誤差を考慮しても核的制限値を満足することがわかる。なお、実験運転に当たっては、実験計画に応じて、保安規定に定める本申請添付書類 2-2 に示した手順で事前解析を行い、核的な安全性を確認する。解析により核的制限値を満足しない可能性が確認された炉心は、「構成してはならない炉心」として識別するか、或いは水による置換を防ぐため、内挿管内の空隙部にアクリル材等の充填材を配置して運転する。

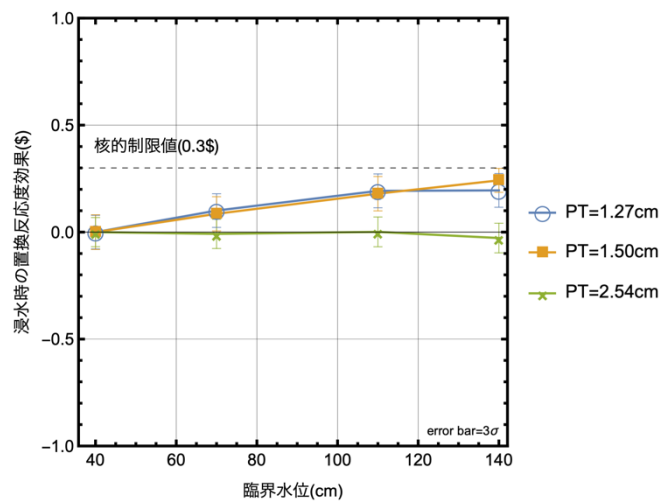
#### (2)-2 安全板挿入時の中性子実効増倍率

内挿管挿入時にも核的安全性が確保できることを確認するため、内挿管を挿入した炉心の安全板挿入時の中性子実効増倍率（全挿入時及びワンロードスタック時）を計算した。内挿管は細径又は太径を考慮した。挿入本数は、細径の場合は 1 本、9 本、25 本のほか、製作する 30 本を包含する本数として 49 本とした。また、太径の場合は 3 本とし、3 箇所挿入孔すべてに挿入することとした。内挿管に挿入する実験試料等は、太径については(1)の解析と同様の He-3 検出器とし、細径については金線とした。なお、反応度効果を大きくするために、金線はカドミウムで被覆し、さらに周囲をアクリルで充填した。細径内挿管の計算モデルを図補 3-3 に、炉心配置マップを図補 3-4 に示す。

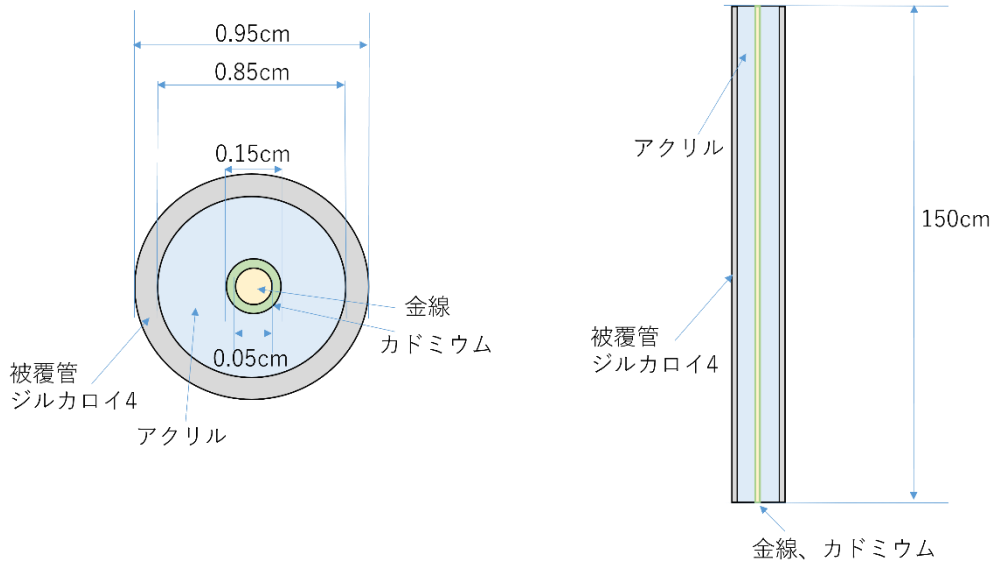
計算結果を図補 3-5 に示す。中性子実効増倍率が最大となったのは太径内挿管を挿入した炉心であるが、デブリ構造材模擬体の解析で中性子実効増倍率が最大となった炉心との差は  $7 \times 10^{-4} \Delta k$  (約  $0.9 \sigma$ ) とモンテカルロ計算の誤差範囲内であった。デブリ構造材模擬体と同様、実験計画に応じて、保安規定に定め本申請添付書類 2-2 に示した手順で事前解析を行い、核的な安全性を確認しつつ運転できることが確認できた。



