

### 3. 人の不法な侵入等の防止（第9条）の適合性説明書

添付書類 Ⅲ-3-1 人の不法な侵入等の防止についての説明書

空白頁

添付書類

Ⅲ-3-1 人の不法な侵入等の防止についての説明書

## 目 次

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

## 1. 概要

本説明書は、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第7号）（以下「技術基準規則」という。）第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）の要求事項に適合させるための設計方針を説明するものである。

## 2. 基本方針

技術基準規則第9条に適合するよう、原子炉を設置する敷地には、STACY施設への人の不法な侵入、STACY施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成11年法律第128号）第2条第4項に規定する不正アクセス行為をいう。）を防止するため、適切な措置を講じる。

## 3. 詳細設計方針・設計内容

STACY施設は、安全施設に対する第三者の不法な侵入、施設内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為、爆発物等の不正な持ち込みを未然に防止するため、安全施設を取り囲む物的障壁を持つ防護された区域（以下「防護区域」という。）を設けるとともに、これら区域への入退域管理を適切に行うことができる設計とする。なお、人の不法な侵入等の防止のために講ずる措置（警備員の配置、防護区域の入退域管理及び持ち込み物品管理）は、原子力科学研究所原子炉施設核物質防護規定及び原子力科学研究所原子炉施設保安規定（その下部規定も含む。）に定めて遵守する。

### < 第三者の不法な侵入防止 >

- ・ STACY施設は、防護柵、鉄筋コンクリート造建家等の物的障壁により防護する。
- ・ 警報施設を設けて集中監視するとともに、警備員等による巡視を行う。
- ・ 「炉室及び核燃料物質貯蔵設備」並びに「制御室及び電気室」への入口は、それぞれ1か所に限定する。また、これらの入り口を施錠管理するとともに、緊急時に速やかに連絡ができるよう、通報連絡設備を整備している。
- ・ 防護区域の出入口に警備員を配置し、以下のように厳重な入退域管理を行う。
  - － 事前に施設管理者の許可を受けた者のみが立ち入ることができる。
  - － 公的身分証明書による身分確認を行う。また、STACY施設の防護区域への常時立入りを認められた者が同行して監督する。

<爆発性又は易燃性、その他有害物件の不正な持ち込みの防止>

- ・ 出入口に警備員を配置し、以下のように厳重な持ち込み物品管理を行う。
  - －郵便物は、職員が内容物を確認したうえで実験棟に持ち込む。
  - －事前に施設管理者から許可を受けた者のみが物品を持ち込むことができる。
  - －出入口で厳重な持ち込み物品検査を実施する。
  - －管理区域入口で金属探知機（ゲート型又は可搬型）による検査を実施する。

<不正アクセスの防止>

- ・ S T A C Y の運転及び制御に直接使用する設備（安全保護系のプロセス計装設備、起動インターロック及び運転制御インターロック）は、その信号処理に電子計算機を使用する場合、当該計算機を外部の電気通信回路に接続しない構成とする。また、点検等で外部機器（USBメモリ等）を用いる場合には、事前に内容及びコンピュータウィルスの有無等について確認したうえで使用する。外部業者が点検作業を行う場合には、常時監視する。
- ・ なお、原子炉停止系統の安全板装置及び排水系並びに安全保護回路、安全保護系の核計装設備には、電子計算機を使用しない設計とする。

#### 4. 材料、構造、安全弁等（第12条、第13条）の適合性説明書

添付書類 Ⅲ-4-1 材料、構造、安全弁等についての基本方針  
添付書類 Ⅲ-4-2 耐圧強度計算書

空白頁

添付書類

Ⅲ－４－１ 材料、構造、安全弁等についての基本方針

## 目 次

1. 概 要・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・添Ⅲ-4-1-1
2. 材料、構造に関する説明・・・・・・・・・・・・・・・・添Ⅲ-4-1-1
3. 主要な耐圧部の溶接部に関する説明・・・・・・・・添Ⅲ-4-1-3
4. 耐圧試験に関する説明・・・・・・・・・・・・・・・・添Ⅲ-4-1-3
5. 監視試験片に関する説明・・・・・・・・・・・・・・・・添Ⅲ-4-1-4
6. 安全弁等に関する説明・・・・・・・・・・・・・・・・添Ⅲ-4-1-4

## 1. 概 要

本説明書は、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第7号）（以下「技術基準規則」という。）第12条に規定される試験研究用等原子炉施設の材料及び構造、第13条に規定される安全弁等に係る要求事項に適合させるための基本設計方針及び適合性確認の基本方針を説明するものである。

## 2. 材料、構造に関する説明

### (1) 材料、構造の基本設計方針

試験研究用等原子炉施設に属する容器、管、ポンプ、弁（以下「機器」という。）並びにこれらを支持する構造物並びに炉心支持構造物（以下「支持構造物」という。）の材料及び構造については、「技術基準規則」第12条第1項第1号に規定されており、安全機能の重要度に応じて「容器等」が設計上要求される強度及び耐食性を確保できることが要求される。

STACY施設の「容器等」の材料、構造について、この要求事項に適合させるため、「旧技術基準規則」第7条の規定に係る細則として定められた「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」<sup>注1</sup>（以下「構造等の技術基準」という。）を適用して、安全を確保する上で重要なものの機器区分に応じた材料の選定及び強度確認を行う。

また、STACY施設の「容器等」は、オーステナイト系ステンレス鋼等の耐食性材料を使用する設計とする。なお、STACYの運転時の圧力、温度及び放射線の条件は、材料の物理的及び化学的性質に著しい影響を及ぼさない。

---

### 注1)

<既存の「容器等」の施設時の適用基準>

「構造等の技術基準」（2安局(原規)第18号)

<新たに施設する「容器等」（改造のため付加するものを含む。）の適用基準>

「構造等の技術基準」（15科原安 第13号)

ただし、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「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME S NC1-2012）及び「発電用原子力設備規格 材料規格」（JSME S NJ1-2012）による。

（以下「ただし書き」は省略する。）

(2) 強度計算の基本方針

「技術基準規則」第12条第1項第1号の要求を受けるSTACY施設の「機器」が十分な強度を有することを確認するための耐圧強度計算の基本方針について説明する。

なお、「支持構造物」の強度計算については、計算方法が耐震評価と同じであり、地震荷重が支配的であることから、「耐震性に関する説明書」にて説明する。

本申請で新たに施設する「機器」に対する「技術基準規則」第12条第1項第1号への適合性確認のため、「構造等の技術基準」(15科原安第13号)及び他の規格・基準<sup>注2</sup>による強度計算を実施して十分な強度を有することを確認する。なお、容器及び管のフランジ、管継手で「構造等の技術基準」(15科原安第13号)にて規定されたJIS規格品を使用するものの強度計算は行わない。

「技術基準規則」第12条第1項第1号の構造強度に係る要求事項に施設時からの変更はないので、既存の「機器」の強度計算を改めて実施する必要はない。ただし、本申請で既存の「機器」の設計条件(最高使用圧力、最高使用温度)が非保守側へ変更となる場合は、施設時の適用規格「構造等の技術基準」(2安局(原規)第18号)及び他の規格・基準<sup>注2</sup>による強度計算を改めて実施して十分な強度を有することを確認する。

---

注2)

「構造等の技術基準」に評価式の規定のない形状(円形以外の平板等)を有する「機器」について同等性を示す規格・基準の評価式を使用する。

### 3. 主要な耐圧部の溶接部に関する説明

#### (1) 主要な耐圧部の溶接部の基本方針

試験研究用等原子炉施設に属する「機器」に対する主要な耐圧部の溶接部については、「技術基準規則」第12条第1項第2号に規定されており、以下に掲げる事項が要求される。

- イ. 不連続で特異な形状でないものであること。
  - ロ. 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。
  - ハ. 適切な強度を有するものであること。
- ニ. 機械試験その他の評価方法により適切な溶接施工法及び溶接設備並びに適切な技能を有する溶接士であることをあらかじめ確認したものにより溶接したものであること。

STACY施設の「機器」について、上記要求事項に適合していることを確認するため、以下の事項を確認する。

- ・上記イについて、開先確認（溶接施工法）並びに開先検査及び外観検査を実施することにより、開先等の形状が技術基準規則に適合し、鋭い切欠き等の不連続で特異な形状でないものであることを確認する。
- ・上記ロについて、溶接作業中確認及び浸透探傷試験確認（溶接施工法）並びに溶接作業検査及び非破壊検査を実施することにより、溶接部が健全であることを確認する。
- ・上記ハについて、機械試験確認（溶接施工法及び溶接士）において、溶接部が母材と同等以上の機械的強度を有することを確認する。また、非破壊試験検査を実施することにより、溶接部が健全であることを確認する。
- ・上記ニについて、溶接施工は、あらかじめ確認した溶接施工法に基づき、溶接士技能の確認を受けた者が実施する。

### 4. 耐圧試験に関する説明

#### (1) 耐圧試験の基本方針

試験研究用等原子炉施設に属する「機器」に対する耐圧試験については、「技術基準規則」第12条第2項に規定されており、安全機能の重要度に応じた適切な圧力で試験を行い、それに耐え、かつ、著しい漏えいがないことが要求される。

STACY施設の「機器」について、この要求事項に適合していることを確認するため、「旧技術基準規則」第7条の規定に係る細則として定められた「構造等の技術基準」を適用して重要なものの機器区分に応じた試験条件にて耐圧試験を実施し、それに

耐え、かつ、著しい漏えいがないことを工事期間中の適切な時期（申請書本文の工事フローシートに記載）に確認する。

なお、現行の「技術基準規則」第12条第2項の要求事項に施設時からの変更はないので、既存の「機器」の耐圧試験を改めて実施する必要はない。ただし、本申請で既存の「機器」の設計条件（最高使用圧力）が非保守側へ変更となる場合は、施設時の適用規格による耐圧試験を改めて実施し、それに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。

#### 5. 監視試験片に関する説明

試験研究用等原子炉施設に属する容器で中性子照射を受けて著しく材料劣化するおそれのあるものについては、「技術基準規則」第12条第3項で、その内部に監視試験片を備えることが要求される。

STACY施設には中性子照射を受けて著しく材料劣化するおそれのある容器はないため、説明は省略する。

#### 6. 安全弁等に関する説明

##### (1) 安全弁等の基本設計方針

試験研究用等原子炉施設への安全弁等の設置については、「技術基準規則」第13条に規定されており、安全機能の重要度に応じて、機器に作用する圧力の過度の上昇を防止する性能を有する安全弁等を必要な箇所に設置することが要求される。

STACY施設について、この要求事項に適合させるため、「旧技術基準規則」第7条の規定に係る細則として定められた「構造等の技術基準」を適用して、圧力の過度の上昇のおそれのある箇所に、取付け箇所の機器区分に応じて適合する材料及び適合する構造の安全弁等を設置する設計とする。

##### (2) 安全弁等の容量計算の基本方針

「技術基準規則」第13条の要求を受けるSTACY施設の安全弁等が十分な吹出し量を有することを確認するための容量計算の基本方針について説明する。

本申請で新たに施設するSTACY施設には、圧力の過度の上昇のおそれのある箇所はないため、第13条の要求を受ける安全弁等を必要としない。

「技術基準規則」第13条の要求事項に施設時からの変更はないので、既存の安全弁等の容量計算を改めて実施する必要はない。ただし、本申請で既存の安全弁等の設計条件（圧力条件、流体条件等）が非保守側へ変更となる場合は、施設時の適用規格「構造等の技術基準」（2安局(原規)第18号）による容量計算を改めて実施して、圧力の過度の上昇を防止する十分な吹き出し量を有することを確認する。

空白頁

## 添付書類

### Ⅲ－４－２ 耐圧強度計算書

- (1) 耐圧強度計算書作成の基本方針
- (2) 炉心タンクの耐圧強度計算書
- (3) 給排水系主配管の耐圧強度計算書
- (4) ダンプ槽の耐圧強度計算書

空白頁

## 添付書類

### Ⅲ－４－２－(1) 耐圧強度計算書作成の基本方針

## 目 次

1. 一般事項	
1.1 概 要	添Ⅲ-4-2-(1)-1
1.2 適用規格・基準	添Ⅲ-4-2-(1)-1
1.3 強度計算書の構成とその見方	添Ⅲ-4-2-(1)-2
1.4 単位の表示方法	添Ⅲ-4-2-(1)-2
1.5 数値のまるめ方	添Ⅲ-4-2-(1)-2
1.6 使用材料の表示方法	添Ⅲ-4-2-(1)-3
1.7 最小厚さ	添Ⅲ-4-2-(1)-3
2. 強度計算書の算式と記号	
2.1 開放タンクの胴の計算	添Ⅲ-4-2-(1)-4
2.2 開放タンクの底板の計算	添Ⅲ-4-2-(1)-5
2.3 開放タンクの管台の計算	添Ⅲ-4-2-(1)-7
2.4 開放タンクの胴の補強を要しない穴の径	添Ⅲ-4-2-(1)-7
2.5 開放タンクの胴の穴の補強計算	添Ⅲ-4-2-(1)-8
2.6 開放タンクの胴で2以上の穴が接近している場合の計算	添Ⅲ-4-2-(1)-11
3. フランジの強度計算	
3.1 記号の説明	添Ⅲ-4-2-(1)-12
3.2 フランジの計算	添Ⅲ-4-2-(1)-14

1. 一般事項

1.1 概要

本方針は、「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」（平成15年 文部科学省15科原安第13号、以下「構造等の技術基準」という。）に規定される「機器等の区分」を適用し、第4種容器として区分する容器のうち、開放タンクの強度計算に適用する。

1.2 適用規格・基準

強度計算は、構造等の技術基準を適用する。ただし、「告示501号」とあるのは、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME S NC1-2012）及び「発電用原子力設備規格 材料規格」（JSME S NJ1-2012）による。

構造等の技術基準に計算式の規定がないものについては、他の規格・基準等を適用して行う。

その対応は、表1-1に示すとおりである。

表1-1 強度計算書と構造等の技術基準各条項との対応

計 算 項 目	計 算 式	構造等の技術基準との対応				
		条	項	号	—	—
開放タンクの胴の計算	2. 1項参照	準用 15	2			
開放タンクの底板の計算	2. 2項参照	準用 15	6 7			
開放タンクの管台の計算	2. 3項参照	準用 15	8			
開放タンクの胴の補強を要しない穴の径	2. 4項参照	35	9			
開放タンクの胴の穴の補強計算	2. 5項参照	準用 15	5			
開放タンクの胴で2以上の穴が接近している場合の計算	2. 6項参照	準用 15	5			
フランジの計算	3. 2項参照	準用 15	9			
		(JIS B8265 附属書 I)				

### 1.3 強度計算書の構成とその見方

- (1) 強度計算書は、本方針と各容器の各強度計算書からなる。
- (2) 各容器の強度計算書では、胴の計算や鏡板の計算等において記号の説明を省略しているため、本方針の「記号の説明」の項を参照すること。

### 1.4 単位の表示方法

構造等の技術基準に定められている単位は、次のように表示する。

種 類	構造等の技術基準の表示	計算書の表示
圧 力	(MPa)	(MPa)
温 度	(°C)	(°C)
長 さ	(mm)、(m)	(mm)、(m)
応 力	(N/mm <sup>2</sup> )	(MPa)
力	(N)	(N)
面 積	(mm <sup>2</sup> )	(mm <sup>2</sup> )
モーメント	(N・mm)	(N-mm)
角 度	(° )	(° )
慣性モーメント	(mm <sup>4</sup> )	(mm <sup>4</sup> )

### 1.5 数値のまるめ方

表示する数値のまるめ方は、下表に示すとおりとする。

数値の種類	単位	処理桁	処理方法	表示桁
圧 力	(MPa)	小数点以下第3位	四捨五入	小数点以下第2位
温 度	(°C)	—	—	整 数 位
許容応力	(MPa)	小数点以下第1位	切り捨て	整 数 位
必要厚さ	(mm)	小数点以下第3位	切り上げ	小数点以下第2位
長 さ	(mm) (m)*	小数点以下第3位	四捨五入	小数点以下第2位 *開放タンクの(m)表示についても同様 ただし、ボルト谷径については第3位
面 積	(mm <sup>2</sup> )	有効数字第5桁	四捨五入	有効数字第4桁
力	(N)	有効数字第5桁	四捨五入	有効数字第4桁

数値の種類	単位	処理桁	処理方法	表示桁
モーメント	(N-mm)	有効数字第5桁	四捨五入	有効数字第4桁
角 度	(°)	小数点以下第2位	四捨五入	小数点以下第1位
慣性モーメント	(mm <sup>4</sup> )	有効数字第5桁	四捨五入	有効数字第4位
そ の 他	適 宜	適 宜	四捨五入	適 宜

## 1.6 使用材料の表示方法

使用材料は、次の要領に従い表示するものとする。

(1) JISに定める材料記号による表示とする。JISに材料記号のないものは、構造等の技術基準の記号を表示する。JIS及び構造等の技術基準に材料記号がないものについては、材料名称及び種類を呼び名等で表示する。

(2) 管の許容引張応力の値が継目無管、電気抵抗溶接管及び自動アーク溶接管等、製造方法により異なる場合は、材料記号の後に“—”を入れ、その製法による記号を付記して表示する。

(例) STPT410-S (継目無管の場合)

(3) 使用する厚さ、径等によって許容引張応力の値が異なる場合、材料記号の後に該当する厚さ、径等の範囲を付記して表示する。ただし、最小値を使用する場合は、付記を要しないものとする。

(例) S45C 直径40mm以下

(4) 熱処理によって許容引張応力の値が異なる場合、材料記号の後にJISに定める熱処理記号を付記して表示する。

(例) SUS630 H1075 (固溶化熱処理後570～590℃空冷の場合)

(5) 外国規格の材料を使用する場合で、JISに相当材がある場合は、次のように表示する。

(例) SCM3相当 (ASME SA387-G11)

## 1.7 最小厚さ

強度計算書に記載する最小厚さは、呼び厚さからJIS公差及び加工減公差を差し引いた値とする。

## 2. 強度計算書の算式と記号

第4種容器のうち、開放タンクの強度計算書に用いる算式と記号を以下に定める。

### 2.1 開放タンクの胴の計算

第4種容器（開放タンク）については、構造等の技術基準第35条第1項により、第15条第2項（第2号中の「第7条第4項」は「第35条第2項」に読み替える。）を準用する。

#### (1) 算式

開放タンクの胴に必要な厚さは、次に掲げる値のいずれか大きい値（内張り用のものにあつては(i)に掲げる値）以上とする。

(i) 基準上必要な厚さ： $t_1$

炭素鋼鋼板又は低合金鋼鋼板で作られた場合は3mm、その他の材料で作られた場合は1.5mmとする。

(ii) 胴の計算上必要な厚さ： $t_2$

$$t_2 = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

(iii) 胴の内径に応じて必要な厚さ： $t_3$

胴の内径が5mを超えるものについては、胴の内径の区分に応じ、以下の表より求めた胴の厚さとする。

胴の内径の区分 (m)	胴の厚さ (mm)
5を超え16未満	4.5
16を超え35未満	6
35を超え60未満	8
60を超えるもの	10

#### (2) 記号の説明

構造等の技術基準の記号	計算書の記号	表示内容	単位
Di	Di	胴の内径	m
H	H	水頭	m
S	S	最高使用温度における材料の許容引張応力	MPa
—	$t_s$	胴の最小厚さ	mm
—	$t_{so}$	胴の呼び厚さ	mm
—	$t_1$	胴の基準上必要な最小厚さ	mm
t	$t_2$	胴の計算上必要な厚さ	mm
—	$t_3$	胴の内径に応じた必要厚さ	mm
—	t	$t_1, t_2, t_3$ のいずれか大きい値	mm
$\eta$	$\eta$	長手継手の効率 (構造等の技術基準第35条第2項で規定)	—
$\rho$	$\rho$	液体の比重、ただし1未満の場合は1とする	—

(3) 評価

胴の最小厚さ ( $t_s$ )  $\geq$  胴に必要な厚さ ( $t$ ) ならば十分である。

2.2 開放タンクの底板の計算

第4種容器（開放タンク）については、構造等の技術基準第35条第1項により、第15条第6項、第7項を準用する。

(1) 形状の制限

次のいずれかであること。ただし、内張り用のものにあつてはこの限りではない。

(i) 平 板

(ii) 構造等の技術基準第8条第1項に規定されている次に掲げる鏡板であること。

一 さら形であつて、次に適合するもの。

イ 外径が中央部における内面の半径以上であること。

ロ すみの丸みの内半径が厚さの3倍以上であり、かつ、外径の0.06倍（50mm未満の場合は、50mm）以上であること。

二 全半球形

三 半だ円形であつて、内面における長径と短径との比が2以下であるもの。

四 円すい形であつて、すその丸みの内半径が厚さの3倍以上であり、かつ、外径の0.06倍以上であるもの。

(2) 算式

開放タンクの底板の厚さは、次に掲げる値のうちいずれか大きい値以上とする。

(i) 地面、基礎等に直接接触する場合： $t_{bm} = 3\text{mm}$

(ii) 上記以外の場合

(a) 平板の場合に必要な厚さは、次の計算式により計算した値以上であること。  
(第9条第1項に規定する値。)

$$t = d \sqrt{\frac{KP}{S}}$$

(b) さら形鏡板であつて中低面に圧力を受けるものにあつては、次の計算式により計算した値以上であること。この場合、フランジ部にあつては、鏡板が取り付けられる胴について、2.2の規定に準じて求めた計算上必要な厚さ以上とする。(第8条第2項に規定する値。)

$$t = \frac{PRW}{2S\eta - 0.2P}$$

$W$  は、さら形鏡板の形状による係数で次の計算式により計算した値

$$W = \frac{1}{4} \left( 3 + \sqrt{\frac{R}{r}} \right)$$

ここで、(a)、(b)における最高使用圧力 $P$ は次式による。

$$P = 9.80665 \times 10^{-3} H\rho$$

## (3) 記号の説明

構造等の 技術基準の 記号	計算書の 記号	表 示 内 容	単 位
d	d	平板の取付け方法に応じた当該平板の径又は 最小内のり	mm
H	H	水 頭	m
K	K	平板の取付け方法による係数 (構造等の技術基準第9条第1項による)	—
—	D <sub>oc</sub>	鏡板の外径	mm
R	R	鏡板の中央部における内面の半径	mm
r	r	さら形鏡板のすみの丸みの内半径	mm
S	S	最高使用温度における材料の許容引張応力	MPa
—	t <sub>b</sub>	底板の最小厚さ	mm
—	t <sub>bm</sub>	底板の基準上必要な厚さ	mm
—	t <sub>bo</sub>	底板の呼び厚さ	mm
t	t	底板の計算上必要な厚さ	mm
η	η	継手の効率 (構造等の技術基準第35条第2項で規定)	—
—	t <sub>s</sub>	フランジ部の最小厚さ	mm
—	t <sub>so</sub>	フランジ部の呼び厚さ	mm
—	t <sub>1</sub>	胴の基準上必要な最小厚さ	mm
t	t <sub>2</sub>	胴の計算上必要な厚さ	mm
—	t <sub>3</sub>	胴の内径に応じた必要厚さ	mm
—	t <sub>f</sub>	t <sub>1</sub> , t <sub>2</sub> , t <sub>3</sub> のいずれか大きい値	mm
ρ	ρ	液体の比重、ただし1未満の場合は1とする	—

## (4) 評価

底板の最小厚さ (t<sub>b</sub>) ≥ 底板に必要な厚さ (t, t<sub>bm</sub>) ならば十分である。

鏡板にあっては、さらに、

フランジ部の最小厚さ (t<sub>s</sub>) ≥ 胴に必要な厚さ (t<sub>f</sub>) ならば十分である。

### 2.3 開放タンクの管台の計算

第4種容器（開放タンク）については、構造等の技術基準第35条第1項により、第15条第8項を準用する。

#### (1) 算式

開放タンクの管台に必要な厚さは、次に掲げる値のうちいずれか大きい値以上とする。

(i) 管台の計算上必要な値： $t_1$ （第15条第2項第2号の規定に準じた値）

$$t_1 = \frac{10^{-3} DiH\rho}{0.204S\eta}$$

(ii) 基準上必要な厚さ： $t_2$

管の外径に応じ、以下の表より求めた管の厚さとする。

管台の外径 (mm)	管台の厚さ (mm)
25未満	1.4
25以上 38未満	1.7
38以上 45未満	1.9
45以上 57未満	2.2
57以上 64未満	2.4
64以上 82未満	2.7
82以上	3.5

#### (2) 記号の説明

構造等の技術基準の記号	計算書の記号	表示内容	単位
Di	Di	管台の内径	mm
H	H	水 頭	m
S	S	最高使用温度における材料の許容引張応力	MPa
—	$t_n$	管台の最小厚さ	mm
—	$t_{no}$	管台の呼び厚さ	mm
t	$t_1$	管台の計算上必要な厚さ	mm
—	$t_2$	管台の基準上必要な厚さ	mm
—	t	$t_1$ , $t_2$ のいずれか大きい値	mm
$\eta$	$\eta$	長手継手の効率 (構造等の技術基準第35条第2項で規定)	—
$\rho$	$\rho$	液体の比重、ただし1未満の場合は1とする	—

#### (3) 評価

管台の最小厚さ ( $t_n$ )  $\geq$  管台に必要な厚さ (t) ならば十分である。

### 2.4 開放タンクの胴の補強を要しない穴の径

第4種容器（開放タンク）については、構造等の技術基準第35条第9項第2号を適用し、穴の径（円形の穴にあつては直径、楕円形の穴にあつては長径をいう。）が85mm以下の場合は補強を要しない。

## 2.5 開放タンクの胴の穴の補強計算

第4種容器（開放タンク）については、構造等の技術基準第35条第1項により、第15条第5項を準用し、第7条第7項の規定に準じて穴の補強計算を行う。

ここで、継目のない胴板の計算上必要な厚さ $t_{sr}$ 及び管台の計算上必要な厚さ $t_{nr}$ は、次式による。

$$t_{sr}, t_{nr} = \frac{PD_i}{2S - 1.2P}$$

ここで、最高使用圧力 $P$ は次式による。

$$P = 9.80665 \times 10^{-3} H\rho$$

### (1) 穴の補強（円筒形の場合）

#### (i) 補強に必要な面積（管台の一部分が胴の部分となっている場合）

管台の一部分が胴の部分となっている場合

$$A_r = dt_{sr}F + 2\left(1 - \frac{S_n}{S_s}\right)t_{sr}Ft_n$$

( $S_n/S_s > 1$ の場合は $S_n/S_s = 1$ とする。以下同じ)

#### (ii) 補強に有効な範囲

$$X = X_1 + X_2$$

$$X_1 = X_2 = \max(d, d/2 + t_s + t_n)$$

$$Y_1 = \min(2.5t_s, 2.5t_n + t_e)$$

$$Y_2 = \min(2.5t_s, 2.5t_n)$$

#### (iii) 補強に有効な面積

##### (a) 胴の部分の補強に有効な面積（管台の一部分が胴の部分となっている場合）

$$A_1 = (\eta t_s - Ft_{sr})(X - d) - 2t_n\left(1 - \frac{S_n}{S_s}\right)(\eta t_s - Ft_{sr})$$

##### (b) 管台の部分の補強に有効な面積（管台が胴の内側に突出している場合）

$$A_2 = 2\{(t_n - t_{nr})Y_1 + t_n Y_2\} \frac{S_n}{S_s}$$

##### (c) すみ肉溶接の部分の補強に有効な面積

$$A_3 = L_1^2 + L_2^2 + L_3^2$$

##### (d) 強め板の部分の補強に有効な面積

$$A_4 = \{\min(B_e, X) - D_{on}\} t_e \frac{S_e}{S_s} \quad (S_e/S_s > 1 \text{の場合は } S_e/S_s = 1 \text{とする。})$$

##### (e) 補強に有効な総面積

$$A_0 = A_1 + A_2 + A_3 + A_4$$

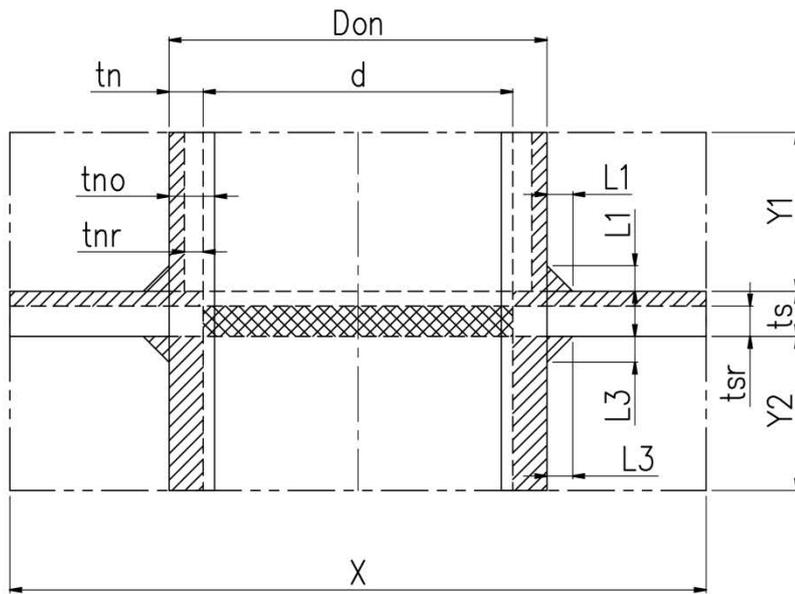
## (2) 記号の説明

構造等の 技術基準の 記号	計算書の 記号	表示内容	単位
d	d	穴の径	mm
t <sub>s</sub>	t <sub>s</sub>	胴板の最小厚さ	mm
t <sub>n</sub>	t <sub>n</sub>	管台の最小厚さ	mm
F	F	穴の断面が長手軸となす角度に応じた係数 (構造等の技術基準第7条第7項で規定)	—
—	D <sub>on</sub>	管台の外径	mm
D <sub>i</sub>	D <sub>i</sub>	胴の内径、管台の内径	mm
H	H	水 頭	m
P	P	最高使用圧力 (9.80665×10 <sup>-3</sup> Hρ)	MPa
t <sub>sr</sub>	t <sub>sr</sub>	継目のない胴板の計算上必要な厚さ	mm
t <sub>nr</sub>	t <sub>nr</sub>	管台の計算上必要な厚さ	mm
A <sub>r</sub>	A <sub>r</sub>	穴の補強に必要な面積	mm <sup>2</sup>
—	X <sub>1</sub>	補強の有効範囲	mm
—	X <sub>2</sub>	補強の有効範囲	mm
—	X	補強の有効範囲	mm
—	Y <sub>1</sub>	補強の有効範囲	mm
—	Y <sub>2</sub>	補強の有効範囲	mm
t <sub>e</sub>	t <sub>e</sub>	強め板の最小厚さ	mm
—	B <sub>e</sub>	強め板の外径	mm
—	L <sub>1</sub>	溶接の脚長 (図2-1参照)	mm
—	L <sub>2</sub>	溶接の脚長	mm
—	L <sub>3</sub>	溶接の脚長	mm
A	A <sub>1</sub>	胴板の有効補強面積	mm <sup>2</sup>
—	A <sub>2</sub>	管台の有効補強面積	mm <sup>2</sup>
—	A <sub>3</sub>	すみ肉溶接部の有効補強面積	mm <sup>2</sup>
—	A <sub>4</sub>	強め板の有効補強面積	mm <sup>2</sup>
—	A <sub>0</sub>	補強に有効な総面積	mm <sup>2</sup>
S	S <sub>s</sub>	胴板の許容引張応力	MPa
S	S <sub>n</sub>	管台の許容引張応力	MPa
—	S <sub>e</sub>	強め板の許容引張応力	MPa
η	η	穴が長手継手を通る場合は第35条第2項に規 定する効率、その他の場合は1	—
ρ	ρ	液体の比重、ただし1未満の場合は1とする	—

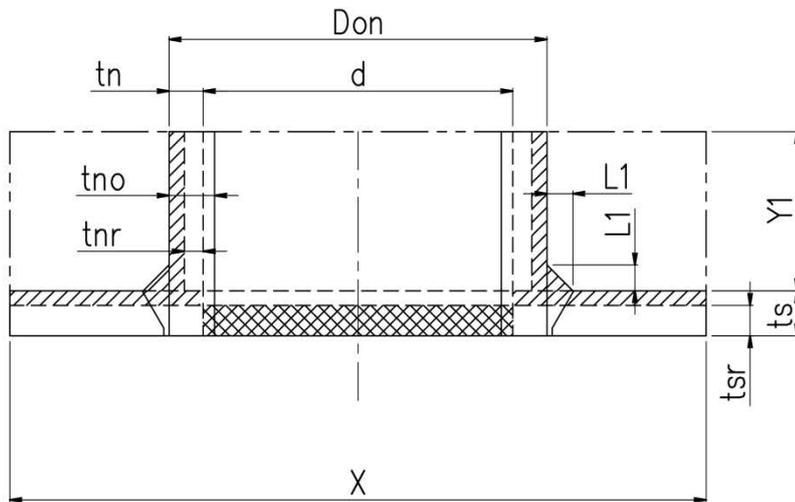
## (3) 評価

胴の穴の補強は、以下の条件を満足すれば十分である。

$$A_0 > A_r$$



(炉心タンク)



(ダンプ槽)

 補強に有効な面積

 補強に必要な面積

図2-1 管台取付図

## 2.6 開放タンクの胴で2以上の穴が接近している場合の計算

第4種容器（開放タンク）については、構造等の技術基準第35条第1項により、第15条第5項を準用し、第7条第7項第2号の規定に準じて計算する。

(1) 穴を補強する場合において、2以上の穴が接近しているためそれぞれの補強に有効な範囲が重なり合うときは、次によること。

(i) 重なり合う部分の面積は、2以上の穴の補強に有効な面積としないこと。

(ii) 隣接する2つの穴の中心間の距離( $l$ )と穴の間の補強に有効な範囲の面積( $A_{rs}$ )は、それぞれ次の式により算出した値以上であること。

$$d = 1.5 \left( \frac{d_1 + d_2}{2} \right)$$

$$A_r = 0.5(A_{r1} + A_{r2})$$

(iii) 隣接する2つの穴の間の胴の断面積（胴板内に溶着された管壁を含む）は、次の式により算出した値以上であること。

$$A_s = 0.7 \ell t_{sr} F$$

### (2) 記号の説明

構造等の技術基準の記号	計算書の記号	表示内容	単位
—	$A_d$	2つの穴の間の胴の断面積 (胴板内に溶着された管壁を含む)	$\text{mm}^2$
—	$A_r$	2つの穴の補強に必要な面積の50% ( $A_{r1}$ と $A_{r2}$ の和の1/2)	$\text{mm}^2$
—	$A_{rs}$	2つの穴の間にある補強に有効な範囲の面積	$\text{mm}^2$
—	$A_{r1}, A_{r2}$	2つの穴のそれぞれの補強に必要な面積	$\text{mm}^2$
$A_s$	$A_s$	2つの穴の間の胴の最小断面積	$\text{mm}^2$
—	$A_1$	2つの穴の間及び強め板の断面積の和	$\text{mm}^2$
—	$A_2$	2つの穴の間の胴板内に溶着された管壁の断面積	$\text{mm}^2$
—	$d$	2つの穴の径の平均値の1.5倍	mm
—	$d_1, d_2$	2つの穴のそれぞれの直径	mm
$F$	$F$	係数 (2.5に定めるところによる。)	—
$\ell$	$\ell$	2つの穴の中心間の距離	mm
$t_{sr}$	$t_{sr}$	継目のない胴板の計算上必要な厚さ (2.5に定めるところによる。)	mm
—	$t_1, t_2$	2つの穴のそれぞれの管壁の厚さ	mm

### (3) 評価

2以上の穴が接近しているためそれぞれの補強に有効な範囲が重なり合うときは、以下の条件を満足すれば十分である。

$$\ell \geq d, \quad A_{rs} \geq A_r, \quad A_d \geq A_s$$

### 3. フランジの強度計算

第4種容器（開放タンク）については、構造等の技術基準第35条第1項により、第13条第1項を準用し、JIS B 2238(1996)「鋼製管フランジ通則」またはJIS B 2220(2004)「鋼製管フランジ」（材料に係る部分を除く）に適合するものでなければならない。ただし、応力計算を行って必要な強度を有することが明らかである場合は、この限りでない。

#### 3.1 記号の説明

JISの記号	計算書の記号	表示内容	単位
A	A	フランジの外径	mm
A <sub>b</sub>	A <sub>b</sub>	使用するボルトの総有効断面積	mm <sup>2</sup>
A <sub>d</sub>	A <sub>d</sub>	ボルト穴の中心円の周長に占めるボルト穴の比	—
a	a	形状係数で、次の式による $a = \frac{A + C}{B}$	—
B	B	フランジの内径	mm
C	C	ボルト穴の中心円の直径	mm
D	D	ボルト穴の直径	mm
E	E	設計温度におけるフランジ材料の縦弾性係数	MPa
F'	F'	係数(カテゴリ3の場合 F'=0)	—
G	G	ガスケット反力の作用する位置の直径 (ガスケット接触面の平均径)	mm
g <sub>0</sub>	g <sub>0</sub>	ハブ先端の厚さ	mm
g <sub>1</sub>	g <sub>1</sub>	フランジ背面のハブの厚さ	mm
H	H	内圧によってフランジに加わる荷重	N
H <sub>c</sub>	H <sub>c</sub>	フランジの接触反力	N
H <sub>D</sub>	H <sub>D</sub>	内圧によってフランジの内径面に加わる荷重 で、次の式による $H_D = \frac{\pi}{4} B^2 P$	N
H <sub>G</sub>	H <sub>G</sub>	ガスケット荷重。ただし、ガスケットの締付荷重及びセルフシールによって生じる軸方向荷重が無視できない特殊な形状の場合を除いてH <sub>G</sub> =0とする。	N
H <sub>T</sub>	H <sub>T</sub>	内圧によってフランジに加わる荷重とフランジの内径面に加わる荷重との差で、次の式による $H_T = H - H_D$	N
h <sub>c</sub>	h <sub>c</sub>	ボルト穴の中心円からH <sub>c</sub> 作用点までの半径方向の距離（ボルト締付荷重を管理せずに通常のレンチでボルトを締め付ける場合は、h <sub>c</sub> =h <sub>cmax</sub> とする。）	mm
h <sub>cmax</sub>	h <sub>cmax</sub>	h <sub>c</sub> の最大値	mm
h <sub>D</sub>	h <sub>D</sub>	ボルト穴の中心円からH <sub>D</sub> 作用点までの半径方向の距離（計算式は表3-1参照）	mm