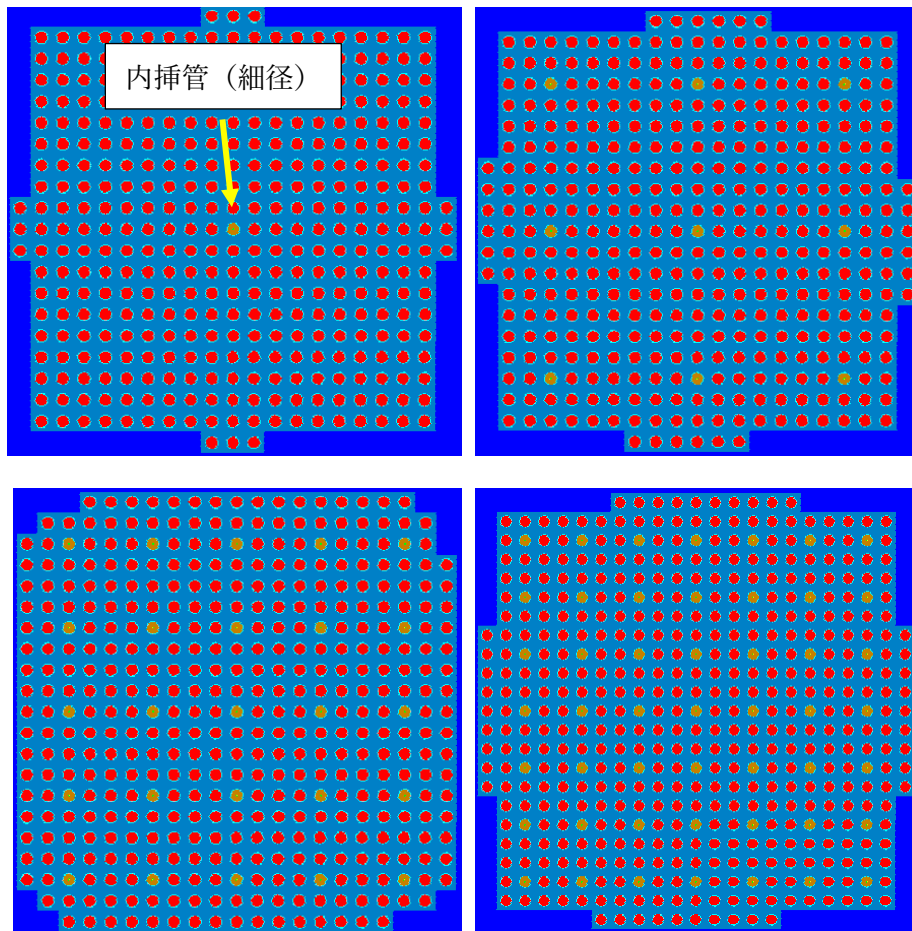
図補 3-1 内挿管（太径）の浸水による置換反応度の計算モデル  
（左：上面図、右：立面図）