JISの記号	計算書の記号	表示内容	単位
$h_G$	$h_G$	ボルト穴の中心円から $H_G$ 作用点までの半径方向の距離 (計算式は表3-1参照)	mm
$h_T$	$h_T$	ボルト穴の中心円から $H_T$ 作用点までの半径方向の距離 (計算式は表3-1参照)	mm
$J_P$	$J_P$	係数	—
$M_P$	$M_P$	内圧荷重によるモーメントとガスケット荷重によるモーメントとの和	N-mm
$M_S$	$M_S$	フランジリングとハブとの相互作用に基づくフランジモーメント (クラス1、カテゴリ3の場合 $M_S=0$ )	N-mm
$n$	$n$	ボルト本数	—
$R$	$R$	ボルト穴の中心円からハブとフランジ背面との交点までの半径方向の距離で、次の式による $R = \frac{C-B}{2} - g_1$	mm
$r_B$	$r_B$	ボルト穴のたわみ性の係数で、次の式による $r_B = \frac{1}{n} \left( \frac{4}{\sqrt{1-A_d^2}} \tan^{-1} \sqrt{\frac{1+A_d}{1-A_d}} - \pi - 2A_d \right)$	—
$t$	$t$	フランジの厚さ	mm
$W_{m1}$	$W_{m1}$	使用状態での必要ボルト荷重	N
$\beta$	$\beta$	形状係数で、次の式による $\beta = \frac{C+B}{2B}$	—
$\sigma_b$	$\sigma_b$	設計温度におけるボルト材料の許容引張応力	MPa
$\sigma_{b0}$	$\sigma_{b0}$	使用状態でのボルトの応力	MPa
$\sigma_f$	$\sigma_f$	設計温度におけるフランジ材料の許容引張応力	MPa
$\sigma_R$	$\sigma_R$	フランジの径方向応力	MPa
$\sigma_T$	$\sigma_T$	フランジの周方向応力	MPa
$\theta_B$	$\theta_B$	フランジの内径端におけるフランジ面の傾き	rad

### 3.2 フランジの計算

JIS B 8265「附属書I 金属面接触フランジ」を適用する。フランジ形式及び各部の記号はJIS B 8265 附属書I図I.1～3を参照のこと。

なお、設計圧力及び設計温度は、基準における最高使用圧力及び最高使用温度とする。

#### (1) クラス1、カテゴリ3フランジの計算

金属面接触フランジのうち、クラス1、カテゴリ3フランジの計算は次による。

フランジリングとハブとの相互作用によるフランジのモーメント

$$M_S = 0$$

フランジ内径部の傾きとフランジ材料の縦弾性係数との積

$$E\theta_B = \frac{5.46}{\pi^3}(J_P M_P)$$

ここで、

$$J_P = \frac{1}{B} \left[ \frac{h_D}{\beta} + \frac{h_C}{a} \right] + \pi r_B$$

$$M_P = H_D h_D + H_T h_T + H_G h_G$$

である。

フランジの接触反力

$$H_C = \frac{M_P + M_S}{h_C}$$

使用状態での必要ボルト荷重

$$W_{m1} = H + H_G + H_C$$

ここで、

$$H = \frac{\pi}{4} G^2 P$$

$$H_G = 0$$

である。

使用状態でのボルトの応力

$$\sigma_{b0} = \frac{W_{m1}}{A_b}$$

ボルト穴の中心円の位置におけるフランジの径方向応力

$$\sigma_{R1} = \frac{6(M_P + M_S)}{t^2(\pi C - nD)}$$

内径におけるフランジの径方向応力

$$\sigma_{R2} = 0$$

内径におけるフランジの周方向応力

$$\sigma_T = \frac{tE\theta_B}{B}$$

ハブの軸方向応力

$$\sigma_H = 0$$

(2) フランジ及びボルトの応力に対する許容値

フランジ及びボルトの応力に対する許容値は、次の(i)～(iii)による。

(i) 使用状態でのボルトの応力の許容値

$$\sigma_{b0} \leq \sigma_b$$

(ii) フランジの径方向応力の許容値

$$\sigma_R \leq \sigma_f \quad (\sigma_R \text{は(1)で算出するすべての} \sigma_R)$$

(iii) フランジの周方向応力の許容値

$$\sigma_T \leq \sigma_f$$

表3-1 フランジ荷重に対するモーメントアーム

フランジの形式	$h_D$	$h_G$	$h_T$
ルーズ形フランジ	$\frac{C-B}{2}$	$\frac{C-G}{2}$	$\frac{h_D + h_G}{2}$

空白頁

添付書類

Ⅲ－４－２－(2) 炉心タンクの耐圧強度計算書

## 目 次

1. 設計条件	添Ⅲ-4-2-(2)-1
2. 計算方法	添Ⅲ-4-2-(2)-1
3. 強度計算	添Ⅲ-4-2-(2)-2
3. 1 開放タンクの胴の厚さの計算	添Ⅲ-4-2-(2)-3
3. 2 開放タンクの底板の厚さの計算	添Ⅲ-4-2-(2)-5
3. 3 開放タンクの管台の厚さの計算	添Ⅲ-4-2-(2)-6
3. 4 開放タンクの胴の補強を要しない穴の最大径の計算	添Ⅲ-4-2-(2)-14
3. 5 開放タンクの穴の補強計算	添Ⅲ-4-2-(2)-15
3. 6 開放タンクの胴で2以上の穴が接近している場合の計算	添Ⅲ-4-2-(2)-19
3. 7 フランジの計算	添Ⅲ-4-2-(2)-20

## 1. 設計条件

- |            |             |
|------------|-------------|
| (1) 機器等の区分 | 第4種容器       |
| (2) 最高使用圧力 | 静水頭 (2.00m) |
| (3) 最高使用温度 | 80℃         |
| (4) 液体の比重  | 1.00        |

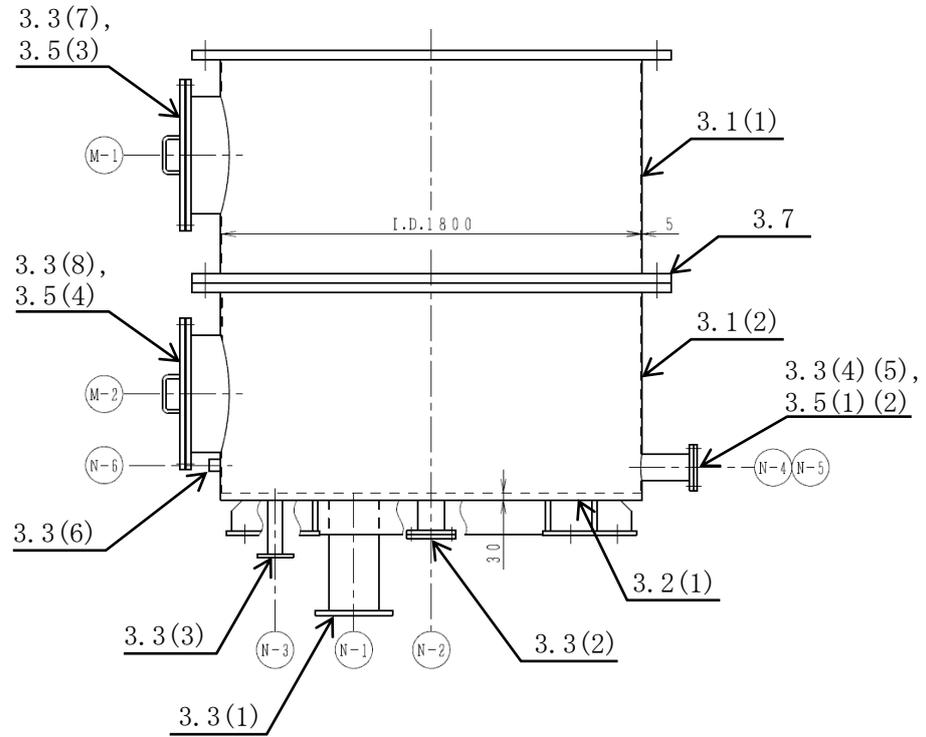
## 2. 計算方法

本計算書は、添付書類Ⅲ-4-2-(1)「耐圧強度計算書作成の基本方針」（以下「基本方針」という。）に基づいて計算を行う。

なお、本計算書においては、基本方針で定義された記号を使用する。

### 3. 強度計算

概要図に強度計算箇所を示す。



図中の番号は次ページ以降の  
計算項目番号を示す。

図 3-1 概要図

3. 1 開放タンクの胴の厚さの計算

構造等の技術基準 第 15 条第 2 項 (準用)

胴板名称			(1) 上部胴板
材料			SUS304
水頭	H	(m)	2.00
最高使用温度			(°C) 80
胴の内径	$D_i$	(m)	1.80
液体の比重	$\rho$		1.00
許容引張応力	S	(MPa)	137
継手効率	$\eta$		0.60
継手の種類			裏当金を使用しない 突合せ片側溶接
放射線透過試験			無し
基準上必要な厚さ	$t_1$	(mm)	1.50
計算上必要な厚さ	$t_2$	(mm)	0.22
内径に応じた必要厚さ	$t_3$	(mm)	-
$t_1, t_2, t_3$ の大きい値	t	(mm)	1.50
呼び厚さ	$t_{so}$	(mm)	5.00
最小厚さ	$t_s$	(mm)	3.43
評価： $t_s > t$ ，よって十分である。			

構造等の技術基準 第 15 条第 2 項 (準用)

胴板名称			(2) 下部胴板
材料			SUS304
水頭	H	(m)	2.00
最高使用温度			(°C) 80
胴の内径	$D_i$	(m)	1.80
液体の比重	$\rho$		1.00
許容引張応力	S	(MPa)	137
継手効率	$\eta$		0.60
継手の種類			裏当金を使用しない 突合せ片側溶接
放射線透過試験			無し
基準上必要な厚さ	$t_1$	(mm)	1.50
計算上必要な厚さ	$t_2$	(mm)	0.22
内径に応じた必要厚さ	$t_3$	(mm)	-
$t_1, t_2, t_3$ の大きい値	t	(mm)	1.50
呼び厚さ	$t_{so}$	(mm)	5.00
最小厚さ	$t_s$	(mm)	3.43
評価： $t_s > t$ ，よって十分である。			

3. 2 開放タンクの底板の厚さの計算

(イ) 構造等の技術基準 第 15 条第 6 項 (準用)

底板の形状： 平板

地面、基礎に直接接触する場合：該当せず

(ロ) 構造等の技術基準 第 15 条第 7 項

平板名称		(1) 底板
材料		SUS304
平板の径	d (mm)	1800
水頭	H (m)	2.00
液体の比重	$\rho$	1.00
最高使用圧力	P (MPa)	0.02
最高使用温度	( $^{\circ}$ C)	80
許容引張応力	S (MPa)	137
平板の取付方法		(i)
取付方法による係数	K	0.33
基準上必要な厚さ	$t_{bm}$ (mm)	—
計算上必要な厚さ	t (mm)	12.50
呼び厚さ	$t_{b0}$ (mm)	30.00
最小厚さ	$t_b$ (mm)	27.70
評価： $t_b > (t, t_{bm})$ ，よって十分である。		

### 3. 3 開放タンクの管台の厚さの計算

構造等の技術基準第 15 条第 8 項（第 2 項第 2 号準用）

管台名称			(1) 給排水口 (N-1)
材料			SUS304TP-S
水頭	H	(m)	2.00
最高使用温度			(°C) 80
管台の内径	$D_i$	(mm)	203.30
管台の外径	$D_o$	(mm)	216.30
液体の比重	$\rho$		1.00
許容引張応力	S	(MPa)	137
継手効率	$\eta$		1.00
継手の種類			継手無し
放射線透過試験			—
計算上必要な厚さ	$t_1$	(mm)	0.02
基準上必要な厚さ	$t_2$	(mm)	3.50
$t_1, t_2$ の大きい値	t	(mm)	3.50
呼び厚さ	$t_{no}$	(mm)	6.50
最小厚さ	$t_n$	(mm)	5.18
評価： $t_n > t$ ， よって十分である。			

構造等の技術基準第 15 条第 8 項（第 2 項第 2 号準用）

管台名称			(2) 実験用装荷物取付口 (N-2)
材料			SUS304TP-S
水頭	H	(m)	2.00
最高使用温度			(°C) 80
管台の内径	$D_i$	(mm)	102.30
管台の外径	$D_o$	(mm)	114.30
液体の比重	$\rho$		1.00
許容引張応力	S	(MPa)	137
継手効率	$\eta$		1.00
継手の種類			継手無し
放射線透過試験			—
計算上必要な厚さ	$t_1$	(mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$	(mm)	3.50
$t_1, t_2$ の大きい値	t	(mm)	3.50
呼び厚さ	$t_{no}$	(mm)	6.00
最小厚さ	$t_n$	(mm)	4.75
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。			

構造等の技術基準第 15 条第 8 項（第 2 項第 2 号準用）

管台名称	(3) サーボ型水位計口 (N-3)	
材料	SUS304TP-S	
水頭	H (m)	2.00
最高使用温度	(°C)	80
管台の内径	$D_i$ (mm)	52.70
管台の外径	$D_o$ (mm)	60.50
液体の比重	$\rho$	1.00
許容引張応力	S (MPa)	137
継手効率	$\eta$	1.00
継手の種類	継手無し	
放射線透過試験	—	
計算上必要な厚さ	$t_1$ (mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$ (mm)	2.40
$t_1, t_2$ の大きい値	t (mm)	2.40
呼び厚さ	$t_{no}$ (mm)	3.90
最小厚さ	$t_n$ (mm)	2.91
評価： $t_n > t$ ， よって十分である。		

構造等の技術基準第 15 条第 8 項（第 2 項第 2 号準用）

管台名称			(4) 中性子源案内口 (1) (N-4)
材料			SUS304TP-S
水頭	H	(m)	2.00
最高使用温度			(°C) 80
管台の内径	$D_i$	(mm)	102.30
管台の外径	$D_o$	(mm)	114.30
液体の比重	$\rho$		1.00
許容引張応力	S	(MPa)	137
継手効率	$\eta$		1.00
継手の種類			継手無し
放射線透過試験			—
計算上必要な厚さ	$t_1$	(mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$	(mm)	3.50
$t_1, t_2$ の大きい値	t	(mm)	3.50
呼び厚さ	$t_{no}$	(mm)	6.00
最小厚さ	$t_n$	(mm)	4.75
評価： $t_n > t$ ， よって十分である。			

構造等の技術基準第 15 条第 8 項（第 2 項第 2 号準用）

管台名称			(5) 中性子源案内口 (2) (N-5)
材料			SUS304TP-S
水頭	H	(m)	2.00
最高使用温度			(°C) 80
管台の内径	$D_i$	(mm)	102.30
管台の外径	$D_o$	(mm)	114.30
液体の比重	$\rho$		1.00
許容引張応力	S	(MPa)	137
継手効率	$\eta$		1.00
継手の種類			継手無し
放射線透過試験			—
計算上必要な厚さ	$t_1$	(mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$	(mm)	3.50
$t_1, t_2$ の大きい値	t	(mm)	3.50
呼び厚さ	$t_{no}$	(mm)	6.00
最小厚さ	$t_n$	(mm)	4.75
評価： $t_n > t$ ， よって十分である。			

構造等の技術基準第 15 条第 8 項（第 2 項第 2 号準用）

管台名称			(6) 温度計取付座 (N-6)
材料			SUS304
水頭	H	(m)	2.00
最高使用温度			(°C) 80
管台の内径	$D_i$	(mm)	30.50
管台の外径	$D_o$	(mm)	50.00
液体の比重	$\rho$		1.00
許容引張応力	S	(MPa)	137
継手効率	$\eta$		1.00
継手の種類			継手無し
放射線透過試験			—
計算上必要な厚さ	$t_1$	(mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$	(mm)	2.20
$t_1, t_2$ の大きい値	t	(mm)	2.20
呼び厚さ	$t_{no}$	(mm)	9.75
最小厚さ	$t_n$	(mm)	8.75
評価： $t_n > t$ ， よって十分である。			

構造等の技術基準第 15 条第 8 項（第 2 項第 2 号準用）

管台名称			(7) 上部マンホール (M-1)
材料			SUS304
水頭	H	(m)	2.00
最高使用温度			(°C) 80
管台の内径	$D_i$	(mm)	496.00
管台の外径	$D_o$	(mm)	508.00
液体の比重	$\rho$		1.00
許容引張応力	S	(MPa)	137
継手効率	$\eta$		0.60
継手の種類	裏当金を使用しない 突合せ片側溶接		
放射線透過試験	無し		
計算上必要な厚さ	$t_1$	(mm)	0.05
基準上必要な厚さ	$t_2$	(mm)	3.50
$t_1, t_2$ の大きい値	t	(mm)	3.50
呼び厚さ	$t_{no}$	(mm)	6.00
最小厚さ	$t_n$	(mm)	4.82
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。			

構造等の技術基準第 15 条第 8 項（第 2 項第 2 号準用）

管台名称			(8) 下部マンホール (M-2)
材料			SUS304
水頭	H	(m)	2.00
最高使用温度			(°C) 80
管台の内径	$D_i$	(mm)	496.00
管台の外径	$D_o$	(mm)	508.00
液体の比重	$\rho$		1.00
許容引張応力	S	(MPa)	137
継手効率	$\eta$		0.60
継手の種類	裏当金を使用しない 突合せ片側溶接		
放射線透過試験	無し		
計算上必要な厚さ	$t_1$	(mm)	0.05
基準上必要な厚さ	$t_2$	(mm)	3.50
$t_1, t_2$ の大きい値	t	(mm)	3.50
呼び厚さ	$t_{no}$	(mm)	6.00
最小厚さ	$t_n$	(mm)	4.82
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。			

3. 4 開放タンクの胴の補強を要しない穴の最大径の計算

構造等の技術基準 第 35 条第 9 項

胴板名称	(1) 上部胴板
補強の計算を要する 85mm を超える穴の名称	上部マンホール (M-1)

胴板名称	(2) 下部胴板
補強の計算を要する 85mm を超える穴の名称	中性子源案内口 (1) (N-4) 中性子源案内口 (2) (N-5) 下部マンホール (M-2)
補強の計算を要しない穴の名称	温度計取付座 (N-6)

### 3. 5 開放タンクの穴の補強計算

構造等の技術基準第 15 条第 5 項（第 7 条第 7 項準用）

管台名称		(1) 中性子源案内口 (1) (N-4)
胴板材料		SUS304
管台材料		SUS304TP-S
強め板材料		—
水頭	H (m)	2.00
液体の比重	$\rho$	1.00
最高使用圧力	P (MPa)	0.02
最高使用温度	(°C)	80
胴板の許容引張応力	$S_s$ (MPa)	137
管台の許容引張応力	$S_n$ (MPa)	137
強め板の許容引張応力	$S_e$ (MPa)	—
管台の外径	$D_{on}$ (mm)	114.30
穴の径	d (mm)	104.80
胴板の最小厚さ	$t_s$ (mm)	3.43
管台の最小厚さ	$t_n$ (mm)	4.75
胴板の継手効率	$\eta$	1.00
係数	F	1.00
胴の内径	$D_i$ (mm)	1800.00
胴板の計算上必要な厚さ	$t_{sr}$ (mm)	0.14
管台の内径	$D_i$ (mm)	102.30
管台の計算上必要な厚さ	$t_{nr}$ (mm)	0.01
穴の補強に必要な面積	$A_r$ (mm <sup>2</sup> )	14.67
補強の有効範囲	$X_1$ (mm)	104.80
補強の有効範囲	$X_2$ (mm)	104.80
補強の有効範囲	X (mm)	209.60
補強の有効範囲	$Y_1$ (mm)	8.58
補強の有効範囲	$Y_2$ (mm)	8.58
強め板の最小厚さ	$t_e$ (mm)	0.00
強め板の外径	$B_e$ (mm)	0.00
溶接寸法	$L_1$ (mm)	7.00
溶接寸法	$L_2$ (mm)	0.00
溶接寸法	$L_3$ (mm)	3.00
胴板の有効補強面積	$A_1$ (mm <sup>2</sup> )	344.8
管台の有効補強面積	$A_2$ (mm <sup>2</sup> )	162.8
すみ肉溶接部の有効補強面積	$A_3$ (mm <sup>2</sup> )	58.00
強め板の有効補強面積	$A_4$ (mm <sup>2</sup> )	0.000
補強に有効な総面積	$A_0$ (mm <sup>2</sup> )	565.6
評価： $A_0 > A_r$ 、よって十分である。		

構造等の技術基準第 15 条第 5 項（第 7 条第 7 項準用）

管台名称			(2) 中性子源案内口 (2) (N-5)
胴板材料			SUS304
管台材料			SUS304TP-S
強め板材料			—
水頭	H	(m)	2.00
液体の比重	$\rho$		1.00
最高使用圧力	P	(MPa)	0.02
最高使用温度		(°C)	80
胴板の許容引張応力	$S_s$	(MPa)	137
管台の許容引張応力	$S_n$	(MPa)	137
強め板の許容引張応力	$S_e$	(MPa)	—
管台の外径	$D_{on}$	(mm)	114.30
穴の径	d	(mm)	104.80
胴板の最小厚さ	$t_s$	(mm)	3.43
管台の最小厚さ	$t_n$	(mm)	4.75
胴板の継手効率	$\eta$		1.00
係数	F		1.00
胴の内径	$D_i$	(mm)	1800.00
胴板の計算上必要な厚さ	$t_{sr}$	(mm)	0.14
管台の内径	$D_i$	(mm)	102.30
管台の計算上必要な厚さ	$t_{nr}$	(mm)	0.01
穴の補強に必要な面積	$A_r$	(mm <sup>2</sup> )	14.67
補強の有効範囲	$X_1$	(mm)	80.00
補強の有効範囲	$X_2$	(mm)	80.00
補強の有効範囲	X	(mm)	160.00
補強の有効範囲	$Y_1$	(mm)	8.58
補強の有効範囲	$Y_2$	(mm)	8.58
強め板の最小厚さ	$t_e$	(mm)	0.00
強め板の外径	$B_e$	(mm)	0.00
溶接寸法	$L_1$	(mm)	7.00
溶接寸法	$L_2$	(mm)	0.00
溶接寸法	$L_3$	(mm)	3.00
胴板の有効補強面積	$A_1$	(mm <sup>2</sup> )	181.6
管台の有効補強面積	$A_2$	(mm <sup>2</sup> )	162.8
すみ肉溶接部の有効補強面積	$A_3$	(mm <sup>2</sup> )	58.00
強め板の有効補強面積	$A_4$	(mm <sup>2</sup> )	0.000
補強に有効な総面積	$A_0$	(mm <sup>2</sup> )	402.4
評価： $A_0 > A_r$ 、よって十分である。			

中性子源案内口 (2) (N-5) は、下部マンホール (M-2) に近接 ( $\ell=465.99\text{mm}$ ) して、補強に有効な範囲に重なり合う部分があるため、 $X_1 = X_2 = 80.00\text{mm}$  とする。

構造等の技術基準第 15 条第 5 項（第 7 条第 7 項準用）

管台名称			(3) 上部マンホール (M-1)
胴板材料			SUS304
管台材料			SUS304
強め板材料			—
水頭	H	(m)	2.00
液体の比重	$\rho$		1.00
最高使用圧力	P	(MPa)	0.02
最高使用温度		(°C)	80
胴板の許容引張応力	$S_s$	(MPa)	137
管台の許容引張応力	$S_n$	(MPa)	137
強め板の許容引張応力	$S_e$	(MPa)	—
管台の外径	$D_{on}$	(mm)	508.00
穴の径	d	(mm)	498.36
胴板の最小厚さ	$t_s$	(mm)	3.43
管台の最小厚さ	$t_n$	(mm)	4.82
胴板の継手効率	$\eta$		1.00
係数	F		1.00
胴の内径	$D_i$	(mm)	1800.00
胴板の計算上必要な厚さ	$t_{sr}$	(mm)	0.14
管台の内径	$D_i$	(mm)	496.00
管台の計算上必要な厚さ	$t_{nr}$	(mm)	0.04
穴の補強に必要な面積	$A_r$	(mm <sup>2</sup> )	69.77
補強の有効範囲	$X_1$	(mm)	454.00
補強の有効範囲	$X_2$	(mm)	454.00
補強の有効範囲	X	(mm)	908.00
補強の有効範囲	$Y_1$	(mm)	8.58
補強の有効範囲	$Y_2$	(mm)	8.58
強め板の最小厚さ	$t_e$	(mm)	0.00
強め板の外径	$B_e$	(mm)	0.00
溶接寸法	$L_1$	(mm)	7.00
溶接寸法	$L_2$	(mm)	0.00
溶接寸法	$L_3$	(mm)	3.00
胴板の有効補強面積	$A_1$	(mm <sup>2</sup> )	1348
管台の有効補強面積	$A_2$	(mm <sup>2</sup> )	164.6
すみ肉溶接部の有効補強面積	$A_3$	(mm <sup>2</sup> )	58.00
強め板の有効補強面積	$A_4$	(mm <sup>2</sup> )	0.000
補強に有効な総面積	$A_0$	(mm <sup>2</sup> )	1571
評価： $A_0 > A_r$ 、よって十分である。			

上部マンホール (M-1) の穴の中心から上部胴の上端までの距離を補強に有効な範囲とし、 $X_1 = X_2 = 454.00\text{mm}$  とする。

構造等の技術基準第 15 条第 5 項（第 7 条第 7 項準用）

管台名称			(4) 下部マンホール (M-2)
胴板材料			SUS304
管台材料			SUS304
強め板材料			—
水頭	H	(m)	2.00
液体の比重	$\rho$		1.00
最高使用圧力	P	(MPa)	0.02
最高使用温度		(°C)	80
胴板の許容引張応力	$S_s$	(MPa)	137
管台の許容引張応力	$S_n$	(MPa)	137
強め板の許容引張応力	$S_e$	(MPa)	—
管台の外径	$D_{on}$	(mm)	508.00
穴の径	d	(mm)	498.36
胴板の最小厚さ	$t_s$	(mm)	3.43
管台の最小厚さ	$t_n$	(mm)	4.82
胴板の継手効率	$\eta$		1.00
係数	F		1.00
胴の内径	$D_i$	(mm)	1800.00
胴板の計算上必要な厚さ	$t_{sr}$	(mm)	0.14
管台の内径	$D_i$	(mm)	496.00
管台の計算上必要な厚さ	$t_{nr}$	(mm)	0.04
穴の補強に必要な面積	$A_r$	(mm <sup>2</sup> )	69.77
補強の有効範囲	$X_1$	(mm)	380.00
補強の有効範囲	$X_2$	(mm)	380.00
補強の有効範囲	X	(mm)	760.00
補強の有効範囲	$Y_1$	(mm)	8.58
補強の有効範囲	$Y_2$	(mm)	8.58
強め板の最小厚さ	$t_e$	(mm)	0.00
強め板の外径	$B_e$	(mm)	0.00
溶接寸法	$L_1$	(mm)	7.00
溶接寸法	$L_2$	(mm)	0.00
溶接寸法	$L_3$	(mm)	3.00
胴板の有効補強面積	$A_1$	(mm <sup>2</sup> )	860.8
管台の有効補強面積	$A_2$	(mm <sup>2</sup> )	164.6
すみ肉溶接部の有効補強面積	$A_3$	(mm <sup>2</sup> )	58.00
強め板の有効補強面積	$A_4$	(mm <sup>2</sup> )	0.000
補強に有効な総面積	$A_0$	(mm <sup>2</sup> )	1083
評価： $A_0 > A_r$ 、よって十分である。			

下部マンホール (M-2) は、中性子源案内口 (2) (N-5) に近接 ( $l=465.99\text{mm}$ ) していて、補強に有効な範囲に重なり合う部分があるため、 $X_1 = X_2 = 380.00\text{mm}$  とする。

### 3. 6 開放タンクの胴で2以上の穴が接近している場合の計算

マンホール (M-2) と中性子源案内口 (2) (N-5) は、接近 ( $\ell=465.99\text{mm}$ ) していて補強に有効な範囲  $X_1=X_2=d$  とした場合に重なり合う部分があるため、マンホール (M-2) の補強に有効な範囲を  $X_1=X_2=380\text{mm}$ 、中性子源案内口 (2) (N-5) の補強に有効な範囲を  $X_1=X_2=80\text{mm}$  とし、重なり合う部分がないものとして評価しているので補強は十分である。

### 3. 7 フランジの計算

JIS B 8265-2010 附属書 I 金属面接触フランジ

#### (1) 計算条件

フランジ名称	(1) 上部下フランジ (2) 下部上フランジ	
フランジ材料	SUSF304	
ボルト材料	SUS304	
水頭 (m)	2.0	
最高使用温度 (°C)	80	
液体の比重	1.00	
クラスの分類:      クラス1	寸法、形状、材料の縦弾性係数、許容応力が同一のフランジを組合せた場合。	
カテゴリの分類:    カテゴリ3	ハブなしルーズ形フランジの場合。	

#### (2) 機器要目

記号	値	単位	
$A$	2,060	mm	
$A_b$	20,200	mm <sup>2</sup>	
$B$	1,814	mm	
$C$	1,990	mm	
$D$	33	mm	
$G$	1,889	mm	
$g_0$	0	mm	
$g_1$	0	mm	
$h_{Cmax}$	35	mm	
$n$	36	—	
$P$	0.02	MPa	
$t$	40	mm	

## (3) 応力計算方法及び計算結果

記号	値	単位	計算式
$A_d$	0.190	—	$nD/(\pi C)$
$a$	1.120	—	$(A+C)/(2B)$
$\beta$	1.050	—	$(C+B)/(2B)$
$R$	88	mm	$(C-B)/2-g_l$
$h_C$	35	mm	$h_C=h_{Cmax}$
$h_D$	88	mm	$(C-B)/2$
$h_G$	50.5	mm	$(C-G)/2$
$h_T$	69.3	mm	$(R+g_l+h_G)/2$
$r_B$	1.880E-03	—	$\frac{1}{n} \left[ \frac{4}{\sqrt{1-A_d^2}} \tan^{-1} \left( \sqrt{\frac{1+A_d}{1-A_d}} \right) - \pi - 2A_d \right]$
$J_P$	6.930E-02	mm	$\frac{1}{B} \left( \frac{h_D}{\beta} + \frac{h_C}{a} \right) + \pi r_B$
$H$	5.610E+04	N	$(\pi/4)G^2P$
$H_D$	5.170E+04	N	$(\pi/4)B^2P$
$H_G$	0	N	
$H_T$	4.400E+03	N	$H-H_D$
$M_P$	4.850E+06	N·mm	$H_D h_D + H_T h_T + H_G h_G$
$M_S$	0	N·mm	クラス1、カテゴリ3の場合、 $M_S=0$
$E \theta_B$	9.13	MPa	$\frac{5.46}{\pi t^3} (J_P M_P)$
$H_C$	1.390E+05	N	$(M_P + M_S)/h_C$
$W_{ml}$	1.950E+05	N	$H + H_G + H_C$

## (3) 応力計算方法及び計算結果 (つづき)

記号	値	単位	計算式
$\sigma_{b0}$	10	MPa	$W_{m1}/A_b$
$\sigma_{R1}$	4	MPa	$\frac{6(M_P + M_S)}{t^2(\pi C - nD)}$
$\sigma_{R2}$	0	MPa	クラス1、カテゴリ3の場合、 $\sigma_{R2}=0$
$\sigma_T$	1	MPa	$tE \theta_B/B$
$\sigma_b$	118	MPa	ボルト材の許容引張応力S値 (JSME S NJ1-2012 Part3 第1章 表5)
$\sigma_f$	132	MPa	許容引張応力S値 (JSME S NJ1-2012 Part3 第1章 表3)
評価： $\sigma_{b0} < \sigma_b$ 、 $\sigma_{R1} < \sigma_f$ 、 $\sigma_{R2} < \sigma_f$ 、 $\sigma_T < \sigma_f$ よって十分である。			

添付書類

Ⅲ－４－２－(3) 給排水系主配管の耐圧強度計算書

## 目 次

1. 概要	添Ⅲ-4-2-(3)-1
2. 適用規格・基準	添Ⅲ-4-2-(3)-1
3. 強度計算	添Ⅲ-4-2-(3)-1
3.1 強度計算用系統図	添Ⅲ-4-2-(3)-1
3.2 内面に圧力を受ける管	添Ⅲ-4-2-(3)-1
3.3 評価結果	添Ⅲ-4-2-(3)-1

## 1. 概要

本説明書は、給排水系主配管の耐圧強度計算を行い、構造上必要な耐圧強度を満足することを確認したものである。

## 2. 適用規格・基準

以下の規格・基準を適用する。

(1) 日本産業規格 (JIS)

(2) 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)

(3) 発電用原子力設備規格 材料規格 (JSME S NJ1-2012)

## 3. 強度計算

### 3.1 強度計算用系統図

強度計算用系統図を図 3-1 に示す。

### 3.2 内面に圧力を受ける管

内面に圧力を受ける管の計算上必要な厚さは、「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」(以下「構造等の技術基準」という。) 第 40 条第 1 項第一号の計算式により計算する。

$$t_1 = \frac{P \cdot D_o}{2 \cdot S \cdot \eta + 0.8 \cdot P}$$

ここで

$t_1$  : 管の計算上必要な厚さ(mm) 小数点以下第 3 位を切り上げとする。

$P$  : 最高使用圧力(MPa)

$D_o$  : 管の外径(mm)

$S$  : 許容引張応力(MPa) 材料規格「Part3 第 1 章 表 3 鉄鋼材料(ボルト材を除く)の各温度における許容引張応力  $S$  値」による。

$\eta$  : 長手継手の効率 構造等の技術基準第 7 条第 4 項による。

### 3.3 評価結果

給排水系主配管の耐圧強度計算結果を表 3-1 に示す。各配管の最小厚さは、計算上必要な厚さを満足している。

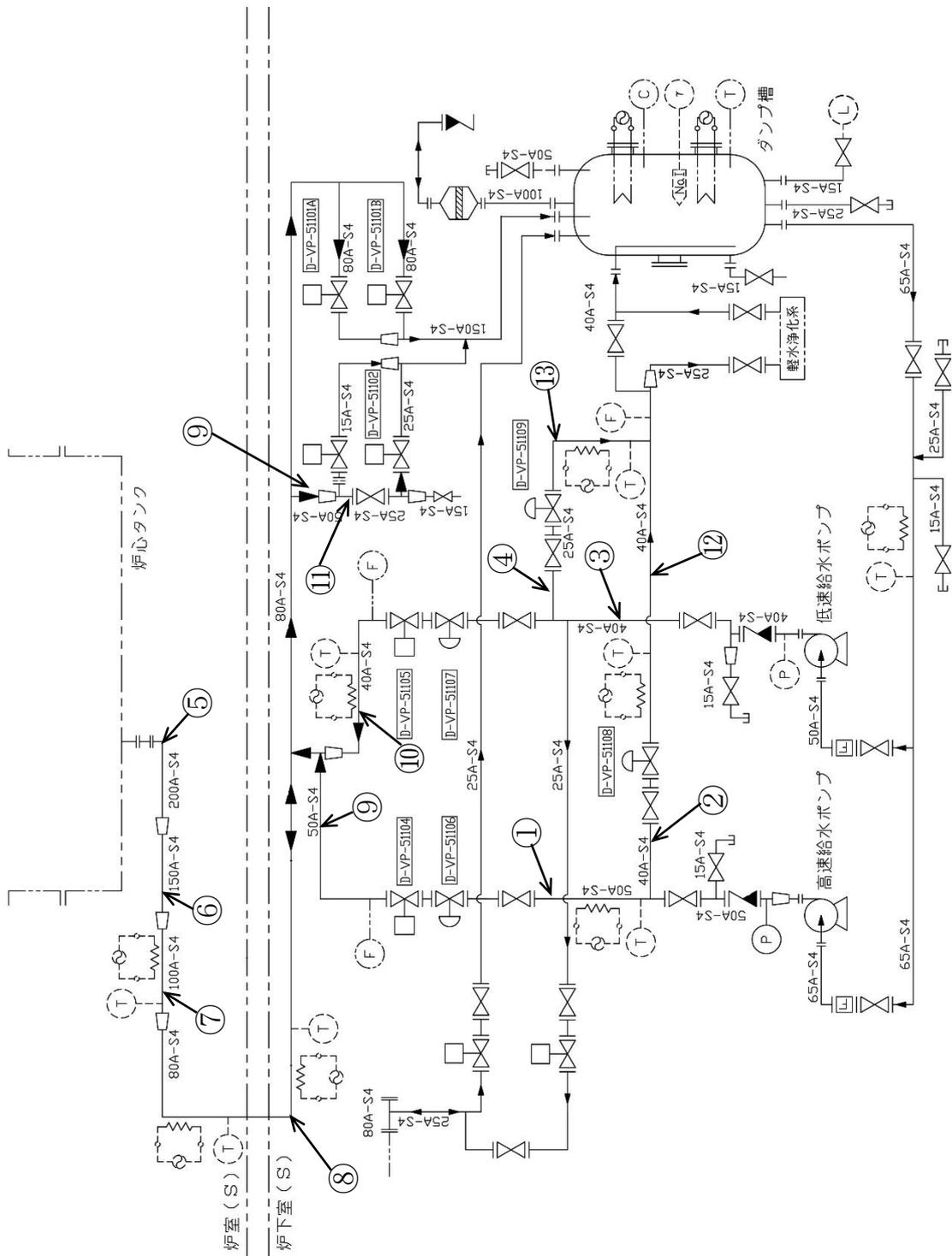


図 3-1 強度計算用系統図

表 3-1 給排水系主配管の耐圧強度計算結果

No.	最高使用 圧力 P (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外径 Do (mm)	公称厚さ (mm)	材料	製法	管種	許容引張 応力 S (MPa)	継手 効率 $\eta$	最小厚さ ts *1 (mm)	計算厚さ t1 (mm)	必要厚さ tr (mm)
1	0.68	80	60.5	3.5	SUS304TP	S	4	137	1.0	2.50	0.15	0.15
2	0.68	80	48.6	3.0	SUS304TP	S	4	137	1.0	2.00	0.13	0.13
3	0.68	80	48.6	3.0	SUS304TP	S	4	137	1.0	2.00	0.13	0.13
4	0.68	80	34.0	3.0	SUS304TP	S	4	137	1.0	2.00	0.09	0.09
5	0.68	80	216.3	4.0	SUS304TP	S	4	137	1.0	3.00	0.54	0.54
6	0.68	80	165.2	3.4	SUS304TP	S	4	137	1.0	2.40	0.41	0.41
7	0.68	80	114.3	3.0	SUS304TP	S	4	137	1.0	2.00	0.29	0.29
8	0.68	80	89.1	3.0	SUS304TP	S	4	137	1.0	2.00	0.23	0.23
9	0.68	80	60.5	3.5	SUS304TP	S	4	137	1.0	2.50	0.15	0.15
10	0.68	80	48.6	3.0	SUS304TP	S	4	137	1.0	2.00	0.13	0.13
11	0.68	80	34.0	3.0	SUS304TP	S	4	137	1.0	2.00	0.09	0.09
12	0.68	80	48.6	3.0	SUS304TP	S	4	137	1.0	2.00	0.13	0.13
13	0.68	80	34.0	3.0	SUS304TP	S	4	137	1.0	2.00	0.09	0.09

\*1 : 最小厚さtsは、公称厚さからJIS公差及び加工減公差を差し引いた値とする。

空白頁

添付書類

Ⅲ－４－２－(4) ダンプ槽の耐圧強度計算書

## 目 次

1.	設計条件	添Ⅲ-4-2-(4)-1
2.	計算方法	添Ⅲ-4-2-(4)-1
3.	強度計算	添Ⅲ-4-2-(4)-2
3. 1	開放タンクの胴の厚さの計算	添Ⅲ-4-2-(4)-3
3. 2	開放タンクの底板の厚さの計算	添Ⅲ-4-2-(4)-4
3. 3	開放タンクの管台の厚さの計算	添Ⅲ-4-2-(4)-6
3. 4	開放タンクの胴の補強を要しない穴の最大径の計算	添Ⅲ-4-2-(4)-20
3. 5	開放タンクの穴の補強計算	添Ⅲ-4-2-(4)-21
3. 6	開放タンクの胴で2以上の穴が接近している場合の計算	添Ⅲ-4-2-(4)-24

## 1. 設計条件

- |            |             |
|------------|-------------|
| (1) 機器等の区分 | 第4種容器       |
| (2) 最高使用圧力 | 静水頭 (2.50m) |
| (3) 最高使用温度 | 80℃         |
| (4) 液体の比重  | 1.00        |

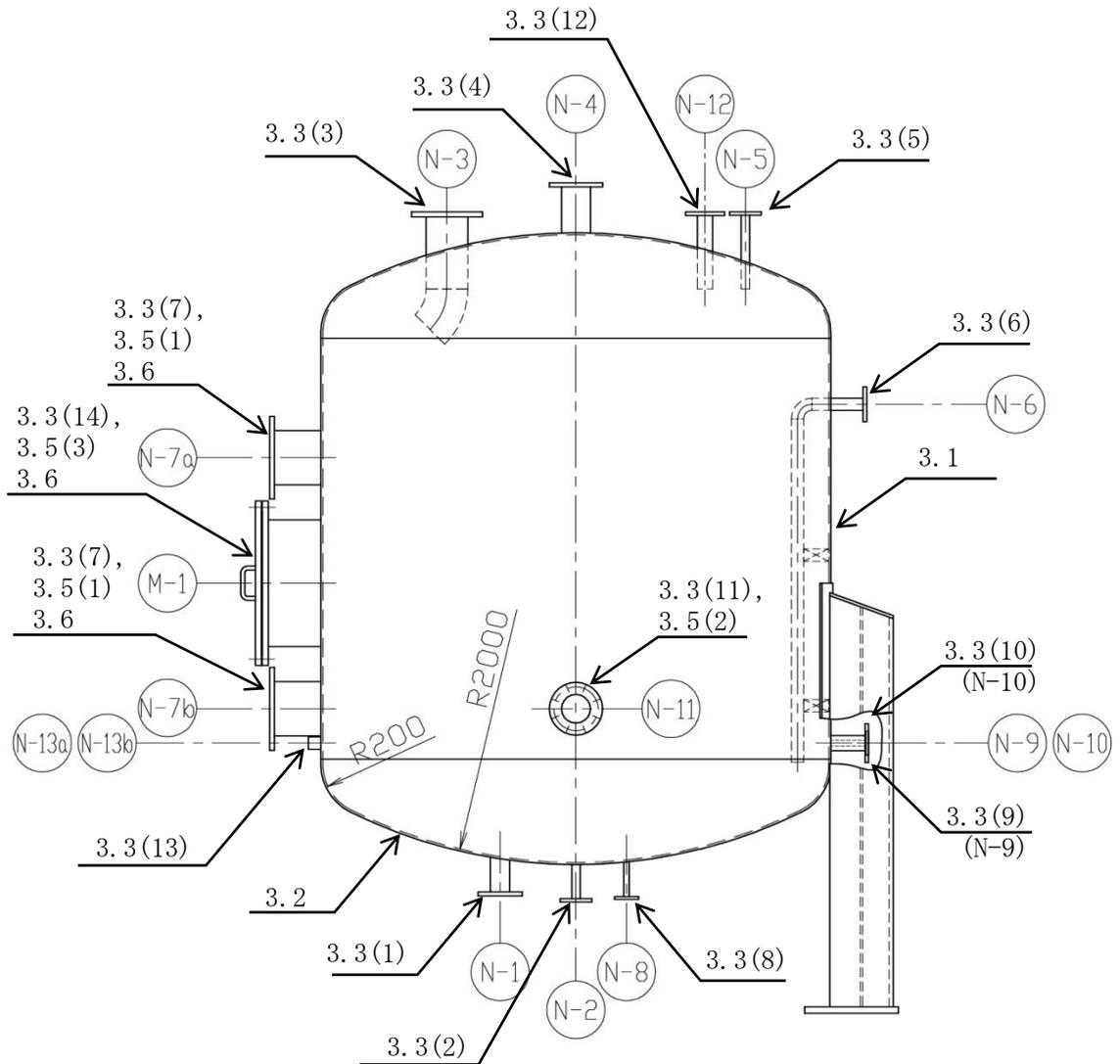
## 2. 計算方法

本計算書は、添付書類Ⅲ-4-2-(1)「耐圧強度計算書作成の基本方針」(以下「基本方針」という。)に基づいて計算を行う。

なお、本計算書においては、基本方針で定義された記号を使用する。

### 3. 強度計算

概要図に強度計算箇所を示す。



図中の番号は次ページ以降の  
計算項目番号を示す。

図 3-1 概要図

### 3. 1 開放タンクの胴の厚さの計算

構造等の技術基準 第 15 条第 2 項 (準用)

胴板名称		胴板
材料		SUS304
水頭	H (m)	2.50
最高使用温度	(°C)	80
胴の内径	$D_i$ (m)	2.00
液体の比重	$\rho$	1.00
許容引張応力	S (MPa)	137
継手効率	$\eta$	0.70
継手の種類		突合せ両側溶接
放射線透過試験		無し
基準上必要な厚さ	$t_1$ (mm)	1.50
計算上必要な厚さ	$t_2$ (mm)	0.26
内径に応じた必要厚さ	$t_3$ (mm)	—
$t_1, t_2, t_3$ の大きい値	t (mm)	1.50
呼び厚さ	$t_{so}$ (mm)	8.00
最小厚さ	$t_s$ (mm)	6.16
評価: $t_s > t$ , よって十分である。		

3. 2 開放タンクの底板の厚さの計算

(イ) 構造等の技術基準 第 15 条第 6 項 (準用)

底板の形状： 第 8 条第 1 項に規定されている鏡板

- (1) さら形の場合で、次に適合するもの
- a. 外径が中央部における内面の半径以上であること。
  - b. すみの丸みの内半径が厚さの 3 倍以上であり、かつ、外径の 0.06 倍 (50mm 未満の場合は 50mm) 以上であること。
- (2) 全半球形
- (3) 半だ円形であって、内面における長径と短径との比が 2 以下であるもの。
- (4) 円すい形であって、すその丸みの内半径が厚さの 3 倍以上であり、かつ、外径の 0.06 倍以上であるもの。

鏡板名称			鏡板
鏡板の外径	$D_{oc}$	(mm)	2016
鏡板の中央部における内面の半径	R	(mm)	2000
さら形鏡板のすみの丸みの内半径	r	(mm)	200
$3 \cdot t_{bo}$		(mm)	24
$0.06 \cdot D_{oc}$		(mm)	120.96
評価： $D_{oc} > R$ , $r > 3 \cdot t_{bo}$ , $r > 0.06 \cdot D_{oc}$ , $r > 50\text{mm}$ , よってさら形鏡板である。			

(ロ) 構造等の技術基準 第 15 条第 7 項 (準用) (第 8 条第 2 項に規定される値)

鏡板名称			鏡板
材料			SUS304
水頭	H	(m)	2.50
液体の比重	$\rho$		1.00
最高使用圧力	P	(MPa)	0.03
最高使用温度		(°C)	80
許容引張応力	S	(MPa)	137
継手効率	$\eta$		1.0
継手の種類			継手無し
放射線透過試験			—
さら形鏡板の形状係数	W		1.54
計算上必要な厚さ	t	(mm)	0.34
呼び厚さ	$t_{bo}$	(mm)	8.00
最小厚さ	$t_b$	(mm)	5.60
評価： $t_b > t$ , よって十分である。			

鏡板名称			鏡板 (フランジ部)
材料			SUS304
水頭	H	(m)	2.50
最高使用温度			80 (°C)
洞の内径	$D_i$	(m)	2.00
液体の比重	$\rho$		1.00
許容引張応力	S	(MPa)	137
継手効率	$\eta$		1.00
継手の種類			継手無し
放射線透過試験			—
洞の基準上必要な厚さ	$t_1$	(mm)	1.50
洞の計算上必要な厚さ	$t_2$	(mm)	0.18
洞の内径に応じた必要厚さ	$t_3$	(mm)	—
$t_1, t_2, t_3$ の大きい値	$t_f$	(mm)	1.50
呼び厚さ	$t_{so}$	(mm)	8.00
最小厚さ	$t_s$	(mm)	5.60
評価 : $t_s > t_f$ , よって十分である。			

### 3. 3 開放タンクの管台の厚さの計算

構造等の技術基準 第15条第8項（準用）（第2項第2号準用）

管台名称		(1)給水出口 (N-1)
材料		SUS304TP-S
水頭	H (m)	2.50
最高使用温度	(°C)	80
管台の内径	$D_i$ (mm)	65.90
管台の外径	$D_o$ (mm)	76.30
液体の比重	$\rho$	1.00
許容引張応力	S (MPa)	137
継手効率	$\eta$	1.00
継手の種類		継手無し
放射線透過試験		—
計算上必要な厚さ	$t_1$ (mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$ (mm)	2.70
$t_1, t_2$ の大きい値	t (mm)	2.70
呼び厚さ	$t_{no}$ (mm)	5.20
最小厚さ	$t_n$ (mm)	4.05
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。		

構造等の技術基準 第15条第8項（準用）（第2項第2号準用）

管台名称		(2) ドレン出口 (N-2)
材料		SUS304TP-S
水頭	H (m)	2.50
最高使用温度	(°C)	80
管台の内径	$D_i$ (mm)	27.20
管台の外径	$D_o$ (mm)	34.00
液体の比重	$\rho$	1.00
許容引張応力	S (MPa)	137
継手効率	$\eta$	1.00
継手の種類		継手無し
放射線透過試験		—
計算上必要な厚さ	$t_1$ (mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$ (mm)	1.70
$t_1, t_2$ の大きい値	$t$ (mm)	1.70
呼び厚さ	$t_{no}$ (mm)	3.40
最小厚さ	$t_n$ (mm)	2.40
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。		

構造等の技術基準 第 15 条第 8 項（準用）（第 2 項第 2 号準用）

管台名称		(3)排水入口 (N-3)
材料		SUS304TP-S
水頭	H (m)	2.50
最高使用温度	(°C)	80
管台の内径	$D_i$ (mm)	151.00
管台の外径	$D_o$ (mm)	165.20
液体の比重	$\rho$	1.00
許容引張応力	S (MPa)	137
継手効率	$\eta$	1.00
継手の種類		継手無し
放射線透過試験		—
計算上必要な厚さ	$t_1$ (mm)	0.02
基準上必要な厚さ	$t_2$ (mm)	3.50
$t_1, t_2$ の大きい値	$t$ (mm)	3.50
呼び厚さ	$t_{no}$ (mm)	7.10
最小厚さ	$t_n$ (mm)	5.71
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。		

構造等の技術基準 第 15 条第 8 項（準用）（第 2 項第 2 号準用）

管台名称			(4)ベントロ (N-4)
材料			SUS304TP-S
水頭	H	(m)	2.50
最高使用温度			(°C) 80
管台の内径	$D_i$	(mm)	102.30
管台の外径	$D_o$	(mm)	114.30
液体の比重	$\rho$		1.00
許容引張応力	S	(MPa)	137
継手効率	$\eta$		1.00
継手の種類			継手無し
放射線透過試験			—
計算上必要な厚さ	$t_1$	(mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$	(mm)	3.50
$t_1, t_2$ の大きい値	t	(mm)	3.50
呼び厚さ	$t_{no}$	(mm)	6.00
最小厚さ	$t_n$	(mm)	4.75
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。			

構造等の技術基準 第15条第8項（準用）（第2項第2号準用）

管台名称		(5)脱塩水入口 (N-5)
材料		SUS304TP-S
水頭	H (m)	2.50
最高使用温度	(°C)	80
管台の内径	$D_i$ (mm)	27.20
管台の外径	$D_o$ (mm)	34.00
液体の比重	$\rho$	1.00
許容引張応力	S (MPa)	137
継手効率	$\eta$	1.00
継手の種類		継手無し
放射線透過試験		—
計算上必要な厚さ	$t_1$ (mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$ (mm)	1.70
$t_1, t_2$ の大きい値	$t$ (mm)	1.70
呼び厚さ	$t_{no}$ (mm)	3.40
最小厚さ	$t_n$ (mm)	2.40
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。		

構造等の技術基準 第 15 条第 8 項（準用）（第 2 項第 2 号準用）

管台名称		(6) バイパス入口 (N-6)
材料		SUS304TP-S
水頭	H (m)	2.50
最高使用温度	(°C)	80
管台の内径	$D_i$ (mm)	41.20
管台の外径	$D_o$ (mm)	48.60
液体の比重	$\rho$	1.00
許容引張応力	S (MPa)	137
継手効率	$\eta$	1.00
継手の種類		継手無し
放射線透過試験		—
計算上必要な厚さ	$t_1$ (mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$ (mm)	2.20
$t_1, t_2$ の大きい値	t (mm)	2.20
呼び厚さ	$t_{no}$ (mm)	3.70
最小厚さ	$t_n$ (mm)	2.70
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。		

構造等の技術基準 第 15 条第 8 項（準用）（第 2 項第 2 号準用）

管台名称		(7) ヒータ取付口 (N-7a, 7b)
材料		SUS304TP-S
水頭	H (m)	2.50
最高使用温度	(°C)	80
管台の内径	$D_i$ (mm)	199.90
管台の外径	$D_o$ (mm)	216.30
液体の比重	$\rho$	1.00
許容引張応力	S (MPa)	137
継手効率	$\eta$	1.00
継手の種類		継手無し
放射線透過試験		—
計算上必要な厚さ	$t_1$ (mm)	0.02
基準上必要な厚さ	$t_2$ (mm)	3.50
$t_1, t_2$ の大きい値	$t$ (mm)	3.50
呼び厚さ	$t_{no}$ (mm)	8.20
最小厚さ	$t_n$ (mm)	6.67
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。		

構造等の技術基準 第 15 条第 8 項（準用）（第 2 項第 2 号準用）

管台名称		(8) レベル計取付口 (N-8)
材料		SUS304TP-S
水頭	H (m)	2.50
最高使用温度	(°C)	80
管台の内径	$D_i$ (mm)	16.10
管台の外径	$D_o$ (mm)	21.70
液体の比重	$\rho$	1.00
許容引張応力	S (MPa)	137
継手効率	$\eta$	1.00
継手の種類		継手無し
放射線透過試験		—
計算上必要な厚さ	$t_1$ (mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$ (mm)	1.40
$t_1, t_2$ の大きい値	$t$ (mm)	1.40
呼び厚さ	$t_{no}$ (mm)	2.80
最小厚さ	$t_n$ (mm)	1.80
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。		

構造等の技術基準 第 15 条第 8 項（準用）（第 2 項第 2 号準用）

管台名称		(9) 電導度計取付口 (N-9)
材料		SUS304TP-S
水頭	H (m)	2.50
最高使用温度	(°C)	80
管台の内径	$D_i$ (mm)	52.70
管台の外径	$D_o$ (mm)	60.50
液体の比重	$\rho$	1.00
許容引張応力	S (MPa)	137
継手効率	$\eta$	1.00
継手の種類		継手無し
放射線透過試験		—
計算上必要な厚さ	$t_1$ (mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$ (mm)	2.40
$t_1, t_2$ の大きい値	$t$ (mm)	2.40
呼び厚さ	$t_{no}$ (mm)	3.90
最小厚さ	$t_n$ (mm)	2.90
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。		

構造等の技術基準 第 15 条第 8 項（準用）（第 2 項第 2 号準用）

管台名称		(10) サンプル採取口 (N-10)
材料		SUS304TP-S
水頭	H (m)	2.50
最高使用温度	(°C)	80
管台の内径	$D_i$ (mm)	16.10
管台の外径	$D_o$ (mm)	21.70
液体の比重	$\rho$	1.00
許容引張応力	S (MPa)	137
継手効率	$\eta$	1.00
継手の種類		継手無し
放射線透過試験		—
計算上必要な厚さ	$t_1$ (mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$ (mm)	1.40
$t_1, t_2$ の大きい値	$t$ (mm)	1.40
呼び厚さ	$t_{no}$ (mm)	2.80
最小厚さ	$t_n$ (mm)	1.80
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。		

構造等の技術基準 第 15 条第 8 項（準用）（第 2 項第 2 号準用）

管台名称		(11)放射能測定口 (N-11)
材料		SUS304TP-S
水頭	H (m)	2.50
最高使用温度	(°C)	80
管台の内径	$D_i$ (mm)	102.30
管台の外径	$D_o$ (mm)	114.30
液体の比重	$\rho$	1.00
許容引張応力	S (MPa)	137
継手効率	$\eta$	1.00
継手の種類		継手無し
放射線透過試験		—
計算上必要な厚さ	$t_1$ (mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$ (mm)	3.50
$t_1, t_2$ の大きい値	$t$ (mm)	3.50
呼び厚さ	$t_{no}$ (mm)	6.00
最小厚さ	$t_n$ (mm)	4.75
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。		

構造等の技術基準 第 15 条第 8 項（準用）（第 2 項第 2 号準用）

管台名称		(12)薬品入口 (N-12)
材料		SUS304TP-S
水頭	H (m)	2.50
最高使用温度	(°C)	80
管台の内径	$D_i$ (mm)	52.70
管台の外径	$D_o$ (mm)	60.50
液体の比重	$\rho$	1.00
許容引張応力	S (MPa)	137
継手効率	$\eta$	1.00
継手の種類		継手無し
放射線透過試験		—
計算上必要な厚さ	$t_1$ (mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$ (mm)	2.40
$t_1, t_2$ の大きい値	$t$ (mm)	2.40
呼び厚さ	$t_{no}$ (mm)	3.90
最小厚さ	$t_n$ (mm)	2.90
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。		

構造等の技術基準 第 15 条第 8 項（準用）（第 2 項第 2 号準用）

管台名称		(13) 温度計取付座 (N-13a, 13b)
材料		SUS304
水頭	H (m)	2.50
最高使用温度	(°C)	80
管台の内径	$D_i$ (mm)	30.50
管台の外径	$D_o$ (mm)	50.00
液体の比重	$\rho$	1.00
許容引張応力	S (MPa)	137
継手効率	$\eta$	1.00
継手の種類		継手無し
放射線透過試験		—
計算上必要な厚さ	$t_1$ (mm)	0.01
基準上必要な厚さ	$t_2$ (mm)	2.20
$t_1, t_2$ の大きい値	t (mm)	2.20
呼び厚さ	$t_{no}$ (mm)	9.75
最小厚さ	$t_n$ (mm)	8.75
評価： $t_n > t$ ， よって十分である。		

構造等の技術基準 第 15 条第 8 項（準用）（第 2 項第 2 号準用）

管台名称			(14)マンホール (M-1)
材料			SUS304
水頭	H	(m)	2.50
最高使用温度			(°C) 80
管台の内径	$D_i$	(mm)	496.00
管台の外径	$D_o$	(mm)	508.00
液体の比重	$\rho$		1.00
許容引張応力	S	(MPa)	137
継手効率	$\eta$		0.60
継手の種類	裏当金を使用しない 突合せ片側溶接		
放射線透過試験	無し		
計算上必要な厚さ	$t_1$	(mm)	0.08
基準上必要な厚さ	$t_2$	(mm)	3.50
$t_1, t_2$ の大きい値	t	(mm)	3.50
呼び厚さ	$t_{no}$	(mm)	6.00
最小厚さ	$t_n$	(mm)	4.82
評価： $t_n > t$ ，よって十分である。			

3. 4 開放タンクの胴の補強を要しない穴の最大径の計算

構造等の技術基準 第 35 条第 9 項

胴板名称	胴板
補強の計算を要する 85mm を超える穴の名称	ヒータ取付口 (N-7a, 7b) 放射能測定口 (N-11) マンホール (M-1)
補強の計算を要しない穴の名称	バイパス入口 (N-6) 電導度計取付口 (N-9) サンプル採取口 (N-10) 温度計取付座 (N-13a, 13b)

### 3. 5 開放タンクの穴の補強計算

構造等の技術基準 第7条第7項及び第15条第5項

管台名称			(1) ヒータ取付口 (N-7a, 7b)
胴板材料			SUS304
管台材料			SUS304TP-S
強め板材料			—
水頭	H	(m)	2.50
液体の比重	$\rho$		1.00
最高使用圧力	P	(MPa)	0.03
最高使用温度		(°C)	80
胴板の許容引張応力	$S_s$	(MPa)	137
管台の許容引張応力	$S_n$	(MPa)	137
強め板の許容引張応力	$S_e$	(MPa)	—
管台の外径	$D_{on}$	(mm)	216.30
穴の径	d	(mm)	202.96
胴板の最小厚さ	$t_s$	(mm)	6.16
管台の最小厚さ	$t_n$	(mm)	6.67
胴板の継手効率	$\eta$		1.00
係数	F		1.00
胴の内径	$D_i$	(mm)	2000.00
胴板の計算上必要な厚さ	$t_{sr}$	(mm)	0.22
管台の内径	$D_i$	(mm)	199.90
管台の計算上必要な厚さ	$t_{nr}$	(mm)	0.03
穴の補強に必要な面積	$A_r$	(mm <sup>2</sup> )	44.65
補強の有効範囲	$X_1$	(mm)	150.00
補強の有効範囲	$X_2$	(mm)	150.00
補強の有効範囲	X	(mm)	300.00
補強の有効範囲	$Y_1$	(mm)	15.40
補強の有効範囲	$Y_2$	(mm)	0.00
強め板の最小厚さ	$t_e$	(mm)	0.00
強め板の外径	$B_e$	(mm)	0.00
溶接寸法	$L_1$	(mm)	9.00
溶接寸法	$L_2$	(mm)	0.00
溶接寸法	$L_3$	(mm)	0.00
胴板の有効補強面積	$A_1$	(mm <sup>2</sup> )	576.4
管台の有効補強面積	$A_2$	(mm <sup>2</sup> )	204.5
すみ肉溶接部の有効補強面積	$A_3$	(mm <sup>2</sup> )	81.00
強め板の有効補強面積	$A_4$	(mm <sup>2</sup> )	0.000
補強に有効な総面積	$A_0$	(mm <sup>2</sup> )	861.9
評価： $A_0 > A_r$ 、よって十分である。			

ヒータ取付口 (N-7a, 7b) は、マンホール (M-1) に接近 ( $\phi=609.79\text{mm}$ ) していて、補強に有効な範囲に重なり合う部分があるため、 $X_1 = X_2 = 150\text{mm}$  とする。

構造等の技術基準 第7条第7項及び第15条第5項

管台名称			(2)放射能測定口 (N-11)
胴板材料			SUS304
管台材料			SUS304TP-S
強め板材料			—
水頭	H	(m)	2.50
液体の比重	$\rho$		1.00
最高使用圧力	P	(MPa)	0.03
最高使用温度		(°C)	80
胴板の許容引張応力	$S_s$	(MPa)	137
管台の許容引張応力	$S_n$	(MPa)	137
強め板の許容引張応力	$S_e$	(MPa)	—
管台の外径	$D_{on}$	(mm)	114.30
穴の径	d	(mm)	104.80
胴板の最小厚さ	$t_s$	(mm)	6.16
管台の最小厚さ	$t_n$	(mm)	4.75
胴板の継手効率	$\eta$		1.00
係数	F		1.00
胴の内径	$D_i$	(mm)	2000.00
胴板の計算上必要な厚さ	$t_{sr}$	(mm)	0.22
管台の内径	$D_i$	(mm)	102.30
管台の計算上必要な厚さ	$t_{nr}$	(mm)	0.02
穴の補強に必要な面積	$A_r$	(mm <sup>2</sup> )	23.06
補強の有効範囲	$X_1$	(mm)	104.80
補強の有効範囲	$X_2$	(mm)	104.80
補強の有効範囲	X	(mm)	209.60
補強の有効範囲	$Y_1$	(mm)	11.88
補強の有効範囲	$Y_2$	(mm)	0.00
強め板の最小厚さ	$t_e$	(mm)	0.00
強め板の外径	$B_e$	(mm)	0.00
溶接寸法	$L_1$	(mm)	6.00
溶接寸法	$L_2$	(mm)	0.00
溶接寸法	$L_3$	(mm)	0.00
胴板の有効補強面積	$A_1$	(mm <sup>2</sup> )	622.5
管台の有効補強面積	$A_2$	(mm <sup>2</sup> )	112.3
すみ肉溶接部の有効補強面積	$A_3$	(mm <sup>2</sup> )	36.00
強め板の有効補強面積	$A_4$	(mm <sup>2</sup> )	0.000
補強に有効な総面積	$A_0$	(mm <sup>2</sup> )	770.8
評価： $A_0 > A_r$ 、よって十分である。			

構造等の技術基準 第7条第7項及び第15条第5項

管台名称			(3)マンホール (M-1)
胴板材料			SUS304
管台材料			SUS304
強め板材料			—
水頭	H	(m)	2.50
液体の比重	$\rho$		1.00
最高使用圧力	P	(MPa)	0.03
最高使用温度		(°C)	80
胴板の許容引張応力	$S_s$	(MPa)	137
管台の許容引張応力	$S_n$	(MPa)	137
強め板の許容引張応力	$S_e$	(MPa)	—
管台の外径	$D_{on}$	(mm)	508.00
穴の径	d	(mm)	498.36
胴板の最小厚さ	$t_s$	(mm)	6.16
管台の最小厚さ	$t_n$	(mm)	4.82
胴板の継手効率	$\eta$		1.00
係数	F		1.00
胴の内径	$D_i$	(mm)	2000.00
胴板の計算上必要な厚さ	$t_{sr}$	(mm)	0.22
管台の内径	$D_i$	(mm)	496.00
管台の計算上必要な厚さ	$t_{nr}$	(mm)	0.06
穴の補強に必要な面積	$A_r$	(mm <sup>2</sup> )	109.9
補強の有効範囲	$X_1$	(mm)	450.00
補強の有効範囲	$X_2$	(mm)	450.00
補強の有効範囲	X	(mm)	900.00
補強の有効範囲	$Y_1$	(mm)	12.05
補強の有効範囲	$Y_2$	(mm)	0.00
強め板の最小厚さ	$t_e$	(mm)	0.00
強め板の外径	$B_e$	(mm)	0.00
溶接寸法	$L_1$	(mm)	7.00
溶接寸法	$L_2$	(mm)	0.00
溶接寸法	$L_3$	(mm)	0.00
胴板の有効補強面積	$A_1$	(mm <sup>2</sup> )	2386
管台の有効補強面積	$A_2$	(mm <sup>2</sup> )	114.7
すみ肉溶接部の有効補強面積	$A_3$	(mm <sup>2</sup> )	49.00
強め板の有効補強面積	$A_4$	(mm <sup>2</sup> )	0.000
補強に有効な総面積	$A_0$	(mm <sup>2</sup> )	2550
評価： $A_0 > A_r$ 、よって十分である。			

マンホール (M-1) は、ヒータ取付口 (N-7a, 7b) に接近 ( $\ell=609.79\text{mm}$ ) していて、補強に有効な範囲に重なり合う部分があるため、 $X_1 = X_2 = 450\text{mm}$  とする。

### 3. 6 開放タンクの胴で2以上の穴が接近している場合の計算

マンホール (M-1) とヒータ取付口 (N-7a, 7b) は、接近 ( $\ell=609.79\text{mm}$ ) していて補強に有効な範囲  $X_1=X_2=d$  とした場合に重なり合う部分があるため、マンホール (M-1) の補強に有効な範囲を  $X_1=X_2=450\text{mm}$ 、ヒータ取付口 (N-7a, 7b) の補強に有効な範囲を  $X_1=X_2=150\text{mm}$  とし、重なり合う部分がないものとして評価しているため補強は十分である。

## 5. 放射線防護等(第14条、第15条、第16条、第17条)の適合性説明書

添付書類 III-5-1 放射線防護等についての説明書  
添付書類 III-5-2 放射線遮蔽計算書

空白頁

添付書類

Ⅲ－５－１ 放射線防護等についての説明書

## 目 次

1. 概 要 ..... 添Ⅲ-5-1-1
2. 基本方針 ..... 添Ⅲ-5-1-1
3. 詳細設計方針・内容 ..... 添Ⅲ-5-1-2

## 1. 概要

本説明書は、STACY施設を「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」(令和2年原子力規制委員会規則第7号)(以下「技術基準規則」という。)第14条(逆止め弁)、第15条(放射性物質による汚染の防止)、第16条(遮蔽等)及び第17条(換気設備)の要求事項に適合させるための設計方針及び適合性確認の基本方針を説明するものである。

## 2. 基本方針

### (1) 逆止め弁

技術基準規則第14条の要求事項に施設時からの変更はなく、施設の更新により放射性物質を含む流体を内包する容器若しくは管(放射性廃棄物を廃棄する設備を含む)を新たに施設することはないので、適合性説明は省略する。

### (2) 放射性物質による汚染の防止

技術基準規則第15条の要求事項に施設時からの変更はなく、施設の更新により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、逃がし弁等、排水路又は人が頻繁に出入りする建物を新たに施設することはないので、適合性説明は省略する。

### (3) 遮蔽等

技術基準規則第16条第1項の要求に適合するよう、通常運転時においてSTACY施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率が十分に低減できるよう、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」を参考に、年間 $50\mu\text{Gy}$ 以下となるように設計及び管理する。

技術基準規則第16条第2項各号の要求に適合するよう、施設内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、以下のような遮蔽設備を施設する。

第1号の要求に適合するよう、遮蔽設備は放射線障害を防止するために、「原子炉等規制法」に定められている線量限度を超える放射線被ばくを与えない遮蔽能力を有するものとする。

なお、第2号、第3号の要求事項に施設時からの変更はなく、遮蔽設備は新たに施設せず既設の遮蔽設備(鉄筋コンクリート造の壁等で、貫通部の追加及び荷重条件の変更もない。)を用いるので、適合性説明は省略する。

### (4) 換気設備

技術基準規則第17条の要求事項に施設時からの変更がないこと、更新により放射性物質により汚染された空気による放射線障害を防止する必要のある場所は増えないこ

と及び換気設備は既設の設備をそのまま使用することから、適合性説明は省略する。

### 3. 詳細設計方針・内容

#### <技術基準規則第16条第1項>

S T A C Yの通常運転時に、原子力科学研究所周辺の人の居住の可能性のある敷地境界外における直接線量及びスカイシャイン線量を、年間 $50\mu\text{Gy}$ 以下となるよう、炉心及び燃料棒を貯蔵する炉室(S)に鉄筋コンクリート造の壁、天井、床及び実験棟Aの外壁に鉄筋コンクリート造の壁を設ける。なお、いずれの遮蔽壁等も既設のものをそのまま使用する。

S T A C Yの通常運転時の敷地境界外での線量評価結果を添付書類Ⅲ-5-2-(1)「直接線及びスカイシャインガンマ線の線量率計算書」に示す。

#### <第16条第2項>

放射線業務従事者に「原子炉等規制法」に定められている線量限度を超える放射線被ばくを与えないよう人の立ち入る場所における線量を低減するため、機器の配置、立入り頻度、滞在時間を考慮した区画に分割し、各々の区画に対して目安となる基準線量当量率(表-1)を定め、線源となる機器に対する遮蔽がその基準線量当量率を満足するように遮蔽壁を設ける。なお、いずれの遮蔽壁も既設のものをそのまま使用するが、更新後の運転及び燃料の取扱いを考慮して、区画を新たに定める。N U C E F 建家の遮蔽設計区画及び遮蔽壁配置を図-1から図-4に示す。

#### (1) 遮蔽設計区画の変更

P u 溶液燃料の利用を前提とした溶液燃料及び放射性液体廃棄物の取扱いを考慮して遮蔽設計区画を設定していた燃取室等のうち、更新後に溶液燃料の取扱いをしない部屋については、現状の線量当量率測定結果に基づき区画を変更した。更新後に溶液燃料の管理(貯蔵、サンプリング等)を継続する部屋及び放射性液体廃棄物の貯蔵及び取扱いを行う部屋については、現状の貯蔵管理時の線量当量率測定結果に基づき区画を変更した。

#### (2) 遮蔽評価線源

更新後のS T A C Yにおいて考慮すべき線源を以下に示す。

- (a) 更新後のS T A C Y原子炉本体
- (b) 溶液燃料
- (c) 放射性液体廃棄物
- (d) 放射性固体廃棄物

(a) は、運転時の溶液系S T A C Y原子炉本体から更新後のS T A C Y原子炉本体に変更となるため線源条件を変更し計算評価する。(b) 及び(c) は、今後、核分裂生成物の発生が自発核分裂によるもののみになり線源条件が厳しくなることはなく、現

状の貯蔵及び取扱い時の線量当量率測定結果に基づき区画設定しているため改めて計算評価する必要はない。(d)のうちプルトニウム系の固体廃棄物(α固体廃棄物)については、Pu溶液燃料の利用を前提とした建設時の線源条件での評価結果でも、変更後の隣接部屋の基準線量当量率を満足することを確認しているため改めて計算評価する必要はない。(d)のうちウラン系の固体廃棄物(β・γ固体廃棄物)については、従来の溶液系STACYの運転保守に伴って発生するβ・γ固体廃棄物の線量は固体廃棄物容器表面においてバックグラウンド(0.2μSv/h)であり、更新後のβ・γ固体廃棄物の線量も同等又はそれ以下であり、遮蔽施設を要しないため、改めて計算評価する必要はない。

なお、原子炉本体以外にSTACYの更新により新たに遮蔽設計を要する線源機器の設置はない。

よって、STACYの更新に伴う遮蔽評価は、(a)の線源条件を更新後のSTACY原子炉本体の条件に変更して評価点の実効線量率評価を行い、遮蔽設計区画の基準線量当量率を満足すること(若しくは、管理区域境界における実効線量が3月当たり1.3mSvを上回らないこと)を確認する。遮蔽壁の遮蔽計算結果を添付書類Ⅲ-5-2-(2)「放射線遮蔽計算書」に示す。

表-1 遮蔽設計区画及び区画に応じた基準線量当量率

区 画	立 入 時 間	基準線量当量率 (μSv/h)
I	週48時間以内の立入り	≤ 6
II	週33時間以内の立入り	≤ 30
III	週16時間以内の立入り	≤ 60
IV	立入制限を行う (高線量率区域)	> 60