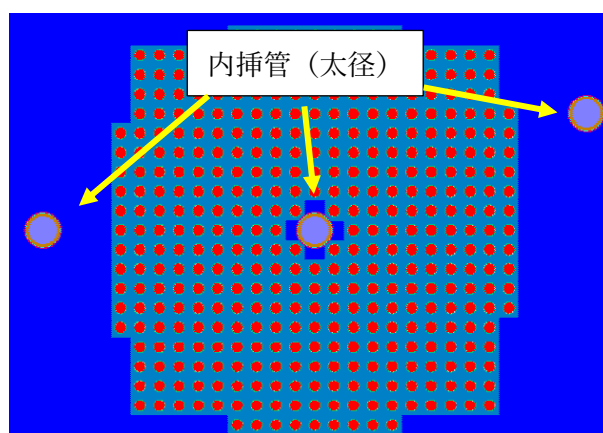
図補 3-2 内挿管（太径内挿管 3 本）の浸水による置換反応度の計算結果



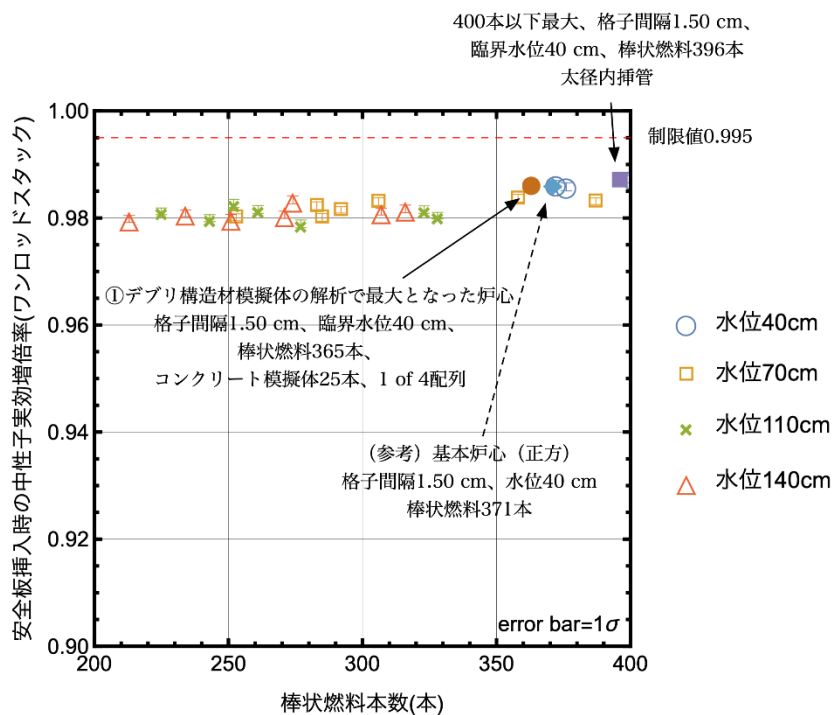
図補 3-3 内挿管（細径）の計算モデル  
 (左：上面図、右：立面図)



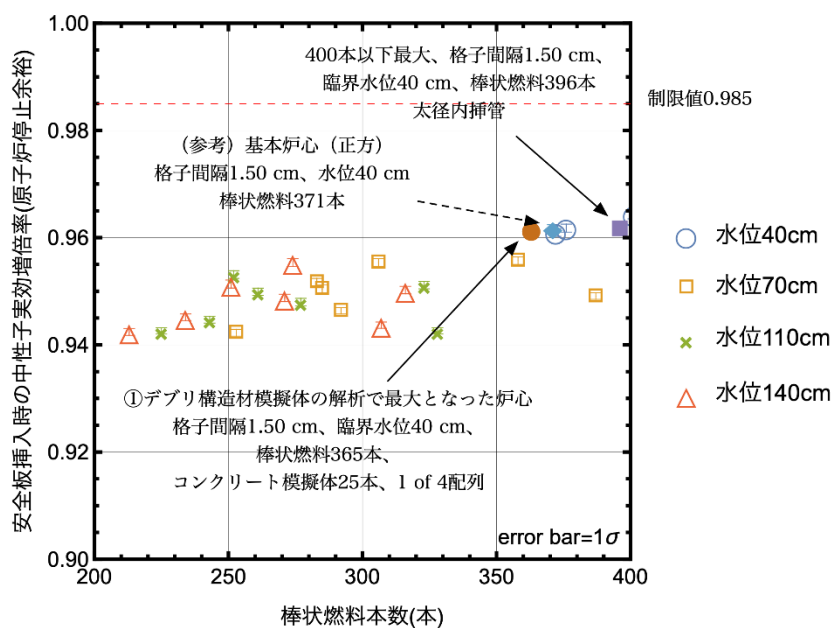
図補 3-4(1) 内挿管挿入時の炉心マップの例  
 (左上から右下へ細径 1 本、9 本、25 本、49 本)



図補 3-4(2) 内挿管挿入時の炉心マップの例 (太径 3 本)



図補 3-5(1) 内挿管挿入炉心の安全板挿入時の中性子実効増倍率 (ワンロードスタック)



図補 3-5(2) 内挿管挿入炉心の安全板挿入時の中性子実効増倍率 (原子炉停止余裕)

## 燃料試料挿入管の密封性確認検査の方法について

燃料試料挿入管（**図補4-1**）は、炉心に装荷して使用する際に想定される最大圧力（静水頭（2.0m）圧力）に対して密封性（水密性）を有する必要があるため、被覆管及び上部端栓の接続部を対象として密封性確認検査を実施する。