添Ⅲ-5-1-4

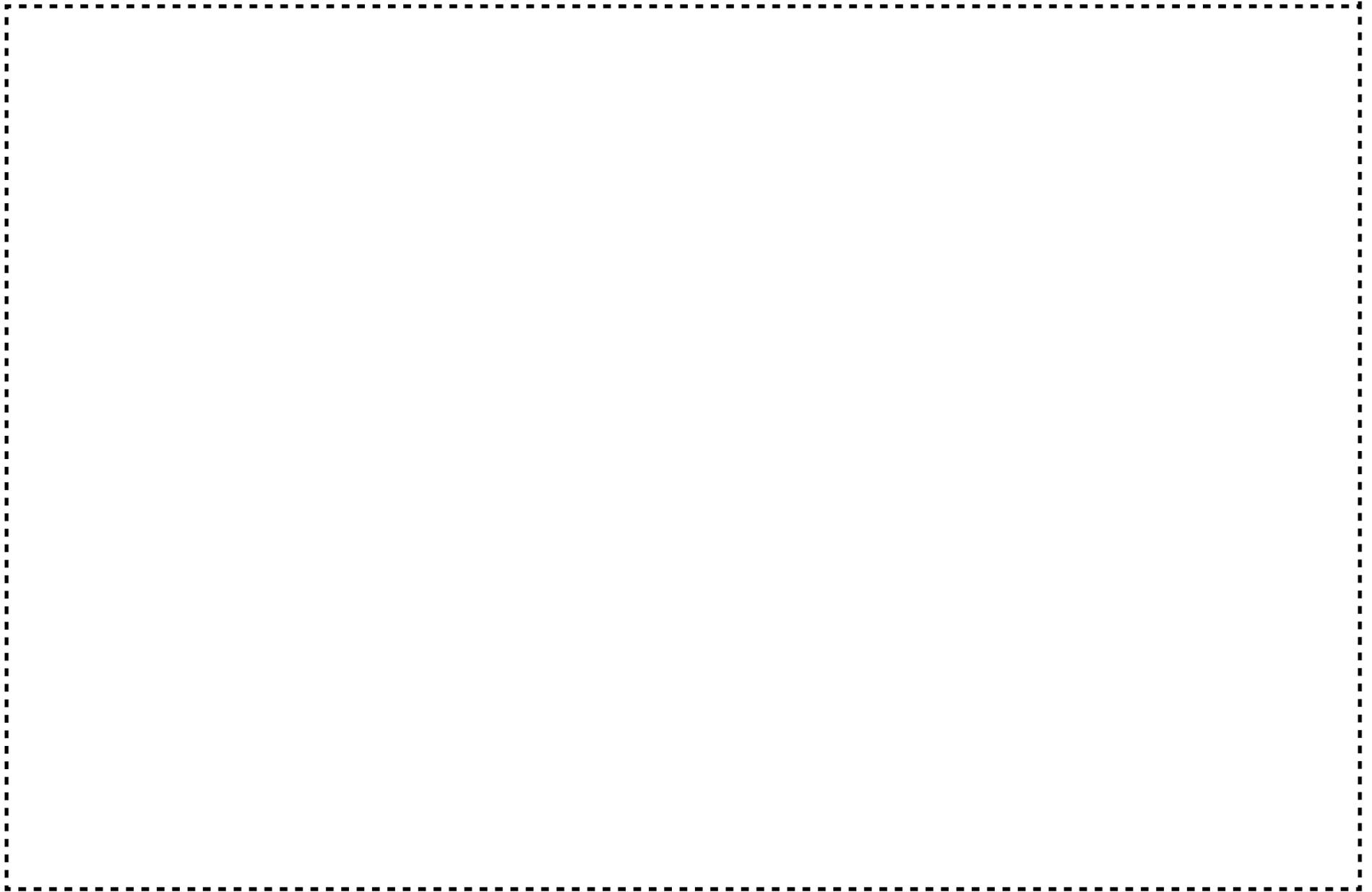
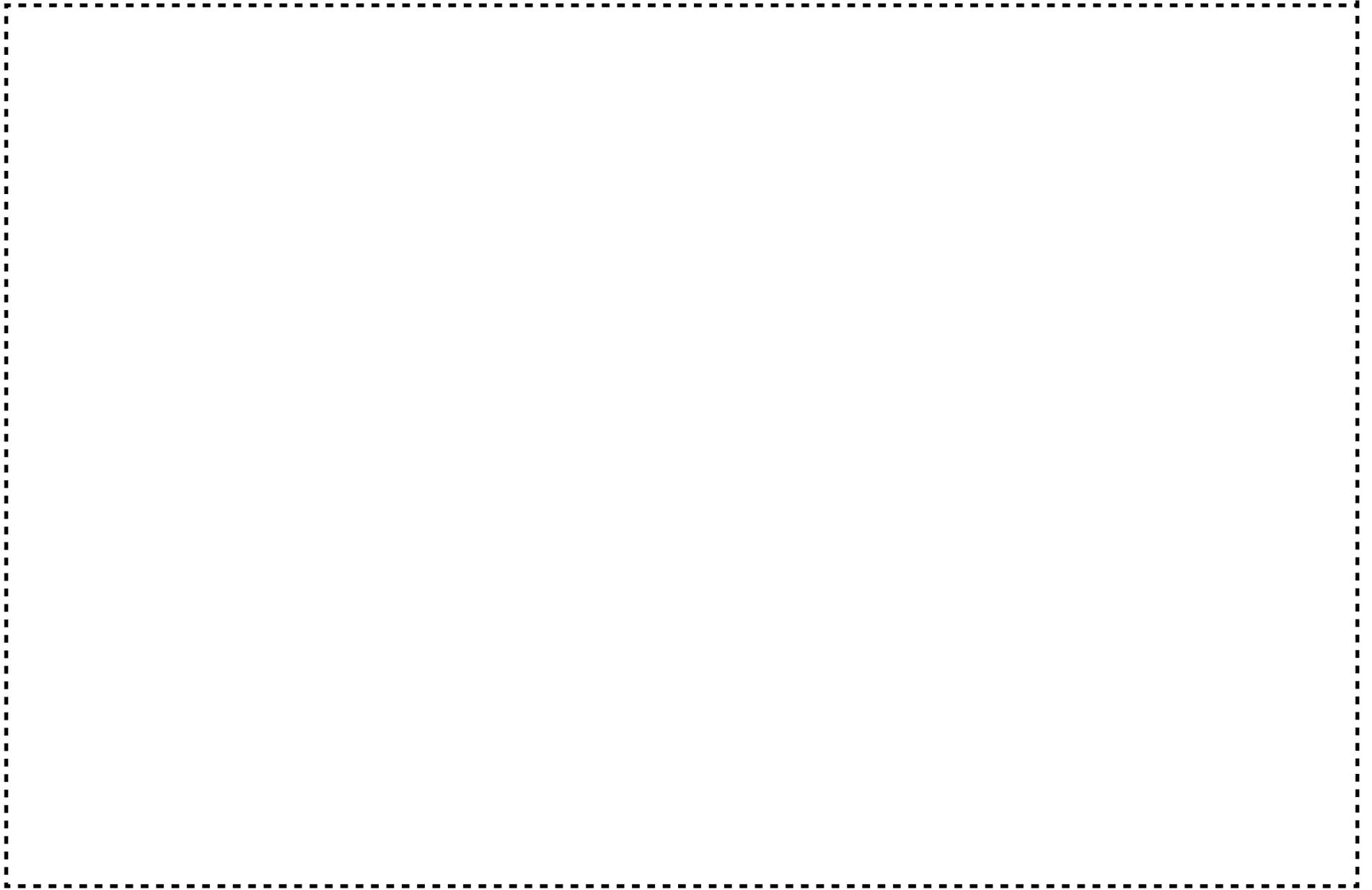


図-1 遮蔽設計区分（地下1階）

添Ⅲ-5-1-5



图一 2 遮蔽设计区分 (1 阶)

添Ⅲ-5-1-6



図一 3 遮蔽設計区分 (2階)

添Ⅲ-5-1-7

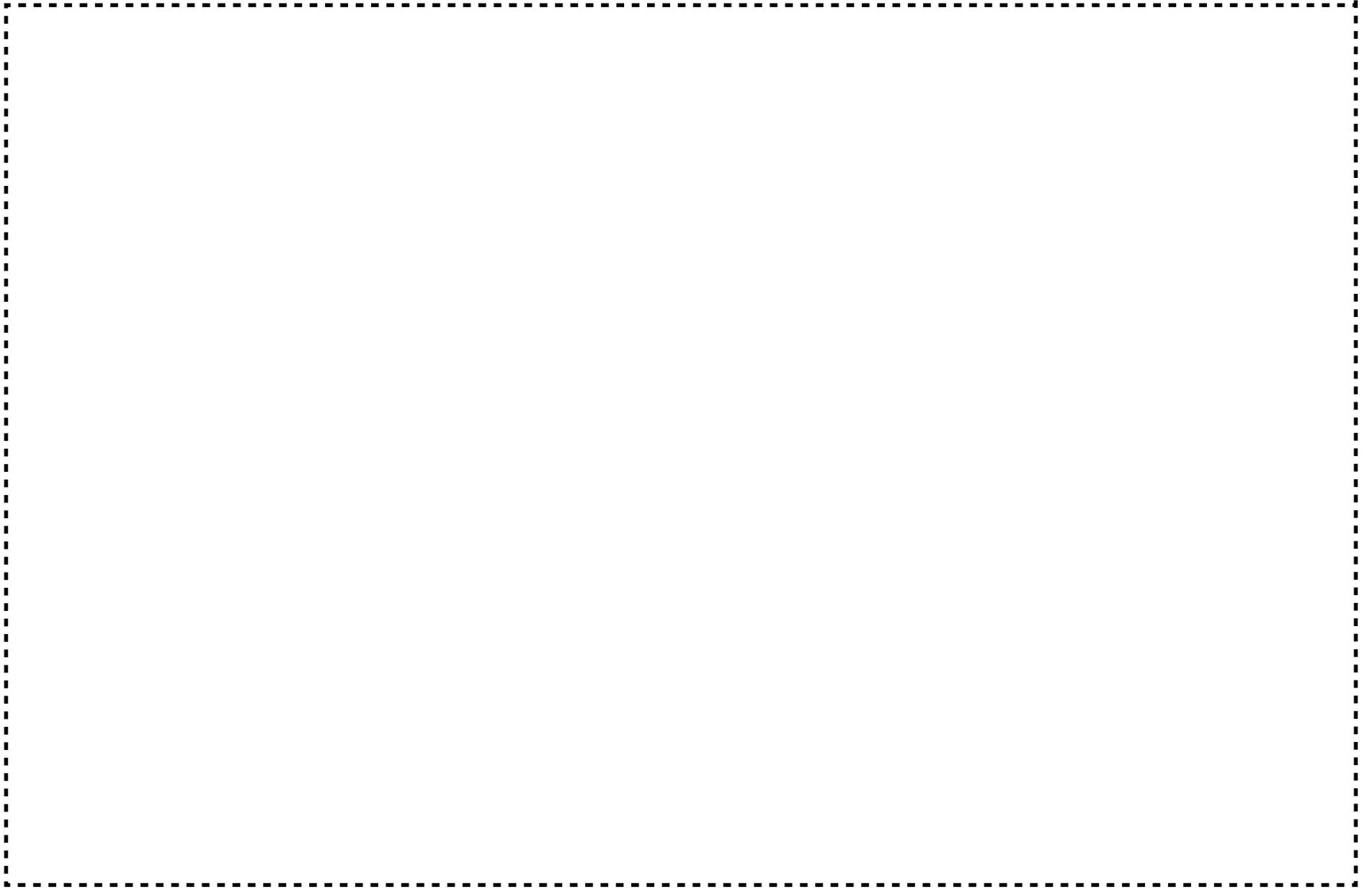


図-4 遮蔽設計区分(3階)

空白頁

添付書類

Ⅲ－５－２ 放射線遮蔽計算書

- (1) 直接線及びスカイシャインガンマ線の線量率計算書
- (2) 放射線遮蔽計算書

空白頁

添付書類

Ⅲ－５－２－(1) 直接線及びスカイシャインガンマ線の線量率計算書

## 目 次

1. 概要	添Ⅲ-5-2-(1)-1
2. 計算方法	添Ⅲ-5-2-(1)-1
2.1 線源の設定	添Ⅲ-5-2-(1)-1
2.2 線量評価	添Ⅲ-5-2-(1)-2
3. 計算結果	添Ⅲ-5-2-(1)-3
参考文献	添Ⅲ-5-2-(1)-3

## 1. 概要

本計算書は、定常臨界実験装置 S T A C Y の平常時における敷地境界の空間線量率を評価し、原子力科学研究所の人の居住の可能性のある敷地境界外における直接線量及びスカイシャイン線量が、空気吸収線量にして年間  $50 \mu\text{Gy}$  を下回ることを示すものである。線源は通常運転時に炉心で発生する U-235 の核分裂によるガンマ線及び中性子線並びに炉室内の運転に使用した燃料の発するガンマ線とし、直接線及びスカイシャインガンマ線による敷地境界位置（線源から 410 m 離れた位置；図 1 参照）での線量率を計算した。

## 2. 計算方法

### 2.1 線源の設定

通常運転時に S T A C Y から発される放射線は、(1)炉心から発生する放射線、(2)運転に使用した燃料から発生する放射線に大別される。なお、更新前の S T A C Y で運転に供した溶液燃料の線量は無視する<sup>1</sup>。

#### (1) 炉心で発生する放射線

S T A C Y の炉心は実験棟 A の炉室 (S) に構成される。炉室 (S) は水平方向に厚さ 180 cm、上方向に厚さ 150 cm の普通コンクリートで遮蔽されている。

炉心で発生する放射線として、S T A C Y が最大熱出力 200 W で運転しているものとし、U-235 の核分裂によるガンマ線（以下「一次ガンマ線」という。）を線源とした。また、炉室のコンクリートが中性子照射を受けることによって発生するガンマ線（以下「二次ガンマ線」という。）の寄与を評価するため、炉室の外側に二次ガンマ線の線源を設定する。二次ガンマ線源の強度を決定するに当たっては、遮蔽扉の外側のガンマ線束を 1 次元輸送コード ANISN を使用して計算し、炉室の断面積を乗じた。線源形状はいずれも等方点線源とした。なお、中性子束は遮蔽扉によって 8 桁強度が下がるため、外壁で発生する二次ガンマ線は無視する。

一次ガンマ線及び二次ガンマ線の線源位置を図 2 及び図 3 に、ガンマ線スペクトル及び中性子線スペクトルを表 1 及び表 2 にそれぞれ示す。

#### (2) 運転に使用した燃料から発生する放射線

炉心以外から発生する放射線として、炉室内の運転に使用した燃料から発生するガンマ線を線源として考慮した。運転に使用した燃料の放射能を最大に評価するため、S T A C Y が最大週間

---

<sup>1</sup> 実測によれば貯蔵設備表面で  $7 \mu\text{Sv/h}$ 、貯蔵室外ではバックグラウンド ( $<0.2 \mu\text{Sv/h}$ ) であり、今後運転に使用しないため増大することはない。

積算出力 0.3 kWh で 20 週連続運転を実施（2 年間の運転に相当）したものとし、停止直後のガンマ線強度を燃焼計算コード ORIGEN-2.2 及び評価済み核データ JENDL-3.3 を使用して計算した。また、STACY の燃料は燃焼度が極めて低いため、運転に使用した燃料を機器等を使用せず手動で取扱い、炉室内の任意の位置に移動させることができる。したがって、運転に使用した燃料は評価点に最も近い遮蔽に密着している等方点線源とした（図 2 及び図 3 参照）。運転に使用した燃料のガンマ線スペクトルを表 1 に示す。

## 2.2 線量評価

線量評価に当たり、炉室から水平方向に発される放射線については点減衰核積分コード QAD-CGGP2 コードを使用して直接ガンマ線の計算を行い、垂直方向に発される放射線については点減衰一回散乱近似コード G33-GP2 を使用してスカイシャインガンマ線の計算を行った。

### (1) 直接ガンマ線

直接ガンマ線の計算モデルを図 2 に示す。評価に当たり、一次ガンマ線、二次ガンマ線及び運転に使用した燃料からのガンマ線による線量率をそれぞれ計算して運転時間を乗じて合算した。運転時間は、STACY の年間積算出力の制限（3 kWh）から、最大週間積算出力 0.3 kWh での運転を 10 回くりかえすものとし、年間 15 時間とした。また、運転に使用した燃料については、運転終了後 1 週間分の寄与を考慮した。

なお、ANISN により計算した二次ガンマ線束に乗じる炉室の面積は、以下のように計算した。

$$A = \sqrt{(1260 \text{ cm})^2 + (1310 \text{ cm})^2} \times 1210 \text{ cm} = 2.2 \times 10^6 \text{ cm}^2$$

ここで、1260 cm, 1310 cm, 1210 cm はそれぞれ炉室の南北、東西、高さ方向<sup>2</sup>の大きさである。

### (2) スカイシャインガンマ線

スカイシャインガンマ線の計算モデルを図 3 に示す。ガンマ線源は(1)の直接ガンマ線の評価と同様に一次ガンマ線及び二次ガンマ線並びに運転に使用した燃料からのガンマ線とした。評価に当たっては、(1)と同様に運転時及び運転終了後の線量を考慮した。ANISN により計算した二次ガンマ線束に乗じる炉室の面積は、以下のように計算した。

---

<sup>2</sup> 計算モデル上の炉室高さは実際より低い 1,035cm としているが、ここでは炉室の面積を大きく見積もるために実際の高さを用いている。

$$A = 1260 \text{ cm} \times 1310 \text{ cm} = 1.65 \times 10^6 \text{ cm}^2$$

なお、G33-GP2 コードの評価傾向として、上部遮蔽体ありの場合、線量を過少評価する場合があることが報告されている<sup>[2]</sup>。このため、スカイシャインガンマ線の計算に当たっては、G33-GP2 コードでは上部遮蔽体をモデル化せず、ガンマ線源強度に QAD-CGGP2 コードで求めた（上部遮蔽ありの線量）／（上部遮蔽なしの線量）<sup>3</sup>を乗ずることにより上部遮蔽体の効果を考慮して評価した。

### 3. 計算結果

評価結果を表3に示す。敷地境界における直接線及びスカイシャインガンマ線による空間線量率は、平常時においてそれぞれ  $2.1 \times 10^{-3} \mu\text{Gy/年}$ 、 $2.3 \times 10^{-3} \mu\text{Gy/年}$ 、合計  $4.4 \times 10^{-3} \mu\text{Gy/年}$  であり、 $50 \mu\text{Gy/年}$ を下回る。

#### 参考文献

- [1] 坂本幸夫、田中俊一、「QAD-CGGP2 and G33-GP2; Revised versions of QAD-CGGP and G33-GP codes with the conversion factors from exposure to ambient and maximum dose equivalents」、日本原子力研究所、JAERI-M 90-110（1990）
- [2] (財)原子力安全技術センター編、「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル2015」（2015）

---

<sup>3</sup> 本評価においては  $3.7 \times 10^{-5}$

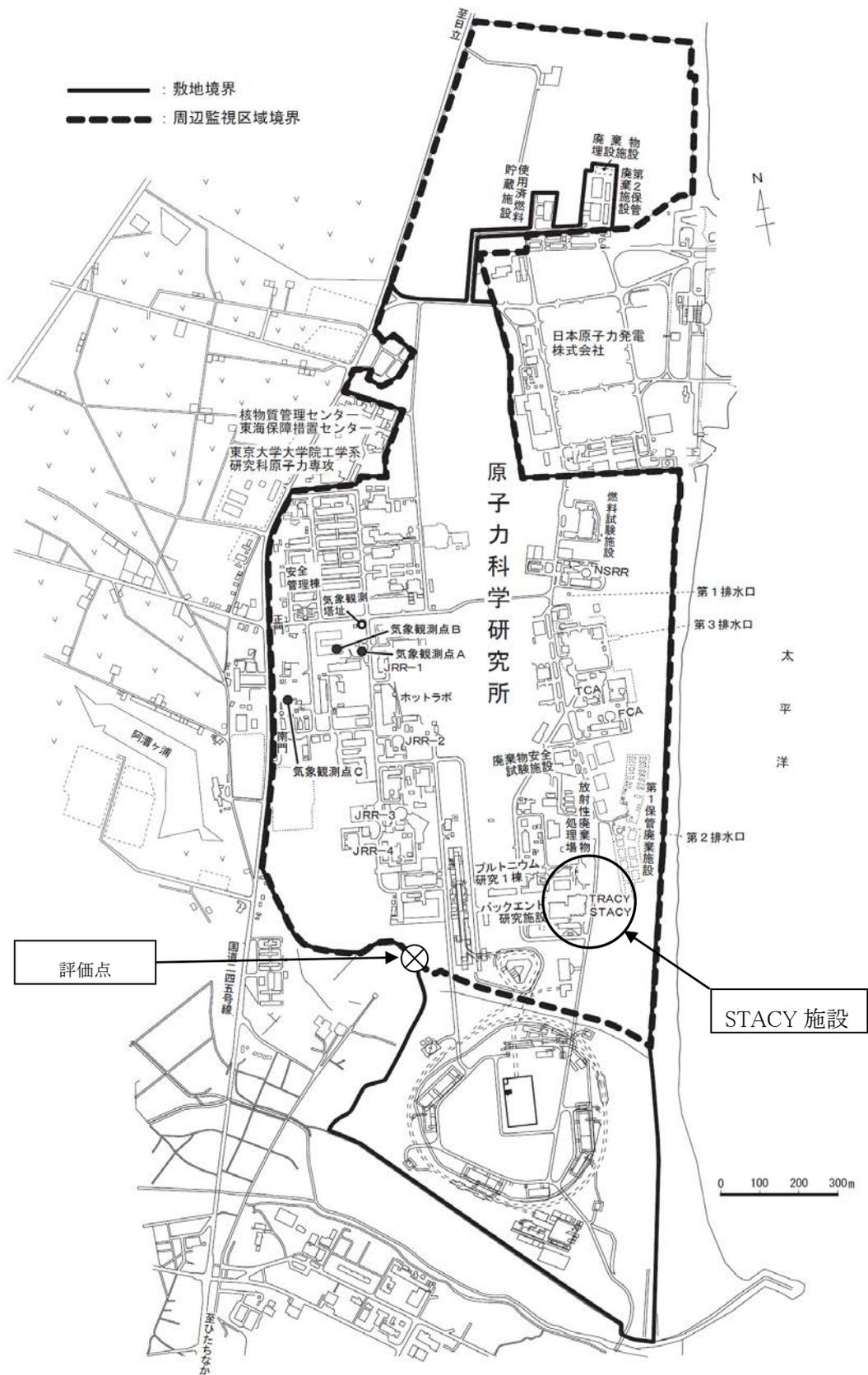


図1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価地点

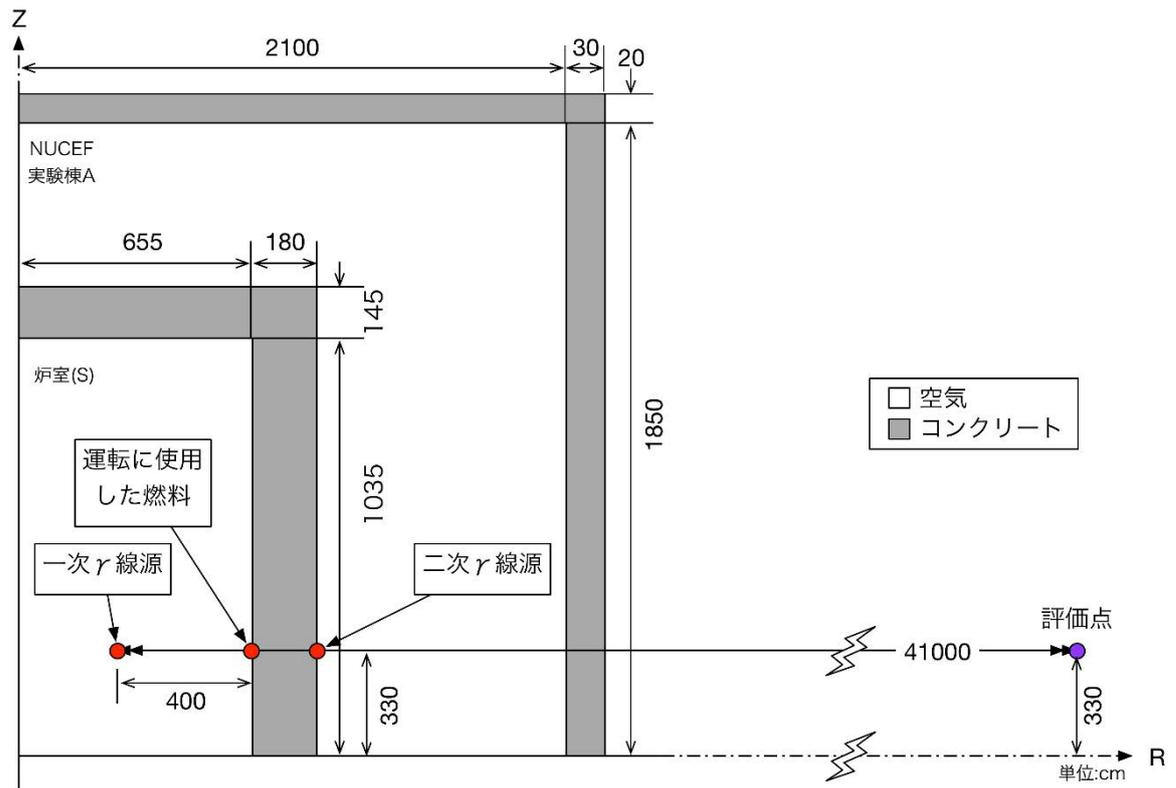


図2 直接ガンマ線の計算モデルと線源位置

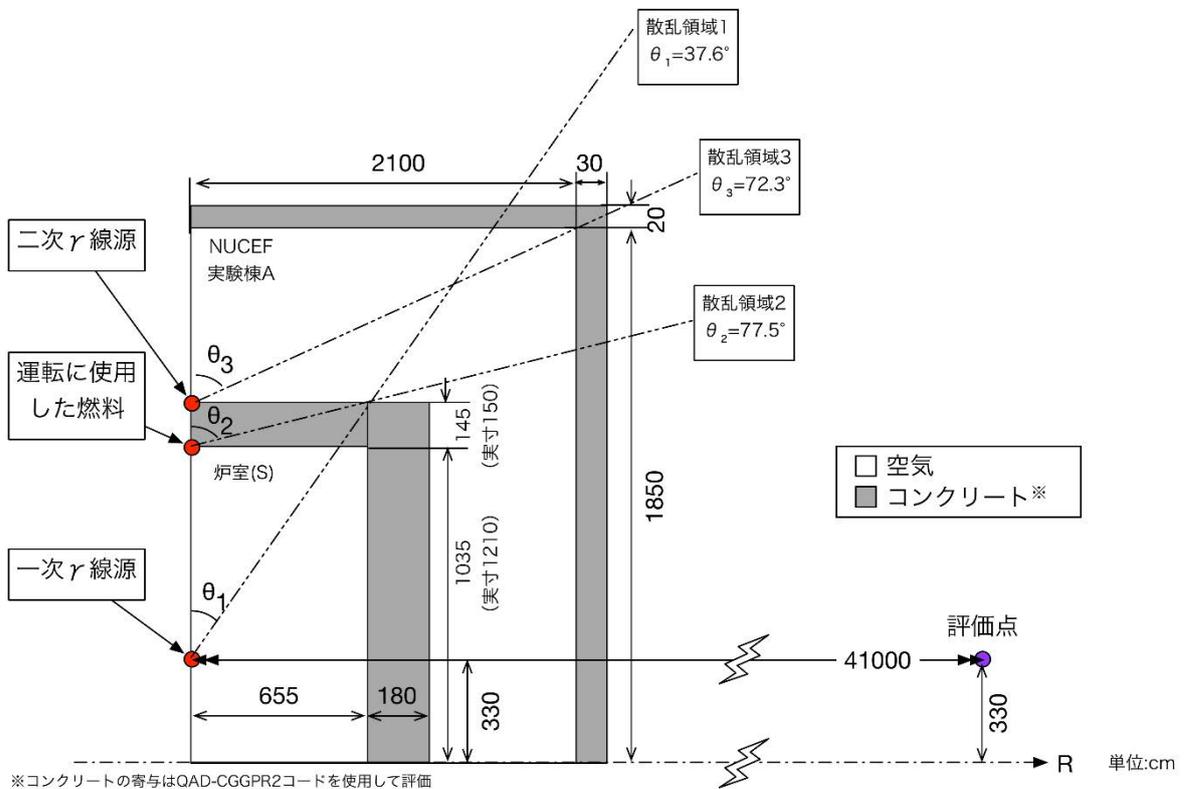


図3 スカイシャインガンマ線の計算モデルと線源位置

表1 STACY運転により放出されるガンマ線

(出力 200 W、運転に使用した燃料は 20 週連続最大積算出力運転直後)

上限エネルギー (MeV)	放出数* (本/核分裂)	核分裂放出率 (本/秒)	運転に使用した 燃料† 放出率 (本/秒)
10.0	0.020	$1.23 \times 10^{11}$	$2.09 \times 10^8$
8.0	0.015	$9.23 \times 10^{10}$	$8.06 \times 10^9$
6.5	0.03	$1.85 \times 10^{11}$	$1.56 \times 10^{11}$
5.0	0.058	$3.64 \times 10^{11}$	$1.53 \times 10^{11}$
4.0	0.154	$9.61 \times 10^{11}$	$8.01 \times 10^{11}$
3.0	0.162	$1.01 \times 10^{12}$	$1.05 \times 10^{12}$
2.5	0.285	$1.78 \times 10^{12}$	$1.64 \times 10^{12}$
2.0	0.320	$2.00 \times 10^{12}$	$1.66 \times 10^{12}$
1.66	0.509	$3.18 \times 10^{12}$	$2.68 \times 10^{12}$
1.33	0.892	$5.57 \times 10^{12}$	$3.69 \times 10^{12}$
1.0	0.615	$3.84 \times 10^{12}$	$3.61 \times 10^{12}$
0.8	1.011	$6.31 \times 10^{12}$	$3.84 \times 10^{12}$
0.6	1.143	$7.13 \times 10^{12}$	$4.10 \times 10^{12}$
0.4	0.571	$3.57 \times 10^{12}$	$2.11 \times 10^{12}$
0.3	0.571	$3.57 \times 10^{12}$	$2.03 \times 10^{12}$
0.2	0.571	$3.57 \times 10^{12}$	$2.12 \times 10^{12}$
0.1	0.286	$1.78 \times 10^{12}$	$1.30 \times 10^{12}$
0.05	0.286	$1.78 \times 10^{12}$	$2.75 \times 10^{12}$

※出典 JENDL-3.3 U-235 300K ポイントワイズデータ

† ORIGEN-2.2 及び JENDL-3.3 による評価

表2 STACY運転により放出される中性子線（出力200 W時、 $\nu=2.5$ ）

上限エネルギー (MeV)	放出比※ (-)	放出率 (本/秒)
15	0.0002	$3.48 \times 10^9$
12.2	0.0011	$1.73 \times 10^{10}$
10.0	0.0039	$6.13 \times 10^{10}$
8.18	0.0151	$2.36 \times 10^{11}$
6.36	0.0355	$5.55 \times 10^{11}$
4.96	0.0490	$7.64 \times 10^{11}$
4.06	0.1085	$1.69 \times 10^{12}$
3.01	0.0919	$1.43 \times 10^{12}$
2.46	0.0221	$3.44 \times 10^{11}$
2.35	0.1228	$1.92 \times 10^{12}$
1.83	0.2172	$3.39 \times 10^{12}$
1.11	0.1933	$3.02 \times 10^{12}$
0.55	0.1254	$1.96 \times 10^{12}$
0.111	0.0140	$2.18 \times 10^{11}$

※出典 JENDL-3.3 U-235 300K ポイントワイズデータ

表3 評価結果

線源	直接線 ( $\mu$ Gy/年)	スカイシャイン ガンマ線 ( $\mu$ Gy/年)	合計 ( $\mu$ Gy/年)
一次ガンマ線	$6.87 \times 10^{-4}$	$9.99 \times 10^{-5}$	$7.87 \times 10^{-4}$
二次ガンマ線	$8.41 \times 10^{-4}$	$3.53 \times 10^{-4}$	$1.19 \times 10^{-3}$
運転に使用した燃料 (運転中)	$1.41 \times 10^{-4}$	$4.49 \times 10^{-4}$	$5.90 \times 10^{-4}$
運転に使用した燃料 (運転後)	$4.24 \times 10^{-4}$	$1.35 \times 10^{-3}$	$1.77 \times 10^{-3}$
合計	$2.09 \times 10^{-3}$	$2.25 \times 10^{-3}$	<u><math>4.4 \times 10^{-3}</math></u>

空白頁

添付書類

Ⅲ－５－２－(2) 放射線遮蔽計算書

## 目 次

1. 概要 .....	添Ⅲ-5-2-(2)-1
2. 計算方法 .....	添Ⅲ-5-2-(2)-1
2.1 線源の設定 .....	添Ⅲ-5-2-(2)-1
2.2 着目計算点 .....	添Ⅲ-5-2-(2)-1
2.3 計算モデル .....	添Ⅲ-5-2-(2)-2
2.4 評価 .....	添Ⅲ-5-2-(2)-3
3. 計算結果 .....	添Ⅲ-5-2-(2)-3
参考文献 .....	添Ⅲ-5-2-(2)-4

## 1. 概要

本計算書は、定常臨界実験装置STACYの運転中における炉室（S）周辺の実効線量率評価を行い、管理区域内においては表1に示す遮蔽設計区画に応じた基準線量当量率を満足することを、管理区域外においては3月間の実効線量が1.3mSvを下回ることを確認するものである。

## 2. 計算方法

### 2.1 線源の設定

STACYの炉室（S）内の線源は、添付書類Ⅲ-5-2-(1)「直接線及びスカイシャインガンマ線による線量率計算書」に示した「(1)炉心から発生する放射線」（以下「線源(1)」という。）を用いる。また、平成元年3月29日付け元安(原規)第113号で認可を受けた設計及び工事の方法の認可申請書の添付計算書「I-ハ-2放射線遮へい計算書」（以下「既設計算書」という。）では運転に使用した棒状燃料からの放射線を無視していたが、本評価では、運転終了後に燃料をすべて取り出し、10分間で棒状燃料収納容器に移動するものとし、収納容器位置における「(2)運転に使用した燃料から発生する放射線」（以下「線源(2)」という。）の評価を行う。なお、更新前のSTACYで運転に使用した溶液燃料及び溶液燃料に汚染された廃棄物の寄与は無視できる<sup>1</sup>。

### 2.2 着目計算点

炉室（S）周辺で実効線量率を評価する箇所（既設計算書に言う「着目計算点」。以下同様に「着目計算点」という。）を図1（1）～（3）及び表2に示す。これらの内P<sub>1</sub>～P<sub>6</sub>及びP<sub>8</sub>～P<sub>9</sub>は、既設計算書に示す着目計算点である。また、P<sub>7</sub>'は、設置（変更）許可申請書において炉室上部を非管理区域としたことから、既設計算書のP<sub>7</sub>を移動したものである。

---

<sup>1</sup> 実測によれば溶液燃料貯蔵設備表面で7 μSv/h、貯蔵室外ではバックグラウンド (<0.2 μSv/h) であり、今後運転に使用しないため増大することはない。

## 2.3 計算モデル

各着目計算点の実効線量率評価は、1次元輸送計算コードANISN<sup>[1]</sup>を使用して行った。計算モデルを以下に示す。

### (1) 線源(1)の計算モデル

炉室(S)内の線源(1)の位置を図2に、線源(1)の計算モデルを図3に示す。体系は1次元球体系とし、中央に点線源を配置した。減速材及び反射材である軽水の遮蔽効果は無視した。線源と遮蔽の距離は、中性子がコンクリートを照射して発生する二次ガンマ線の影響を大きく評価するため、水平方向の計算にあつては、炉心から周辺の壁までの最短距離(約400cm)よりも短く、345cmとした。また、垂直方向の計算にあつては、炉心(又は棒状燃料貯蔵設備II)と天井までの距離(それぞれ約850cm、約770cm)より小さく、705cmとした。

### (2) 線源(2)の計算モデル

線源(2)の計算モデルを図4に示す。運転に使用した燃料は、手動で取扱い、炉室(S)内を移動させることができることから、水平方向の評価については遮蔽に密着した条件とするのが適切である。本評価では、水平方向の評価については、運転に使用した燃料を点線源として1次元球体系の中心にモデル化した。また、着目計算点も遮蔽に密着するものとした。なお、垂直方向の計算(着目計算点 $P_7'$ )にあつては、燃料を天井に密着させることはないものとして、図3の計算モデルを用いた。

## 2.4 評価

評価に当たり、管理区域内の着目計算点では、線源(1)と線源(2)に由来する実効線量率を合算し、遮蔽設計区画の基準線量当量率と比較した。また、管理区域外の着目計算点では、線源(1)については、STACYが最大出力200Wで週間最大積算出力0.3kWhに相当する運転を13週(3月間に相当)連続で繰り返すものとして評価した。線源(2)については、週間最大積算出力で20週連続運転(2年間の最大積算出力に相当)した後、燃料を棒状燃料収納容器に移動するものとし、運転終了後の燃料による1週(40時間)当たりの実効線量を評価した。このとき、実効線量は崩壊熱に比例して減衰するものとし、無限照射時間を仮定したボルスト・ホイーラーの式<sup>[2]</sup>により積算し、13倍した。管理区域外の線源(1)及び線源(2)の評価の式を以下に示す。

$$E = E_{\text{core}}^{(1)} + E_{\text{core}}^{(2)} + E_{\text{stock}}^{(2)}$$

$$E_{\text{core}}^{(1)} = \frac{H_{\text{core}}^{(1)}}{3600 \cdot 1000} \times T_R \times 13$$

$$E_{\text{core}}^{(2)} = \frac{H_{\text{core}}^{(2)}}{3600 \cdot 1000} \left( T_R + \int_0^{T_C} t^{-0.2} dt \right) \times 13$$

$$E_{\text{stock}}^{(2)} = \frac{H_{\text{stock}}^{(2)}}{3600 \cdot 1000} \left( \int_{T_C}^{(40 \times 3600 - T_R)} t^{-0.2} dt \right) \times 13$$

ただし、

E	管理区域境界の実効線量 (mSv/3月 (13週))
$E_{\text{core}}^{(n)}$	炉心の線源(n)による管理区域境界の実効線量 (mSv/3月)
$E_{\text{stock}}^{(n)}$	貯蔵設備の線源(n)による管理区域境界の実効線量 (mSv/3月)
$H_{\text{core/stock}}^{(n)}$	炉心/貯蔵設備の線源(n)による管理区域境界の実効線量率 ( $\mu\text{Sv/h}$ )
$T_R$	週間原子炉運転時間 (1.5時間=5400 s)
$T_C$	燃料移動時間 (10分間=600 s)

である。

## 3. 計算結果

計算結果を表3に示す。評価の結果、すべての着目計算点において基準値を満足することを確認した。

以上

参考文献

- [1] Koyama, K., et al., "ANISN-JR, A One Dimensional Discrete Ordinates Code for Neutron and Gamma-ray Transport Calculations," JAERI-M 6954, Japan Atomic Energy Research Institute, (1977)
- [2] ラマーシュ他、「原子炉の初等理論」、吉岡書店 (1974)

表 1 遮蔽設計区画及び区画に応じた基準線量当量率

区 画	立 入 時 間	基準線量当量率 ( $\mu$ Sv/h)
I	週48時間以内の立入り	$\leq 6$
II	週33時間以内の立入り	$\leq 30$
III	週16時間以内の立入り	$\leq 60$
IV	立入制限を行う (高線量率区域)	$> 60$

表2 着目計算点

着目 計算点	区画*1	遮蔽	遮蔽厚さ (cm)	線源(1)の評価		線源(2)の評価	
				遮蔽までの 距離(cm)	線源からの 距離(cm)	遮蔽までの 距離(cm)	線源からの 距離(cm)
管理区域							
P <sub>1</sub>	I	炉室(S)東壁	175	345	1090	0	175
P <sub>2</sub>	I	炉室(S)南壁	195	345	740	0	195
P <sub>3</sub>	I	炉室(S)西壁	205	345	610	0	205
非管理区域							
P <sub>4</sub>	—	炉室(S)東壁	175	345	1120	0	175
P <sub>5</sub>	—	炉室(S)南壁	195	345	790	0	195
P <sub>6</sub>	—	炉室(S)西壁	205	345	670	0	205
P <sub>7</sub> '	—	炉室(S)天井	145	705	850	705	145
P <sub>8</sub>	—	炉室(S)東壁 +実験棟A東壁	210 (175+35)	345	2290	0	210
P <sub>9</sub>	—	炉室(S)南壁 +実験棟A南壁	230 (195+35)	345	1140	0	230

\*1 表1に示す区画。なお、区画「—」は非管理区域の計算点を示す。

表3 遮蔽計算結果

着目計算点	区画*1	判定基準 (単位)	線源(1)の 評価結果	線源(2)の 評価結果*2	合計	判定
管理区域 (単位: $\mu\text{Sv/h}$ )						
P <sub>1</sub>	I	$\leq 6$ ( $\mu\text{Sv/h}$ )	1.96	1.55	3.51	良
P <sub>2</sub>			1.34	0.40	1.74	良
P <sub>3</sub>			1.15	0.22	1.37	良
非管理区域 (単位: $\text{mSv/3月}$ )						
P <sub>4</sub>	-	$\leq 1.3$ ( $\text{mSv/3月}$ )	0.04	0.30	0.34	良
P <sub>5</sub>			0.02	0.07	0.09	良
P <sub>6</sub>			0.02	0.03	0.05	良
P <sub>7'</sub>			0.43	0.10	0.53	良
P <sub>8</sub>			0.01	0.02	0.03	良
P <sub>9</sub>			<0.01	0.01	0.01	良

\*1 表1に示す区画。なお、区画「-」は非管理区域の計算点を示す。

\*2 運転後の燃料移動時間10分を考慮

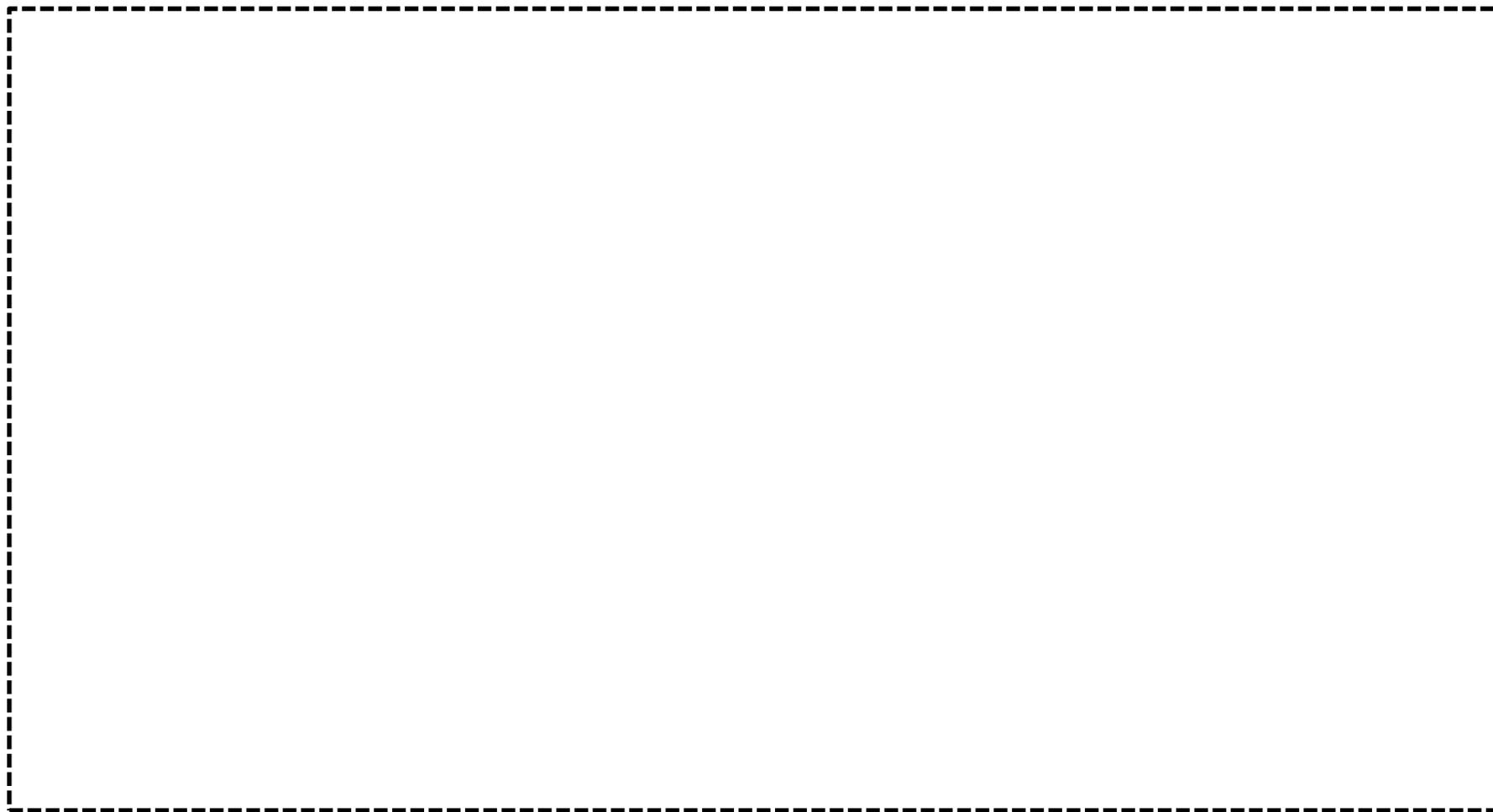


図1 (1) 着目計算点の位置 (実験棟1 F ; P<sub>1-3, 8, 9</sub>)



図1 (2) 着目計算点の位置 (実験棟2F ; P<sub>4-6</sub>)



図1 (3) 着目計算点の位置 (実験棟3F ; P<sub>7</sub>)

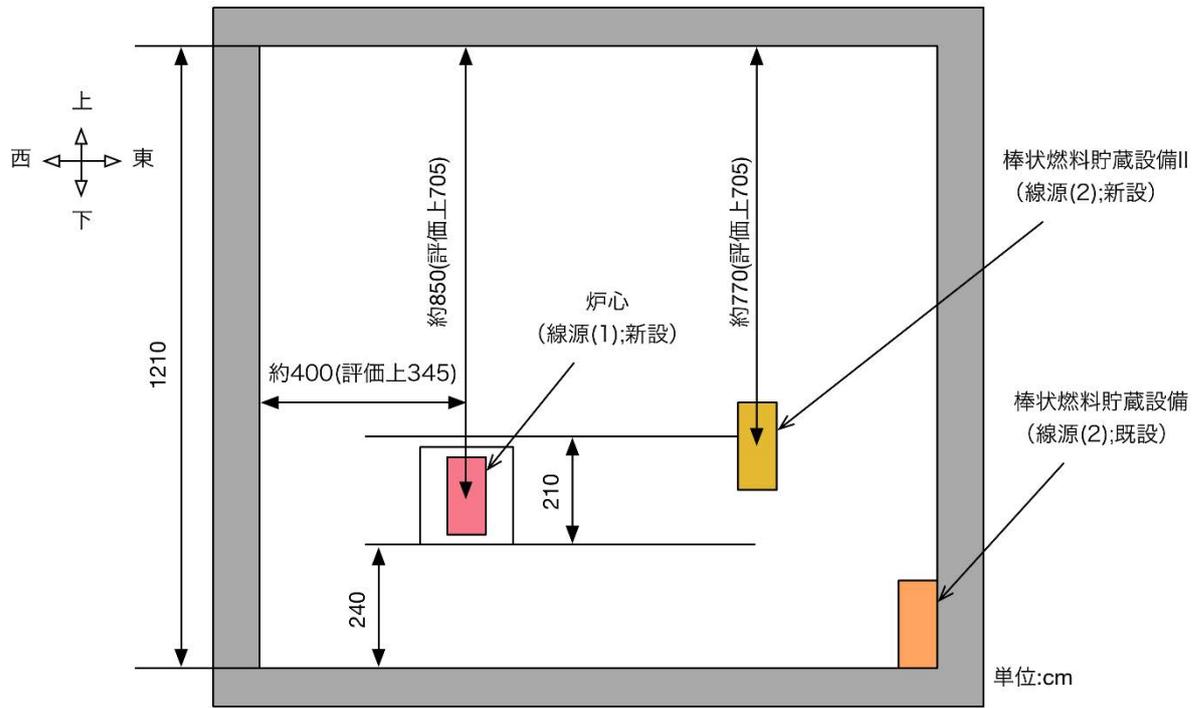


図2 炉室(S)内線源配置図

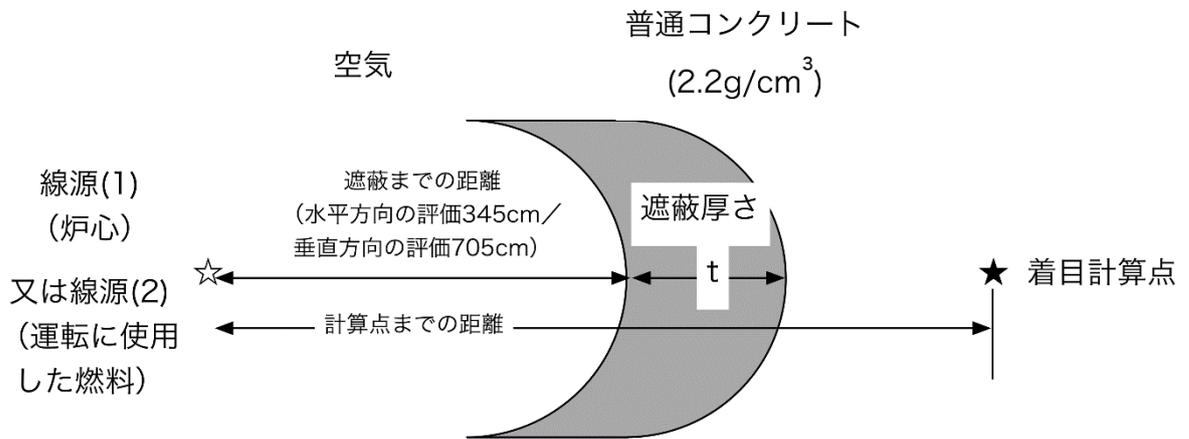


図3 遮蔽計算モデル (炉心)

(1次元球体系)

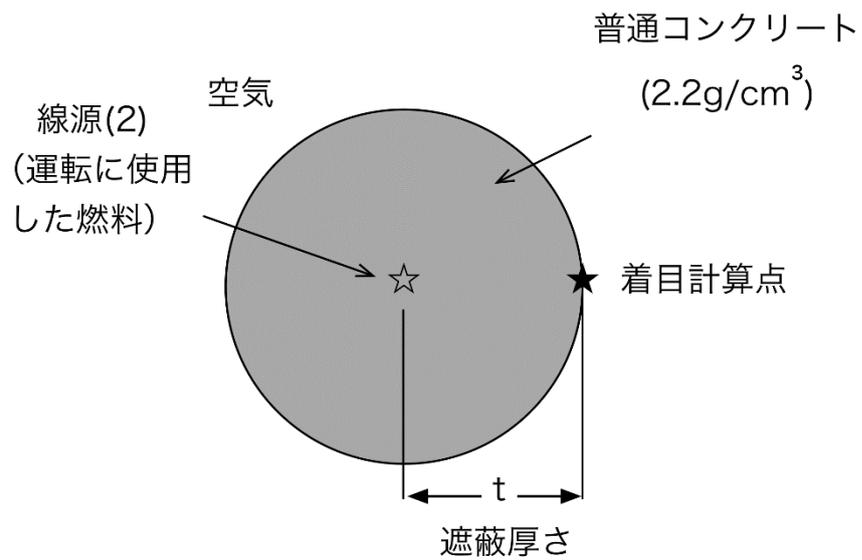


図4 遮蔽計算モデル (棒状燃料収納容器 (着目計算点  $P_7'$  を除く))

(1次元球体系)

## 6. 安全施設、安全設備の機能維持等(第11条、第21条)の適合性説明書

添付書類 Ⅲ－6－1 安全施設、安全設備の機能維持等についての説明書

空白頁

添付書類

Ⅲ－６－１ 安全施設、安全設備の機能維持等についての説明書

## 目 次

1. 概要 ..... 添Ⅲ-6-1-1
2. 基本方針 ..... 添Ⅲ-6-1-1
3. 詳細設計方針・内容 ..... 添Ⅲ-6-1-2

## 1. 概要

本説明書は、STACY施設を「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第7号）（以下「技術基準規則」という。）第11条（機能の確認等）及び第21条（安全設備）の要求事項に適合させるための設計方針について説明するものである。

## 2. 基本方針

### (1) 機能の確認等

技術基準規則第11条の要求に適合するよう、STACYの更新により新たに施設する原子炉容器その他の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、その安全機能の重要度に応じ適切な方法により原子炉の運転中又は停止中にできるように設計する。

なお、新たに施設する設備は既存の設備の機能の確認等に支障がないよう設置すること及び第11条の要求に施設時からの変更はないことから、既設の設備をそのまま使用する設備に関する適合性説明は省略する。

### (2) 安全設備

技術基準規則第21条第1項の規定により、安全設備を以下に掲げる各号の要求事項に適合するよう施設する。

なお、設計基準事故及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、その損壊又は故障その他の異常により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを生じさせるものではないが、STACY施設の安全設備として、設置(変更)許可において安全上の機能別重要度分類をクラス2（PS-2、MS-2）とした構築物、系統及び機器（ただし、炉心タンクを除く。）を考慮する。また、技術基準規則第2条第2項第28号ロに掲げる安全設備としては、MS-2のうち異常状態の緩和を果たす原子炉停止系の「安全板装置」及び「急速排水弁」並びに原子炉停止系への停止信号の発生に係わる安全保護系の「核計装設備」、「最大給水制限スイッチ」及び「安全保護回路」とする。

第1号の要求に適合するよう、技術基準規則第2条第2項第28号ロに掲げる安全設備は、STACY施設及びTRACY施設の間で共用及び接続しない設計とする。

第2号の要求に適合するよう、技術基準規則第2条第2項第28号ロに掲げる安全設備は、構成する機械又は器具の単一故障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所定の安全機能を達成できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能の性質、構造及び動作原理等を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保する設計とする。

第3号の要求に適合するよう、安全設備は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に予想される環境条件に対して十分余裕をもって耐えられ、その機能が維持できるよ

うに設計する。

第4号の要求に適合するよう、安全設備が火災により損傷を受けるおそれがある場合には、以下による。なお、設工認における消火設備の申請対象範囲は、技術基準規則第21条第1項第4号の要求事項に基づき安全設備の設置場所とする。

- ・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。
- ・必要に応じて火災の発生を感知する設備及び消火を行う設備を設ける。
- ・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。

第5号の要求に適合するよう、上記の消火を行う設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。

第6号の要求に適合するよう、安全設備はS T A C Y施設内部で発生が想定される飛来物により損傷を受け、S T A C Y施設の安全性を損なうおそれがある場合には、防護施設の設置その他の適切な損傷防止措置を講ずることにより、安全性を損なうおそれがないように設計する。

### 3. 詳細設計方針・内容

#### (1) 機能の確認等

新たに施設するS T A C Y施設の安全を確保する上で必要な設備の健全性及び能力を確認するために、原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検及び試験又は検査を実施できるよう外観の確認及び分解・開放による内部確認並びに機能・性能の確認ができる構造とする。構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則分解・開放が可能な設計とし、機能・性能の確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放点検が不要なものについては外観の確認のみが可能な設計とする。単体作動試験による機能・性能の確認のほか、所用の系統機能・性能を確認する必要のある設備については、系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。具体的には、以下の機器種別毎に示す保守点検及び試験又は検査が実施可能な設計とする。

##### a. タンク（炉心タンク、ダンプ槽）

- ・外観の確認が可能な設計とする。
- ・内部の確認が可能なように、マンホール等を設ける設計とする。
- ・系統試験による機能・性能及び漏えい確認が可能な設計とする。
- ・ダンプ槽については、水量、電導度が確認できる設計とする。

##### b. 格子板

- ・外観の確認が可能な設計とする。

c. 駆動装置等

(起動用中性子源、最大給水制限スイッチ及び給水停止スイッチの駆動装置、安全板駆動装置、可動装荷物駆動装置の駆動装置)

- ・外観の確認が可能な設計とする。
- ・分解・開放が可能な設計とする。
- ・単体作動試験による機能・性能の確認が可能な設計とする。

d. 給排水系

(ポンプ、弁、配管)

- ・外観の確認が可能な設計とする。
- ・分解・開放が可能な設計とする。ただし、配管を除く。
- ・系統試験による機能・性能及び漏えい確認が可能な設計とする。

e. 計測制御系統施設

(最大給水制限スイッチ、給水停止スイッチ、排水開始スイッチ、監視操作盤、モニタ盤、サーボ型水位計、高速流量計、低速流量計、炉心温度計、ダンプ槽温度計、ダンプ槽電導度計、安全保護回路、インターロック、警報回路)

- ・外観の確認が可能な設計とする。
- ・特性又は機能・性能検査が可能で、校正ができる設計とする。
- ・設定値確認ができる設計とする。
- ・ロジック回路動作確認ができる設計とする。

f. 支持構造物等

(格子板フレーム、実験装置架台及び移動支持架台、検出器配置用治具、安全板、ガイドピン、未臨界板、可動装荷物駆動装置の案内管、棒状燃料収納容器及び架台、炉室フード、固体廃棄物保管室 (I)、(II) 及び $\beta \cdot \gamma$  固体廃棄物保管室)

- ・外観の確認が可能な設計とする。

g. 炉心を形成する機器等

- ・原子炉の運転による性能確認が可能な設計とする。

h. 消火設備等

(消火設備、安全避難通路等、通信連絡設備)

- ・外観の確認が可能な設計とする。
- ・単体作動試験による機能・性能の確認が可能な設計とする。

## (2) 安全設備

技術基準規則第21条第1項各号への適合に係る設計内容は、以下のとおりである。

### <第1号>共用

技術基準規則第2条第2項第28号ロに掲げる安全設備（原子炉停止系の「安全板装置」及び「急速排水弁」並びに原子炉停止系への停止信号の発生に係わる安全保護系の「核計装設備」、「最大給水制限スイッチ」及び「安全保護回路」）は、STACY施設及びTRACY施設の間で共用しない。

### <第2号>多重性又は多様性の確保及び独立性

技術基準規則第2条第2項第28号ロに掲げる安全設備（原子炉停止系の「安全板装置」及び「急速排水弁」並びに原子炉停止系への停止信号の発生に係わる安全保護系の「核計装設備」、「最大給水制限スイッチ」及び「安全保護回路」）は、以下のように、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合を仮定しても所定の安全機能を達成できるよう、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を有する設計とする。

#### 原子炉停止系

- ・異常時には、スクラム信号により安全板装置による「安全板の落下」と排水系の急速排水弁の開による「炉心タンクからの排水」により原子炉を停止する、多様性及び独立性を確保した設計とする。
- ・「安全板装置」は、電源が喪失した場合でも、電磁石の消磁により、炉心タンク内に安全板を重力落下させるフェイルセーフ機構とする。
- ・「急速排水弁」は、2系統並列に設置して多重性を確保するとともに、圧縮空気で駆動し、圧縮空気又は電源が喪失した場合、スプリング反力により開放されるフェイルセーフ機構とする。

#### 安全保護系

- ・「安全保護系の核計装設備」は、異常な中性子束を検知し、安全保護回路を介して原子炉の緊急停止動作を自動的に開始させる。単一故障等が発生しても機能喪失しないように、電氣的、機械的に、チャンネル相互を分離した2チャンネルで構成し、多重性を有する設計とする。また、外部電源が利用できない場合においても所定の安全機能を達成できるよう、チャンネルごとに独立した無停電電源装置から給電する。独立性については、技術基準規則第32条（安全保護回路）の安全保護系を構成するチャンネルとしての独立性の確保への適合性を含めて第3回申請で示す。
- ・「最大給水制限スイッチ」は、異常な水位上昇を検知したときは、安全保護回路を介して原子炉の緊急停止動作を自動的に開始させる。単一故障等が発生しても機能喪失し

ないように、水面検知素子を2系統とした多重性を有する設計とする。また外部電源が利用できない場合においても所定の安全機能を達成できるよう、系統ごとに独立した無停電電源装置から給電する。独立性については、技術基準規則第32条（安全保護回路）の安全保護系を構成するチャンネルとしての独立性の確保への適合性を含めて第3回申請で示す。

- ・「安全保護回路」（安全保護系のうち、スクラム回路、スクラム遮断器及びこれらの監視装置部分）の多重性又は多様性の確保及び独立性については、安全保護系としての技術基準規則第32条（安全保護回路）への適合性と合せて第3回申請で示す。

#### <第3号> 環境条件

安全設備の設計条件については、想定される環境条件においても十分な余裕をもって機能維持できるよう、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、湿度、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を発揮できる設計とする。なお、STACYの炉心タンクは上部が開放されているため、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時においても炉心タンク等の圧力が上昇するおそれはなく、また、熱出力が低いことから、減速材等の温度の上昇及び放射線量の上昇も極めて小さい。

#### <第4号> 火災による損傷防止

施設内で火災が発生した場合の安全設備の損傷により、原子炉施設の安全性を損なわないよう、原子炉の停止機能及び停止状態維持機能を以下のように設計する。

- ・安全保護系は、火災によりケーブル断線となった場合（系の遮断時）に原子炉停止系を自動的に作動させるフェイルセーフ機構とする。
- ・原子炉停止系のケーブルが火災により断線となった場合、安全板装置は電磁石消磁による安全板の重力落下、排水系はスプリング反力による急速排水弁の開により炉心タンクから排水されるため、原子炉は停止する。
- ・原子炉停止系の作動後は、電源や駆動源がなくても、停止状態が維持される。なお、STACYは、最大熱出力200Wであり、炉心冷却は不要である。

以上の設計により、火災により安全設備が損傷しても原子炉施設の安全性が損なわれるおそれはないが、火災防護対策として以下の措置を講ずる。

##### （1）火災の発生防止

- ・安全設備には不燃性材料又は難燃性材料を使用

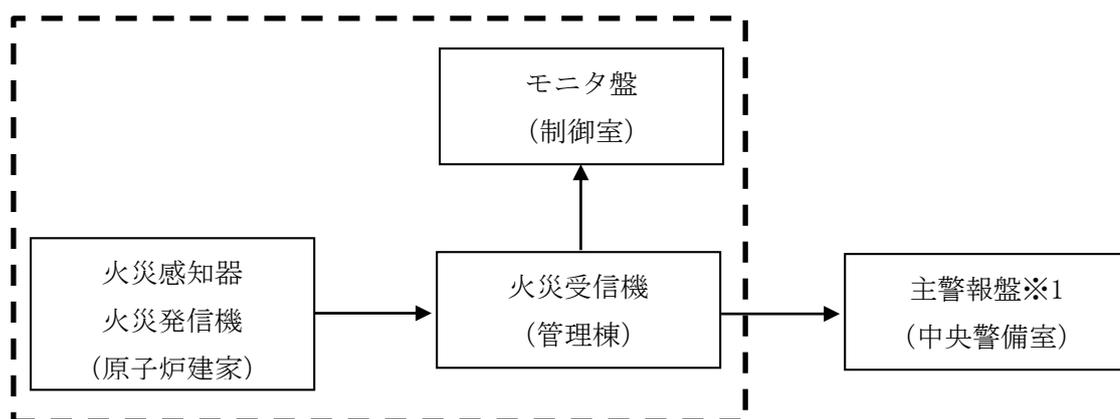
- ・電気設備の保護継電器、避雷設備の設置（避雷設備は設工認第4回（避雷設備）で申請する。）

- ・有機溶媒タンクの気相部の排気及び接地

(2) 火災感知及び消火

- ・STACY施設における火災規模は、その火災原因（電気系統の過電流、静電気を想定）から一般施設と同等であることから、消防法の設置基準に基づき、消火設備（自動火災報知設備、屋内外消火栓設備、連結散水設備、消火器）を設置（ただし、「2.基本方針」で記載したとおり消火設備の設工認の申請対象範囲は、技術基準規則第21条第1項第4号の要求事項に基づき安全設備の設置場所とする。）

- ・火災発生時は、火災感知器又は火災発信機（火災を発見した人による手動操作）から火災受信機に信号が発信されるとともに、制御室のモニタ盤の警報窓に表示及び発報（図1参照）



自動火災報知設備の申請範囲

※1 自動火災報知設備に係る申請は、原子炉運転中に安全設備が火災により損傷を受けるおそれがある場合に、火災の発生を感知する設備及び火災を発見した人による手動操作により火災の発生を発信する設備に関するものである。夜間休日（原子炉停止中）に火災の発生を知らせる主警報盤は、申請の範囲外とする。なお、主警報盤は、設工認第2回（溶液燃料貯蔵設備）及び設工認第4回（液体廃棄物の廃棄設備）の漏えい検知器の警報発報場所として申請する。

図1 自動火災報知設備の系統図

(3) 火災の影響軽減

- ・電線管によるケーブルの保護及び隔離（設工認第3回（安全保護回路）で申請する。）
- ・有機廃液の貯槽の区画配置及び漏えいがあった場合の堰による漏えい拡大防止（区画配置については平成3年5月2日付け3安（原規）第24号で設計及び工事

の方法の認可を受けたとおりである。堰については設工認第4回（液体廃棄物の廃棄設備）で申請する。）

- ・非常用発電機の燃料タンクの区画配置及び漏えいがあった場合の堰による漏えい拡大防止（区画配置及び堰については平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。）
- ・可燃性又は難燃性固体廃棄物は、原則金属製容器に収納保管

#### <第5号> 消火設備の破損等が起きた場合の停止機能維持

消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合でも、以下に示す原子炉停止機能の特徴及び設計考慮から、原子炉を安全に停止できる。

- ・原子炉停止系や安全保護系が、消火設備（屋内外消火栓設備）の破損、誤作動又は誤操作により被水して系が遮断した場合でも、フェイルセーフ設計により、自動的に原子炉をスクラム（安全板挿入及び排水弁開）させる。その停止状態は、電源や駆動源なしに維持される。
- ・制御室に手動スクラムボタンを設け、火災及び消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合に原子炉を安全に停止させる。また、制御室周辺で火災等が発生し、制御室の手動スクラムボタンが使用できない場合においても、制御室外（管理棟）に設ける安全スイッチにより原子炉を安全に停止することができる。
- ・連結散水設備の放水ヘッド及び配管系統は、炉室内に設置しないため、破損、誤作動又は誤操作が発生した場合でも、原子炉停止機能に影響はない。

#### <第6号> 内部飛来物による損傷防止

S T A C Y施設において発生が想定される飛来物としては、高速回転機器である非常用発電機のタービンの破損に伴うものがあるが、2台ある非常用発電機は、いずれも独立した部屋に設置されており、安全設備とは隔離されているので、その飛来物によって安全設備が損傷するおそれはない。

空白頁

## 7. 溢水による損傷の防止（第19条）の適合性説明書

添付書類 Ⅲ－7－1 溢水防護についての説明書

空白頁

添付書類

Ⅲ－７－１ 溢水防護についての説明書

## 目 次

1. 概要 .....	添Ⅲ-7-1-1
2. 基本方針 .....	添Ⅲ-7-1-1
3. 詳細設計方針・内容.....	添Ⅲ-7-1-1
 【補足資料1】	
安全保護系や原子炉停止系の電源系統に設置する 漏電遮断器について .....	添Ⅲ-7-1-7

## 1. 概要

本説明書は、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第7号）（以下「技術基準規則」という。）第19条（溢水による損傷の防止）の要求事項に適合させるための設計方針を説明するものである。

## 2. 基本方針

技術基準規則第19条第1項の要求に適合するよう、STACYが、施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じる。

技術基準規則第19条第2項の要求に適合するよう、STACYが、施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じる。

## 3. 詳細設計方針・内容

STACYでは、以下の詳細設計方針により、原子炉停止系の機能喪失防止及び溢水による臨界の防止が可能な設計となっているため、溢水防護対象設備は選定されない。

### (1) 原子炉停止系の機能喪失防止

施設内における溢水が発生した場合にも安全性を損なわないよう、原子炉の停止機能及び停止状態維持機能を以下のように設計する。

なお、STACYは、最大熱出力が200Wと低いため炉心冷却は不要で、放射性物質の内蔵量が少なく公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないので放射性物質の閉じ込め機能の維持は不要である。

- ・安全保護系（「安全保護系の核計装設備」、「最大給水制限スイッチ」及び「安全保護回路」）は、溢水により電源系統が短絡し、系の遮断が生じても（※）原子炉停止系を自動的に作動させるフェイルセーフ機構とする。
- ・原子炉停止系（「安全板装置」及び「排水系」）は、溢水により電源系統が短絡し、系の遮断が生じても（※）、電磁石消磁により安全板を重力落下させ、圧縮空気供給用の電磁弁消磁によるスプリング反力により急速排水弁を開として軽水を排水させるフェイルセーフ機構とする。
- ・原子炉停止系の作動後は、電源や駆動源がなくても、停止状態が維持される。

---

※：安全保護系（「安全保護系の核計装設備」、「最大給水制限スイッチ」及び「安全保護回路」）及び原子炉停止系（「安全板装置」及び「排水系」）には、全ての電源系統に漏電遮断器を設置している。したがって、溢水により電源系統が短絡した場合は、確実に系の遮断が生じる設計となっている。

## (2) 溢水による臨界の防止

溢水による臨界を防止するため、炉心タンクに水が流入するおそれがないよう、以下のように設計する。

- 1) 溢水により炉心タンクに給水されないよう、炉心タンクへの給水は地階からポンプの汲み上げにより行う。
- 2) 炉室内の炉心タンクの上方には水を内包する機器及び配管（上水、プロセス冷却水等）は設置しない。また、火災検知により自動で散水するスプリンクラー設備等の設備はない。
- 3) STACY施設内で火災が発生した場合は、制御室の手動スクラムボタンにより原子炉を停止する。万一手動スクラム操作が行われず、消火活動により炉心タンクに散水する場合においては、炉室に入室（遮蔽扉開）した時点でスクラムにより排水弁開となり、排水が開始される。炉心タンクに散水しても、以下のとおり水が溜まることはなく、臨界となるおそれはない。
  - ・屋内消火栓の放水想定量は300L/minであり、一方、炉心タンクの排水流量は約2000L/min(モックアップ試験結果)である。
  - ・ダンプ槽は上部開放型（上部にベントロを設置）であるため、炉心タンクから排水された軽水は、ダンプ槽を経由して炉下室内に放出される。

## (3) 管理区域外への漏えい防止

### 1) 溶液燃料貯蔵設備

既設の溶液燃料貯蔵設備は、溶液燃料を内包する容器又は配管の破損によって放射性物質を含む液体があふれ出た場合においても、当該液体の管理区域外への漏えいを防止するため以下のように設計されている。

### イ. 地震起因による機器類の全数破損に対する考慮

- ・機器類に作用する設計用地震力は、原子炉建家及び溢水源機器のうち最大の重要度によるものとし、耐震Bクラス設備に適用される地震力を想定する。溶液燃料貯蔵設備のうち溢水源となるU溶液貯槽、U溶液校正ポット及びノックアウトポット（I）は、従来、耐震Bクラス以上で設計（設工認第2回申請により耐震Cクラスに変更）、製作しているものであり、耐震Bクラスの設備に適用される設計用地震力を考慮しても、破損するおそれはない。

### ロ. ランダム故障による機器類の単一破損に対する考慮

- ・溶液燃料を取り扱う機器、配管又は貯槽が破損した場合でも、それらを設置するグローブボックス（以下「GB」という。）及び貯槽室の床面をドリフトレイ（既設）とし、当該場所における最大の取扱量又は貯蔵容量を有する機器の単一の破損

を想定しても、その全量を保持する設計としている。ドリフトレイの保持量に関する評価を表1に示す。

- G B及び貯槽室のドリフトレイには漏えい検知器を設け、漏えいを速やかに検知することができる。また、漏えいした溶液燃料は、真空設備により予備のU溶液貯槽（容量420L）に全量回収可能な設計としている。
- なお、溶液燃料の移送後は、異なるU溶液貯槽を連結する配管等の弁を開放し、配管中に溶液燃料が満たされない状態で貯蔵しているため、U溶液貯槽の単一破損を想定しても、サイフォン現象により他のU溶液貯槽からの溢水が発生するおそれはない。また、万一、運転員の誤操作により弁の開操作を行わなかった場合でも、弁が閉状態であるため、サイフォン現象により他のU溶液貯槽からの溢水が発生するおそれはない。溶液燃料貯蔵設備の系統概略図について、図1に示す。

#### ハ、地震によるスロッシングに対する考慮

- 溶液燃料貯蔵設備の機器類は、地震によるスロッシングにより内包する液体があふれ出ることを防止するため、上部開放型でない構造設計としている。

表1 G B及び貯槽室ドリフトレイの保持量

破損を想定する機器*1			設置場所のドリフトレイの仕様		
名称	容量 [L]	設置場所	面積 [cm]	高さ [cm]	保持量 [L]
U溶液校正 ポット*2	12	溶液燃料貯蔵設備 グローブボックス(I)	50×250	9	110
ロックアウト ポット(I)*2	12				
U溶液貯槽	420	溶液貯蔵室-7	410×390	10	1500
		溶液貯蔵室-9	410×670	10	2700

\*1：設置場所における最大の取扱量又は貯蔵容量を有する機器。

\*2：U溶液校正ポットとロックアウトポット（I）は同一G B内（溶液燃料貯蔵設備グローブボックス(I））に設置しており、溢水源としてはどちらか一方の破損を想定する。