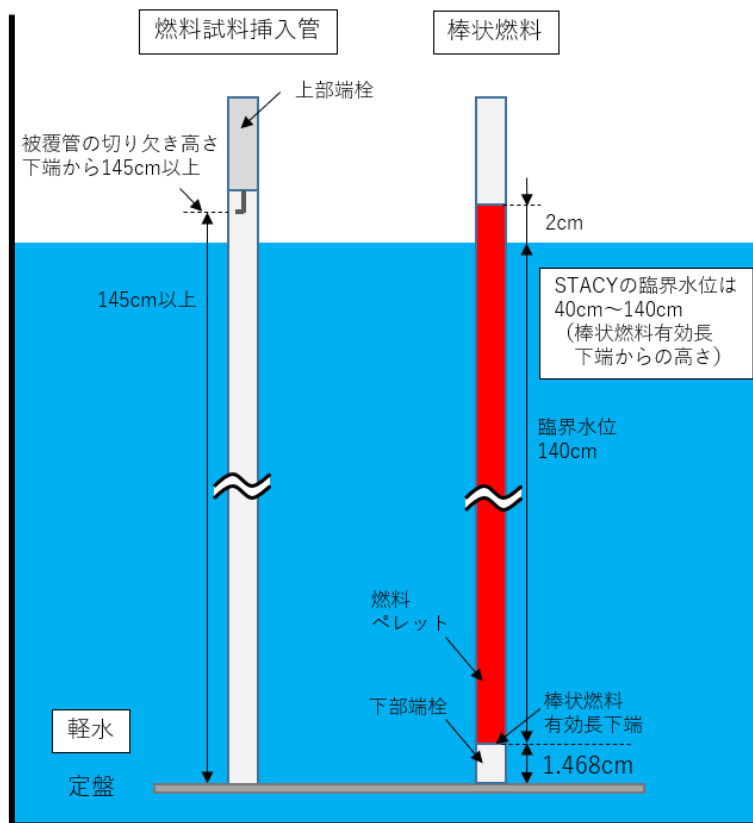
密封性確認検査では、燃料試料挿入管の内部に水が浸入しないこと（及び内部の放射性物質が漏えいしないこと）並びに水圧により燃料試料挿入管に変形等の異常が生じることなく密封性が保持されることを確認する。なお、密封性喪失に係る変形等の異常については、燃料試料挿入管の内部に水が浸入しないことをもって確認することができる。

密封性確認検査の内容としては、燃料試料挿入管を水中（静水頭（2.0m）以上の圧力条件下）に浸漬させ、水が燃料試料挿入管の内部に浸入しないこと及び燃料試料挿入管に変形等の異常が無いことを確認する。密封性確認検査の詳細を補足別紙1に示す。

なお、設置（変更）許可申請書（添付書類八 別1 第6.1-1表(2)）において、燃料試料挿入管の上部端栓の位置（被覆管の固定用切り欠き高さ）は下端より145cm以上としており、STACYが運転する臨界水位の上限である140cmより高い位置にあるため、通常の使用状態では燃料試料挿入管の内部に浸水するおそれはない（**図補4-2**）。