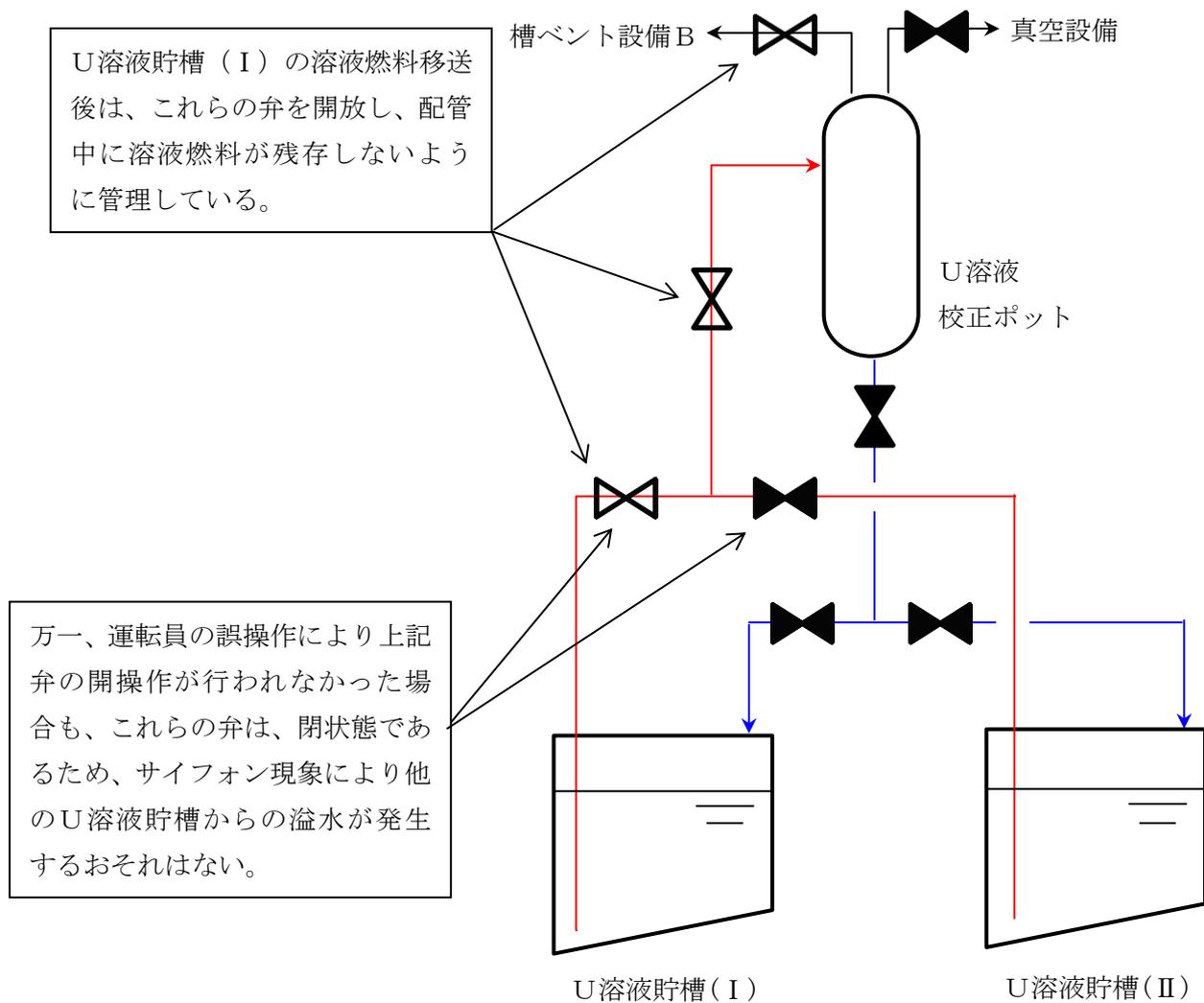


図1 溶液燃料貯蔵設備の系統概略図

## 2) 液体廃棄物の廃棄設備

既設の液体廃棄物の廃棄設備は、放射性物質を含む液体（液体廃棄物）があふれ出た場合でも、当該液体の管理区域外へ漏えいを防止するように設計されている。なお、液体廃棄物の廃棄設備の堰及び漏えい検知器の設計仕様については、第4回申請で示す。

補足資料

安全保護系や原子炉停止系の電源系統に設置する漏電遮断器について

安全保護系（「安全保護系の核計装設備」、「最大給水制限スイッチ」及び「安全保護回路」）及び原子炉停止系（「安全板装置」及び「排水系（急速排水弁）」）の電源系統に設置する漏電遮断器について、原理、系統図、設置場所を以下に示す。

(1) 漏電遮断器の原理

当該施設の漏電遮断器は、漏電（電気が正規ルートを通らずアースに流れること。）した場合に生じる回路内の行きと帰りの電流絶対値の差を検知し、その差が一定以上（200mA 又は 400mA）となった場合に回路を遮断する構造となっている。

(2) 安全保護系及び原子炉停止系の電源系統概略図（設置場所を含む。）を図 1 に示す。

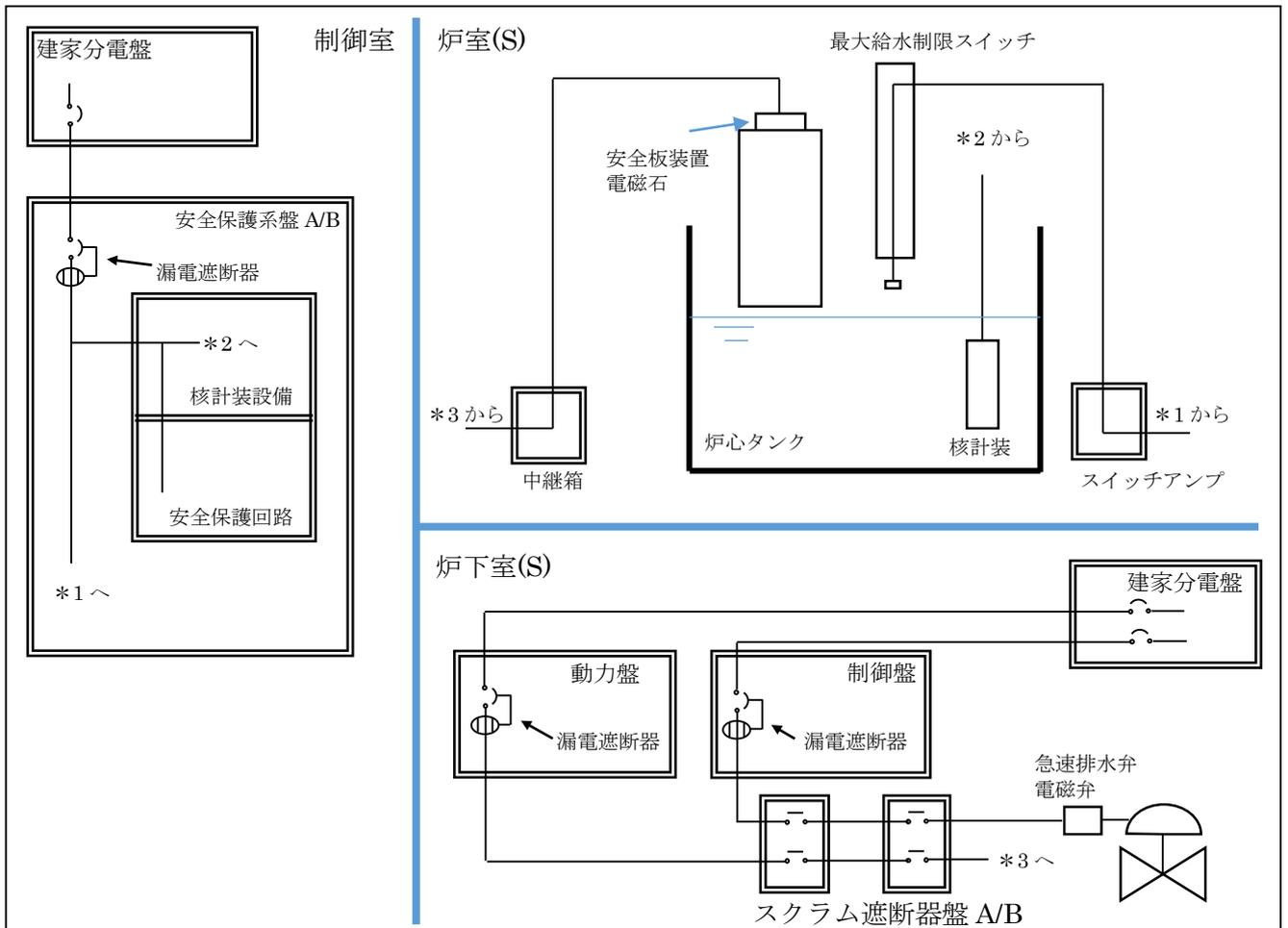


図 1 安全保護系及び原子炉停止系の電源系統概略図

空白頁

## 9. 炉心及び反応度制御（第10条、第22条、第33条）の適合性説明書

- 添付書類 III-9-1 炉心等についての説明書
- 添付書類 III-9-2 反応度制御についての説明書
- 添付書類 III-9-3 反応度制御についての評価書

空白頁

添付書類

Ⅲ－９－１ 炉心等についての説明書

## 目 次

1. 概 要 ..... 添Ⅲ-9-1-1
2. 基本方針 ..... 添Ⅲ-9-1-1
3. 詳細設計方針・内容 ..... 添Ⅲ-9-1-1

## 1. 概 要

本説明書は、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第7号）（以下「技術基準規則」という。）第22条（炉心等）の要求事項に適合させるための設計方針及び適合性確認の基本方針を説明するものである。

なお、減速材及び反射材には軽水を用いるため、それらに係る構造上の要求事項は適用外とする。また、炉心は冷却を必要とせず、減速材及び反射材の給水速度も低く流れの乱れや渦も生じないことから、高サイクル疲労を生じさせるおそれのある振動は発生しない。このため、第3項の規定は適用外とする。

## 2. 基本方針

技術基準規則第22条第1項の要求に適合するよう、燃料体及び炉内構造物は、運転時における圧力、温度及び放射線につき想定される最も厳しい条件の下において、必要な物理的及び化学的性質を保持できるものとする。

技術基準規則第22条第2項の要求に適合するよう、燃料体及び炉内構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体及び炉内構造物に加わる負荷に耐えるものとする。

## 3. 詳細設計方針・内容

### <技術基準規則第22条第1項>

既設のものをそのまま使用する棒状燃料については、技術基準規則の要求事項に施設時からの変更はなく、更新により運転時の圧力条件は下がること、溶液燃料（ウラン硝酸水溶液）から軽水に変更するため環境条件が緩和されること、温度及び放射線につき想定される条件は変わらないことから、要求事項に適合する設計となっている。

棒状燃料の自重を支持する定盤並びに炉内構造物（格子板フレーム、格子板）及びその支持構造物（フレーム台座、格子板フレーム受座）の運転時の圧力、温度及び放射線の条件は、材料の物理的及び化学的性質に著しい影響を及ぼさないため、施設に属する容器、管、ポンプ、弁並びにこれらを支持する構造物と同様に、旧技術基準規則第7条の規定に係る細則として定められた「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準（15科原安第13号）」の材料に係わる規定に準じて選定を行う。

### <技術基準規則第22条第2項>

既設のものをそのまま使用する棒状燃料については、技術基準規則の要求事項に施設時からの変更はなく、更新により附加荷重として想定する最高使用圧力、地震力は下がることから、要求事項に適合する設計となっている。

炉内構造物（格子板フレーム、格子板）及びその支持構造物（フレーム台座、格子板フレーム受座）の、最高使用圧力、自重、附加荷重その他の炉内構造物に加わる負荷に耐え

るものであることの適合性説明及び適合性確認結果は、「添付書類 1. 地震による損傷の防止（第5条、第6条）の適合性説明書」に示す。

添付書類

Ⅲ－９－２ 反応度制御についての説明書

## 目 次

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

## 1. 概 要

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

## 2. 基本方針

### (1)原子炉施設の機能

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

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

### (2)反応度制御系統及び原子炉停止系統

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

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

第2号の要求については、反応度制御に制御棒を用いないので適用外である。

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

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

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

第3号の要求に適合するよう、STACY施設の損壊又は故障その他の異常が生じた場合において、原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、速やかに原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できるものとする。

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

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

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

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

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

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

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

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

### 3. 詳細設計方針・内容

#### (1) 原子炉施設の機能

<技術基準規則第10条>原子炉施設の機能

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

このとき、浸水に対し炉心の未臨界を確保するため、次の対策（運用制限）を講じ

る。

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

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

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

## (2) 反応度制御系統及び原子炉停止系統

### <技術基準規則第33条第1項> 反応度制御系統

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

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

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

#### <技術基準規則第33条第2項>原子炉停止系統

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

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

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

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

#### <技術基準規則第33条第3項>制御材

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

#### <技術基準規則第33条第4項>制御材駆動設備

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

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

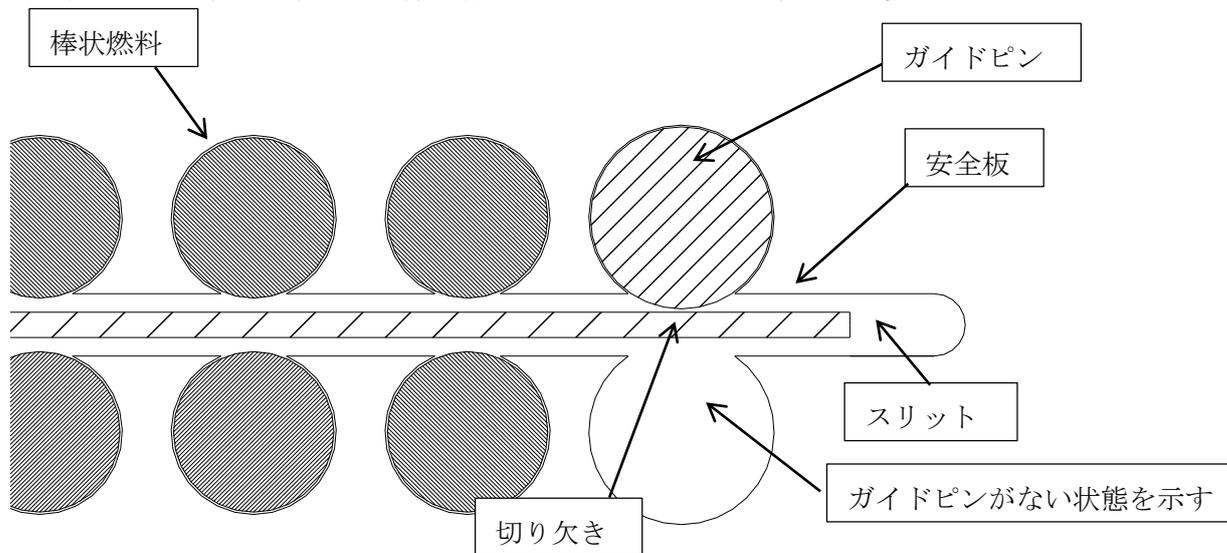
なお、給水系により給水する場合の正の反応度添加率の評価に関する基本方針及び評価結果については、添付書類「Ⅲ-9-3 反応度制御についての評価書」で示す。

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

このように、安全板は重力による落下で挿入するため動力を必要としない。

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

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



#### <技術基準規則第33条第6項>原子炉停止系統・反応度制御系統の共用

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

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

関係しない。

補足資料

## 起動用中性子源の挿入位置による反応度変化が無視できることについて

STACYの起動用中性子源について、挿入位置による反応度変化を計算した。計算結果を図1(1)～(3)に示す。対象は添付計算書Ⅲ-9-3-(2)「基本炉心(1)の核的設計計算書」に示した格子間隔 1.27、1.50、2.54cm の炉心のうち、臨界水位が 40、70、140cm の炉心を 9 種類選定した。計算モデルには棒状燃料の他、炉心タンク内の定盤及び中性子源案内管をモデル化し、中性子源としては  $\text{Am}_2\text{O}_3$  0.72 g、Be 9.2 g の混合物を実機と同じ厚みのステンレスケースで覆って配置し、X 方向位置をパラメータとした（参考図参照）。計算には連続エネルギーモンテカルロコード MVP2 及び評価済核データ JENDL-3.3 を使用し、ヒストリー数は 5 億（スキップバッチを除き実効 4.98 億）とした。なお、計算結果の不確かさ ( $1\sigma$ ) は 0.00006 ( $\beta=0.007$  としたとき約 1 セント) 程度であり、エラーバーは図のシンボル (○、□、×) の大きさと同程度である。

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

以上のことから、起動用中性子源が運転に及ぼす影響は無視することができる。

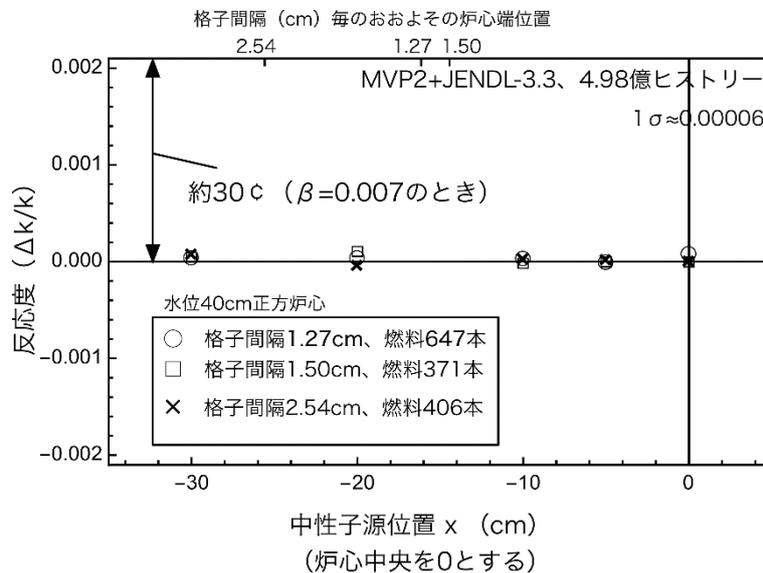


図1(1) STACYの起動用中性子源の挿入位置による効果（臨界水位 40cm）  
(次頁に続く)

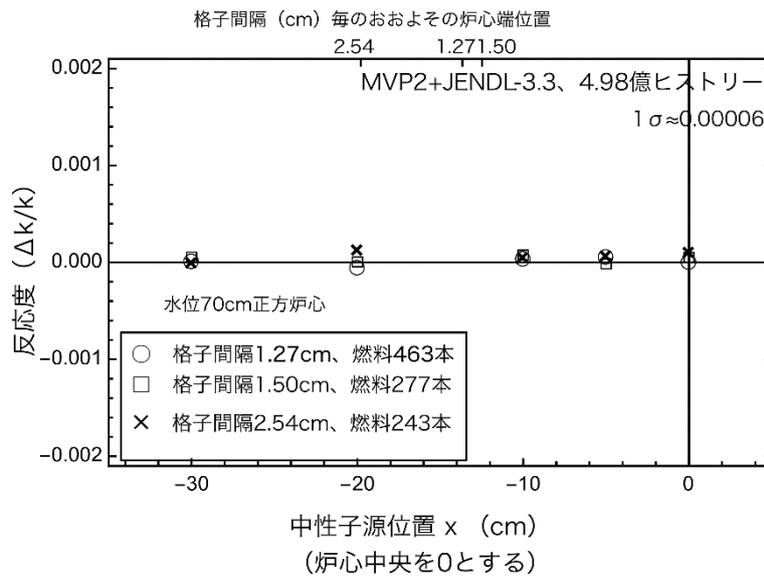


図 1 (2) STACY の起動用中性子源の挿入位置による効果 (臨界水位 70cm)

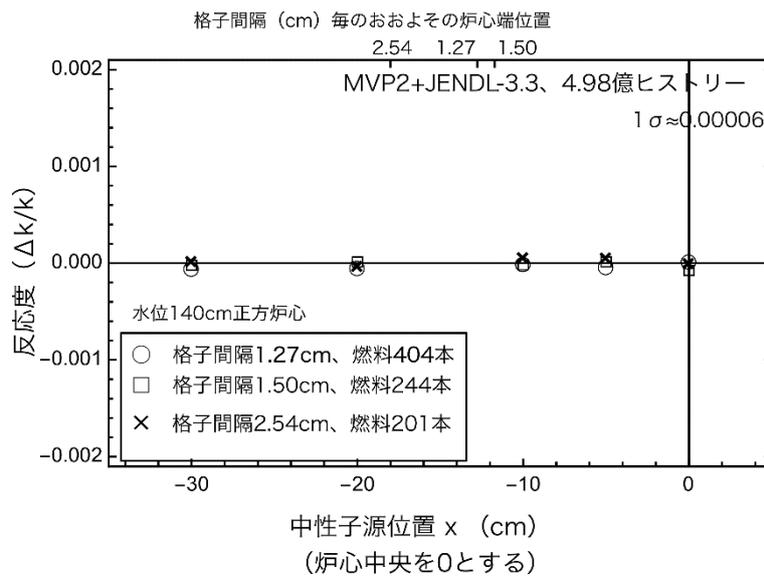
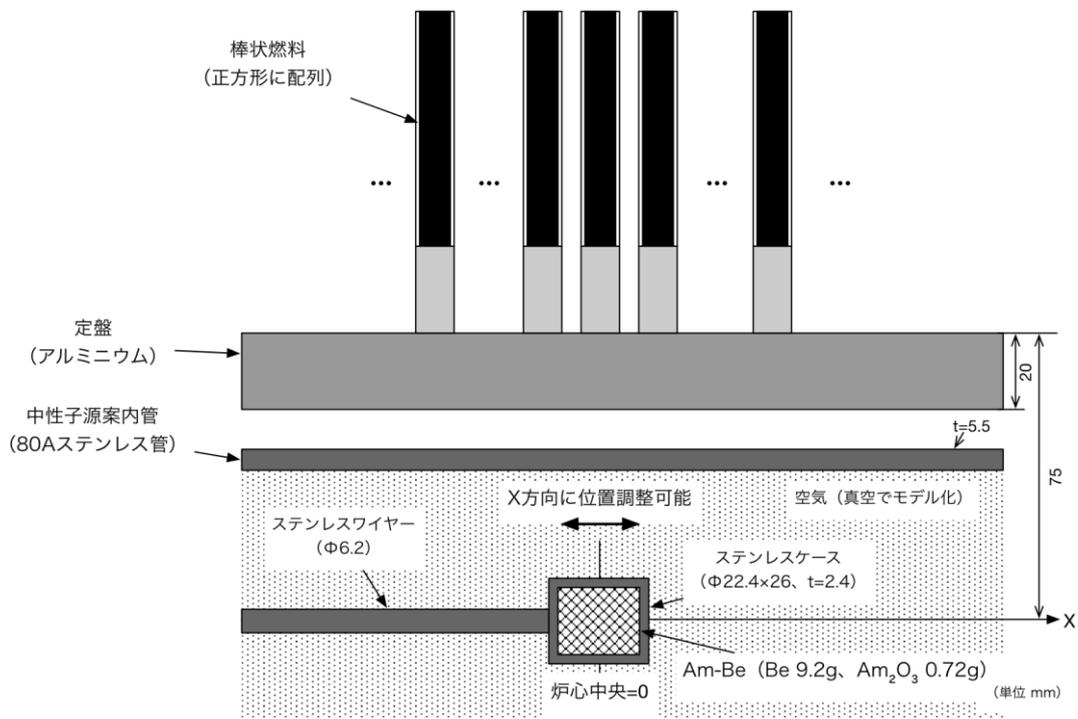


図 1 (3) STACY の起動用中性子源の挿入位置による効果 (臨界水位 140cm)



参考図 起動用中性子源計算モデル概要

## 給排水系モックアップ試験の概要

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

試験の結果、実機における給排水系の要求性能を満足できる見通しを得た。

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

**(1) 給水ポンプ性能試験**

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

**(2) 最大流量の設定（初期設定）**

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

**(3) 給水流量の調整**

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

**(4) 給水停止時間測定**

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

**(5) 排水性能試験**

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

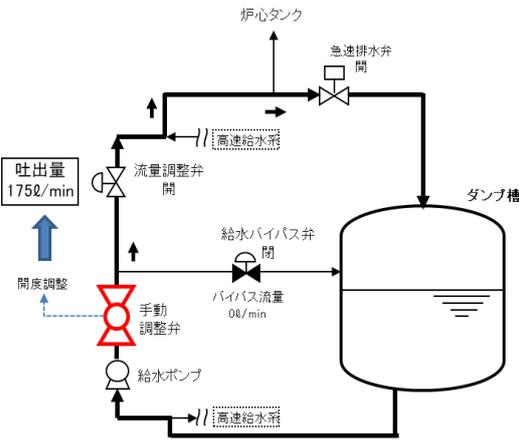
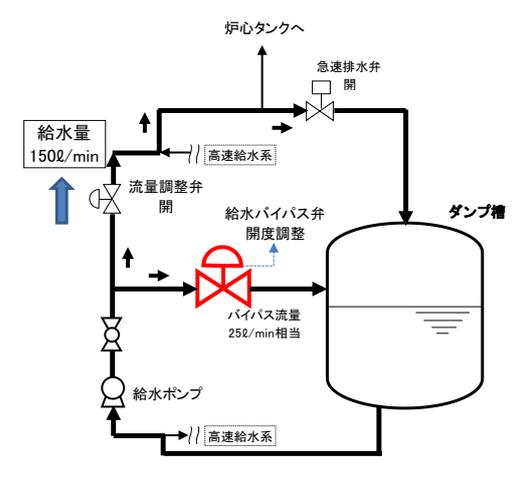
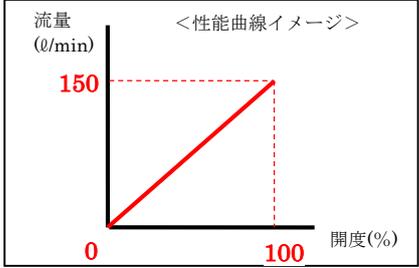
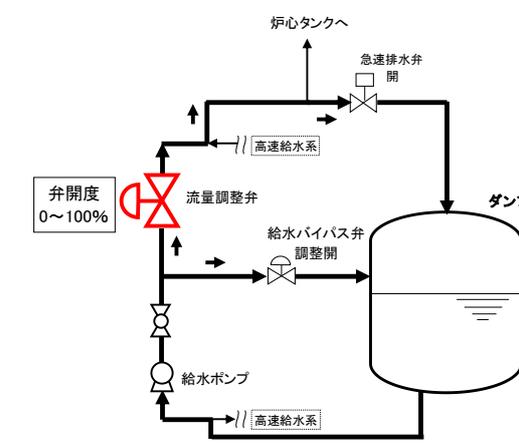
**(6) 急速排水弁の開時間測定**

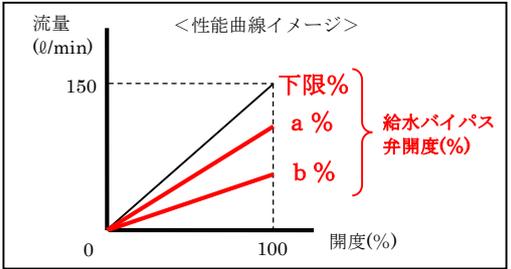
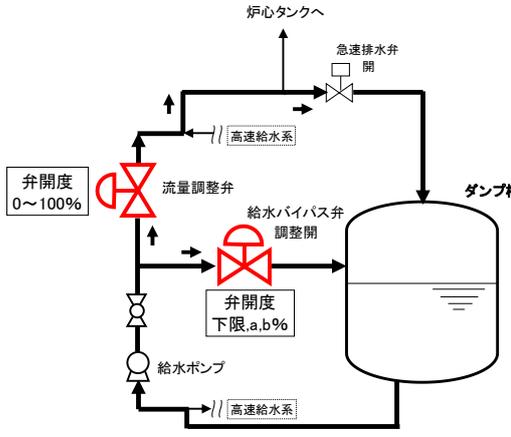
急速排水弁の作動時間（スクラム信号発生から開となるまで）は、1 s 以内に行える見通しを得た。

給水流量設定手順

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

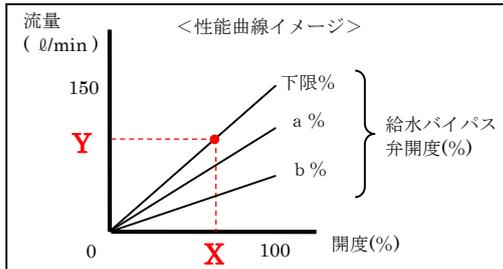
(1 / 2)

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

流量設定 (調整) 手順	概略系統説明図
<p>①- 4 初期設定 (流量調整弁性能曲線の取得Ⅱ)</p> <ul style="list-style-type: none"><li>給水バイパス弁の開度を<b>2パターン程度設定</b>し、それぞれの開度における流量調整弁の<b>流量特性を把握</b>する。</li></ul>  <p>流量 (l/min)</p> <p>150</p> <p>0 100 開度(%)</p> <p>下限%</p> <p>a %</p> <p>b %</p> <p>給水バイパス弁開度(%)</p>	

②- 1 運転毎 (給水前の流量調整弁開度上限設定)

- 3 ℄ / s 相当流量が低速給水の最大流量 (150 l/min : 水位上昇速度 1.0 mm/s) 以上の炉心の場合は、初期設定のままとする。
- 3 ℄ / s 相当流量が 150 l/min 未満の炉心の場合は、3 ℄ / s 相当流量 (Y l/min) となる流量調整弁の弁開度 (X %) を**上限設定**し、それ以上に変更できないようにする。



流量 (l/min)

150

0 100 開度(%)

下限%

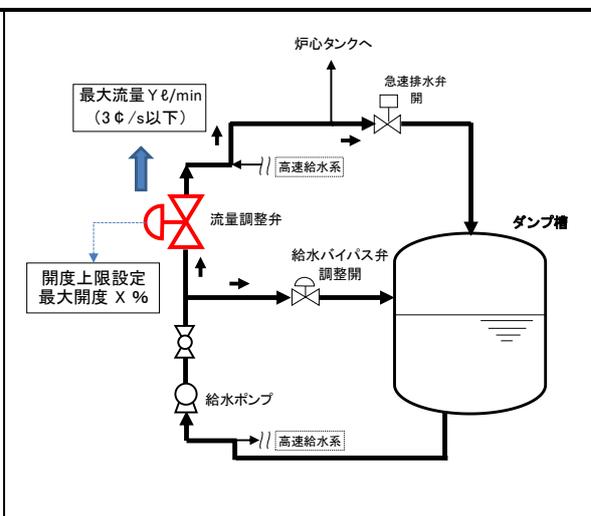
a %

b %

給水バイパス弁開度(%)

Y

X

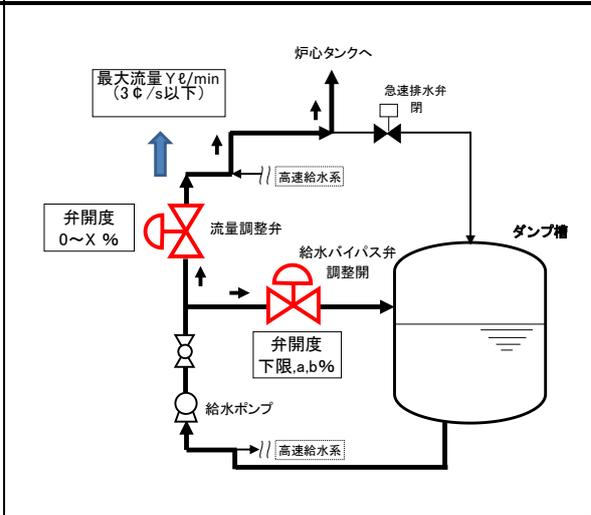


②- 2 運転毎 (給水前の給水流量確認)

- 急速排水弁を開とした状態で給水流量が **150 l/min 以下かつ 3 ℄ / s 相当流量 (Y l/min) 以下であることを確認**。

②- 3 運転毎 (運転中の給水流量調整)

- S T A C Y 運転中の**基本的な流量調整は、流量調整弁の開度調整**により行う。(150 l/min 以下かつ 3 ℄ / s 相当流量以下)
- 給水バイパス弁の開度調整は、通常よりも繊細な流量調整が必要になったとき等に**必要に応じて**行う。(下限設定以上の範囲)

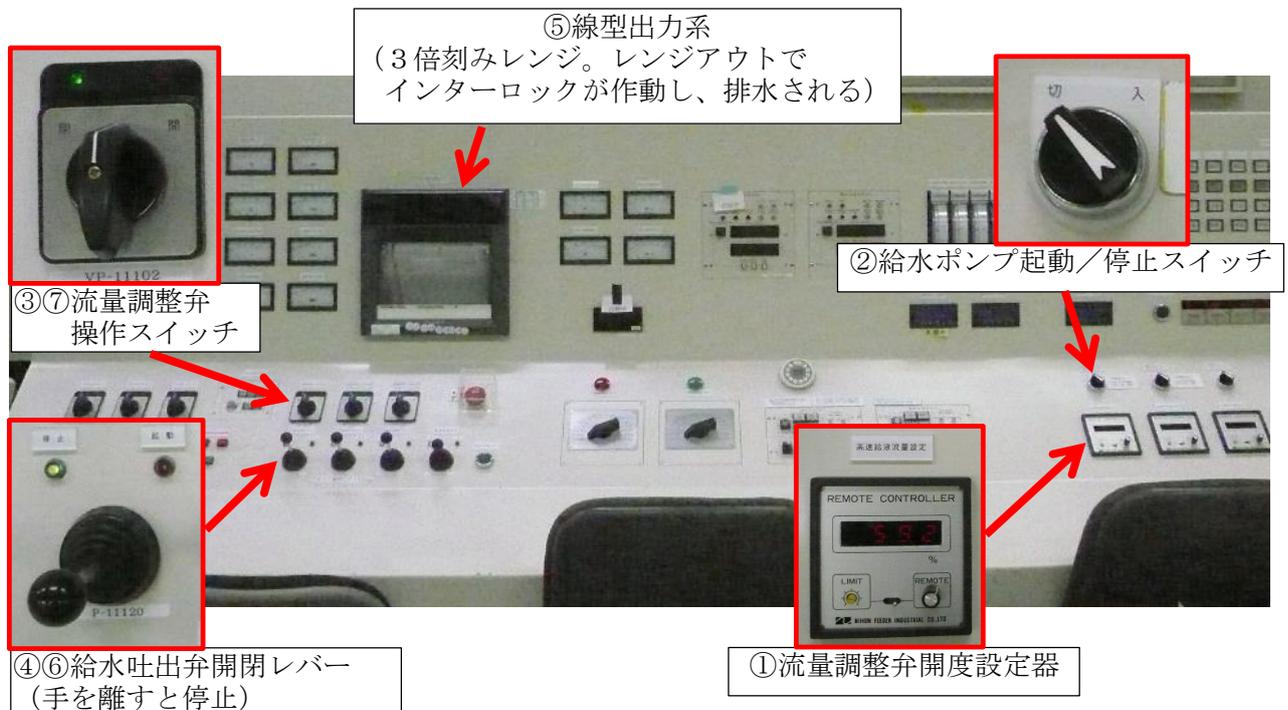


STACYの通常給水時の手順等について

(1) STACYの通常給水時の手順

STACYの通常給水時の手順を以下に示す。

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



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

監視操作盤（運転者席）の計器配置及び通常給水手順

(2) 低速給水系のポンプや弁の監視操作盤上の仕組み、応答時間

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

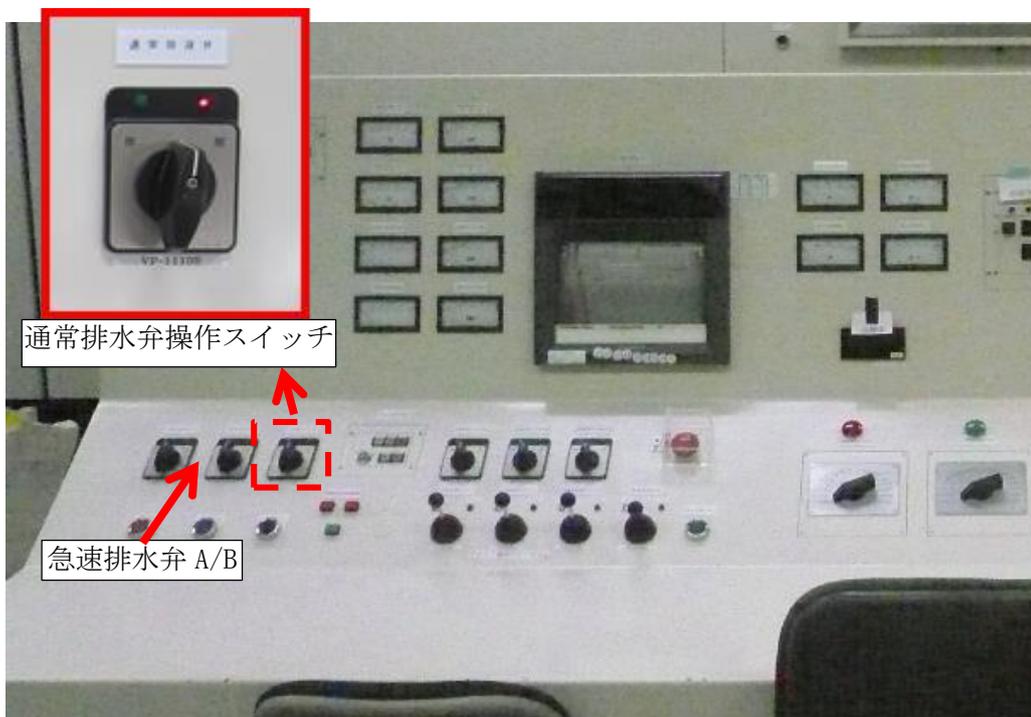
項 目	監視操作盤上の仕組み	応 答 時 間	
低速給水ポンプ (起動/停止)	起動/停止切替えスイッチ	—*	
低速給水吐出弁 (開/閉)	開/閉レバー方式	全閉時間： スクラム信号発生後 1 s 以内*	
低速流量 調整弁	(開度調整)	ツマミ調整方式	—*
	(開/閉)	開/閉切替えスイッチ	全閉時間： スクラム信号発生後 1 s 以内*