図補 4-1 燃料試料挿入管（試作品）の上部外観



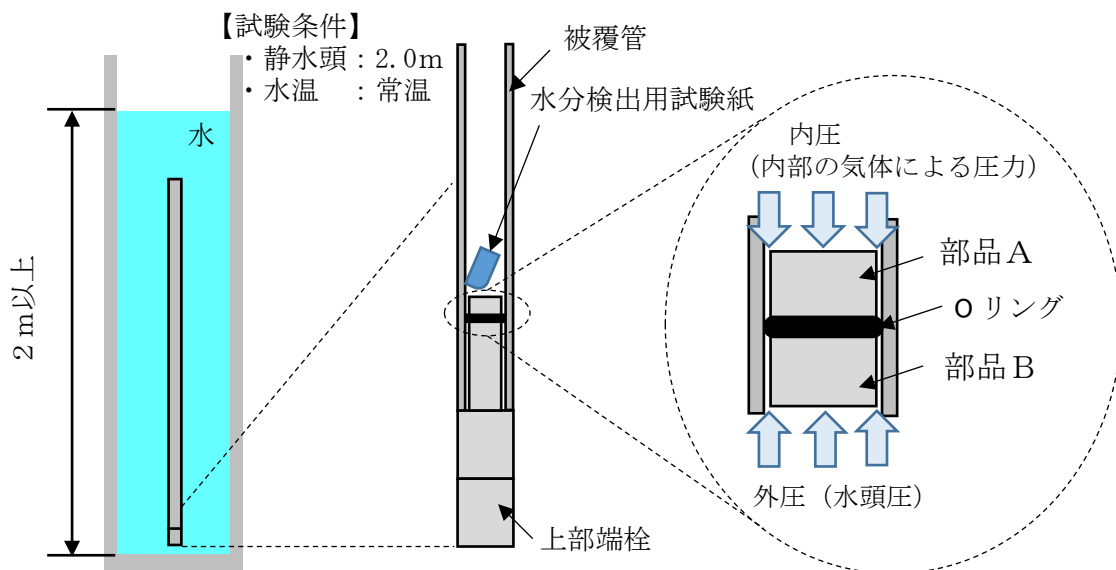
【燃料試料挿入管の上部端栓（被覆管の切り欠き高さ）が浸水しない位置にあることについて】  
 STACYの炉心タンク水位は、棒状燃料の有効長下端（燃料ペレット最下端）からの高さとしている。炉心タンク水位を140cmに設定する場合、燃料試料挿入管の下端（定盤上面）から141.468cmの水位であり、燃料試料挿入管の切り欠き高さ145cmを超えないため、燃料試料挿入管に浸水することはない。

図補 4-2 燃料試料挿入管の上部端栓位置と水位の関係



## 燃料試料挿入管の密封性確認検査の詳細

燃料試料挿入管の密封性確認検査の検査体系を下図に示す。下図に示すように、燃料試料挿入管の内部に、水分検出用試験紙（塩化コバルト紙等）を入れ、上部端栓を下にして静水頭（2.0m）以上の圧力となる容器に浸漬させる。検査前後において、水分検出用試験紙の色変化（浸水の有無）が無いことを確認する。



図補別1-1 燃料試料挿入管の密封性確認検査体系図

## 【密封構造と検査条件について】

燃料試料挿入管の密封性は、上図拡大図のとおり、Oリングを上部端栓の部品A及び部品Bで挟んで締め付け、Oリングを押しつぶして被覆管内壁に密着させることで気密を保持する構造で実現する。このため、外圧>内圧、外圧<内圧のどちらの条件であっても、密封性能を確認する上で機能上の差はない。

この密封性確認検査においては、外圧と内圧の差が大きくなるように検査条件を設定する。STACYの運転において燃料試料挿入管の内圧が大きくなるのは、減速材（軽水）を昇温して給水する昇温運転のときである。すなわち、常温下で燃料試料挿入管を炉心に装荷し、そこに最高70℃まで昇温した軽水を給水するとき、燃料試料挿入管内部の温度が常温から最高70℃付近まで高められる場合である。STACYで想定される最高使用温度は80℃（事故時の燃料中心最高温度77℃を考慮したもの）であり、この温度上昇による内圧は水頭圧約1.9mに相当する。このため、外圧を静水頭（2.0m以上）の圧力とし水温を常温（静水頭による外圧が昇温運転時の内圧よりも大きい）とすることで、燃料試料挿入管に掛ける圧力差が最大となる。

本検査により、燃料試料挿入管の内部に水が浸入しないこと（及び内部の放射性物質が漏えいしないこと）を確認することが可能である。また、Oリングは規格品であり、同じ使用方法をとることで密封性能が確保できることから、上部端栓を脱着する都度の密封性確認検査は不要である。

以上

## 実験用装荷物の共振について

STACY では、デブリ模擬炉心用実験用装荷物として、デブリ構造材模擬体（鉄及びコンクリート）、燃料試料挿入管及び内挿管（細及び太）を格子板に配置して使用する。なお、装荷した状態における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が、格子の内径（ $\phi 9.8$  mm）とこれらの機器の外径（ $\phi 9.5$  mm）のクリアランスが小さいため固定されているとして評価した結果を示す。下表のとおり固有振動数は 20 Hz 以上であるため、共振するおそれはない。