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

通常排水弁を開とするための具体的な操作と操作に要する時間について

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

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



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

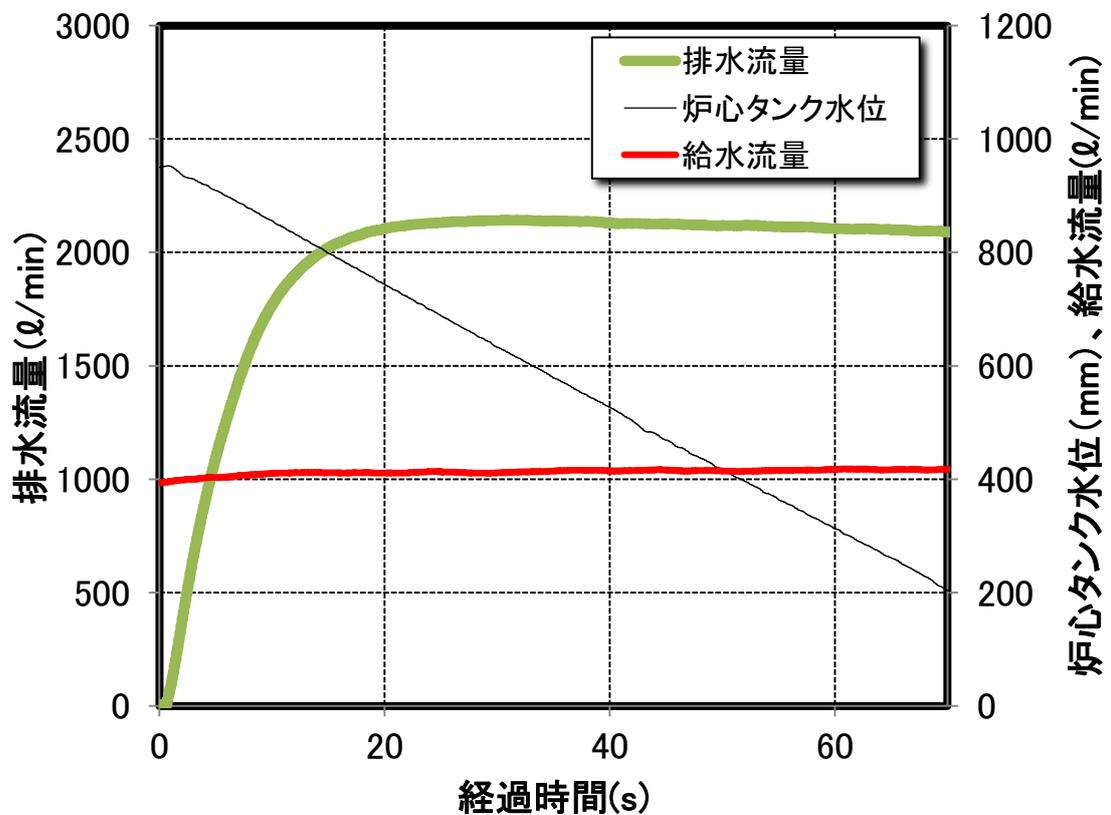
監視操作盤（運転者席）の計器配置及び通常排水弁の操作スイッチ

## 急速排水弁及び通常排水弁の排水流量について

## (1) 急速排水弁の排水流量について

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

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

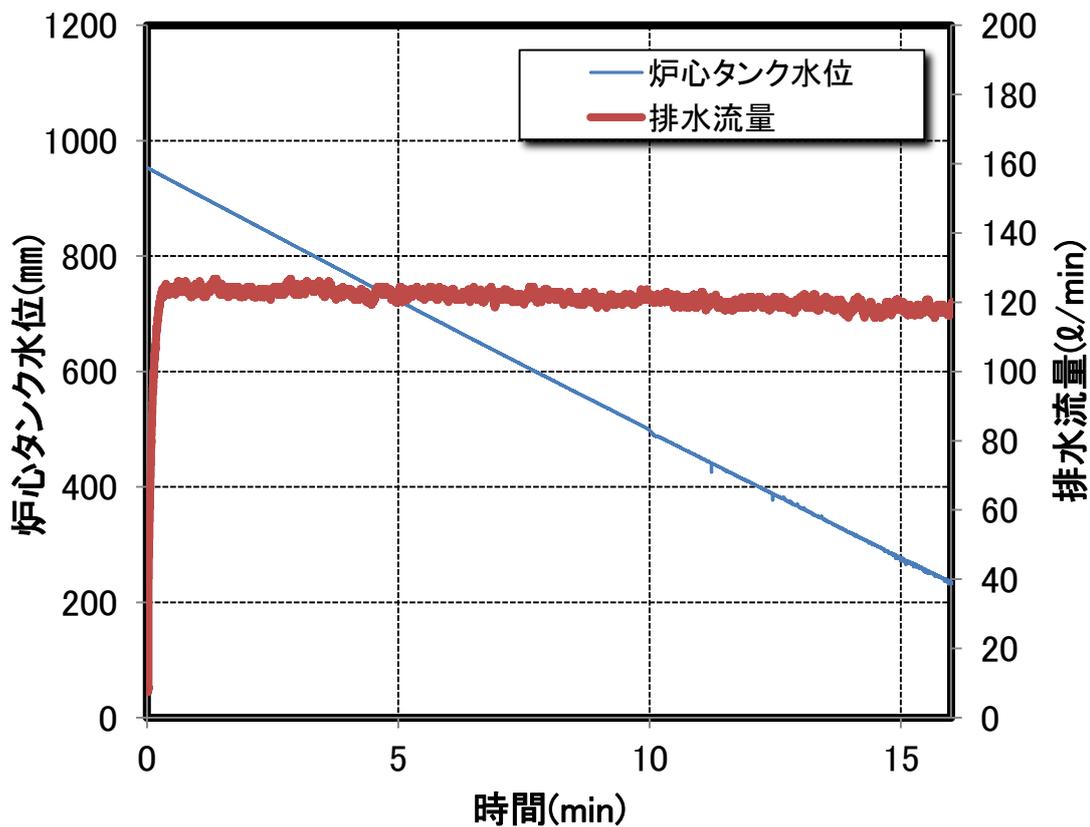


給水継続状態で急速排水弁（1基のみ）を開とした場合の排水流量測定結果  
（モックアップ試験）

(2) 通常排水弁の排水流量について

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

以下にモックアップ試験の排水流量測定結果を示す。



通常排水弁の排水流量測定結果  
(モックアップ試験)

## STACYの「所要の運転状態」について

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

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

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

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

---

\*1：臨界超過のための給水時間を除く。

\*2：実験計画により調整する出力及び臨界状態の維持時間は異なる。

## 参考資料

## ダンプ槽加熱ヒータ等の故障時影響評価

### 1. 概要

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

本書では、電気ヒータの故障が炉心に与える影響を評価した。

### 2. 電気ヒータの設計仕様

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

表2-1 各種ヒータの設計仕様

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

### 3. 計算方法

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

(1) 全てのヒータが故障した場合の温度上昇率

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

ここで、

Q : 熱量 (50 kW × 1 s = 50 × 10<sup>3</sup> J) 【全てのヒータの定格出力の合計値を切上げ】

m : 水の質量 (1.53 × 10<sup>6</sup> g) 【最小炉心の軽水質量。直径180cm、高さ60cm  
(最低臨界水位40cm + 炉心タンク下部水位20cm)】

c : 水の比熱 (4.18 J/(g・K))

(2) 温度上昇による反応度添加率

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

ここで、

$\alpha_{TM}$  : 減速材温度反応度係数 (+3.8 × 10<sup>4</sup> Δk/k/°C)

$\beta$  : 実効遅発中性子割合 (6.8 × 10<sup>-3</sup>)

【STACY 原子炉設置変更許可申請書 添付書類八 8-別1-3-33】

#### 4. 評価

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

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

空白頁

添付書類

Ⅲ－９－３ 反応度制御についての評価書

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

空白頁

添付書類

Ⅲ－９－３－(1) 炉心の核的設計計算書作成の基本方針

## 目 次

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

## 1. 概要

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。

上記の手続きは、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定め、遵守する。

## 3. 評価条件及び判定基準

### 3.1 炉心の条件

本書に示す基本方針に従って評価する炉心の臨界水位の制限値は40cm以上140cm以下の範囲である。また、制御材は、軽水及びこれに可溶性中性子吸収材を付加したものとし、ウラン棒状燃料の $^{235}\text{U}$ 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を 0.995 以下にできることを計算解析によって確認する。このとき、ワンロッドスタックは想定しない。また、評価に当たっては適切な臨界バイアスを考慮する。本書においては前掲の 0.997 を臨界バイアスとする。

#### 3.5 炉心特性

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

#### 4. 計算方法

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

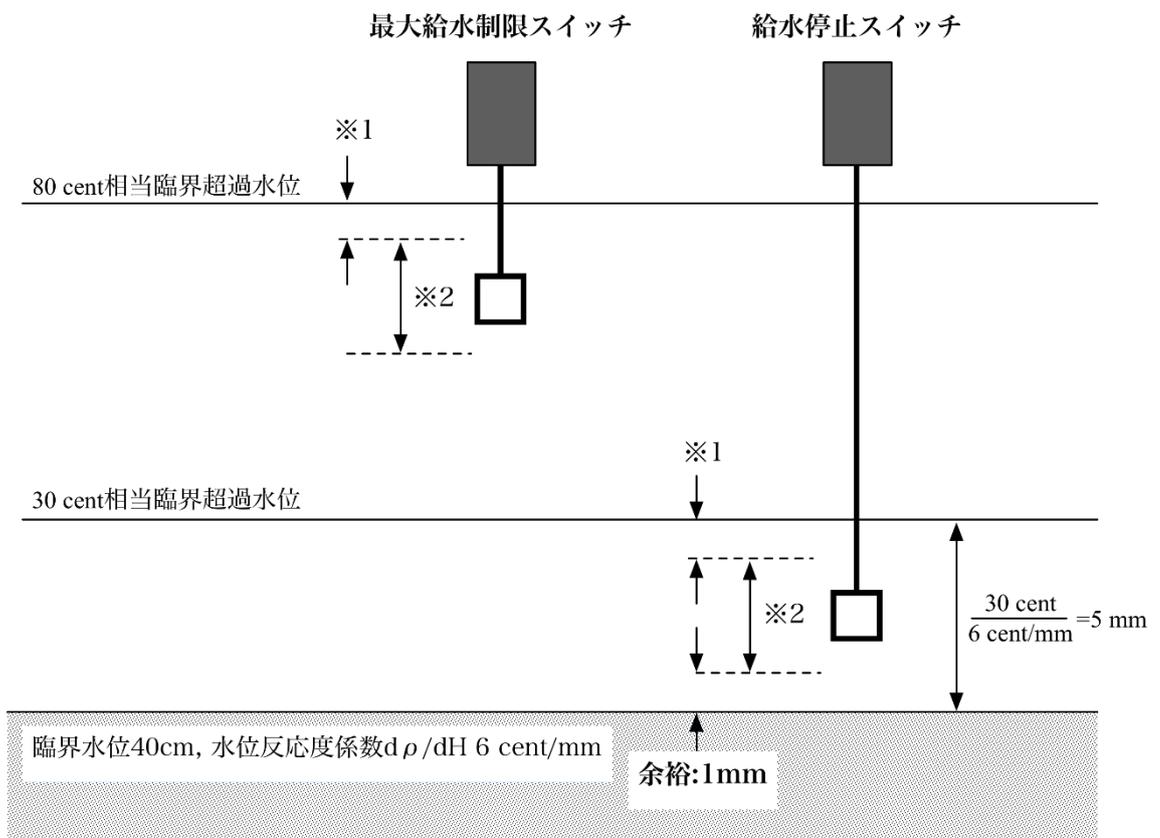
臨界量及び安全板の反応度値の計算には、連続エネルギー法に基づくモンテカルロ計算コードMVP<sup>[1]</sup>を用い、核データとしては評価済核データライブラリJENDL-3.3<sup>[2]</sup>を基にしたポイントワイズ断面積を用いる。

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

Ⅲ－９－３－(2) 基本炉心（１）の核的設計計算書

## 目 次

1. 概要 .....	添Ⅲ-9-3-(2)-1
2. 基本炉心（1）の条件 .....	添Ⅲ-9-3-(2)-1
3. 計算条件及び計算方法 .....	添Ⅲ-9-3-(2)-2
3.1 基本方針 .....	添Ⅲ-9-3-(2)-2
(1) 臨界炉心の評価.....	添Ⅲ-9-3-(2)-2
(2) 安全板（未臨界板）の評価.....	添Ⅲ-9-3-(2)-2
(3) 可溶性中性子吸収材（ボロン）の評価.....	添Ⅲ-9-3-(2)-4
(4) 炉心特性の評価.....	添Ⅲ-9-3-(2)-4
3.2 計算モデル .....	添Ⅲ-9-3-(2)-4
4. 計算結果 .....	添Ⅲ-9-3-(2)-9
4.1 臨界炉心の評価結果.....	添Ⅲ-9-3-(2)-9
4.2 安全板（未臨界板）評価の結果.....	添Ⅲ-9-3-(2)-9
4.3 可溶性中性子吸収材評価の結果.....	添Ⅲ-9-3-(2)-9
4.4 炉心特性評価の結果.....	添Ⅲ-9-3-(2)-9
4.5 構成してはならない炉心の再評価.....	添Ⅲ-9-3-(2)-9
5. まとめ .....	添Ⅲ-9-3-(2)-10
参考文献 .....	添Ⅲ-9-3-(2)-10

## 1. 概要

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

## 2. 基本炉心（1）の条件

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

### (1) 燃料

a. 燃料として、以下のものを用いる。

- 1) 平成4年5月1日付け4安（原規）第56号をもって設計及び工事の認可を取得して製作したウラン棒状燃料（ $^{235}\text{U}$ 濃縮度5 wt%）
- 2) 平成30年5月30日付け原規規発第1805304号をもって設計及び工事の認可を取得して製作したウラン棒状燃料（ $^{235}\text{U}$ 濃縮度5 wt%）

b. 燃料の最大挿入量は、50本以上900本以下（実験用装荷物の燃料試料挿入管を含む）とする。ただし、棒状燃料の有効長下端より140cm超の給水によっても臨界にならない炉心については900本以下とする。

### (2) 減速材及び反射材

a. 軽水を用いる。

b. 可溶性中性子吸収材として、実験計画に応じてボロン（ホウ酸）を用いる。

c. 使用温度範囲は、常温（25℃）から最高70℃とする。

### (3) 格子板

a. 格子板として、本申請第1編Ⅳ. 格子板に示した以下のものを用いる。

- 1) 格子間隔15 mmのもの
- 2) 格子間隔12.7 mmのもの

b. 減速材対ペレット体積比は0.9以上11以下とする。

### 3. 計算条件及び計算方法

#### 3.1 基本方針

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

評価は以下の順に行う。以下の計算のうち、(1), (2), (3)については、連続エネルギーモンテカルロコード MVP2<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 TWODANT を用いて R-Z 体系の計算とする。このとき、群定数としては JENDL-3.3 を基にした、統合核計算コードシステム SRAC<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

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

#### (2) 安全板（未臨界板）の評価

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

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

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

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

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

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

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

ただし、記号は、以下のとおりである。

$k_0$	安全板（未臨界板）を挿入しないときの中性子実効増倍率
$\sigma_{k_0}$	$k_0$ 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Ⅲ-9-3-(1)表 2 参照。)
$k'$	安全板（未臨界板）挿入時の中性子実効増倍率
$\sigma_{k'}$	$k'$ の不確かさ（1標準偏差）
test	判定関数。引数进行评估した結果が真であるとき合格とする。
criterion	判定基準。全挿入時 0.985、ワンロードスタック時 0.995

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

### (3) 可溶性中性子吸収材（ボロン）の評価

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

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

### (4) 炉心特性の評価

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

## 3.2 計算モデル

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

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

(1) 安全板の幅は、実機（本申請第2編Ⅳ. 制御設備にて申請）よりも狭い20 cmとする。

未臨界板の幅は設計仕様よりも狭く17 cmとする。

(2) 安全板の全体の厚み及びカドミウムの厚みは、実機よりも薄い1.25 mm、0.3 mmとする。なお、未臨界板の厚みは安全板と同じとする。

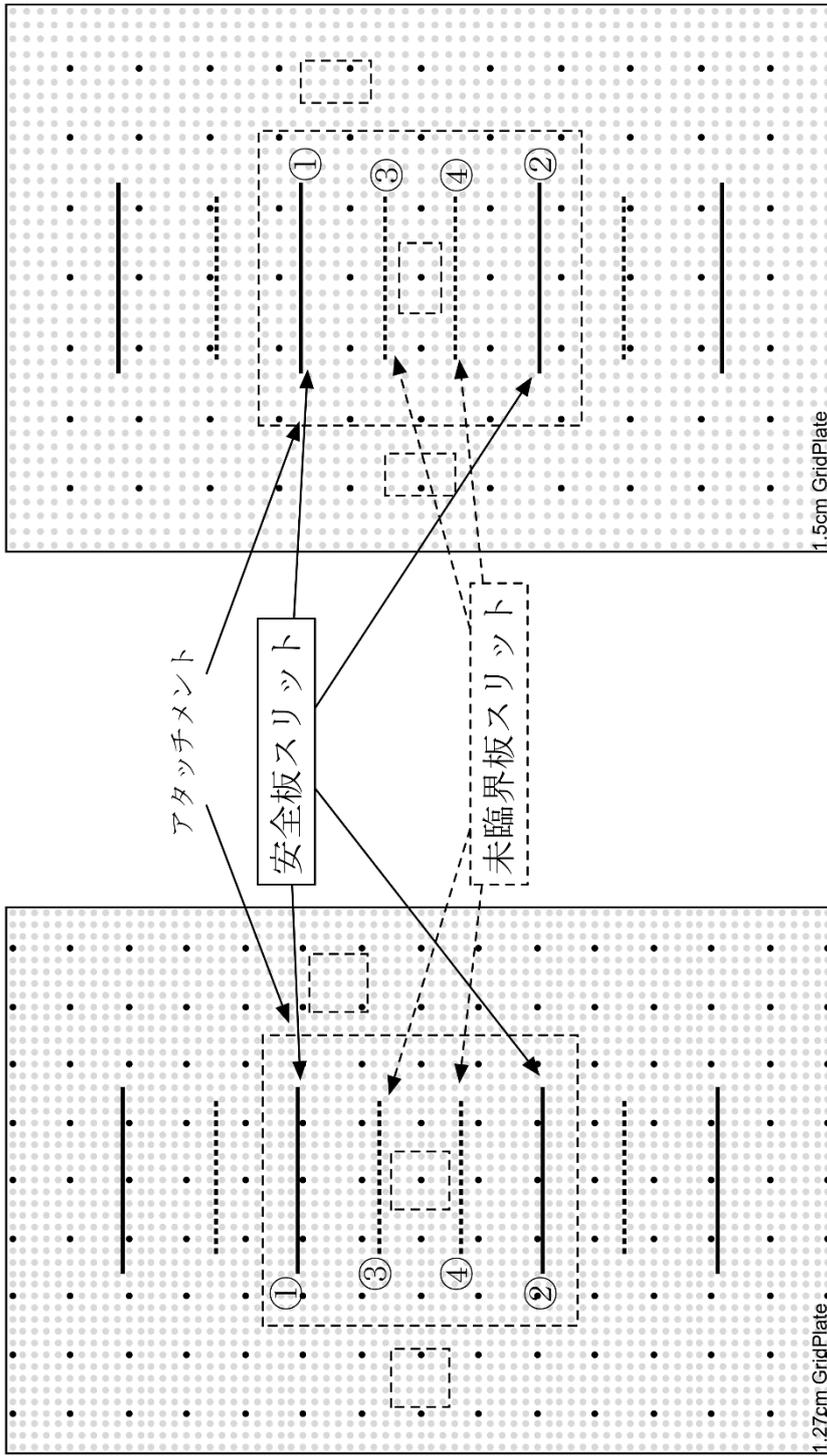
(3) 安全板装置のガイドピンは、棒状燃料に置き換える。

(4) 未臨界板評価時の海水は、茨城県沖の海水の塩分が約32 g/kg<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。

- (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>1</sup>として計算する。

---

<sup>1</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 900 本に対して十分に大きい。



格子間隔 15 mm 格子板

格子間隔 12.7 mm 格子板

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

図 3.1 格子板概略図 (詳細図は本申請第 1 編Ⅳ. 格子板を参照)

表 3.1 モンテカルロ計算の計算条件

入力項目	入力データ
統計	<ul style="list-style-type: none"> <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 <sup>235</sup> U濃縮度 5 wt%	
核種	密度 (10 <sup>24</sup> /cm <sup>3</sup> )
U-235	1.1757 × 10 <sup>-3</sup>
U-238	2.2057 × 10 <sup>-2</sup>
O-16	4.6465 × 10 <sup>-2</sup>

(2) 棒状燃料被覆管

ジルコニウム合金			
核種	密度 (10 <sup>24</sup> /cm <sup>3</sup> )	核種	密度 (10 <sup>24</sup> /cm <sup>3</sup> )
C-12	4.5124 × 10 <sup>-5</sup>	Zr-91	4.7649 × 10 <sup>-3</sup>
O-16	3.1617 × 10 <sup>-4</sup>	Zr-92	7.2833 × 10 <sup>-3</sup>
Si-nat	1.2865 × 10 <sup>-5</sup>	Zr-94	7.3809 × 10 <sup>-3</sup>
Cr-nat	8.4548 × 10 <sup>-5</sup>	Zr-96	1.1891 × 10 <sup>-3</sup>
Fe-nat	1.4989 × 10 <sup>-4</sup>	Sn-126	4.3475 × 10 <sup>-4</sup>
Zr-90	2.1850 × 10 <sup>-2</sup>		

※-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-12	$3.1728 \times 10^{-4}$
		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-54	$1.7341 \times 10^{-3}$
		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<sup>[8]</sup>

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-12	$1.2733 \times 10^{-6}$	Ca-nat	$5.6260 \times 10^{-6}$
Br-nat	$4.4416 \times 10^{-7}$		

※-natは天然核種を示す。

## 4. 計算結果

### 4.1 臨界炉心の評価結果

臨界炉心の評価結果を表 4.1 及び図 4.1 に示す。また、代表的な炉心の配列の例を図 4.2 に示す。

### 4.2 安全板（未臨界板）評価の結果

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

上記より、すべての臨界炉心について原子炉停止余裕及びワンロードスタックマージンが満足できることが確認できた。ただし、津波最大炉心の計算の結果、格子間隔 1.27 cm、臨界水位 40 cm（最低水位）において、津波最大炉心の棒状燃料の本数が、正方、円筒とも臨界燃料棒本数を下回ることが確認された。これは、当該炉心が万が一想定を上回る津波に水没した際、臨界事故となる可能性が否定できないことを示す。したがって、本書では、当該炉心を「構成してはならない炉心」として識別する。

### 4.3 可溶性中性子吸収材評価の結果

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、4.2 で識別された炉心については、評価対象から外す。

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、識別された炉心を除き、すべての炉心について、炉心の特性が添付計算書「Ⅲ-9-3-(1) 炉心の核的設計計算書の基本方針」表 1 及び表 2 の範囲を逸脱しないことを確認した。

### 4.5 構成してはならない炉心の再評価

4.1～4.2 の評価を通じて、「構成してはならない炉心」が識別された。識別した炉心を表 4.5-1 に示す。これらの炉心は、棒状燃料の本数が「津波最大炉心」を上回るため、構成することができない。ここで、構成できる炉心の条件を明らかにするため、棒状燃料本数を津波最大炉心のそれとし、水位をパラメータにした臨界計算を行った。計算結果を表 4.5-2 に示す。また、求められた臨界炉心における炉心特性の計算結果を表 4.5-3 に示す。評価の結果、すべての炉心特性が制限の範囲に入ることが確認できた。これらの評価により、構成できる炉心の臨界水位の下限が明らかとなった。

## 5. まとめ

STACYの基本炉心(1)について、炉心構成条件の範囲で臨界となる棒状燃料本数と可溶性中性子吸収材(ボロン)濃度を計算し、それらすべての炉心で核的制限値を満足できることを確認した。また、安全板(未臨界板)の評価により、想定を超える津波により炉心が水没した場合、臨界となる可能性が否定できない条件を確認し、当該炉心を「構成してはならない炉心」として識別した(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、運転に際して構成する炉心が炉心構成範囲に収まることを、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定める手順に従って確認する。さらに、識別した炉心を除く全炉心に対して炉心特性値を計算し、評価したすべての炉心について、炉心の特性が添付計算書「Ⅲ-9-3-(1)炉心の核的設計計算書の基本方針」表1及び表2の範囲(以下「炉心特性範囲」という)を逸脱しないことを確認した。最後に、識別した炉心について水位をパラメータにした臨界計算を行い、構成できる臨界水位の下限を明らかにし、炉心構成範囲を明確化するとともに、炉心の特性が炉心特性範囲を逸脱しないことを確認した。

STACYは、炉心構成の手順を原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定め、実験計画に応じて炉心構成を変更する臨界実験装置であるため構成可能な炉心は多岐にわたるが、計画に際して本書に示した評価を確実にを行い、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] 化学大事典、化学大辞典編集委員会、1963年

表 4.1 (1) 正方炉心の臨界評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	140	404	2.54	140	201
1.27	110	420	2.54	110	210
1.27	70	463	2.54	70	243
1.27	40	647	2.54	40	406
1.5	140	244	/		
1.5	110	251			
1.5	70	277			
1.5	40	371			

表 4.1 (2) 円筒炉心の臨界評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)
1.27	140	402	2.54	140	200
1.27	110	412	2.54	110	207
1.27	70	461	2.54	70	240
1.27	40	630	2.54	40	402
1.5	140	244	/		
1.5	110	250			
1.5	70	274			
1.5	40	361			

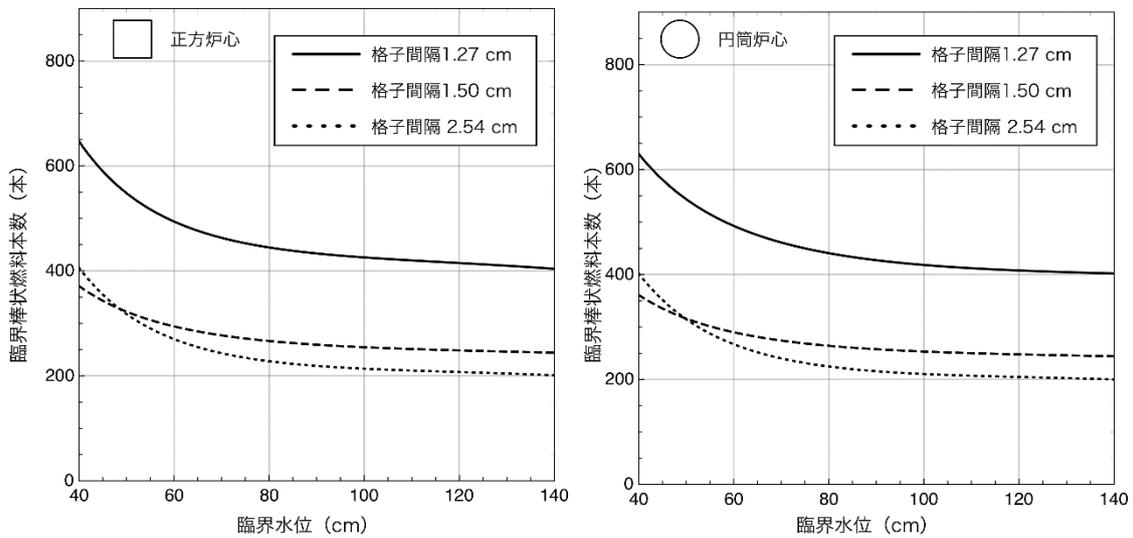


図 4.1 臨界評価結果

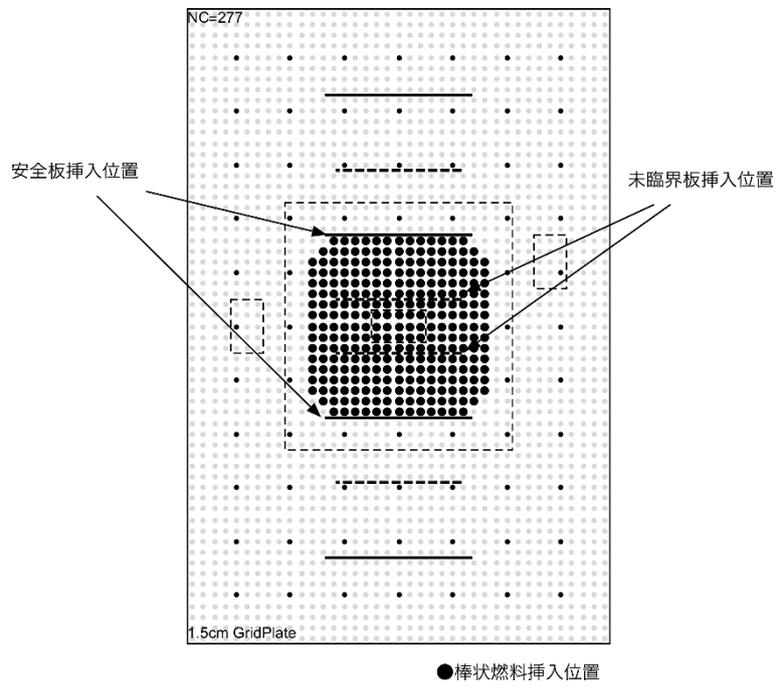


図 4.2 代表的な臨界炉心の例  
 (格子間隔 1.5cm、臨界水位 70cm、棒状燃料 277 本の正方炉心)

表 4.2-1 (1) 原子炉停止余裕評価結果 (正方炉心)

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率(※)	判定 $\leq 0.985$
1.27	140	404	-	0.9496	良
1.27	110	420	-	0.9488	良
1.27	70	463	-	0.9527	良
1.27	40	647	-	0.9742	良
1.5	140	244	-	0.9597	良
1.5	110	251	-	0.9585	良
1.5	70	277	-	0.9517	良
1.5	40	371	-	0.9639	良
2.54	140	201	-	0.9458	良
2.54	110	210	-	0.9455	良
2.54	70	243	-	0.9461	良
2.54	40	406	-	0.9525	良

※ $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-1 (2) 原子炉停止余裕評価結果 (円筒炉心)

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率(※)	判定 $\leq 0.985$
1.27	140	402	-	0.9611	良
1.27	110	412	-	0.9593	良
1.27	70	461	-	0.9645	良
1.27	40	630	-	0.9712	良
1.5	140	244	-	0.9663	良
1.5	110	250	-	0.9644	良
1.5	70	274	-	0.9659	良
1.5	40	361	-	0.9626	良
2.54	140	200	-	0.9533	良
2.54	110	217	-	0.9512	良
2.54	70	240	-	0.9502	良
2.54	40	402	-	0.9547	良

※ $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-2 (1) ワンロッドスタックマージン評価結果 (正方炉心)

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率(※)	判定 $\leq 0.995$
1.27	140	404	-	0.9824	良
1.27	110	420	-	0.9823	良
1.27	70	463	-	0.9831	良
1.27	40	647	-	0.9934	良
1.5	140	244	-	0.9870	良
1.5	110	251	-	0.9858	良
1.5	70	277	-	0.9819	良
1.5	40	371	-	0.9885	良
2.54	140	201	-	0.9826	良
2.54	110	210	-	0.9820	良
2.54	70	243	-	0.9804	良
2.54	40	406	-	0.9852	良

※ $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-2 (2) ワンロッドスタックマージン評価結果 (円筒炉心)

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	中性子実効 増倍率(※)	判定 $\leq 0.995$
1.27	140	402	-	0.9890	良
1.27	110	412	-	0.9871	良
1.27	70	461	-	0.9908	良
1.27	40	630	-	0.9904	良
1.5	140	244	-	0.9931	良
1.5	110	250	-	0.9942	良
1.5	70	274	-	0.9914	良
1.5	40	361	-	0.9871	良
2.54	140	200	-	0.9901	良
2.54	110	217	-	0.9879	良
2.54	70	240	-	0.9860	良
2.54	40	402	-	0.9868	良

※ $k_{\text{eff}}+3\sigma$

表 4.2-3 (1) 安全板による津波最大炉心評価結果 (正方炉心)

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	558	140	404	良
1.27		110	420	良
1.27		70	463	良
1.27		<u>40</u>	<u>647</u>	否
1.5	371	140	244	良
1.5		110	251	良
1.5		70	277	良
1.5		40	371	良
2.54	849	140	201	良
2.54		110	210	良
2.54		70	243	良
2.54		40	406	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別される炉心

表 4.2-3 (2) 安全板による津波最大炉心評価結果 (円筒炉心)

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	549	140	402	良
1.27		110	412	良
1.27		70	461	良
1.27		<u>40</u>	<u>630</u>	否
1.5	365	140	244	良
1.5		110	250	良
1.5		70	274	良
1.5		40	361	良
2.54	808	140	200	良
2.54		110	217	良
2.54		70	240	良
2.54		40	402	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別される炉心

表 4.2-4 (1) 未臨界板による津波最大炉心評価結果 (正方炉心)

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	661	140	404	良
1.27		110	420	良
1.27		70	463	良
1.27		40	647	良
1.5	470	140	244	良
1.5		110	251	良
1.5		70	277	良
1.5		40	371	良
2.54	831	140	201	良
2.54		110	210	良
2.54		70	243	良
2.54		40	406	良

表 4.2-4 (2) 未臨界板による津波最大炉心評価結果 (円筒炉心)

格子間隔 (cm)	最大本数 (本)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	判定 最大 $\geq$ 臨界
1.27	651	140	402	良
1.27		110	412	良
1.27		70	461	良
1.27		40	630	良
1.5	462	140	244	良
1.5		110	250	良
1.5		70	274	良
1.5		40	361	良
2.54	795	140	200	良
2.54		110	217	良
2.54		70	240	良
2.54		40	402	良

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

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロット <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	558	140	443.2	0.9713	0.9914	良
1.27		110	389.5	0.9711	0.9907	良
1.27		70	226.9	0.9697	0.9899	良
1.27		<u>40</u>	<u>二</u>	<u>二</u>	<u>二</u>	<u>二</u>
1.5	371	140	427.3	0.9652	0.9882	良
1.5		110	393.2	0.9650	0.9878	良
1.5		70	278.9	0.9642	0.9873	良
1.5		40	0.0	0.9639	0.9885	良
2.54	849	140	297.0	0.9718	0.9926	良
2.54		110	281.9	0.9715	0.9921	良
2.54		70	232.8	0.9721	0.9931	良
2.54		40	107.7	0.9714	0.9928	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心

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

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

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロット <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	549	140	442.6	0.9723	0.9909	良
1.27		110	390.7	0.9723	0.9914	良
1.27		70	221.2	0.9707	0.9915	良
1.27		<u>40</u>	<u>二</u>	<u>二</u>	<u>二</u>	<u>二</u>
1.5	365	140	428.1	0.9660	0.9898	良
1.5		110	400.0	0.9658	0.9885	良
1.5		70	280.9	0.9653	0.9880	良
1.5		40	3.8	0.9643	0.9884	良
2.54	808	140	297.5	0.9721	0.9927	良
2.54		110	283.4	0.9717	0.9925	良
2.54		70	234.8	0.9704	0.9921	良
2.54		40	106.0	0.9738	0.9929	良

下線は、「構成してならない炉心」として識別された炉心

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

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

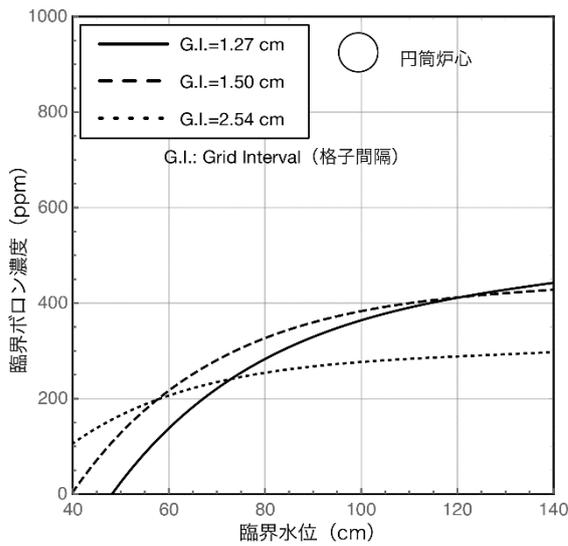
格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロット <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	661	140	748.4	0.9755	0.9931	良
1.27		110	689.9	0.9758	0.9923	良
1.27		70	479.4	0.9748	0.9922	良
1.27		40	31.3	0.9755	0.9929	良
1.5	470	140	720.0	0.9682	0.9910	良
1.5		110	677.6	0.9678	0.9899	良
1.5		70	544.9	0.9681	0.9886	良
1.5		40	211.9	0.9678	0.9888	良
2.54	831	140	294.4	0.9715	0.9925	良
2.54		110	280.5	0.9709	0.9919	良
2.54		70	233.2	0.9710	0.9921	良
2.54		40	103.7	0.9715	0.9934	良