表 各機器の固有振動数

機器	デブリ構造材模擬体		燃料試料 挿入管	内挿管	
	鉄	コンクリート		細	太
被覆材	ステンレス鋼	アルミニウム 合金	ジルカロイ-4	ジルカロイ-4	アルミニウム 合金
密度 (t/mm <sup>3</sup> )	$7.93 \times 10^{-9}$	$6.46 \times 10^{-9}$ ※1	$2.26 \times 10^{-8}$ ※1	$1.03 \times 10^{-8}$ ※1	$8.31 \times 10^{-8}$ ※1
外径 (mm)	9.5	9.5	9.5	9.5	28.8
内径 (mm)	0 (中実丸棒)	7.5	8.36	8.36	27.0
支持間隔 (mm) ※2	1000	1000	1000	1000	1000
固有振動数 (Hz) ※3	41.7	35.4	20.7	31.0	32.2

※1 内部に挿入する試料の重量も負荷する。

※2 下図の  $L_1$  (1000 mm) >  $L_2$  (450 mm) であるため、より固有振動数が小さくなる  $L_1$  で評価。

※3 1次固有振動数。2次以降は1次よりも大きい。

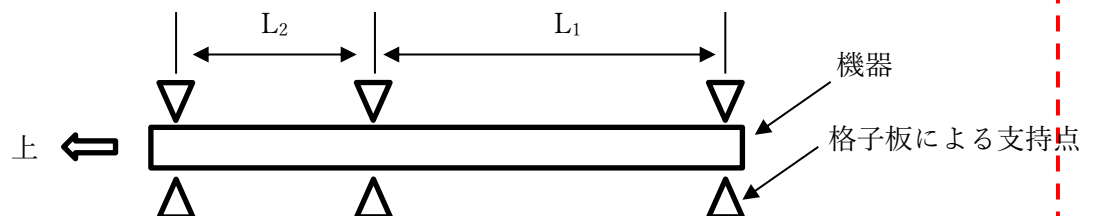


図 評価モデル

## 津波最大炉心の計算結果の補足について

「添付書類 2-2-(2) デブリ模擬炉心 (1) の核的設計計算書」(以下「計算書」という。)の津波最大炉心の計算結果のうち、結果が棒状燃料の最大本数 400 本を超えないケースについて、中性子実効増倍率の計算結果を示す。なお、表番号は計算書のものと同じである。また、最大本数が 400 本を超える場合は最大本数を 400 とし、中性子実効増倍率の記載を省略する。

表 4.2-3(1) 安全板による津波最大炉心評価結果  
(コンクリートの装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	371	0.9944	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-3(2) 安全板による津波最大炉心評価結果  
(コンクリートの装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	383	0.9948	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-3(3) 安全板による津波最大炉心評価結果  
(コンクリートの装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-3(4) 安全板による津波最大炉心評価結果  
(コンクリートの装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	377	0.9940	良

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-3(5) 安全板による津波最大炉心評価結果  
(コンクリートの装荷 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-3(6) 安全板による津波最大炉心評価結果  
(コンクリートの装荷 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-3(7) 安全板による津波最大炉心評価結果  
(鉄の装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-3(8) 安全板による津波最大炉心評価結果  
(鉄の装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-3(9) 安全板による津波最大炉心評価結果  
(鉄の装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-3(10) 安全板による津波最大炉心評価結果  
(鉄の装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-3(11) 安全板による津波最大炉心評価結果  
(鉄の装荷 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-3(12) 安全板による津波最大炉心評価結果  
(鉄の装荷 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-4(1) 未臨界板による津波最大炉心評価結果  
(コンクリートの装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-4(2) 未臨界板による津波最大炉心評価結果  
(コンクリートの装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-4(3) 未臨界板による津波最大炉心評価結果  
(コンクリートの装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-4(4) 未臨界板による津波最大炉心評価結果  
(コンクリートの装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-4(5) 未臨界板による津波最大炉心評価結果  
(コンクリートの装荷 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-4(6) 未臨界板による津波最大炉心評価結果  
(コンクリートの装荷 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-4(7) 未臨界板による津波最大炉心評価結果  
(鉄の装荷 25 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$



表 4.2-4(8) 未臨界板による津波最大炉心評価結果  
(鉄の装荷 25 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-4(9) 未臨界板による津波最大炉心評価結果  
(鉄の装荷 25 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-4(10) 未臨界板による津波最大炉心評価結果  
(鉄の装荷 69 本 (1 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-4(11) 未臨界板による津波最大炉心評価結果  
(鉄の装荷 69 本 (2 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-4(12) 未臨界板による津波最大炉心評価結果  
(鉄の装荷 69 本 (4 of 4))

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	中性子実効 増倍率 <sup>※1</sup>	判定 $\leq 0.995$
1.27	400	-	-
1.50	400	-	-

※1  $k_{\text{eff}}+3\sigma$