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

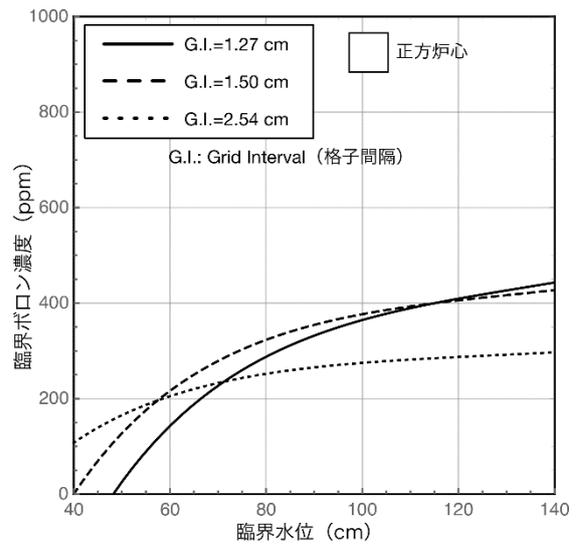
表 4.3-1 (4) 可溶性中性子吸収材評価結果 (未臨界板による津波最大炉心 (円筒))

格子間隔 (cm)	燃料本数 (本)	臨界水位 (cm)	ボロン濃度 (ppm)	停止余裕 <sup>※1</sup> ≤0.985	ワンロット <sup>※2</sup> ≤0.995	判定
1.27	651	140	758.9	0.9751	0.9931	良
1.27		110	696.3	0.9754	0.9929	良
1.27		70	483.5	0.9751	0.9933	良
1.27		40	32.8	0.9755	0.9930	良
1.5	462	140	719.8	0.9682	0.9908	良
1.5		110	684.8	0.9679	0.9887	良
1.5		70	547.2	0.9682	0.9902	良
1.5		40	212.9	0.9685	0.9899	良
2.54	795	140	296.2	0.9702	0.9920	良
2.54		110	281.4	0.9708	0.9921	良
2.54		70	232.5	0.9711	0.9923	良
2.54		40	105.5	0.9721	0.9927	良

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

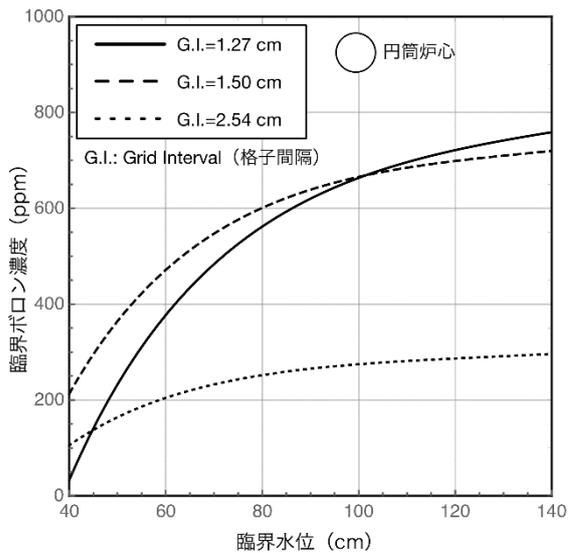


(a) 安全板による津波最大炉心 (円筒炉心)

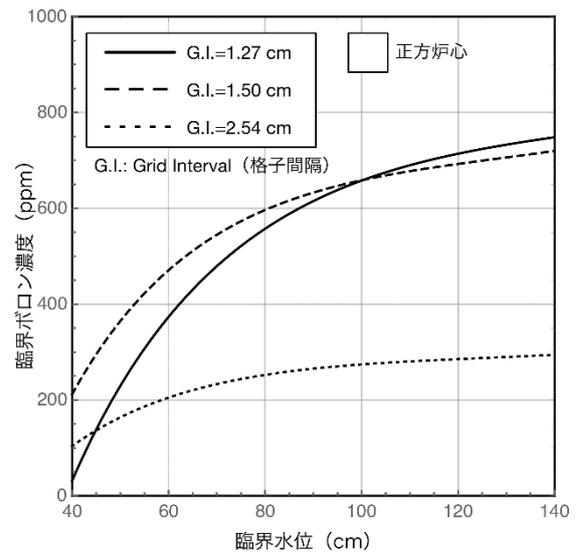


(b) 安全板による津波最大炉心 (正方炉心)

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



(a) 未臨界板による津波最大炉心 (円筒炉心)



(b) 未臨界板による津波最大炉心 (正方炉心)

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

表 4. 4-1 減速材温度反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1.27	140	402	-	$2.24 \times 10^{-5}$	良
1.27	110	412	-	$2.45 \times 10^{-5}$	良
1.27	70	461	-	$1.57 \times 10^{-5}$	良
1.27	<u>40</u>	<u>630</u>	<u>-</u>	<u>-</u>	<u>-</u>
1.5	140	244	-	$1.55 \times 10^{-5}$	良
1.5	110	250	-	$1.57 \times 10^{-5}$	良
1.5	70	274	-	$6.77 \times 10^{-6}$	良
1.5	40	361	-	$1.22 \times 10^{-5}$	良
2.54	140	200	-	$1.41 \times 10^{-4}$	良
2.54	110	217	-	$1.36 \times 10^{-4}$	良
2.54	70	240	-	$1.43 \times 10^{-4}$	良
2.54	40	402	-	$1.52 \times 10^{-4}$	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	549	442.6	$-1.91 \times 10^{-5}$	良
1.27	110	549	390.7	$-1.73 \times 10^{-5}$	良
1.27	70	549	221.2	$-7.69 \times 10^{-6}$	良
1.27	<u>40</u>	<u>549</u>	<u>-</u>	<u>-</u>	<u>-</u>
1.5	140	365	428.1	$-4.57 \times 10^{-6}$	良
1.5	110	365	400.0	$-9.87 \times 10^{-7}$	良
1.5	70	365	280.9	$1.46 \times 10^{-6}$	良
1.5	40	365	3.8	$9.36 \times 10^{-6}$	良
2.54	<u>140</u>	<u>808</u>	<u>297.5</u>	<u><math>2.54 \times 10^{-4}</math></u>	<u>良</u>
2.54	110	808	283.4	$2.46 \times 10^{-4}$	良
2.54	70	808	234.8	$2.41 \times 10^{-4}$	良
2.54	40	808	106.0	$2.09 \times 10^{-4}$	良

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

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

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -3.7 \times 10^{-5}$ $\leq +3.8 \times 10^{-4}$
1.27	<b>140</b>	<b>651</b>	<b>758.9</b>	<b><math>-2.80 \times 10^{-5}</math></b>	良
1.27	110	651	696.3	$-2.45 \times 10^{-5}$	良
1.27	70	651	483.5	$-1.82 \times 10^{-5}$	良
1.27	40	651	32.8	$1.13 \times 10^{-5}$	良
1.5	140	462	719.8	$7.74 \times 10^{-6}$	良
1.5	110	462	684.8	$8.63 \times 10^{-6}$	良
1.5	70	462	547.2	$3.30 \times 10^{-6}$	良
1.5	40	462	212.9	$6.49 \times 10^{-6}$	良
2.54	140	795	296.2	$2.48 \times 10^{-4}$	良
2.54	110	795	281.4	$2.53 \times 10^{-4}$	良
2.54	70	795	232.5	$2.41 \times 10^{-4}$	良
2.54	40	795	105.5	$2.09 \times 10^{-4}$	良

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

表 4.4-2 減速材ボイド反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/vol\%$ )	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	<b>140</b>	<b>402</b>	-	<b><math>-3.52 \times 10^{-3}</math></b>	良
1.27	110	412	-	$-3.44 \times 10^{-3}$	良
1.27	70	461	-	$-3.16 \times 10^{-3}$	良
1.27	<u>40</u>	<u>630</u>	<u>-</u>	<u>-</u>	<u>-</u>
1.5	140	244	-	$-3.29 \times 10^{-3}$	良
1.5	110	250	-	$-3.22 \times 10^{-3}$	良
1.5	70	274	-	$-2.96 \times 10^{-3}$	良
1.5	40	361	-	$-2.29 \times 10^{-3}$	良
2.54	140	200	-	$3.60 \times 10^{-4}$	良
2.54	110	217	-	$4.39 \times 10^{-4}$	良
2.54	70	240	-	$7.52 \times 10^{-4}$	良
2.54	40	402	-	$1.63 \times 10^{-3}$	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	549	442.6	$-3.18 \times 10^{-3}$	良
1.27	110	549	390.7	$-3.14 \times 10^{-3}$	良
1.27	70	549	221.2	$-3.01 \times 10^{-3}$	良
1.27	<u>40</u>	<u>549</u>	<u>-</u>	<u>-</u>	<u>-</u>
1.5	140	365	428.1	$-2.47 \times 10^{-3}$	良
1.5	110	365	400.0	$-2.46 \times 10^{-3}$	良
1.5	70	365	280.9	$-2.43 \times 10^{-3}$	良
1.5	40	365	3.8	$-2.27 \times 10^{-3}$	良
2.54	<u>140</u>	<u>808</u>	<u>297.5</u>	<u><math>3.08 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>
2.54	110	808	283.4	$3.05 \times 10^{-3}$	良
2.54	70	808	234.8	$2.95 \times 10^{-3}$	良
2.54	40	808	106.0	$2.68 \times 10^{-3}$	良

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

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

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/v_01\%$ )	判定 $\geq -3.8 \times 10^{-3}$ $\leq +3.7 \times 10^{-3}$
1.27	140	651	758.9	$-2.80 \times 10^{-3}$	良
1.27	110	651	696.3	$-2.78 \times 10^{-3}$	良
1.27	70	651	483.5	$-2.72 \times 10^{-3}$	良
1.27	40	651	32.8	$-2.42 \times 10^{-3}$	良
1.5	140	462	719.8	$-1.81 \times 10^{-3}$	良
1.5	110	462	684.8	$-1.81 \times 10^{-3}$	良
1.5	70	462	547.2	$-1.82 \times 10^{-3}$	良
1.5	40	462	212.9	$-1.82 \times 10^{-3}$	良
2.54	140	795	296.2	$3.04 \times 10^{-3}$	良
2.54	110	795	281.4	$3.04 \times 10^{-3}$	良
2.54	70	795	232.5	$2.92 \times 10^{-3}$	良
2.54	40	795	105.5	$2.68 \times 10^{-3}$	良

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

表 4.4-3 棒状燃料温度反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
1.27	140	402	-	$-2.76 \times 10^{-5}$	良
1.27	110	412	-	$-2.76 \times 10^{-5}$	良
1.27	70	461	-	$-2.82 \times 10^{-5}$	良
1.27	<u>40</u>	<u>630</u>	<u>-</u>	<u>-</u>	<u>-</u>
1.5	140	244	-	$-1.99 \times 10^{-5}$	良
1.5	110	250	-	$-2.00 \times 10^{-5}$	良
1.5	70	274	-	$-2.03 \times 10^{-5}$	良
1.5	40	361	-	$-2.03 \times 10^{-5}$	良
2.54	140	200	-	$-1.09 \times 10^{-5}$	良
2.54	110	217	-	$-1.13 \times 10^{-5}$	良
<b><u>2.54</u></b>	<b><u>70</u></b>	<b><u>240</u></b>	<b><u>-</u></b>	<b><u><math>-1.08 \times 10^{-5}</math></u></b>	<b><u>良</u></b>
2.54	40	402	-	$-1.12 \times 10^{-5}$	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	549	442.6	$-2.99 \times 10^{-5}$	良
1.27	110	549	390.7	$-2.99 \times 10^{-5}$	良
1.27	70	549	221.2	$-2.95 \times 10^{-5}$	良
1.27	<u>40</u>	<u>549</u>	<u>-</u>	<u>-</u>	<u>-</u>
1.5	140	365	428.1	$-2.16 \times 10^{-5}$	良
1.5	110	365	400.0	$-2.12 \times 10^{-5}$	良
1.5	70	365	280.9	$-2.13 \times 10^{-5}$	良
1.5	40	365	3.8	$-2.04 \times 10^{-5}$	良
2.54	140	808	297.5	$-1.25 \times 10^{-5}$	良
2.54	110	808	283.4	$-1.27 \times 10^{-5}$	良
2.54	70	808	234.8	$-1.25 \times 10^{-5}$	良
2.54	40	808	106.0	$-1.15 \times 10^{-5}$	良

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

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

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	判定 $\geq -4.1 \times 10^{-5}$ $\leq -8.5 \times 10^{-6}$
<b>1.27</b>	<b>140</b>	<b>651</b>	<b>758.9</b>	<b><math>-3.07 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
1.27	110	651	696.3	$-3.04 \times 10^{-5}$	良
1.27	70	651	483.5	$-3.00 \times 10^{-5}$	良
1.27	40	651	32.8	$-2.88 \times 10^{-5}$	良
1.5	140	462	719.8	$-2.23 \times 10^{-5}$	良
1.5	110	462	684.8	$-2.19 \times 10^{-5}$	良
1.5	70	462	547.2	$-2.22 \times 10^{-5}$	良
1.5	40	462	212.9	$-2.12 \times 10^{-5}$	良
2.54	140	795	296.2	$-1.28 \times 10^{-5}$	良
2.54	110	795	281.4	$-1.21 \times 10^{-5}$	良
2.54	70	795	232.5	$-1.21 \times 10^{-5}$	良
2.54	40	795	105.5	$-1.19 \times 10^{-5}$	良

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

表 4.4-4 即発中性子寿命の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
1.27	140	402	-	$2.98 \times 10^{-5}$	良
1.27	110	412	-	$2.95 \times 10^{-5}$	良
1.27	70	461	-	$2.85 \times 10^{-5}$	良
1.27	<u>40</u>	<u>630</u>	二	二	二
1.5	140	244	-	$3.68 \times 10^{-5}$	良
1.5	110	250	-	$3.66 \times 10^{-5}$	良
1.5	70	274	-	$3.57 \times 10^{-5}$	良
1.5	40	361	-	$3.39 \times 10^{-5}$	良
<b><u>2.54</u></b>	<b><u>140</u></b>	<b><u>200</u></b>	二	<b><u><math>6.88 \times 10^{-5}</math></u></b>	<b>良</b>
2.54	110	217	-	$6.87 \times 10^{-5}$	良
2.54	70	240	-	$6.82 \times 10^{-5}$	良
2.54	40	402	-	$6.74 \times 10^{-5}$	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	549	442.6	$2.02 \times 10^{-5}$	良
1.27	110	549	390.7	$2.06 \times 10^{-5}$	良
1.27	70	549	221.2	$2.26 \times 10^{-5}$	良
1.27	<u>40</u>	<u>549</u>	二	二	二
1.5	140	365	428.1	$2.63 \times 10^{-5}$	良
1.5	110	365	400.0	$2.66 \times 10^{-5}$	良
1.5	70	365	280.9	$2.80 \times 10^{-5}$	良
1.5	40	365	3.8	$3.37 \times 10^{-5}$	良
2.54	140	808	297.5	$5.59 \times 10^{-5}$	良
2.54	110	808	283.4	$5.63 \times 10^{-5}$	良
2.54	70	808	234.8	$5.78 \times 10^{-5}$	良
2.54	40	808	106.0	$6.24 \times 10^{-5}$	良

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

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

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	即発中性子 寿命 (s)	判定 $\geq 6.9 \times 10^{-6}$ $\leq 8.4 \times 10^{-5}$
<b>1.27</b>	<b>140</b>	<b>651</b>	<b>758.9</b>	<b><math>1.77 \times 10^{-5}</math></b>	<b>良</b>
1.27	110	651	696.3	$1.80 \times 10^{-5}$	良
1.27	70	651	483.5	$1.93 \times 10^{-5}$	良
1.27	40	651	32.8	$2.55 \times 10^{-5}$	良
1.5	140	462	719.8	$2.34 \times 10^{-5}$	良
1.5	110	462	684.8	$2.37 \times 10^{-5}$	良
1.5	70	462	547.2	$2.47 \times 10^{-5}$	良
1.5	40	462	212.9	$2.83 \times 10^{-5}$	良
2.54	140	795	296.2	$5.60 \times 10^{-5}$	良
2.54	110	795	281.4	$5.64 \times 10^{-5}$	良
2.54	70	795	232.5	$5.79 \times 10^{-5}$	良
2.54	40	795	105.5	$6.24 \times 10^{-5}$	良

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

表 4.4-5 実効遅発中性子割合の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	140	402	-	$7.89 \times 10^{-3}$	良
1.27	110	412	-	$7.90 \times 10^{-3}$	良
1.27	70	461	-	$7.91 \times 10^{-3}$	良
1.27	<u>40</u>	<u>630</u>	<u>-</u>	<u>-</u>	<u>-</u>
1.5	140	244	-	$7.87 \times 10^{-3}$	良
1.5	110	250	-	$7.88 \times 10^{-3}$	良
1.5	70	274	-	$7.90 \times 10^{-3}$	良
1.5	40	361	-	$7.92 \times 10^{-3}$	良
2.54	140	200	-	$7.31 \times 10^{-3}$	良
2.54	110	217	-	$7.31 \times 10^{-3}$	良
2.54	70	240	-	$7.32 \times 10^{-3}$	良
2.54	40	402	-	$7.32 \times 10^{-3}$	良

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	549	442.6	$7.81 \times 10^{-3}$	良
1.27	110	549	390.7	$7.82 \times 10^{-3}$	良
1.27	70	549	221.2	$7.87 \times 10^{-3}$	良
1.27	<u>40</u>	<u>549</u>	<u>-</u>	<u>-</u>	<u>-</u>
1.5	140	365	428.1	$7.72 \times 10^{-3}$	良
1.5	110	365	400.0	$7.74 \times 10^{-3}$	良
1.5	70	365	280.9	$7.79 \times 10^{-3}$	良
1.5	40	365	3.8	$7.92 \times 10^{-3}$	良
<b>2.54</b>	<b>140</b>	<b>808</b>	<b>297.5</b>	<b><math>6.91 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
2.54	110	808	283.4	$6.93 \times 10^{-3}$	良
2.54	70	808	234.8	$7.00 \times 10^{-3}$	良
2.54	40	808	106.0	$7.17 \times 10^{-3}$	良

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

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

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	実効遅発 中性子割合 (-)	判定 $\geq 6.8 \times 10^{-3}$ $\leq 8.1 \times 10^{-3}$
1.27	140	651	758.9	$7.74 \times 10^{-3}$	良
1.27	110	651	696.3	$7.76 \times 10^{-3}$	良
1.27	70	651	483.5	$7.81 \times 10^{-3}$	良
1.27	40	651	32.8	$7.92 \times 10^{-3}$	良
1.5	140	462	719.8	$7.62 \times 10^{-3}$	良
1.5	110	462	684.8	$7.64 \times 10^{-3}$	良
1.5	70	462	547.2	$7.70 \times 10^{-3}$	良
1.5	40	462	212.9	$7.84 \times 10^{-3}$	良
2.54	140	795	296.2	$6.91 \times 10^{-3}$	良
2.54	110	795	281.4	$6.93 \times 10^{-3}$	良
2.54	70	795	232.5	$7.00 \times 10^{-3}$	良
2.54	40	795	105.5	$7.17 \times 10^{-3}$	良

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

表 4.4-6 水位反応度係数の評価結果

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	140	402	-	$2.38 \times 10^{-3}$	良
1.27	110	412	-	$4.44 \times 10^{-3}$	良
1.27	70	461	-	$1.41 \times 10^{-2}$	良
1.27	<u>40</u>	<u>630</u>	二	二	二
<b>1.5</b>	<b>140</b>	<b>244</b>	-	<b><math>2.18 \times 10^{-3}</math></b>	<b>良</b>
1.5	110	250	-	$4.24 \times 10^{-3}$	良
1.5	70	274	-	$1.37 \times 10^{-2}$	良
1.5	40	361	-	$5.33 \times 10^{-2}$	良
2.54	140	200	-	$2.40 \times 10^{-3}$	良
2.54	110	217	-	$4.59 \times 10^{-3}$	良
2.54	70	240	-	$1.42 \times 10^{-2}$	良
<u>2.54</u>	<u>40</u>	<u>402</u>	二	<u><b><math>5.89 \times 10^{-2}</math></b></u>	<b>良</b>

(以下可溶性中性子吸収材あり (安全板による津波最大炉心))

1.27	140	549	442.6	$2.42 \times 10^{-3}$	良
1.27	110	549	390.7	$4.65 \times 10^{-3}$	良
1.27	70	549	221.2	$1.45 \times 10^{-2}$	良
1.27	<u>40</u>	<u>549</u>	二	二	二
1.5	140	365	428.1	$2.27 \times 10^{-3}$	良
1.5	110	365	400.0	$4.28 \times 10^{-3}$	良
1.5	70	365	280.9	$1.40 \times 10^{-2}$	良
1.5	40	365	3.8	$5.25 \times 10^{-2}$	良
2.54	140	808	297.5	$2.62 \times 10^{-3}$	良
2.54	110	808	283.4	$5.05 \times 10^{-3}$	良
2.54	70	808	234.8	$1.58 \times 10^{-2}$	良
2.54	40	808	106.0	$5.72 \times 10^{-2}$	良

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

表 4.4-6 水位反応度係数の評価結果 (続き)

(以下可溶性中性子吸収材あり (未臨界板による津波最大炉心))

格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)	水位反応度係数 (ドル/mm)	判定 $\geq 2.0 \times 10^{-3}$ $\leq 6.0 \times 10^{-2}$
1.27	140	651	758.9	$2.49 \times 10^{-3}$	良
1.27	110	651	696.3	$4.71 \times 10^{-3}$	良
1.27	70	651	483.5	$1.47 \times 10^{-2}$	良
1.27	40	651	32.8	$5.30 \times 10^{-2}$	良
1.5	140	462	719.8	$2.37 \times 10^{-3}$	良
1.5	110	462	684.8	$4.47 \times 10^{-3}$	良
1.5	70	462	547.2	$1.43 \times 10^{-2}$	良
1.5	40	462	212.9	$5.45 \times 10^{-2}$	良
2.54	140	795	296.2	$2.60 \times 10^{-3}$	良
2.54	110	795	281.4	$4.70 \times 10^{-3}$	良
2.54	70	795	232.5	$1.60 \times 10^{-2}$	良
2.54	40	795	105.5	$5.83 \times 10^{-2}$	良

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

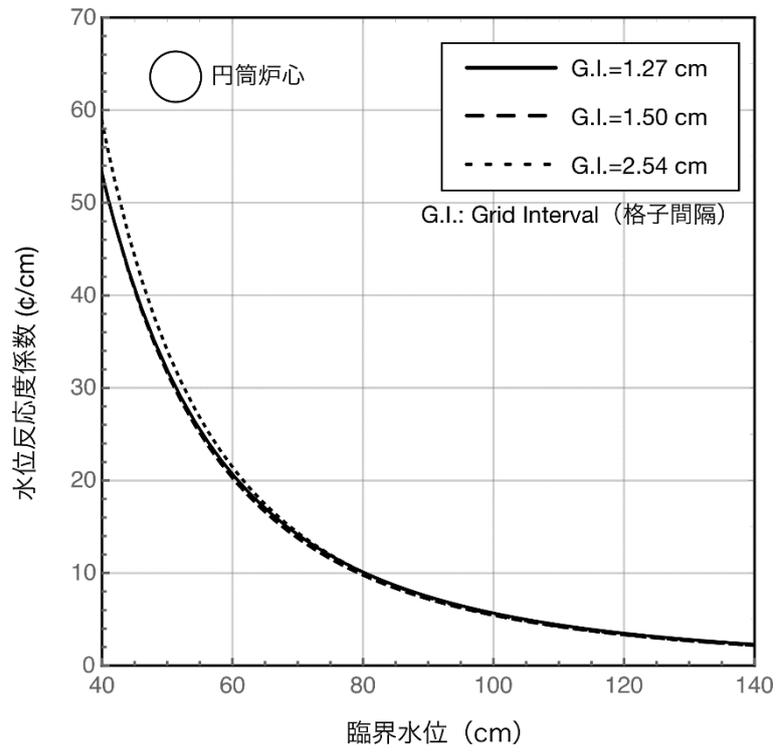


図 4. 4-1 水位反応度係数の計算結果

表 4.5-1 構成してはならない炉心として識別された炉心

炉心形状	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)
正方	1.27	40	647	-
円筒	1.27	40	630	-

表 4.5-2 構成してはならない炉心の再評価結果（臨界水位）

炉心形状	格子間隔 (cm)	臨界水位 (cm)	臨界本数 (本)	ボロン濃度 (ppm)
正方	1.27	48.22	558	-
円筒	1.27	48.15	549	-

表 4.5-3 構成してはならない炉心の再評価結果（炉心特性）

炉心特性 判定基準 (単位)	計算結果	判定
減速材温度反応度係数 $-3.7 \times 10^{-5} \sim +3.8 \times 10^{-4}$ ( $\Delta k/k/^\circ C$ )	$1.40 \times 10^{-5}$	良
減速材ボイド反応度係数 $-3.8 \times 10^{-3} \sim +3.7 \times 10^{-3}$ ( $\Delta k/k/vol\%$ )	$-2.73 \times 10^{-3}$	良
棒状燃料温度反応度係数 $-4.1 \times 10^{-5} \sim -8.5 \times 10^{-6}$ ( $\Delta k/k/^\circ C$ )	$-2.84 \times 10^{-5}$	良
即発中性子寿命 $6.9 \times 10^{-6} \sim 8.4 \times 10^{-5}$ (s)	$2.72 \times 10^{-5}$	良
実効遅発中性子割合 $6.8 \times 10^{-3} \sim 8.1 \times 10^{-3}$ (-)	<u><math>7.93 \times 10^{-3}</math></u>	<u>良</u>
水位反応度係数 $2.0 \times 10^{-3} \sim 6.0 \times 10^{-2}$ (ドル/mm)	$3.51 \times 10^{-2}$	良

太字は、最大値又は最小値を与える炉心。波下線が最大値。

空白頁

## 11. 計測設備、警報装置、安全保護回路(第30条、第41条、第32条)の適合性説明書

- 添付書類 Ⅲ-11-1 計測設備、警報装置についての説明書
- 添付書類 Ⅲ-11-2 安全保護回路についての説明書
- 添付書類 Ⅲ-11-3 核計装設備の変更要否に係る検討書

空白頁

添付書類

Ⅲ-11-1 計測設備、警報装置についての説明書

## 目 次

1. 概 要 .....	添Ⅲ-11-1-1
2. 基本方針 .....	添Ⅲ-11-1-1
3. 詳細設計方針・内容 .....	添Ⅲ-11-1-1
<b>【補足資料1】</b>	
核計装設備（既設）の仕様等について .....	添Ⅲ-11-1-6

## 1. 概要

本説明書は、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第7号）（以下「技術基準規則」という。）第30条（計測設備）及び第41条（警報装置）の規定に基づき施設する計測制御系統施設について説明するものである。

## 2. 基本方針

### (1) 計測設備

技術基準規則第30条第1項の要求事項に適合するよう、STACY施設に、同項各号に規定される以下に掲げる事項を計測する計装を施設する。

なお、一次冷却材はないため第4号に規定する事項は適用外である。また、第3号の制御棒（固体の制御材をいう。）の位置の計測については、STACY施設では減速材及び反射材である軽水を制御材とし、炉心タンク内の水位により反応度を制御するため、炉心の水位に読み替える。

第1号：熱出力及び炉心における中性子束密度

第2号：炉周期

第3号：炉心の水位

技術基準規則第30条第2項の要求事項に適合するよう、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し及び対策を講じるために必要な施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できる設備を施設する。

### (2) 警報装置

技術基準規則第41条の施設には、その設備の機能の喪失、誤操作その他の要因により原子炉の安全を著しく損なうおそれが生じたとき、技術基準規則第31条第1号の放射性物質の濃度若しくは同条第3号の線量当量が著しく上昇したとき、又は液体状の放射性廃棄物を廃棄する設備から液体状の放射性廃棄物若しくは溶液燃料を貯蔵する設備から溶液燃料が著しく漏えいするおそれが生じたときに、これらを確実に検知して速やかに警報する装置を施設する。

## 3. 詳細設計方針・内容

### (1) 計測設備

技術基準規則第30条第1項第1号及び第2号に規定される事項を、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、必要な対策が講じ得るよう予想範囲内で計測できる核計装設備を施設する。なお、炉心タンク内に検出器を設置するための検出器配置用治具は新たに設置するが、その他の核計装設備は、以下に示す既設の構成機器をそのまま使用する。

- ・ 起動系：起動、臨界近接及び低出力時の中性子束を計測（安全保護系と共用）

- ・運転系線形出力系：中性子束により出力を計測
- ・運転系対数出力系：出力及び炉周期を計測（安全保護系と共用）
- ・安全出力系：出力を計測（安全保護系と共用）

技術基準規則第30条第1項第3号に規定される事項を計測するためその他の主要な計装設備を新たに施設する。なお、サーボ型水位計については、設置変更許可に基づき耐震Cクラスに分類するが、地震等により故障した場合は、原子炉停止後に運転員が炉室に入室し、直接目視確認が可能である。

- ・サーボ型水位計：炉心タンク水位連続計測
- ・最大給水制限スイッチ：炉心タンク給水制限水位検出（安全保護系の計装設備）
- ・給水停止スイッチ：炉心タンク給水停止水位検出
- ・排水開始スイッチ：炉心タンク排水開始水位検出

監視操作盤、モニタ盤は、技術基準規則第30条第1項第1、2、3号に規定される事項を計測するための計装設備を操作し、その計測値を監視できるよう施設する。

STACYは異常を検知した場合は原子炉が直ちに停止し（1.5秒以内に安全板挿入、1.0秒以内に急速排水弁開）、その停止確認は、①中性子出力低下、②安全板挿入完了、③急速排水弁開により行う。原子炉停止系（安全板装置、急速排水弁）は、安全板の重力落下及びスプリング反力による急速排水弁の開といった不可逆性を有する物理現象を利用しているため、STACY停止後に再臨界となるおそれはなく、冷却も不要であることから、停止確認以降の継続的な監視を必要としない。

万一、瞬時（安全板挿入又は急速排水弁開が完了する前）の電源喪失等により制御室における停止確認方法が全て喪失するといった仮想的な状況下であっても、原子炉停止後に運転員が適切な放射線防護機材（サーベイメータ、呼吸用保護具、身体保護具等）を装備し、炉室又は炉下室に入室し、機器状態（炉心タンク水位、安全板挿入位置、急速排水弁の開閉状態）を目視確認することにより、電源供給に頼らず停止確認が可能である。

制御室における停止確認方法が全て喪失した場合の運転員による停止確認手順については、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。）に定めて、遵守する。

技術基準規則第30条第2項に規定される事項の計測については、設計基準事故の「溶液燃料の漏えい」に対しては、既設の溶液燃料貯蔵設備の液位計及び漏えい検出器により状況を把握、監視するとともに、放射性物質の放出は放射線管理施設で監視及び記録する。排気筒ダストモニタ（GM計数管）の計数率は約 $3.0 \times 10^4 \text{s}^{-1}$ となり、その計測範囲は $1.0 \times 10^{-1} \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^5 \text{s}^{-1}$ のため、放射性物質の放出を監視することが可能である。また、排気筒ダストモニタ（GM計数管）は非常用電源設備に接続されているため、十分な期間<sup>(注1)</sup>にわたり監視及び記録することが可能である。なお、溶液貯蔵室-1に取り付けたガンマ線エリアモニタ（半導体検出器：計測範囲 $10^{-1} \sim 10^4 \mu \text{Sv/h}$ ）は、作業にあたる放射線業務従事者の被ばくの監視のために十分な計測範囲を有しており、また、非常用電源設備に接続されていることから、十分な期間にわたり監視及び記録することが可能である。

「棒状燃料の機械的破損」時の放射性物質の放出に対しては、放射線管理施設で監視及び記録する。炉室の換気回数は3回/h以上であるため、排気中の濃度は約 $0.7 \text{Bq/cm}^3$ であり、排気筒ガスモニタ（通気型電離箱）の計測範囲は $0 \sim 10^3 \text{pA}$ で、これは約 $1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ （検出限界値）～約 $2 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3$ に相当することから、放射性物質の放出を監視することが可能である。また、炉室の空気中の濃度は約 $22 \text{Bq/cm}^3$ であり、炉室（S）からサンプリングするガスモニタ（通気型電離箱）の計測範囲は $0 \sim 10^2 \text{pA}$ で、これは約 $1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ （検出限界値）～約 $24 \text{Bq/cm}^3$ に相当することから、放射性物質の放出を監視することが可能である。排気筒ガスモニタ（通気型電離箱）及び炉室（S）からサンプリングするガスモニタ（通気型電離箱）は非常用電源設備に接続されているため、十分な期間にわたり監視及び記録することが可能である。なお、排気筒ダストモニタ（GM計数管：計測範囲 $10^{-1} \sim 10^5 \text{s}^{-1}$ ）は、排気中の放射性物質の濃度を監視するために十分な計測範囲を有しており、また、非常用電源設備に接続されていることから、十分な期間にわたり監視及び記録することが可能である。炉室（S）からサンプリングするダストモニタ（GM計数管：計測範囲 $10^{-1} \sim 10^5 \text{s}^{-1}$ ）並びに炉室（S）に取り付けたガンマ線エリアモニタ（半導体検出器：計測範囲 $10^{-1} \sim 10^4 \mu \text{Sv/h}$ ）及び中性子線エリアモニタ（BF<sub>3</sub>計数管：計測範囲 $10^{-1} \sim 10^5 \text{s}^{-1}$ ）は、作業にあたる放射線業務従事者の被ばくの監視のために十分な計測範囲を有しており、また、非常用電源設備に接続されていることから、十分な期間にわたり監視及び記録することが可能である。

なお、STACY施設の設計基準事故は、「溶液燃料の漏えい」及び「棒状燃料の機械的破損」であること、原子炉の停止後に事象が進展するおそれはなく停止状態が維持されることから、原子炉の停止後の温度、水位等の監視は不要である。

(注1) 本説明書において、「十分な期間」とは、20時間程度を想定している。

STACY施設における設計基準事故は、「溶液燃料の漏えい」及び「棒状燃料の機械的破損」であり、これらの事象は10時間程度で収束可能である。

非常用電源設備の非常用発電機は、施設内に保有している燃料により20時間程度（※）の連続運転が可能であり、事象発生から収束までの十分な期間に渡り監視及び記録が可能である。

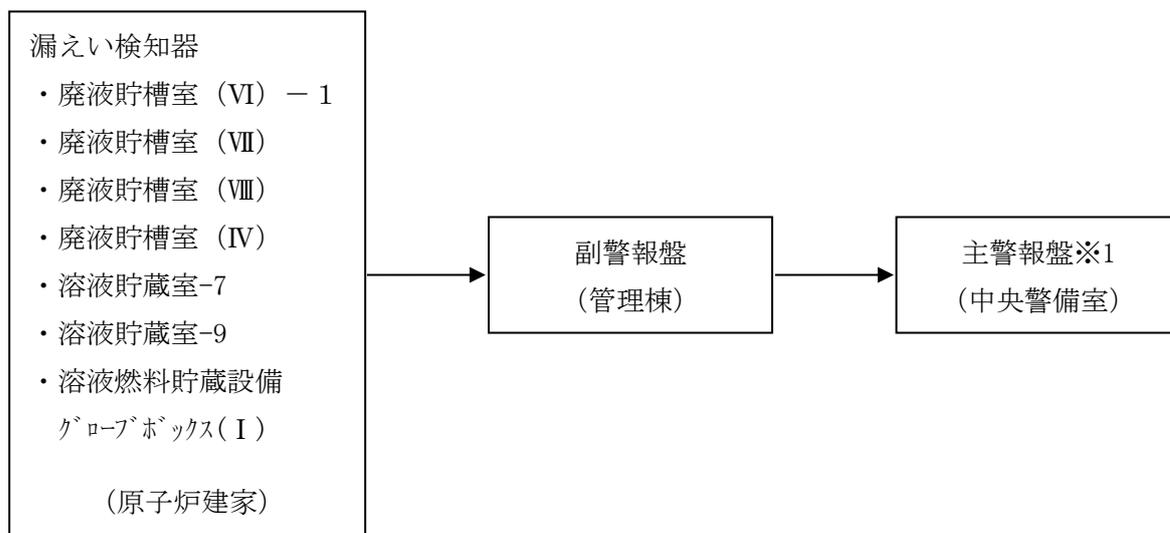
$$\begin{aligned} \text{※} : \frac{\text{STACY施設の燃料タンク容量[L]} \times \text{充填率}}{\text{非常用発電機の最大燃料消費量[L/h} \cdot \text{基]} \times \text{非常用発電機の基数[基]}} &= \frac{(20000 + 1950 \times 2) \times 0.8}{460 \times 2} \\ &= 20.7 \text{ h} \end{aligned}$$

## (2) 警報装置

技術基準規則第41条に規定される事項に関し、その設備の機能の喪失、誤操作その他の要因により原子炉の安全を著しく損なうおそれが生じたとき、これらを確実に検知して速やかに警報する装置として、警報回路を施設する。警報回路は、中性子束、炉周期、温度、流量等のプロセス変数が設定値を超えた場合に警報を表示、発報する。

技術基準規則第31条第1号の放射性物質の濃度又は同条第3号の線量当量が著しく上昇したとき、これらを確実に検知して速やかに警報する装置を施設することの要求事項に施設時からの変更はなく、放射線管理施設は、既設のものをそのまま使用するため適合性説明を省略する。

液体状の放射性廃棄物を廃棄する設備から液体状の放射性廃棄物又は溶液燃料を貯蔵する設備から溶液燃料が著しく漏えいするおそれが生じたときに、これらを確実に検知して速やかに警報する装置として、漏えい検知器を施設する。漏えい検知器は、液体状の放射性廃棄物を廃棄する設備又は溶液燃料貯蔵設備から漏えいが生じた場合に漏えいを検知し、副警報盤、主警報盤に警報を表示、発報する。漏えい検知器の系統図を図1に示す。



※1 主警報盤は、夜間休日に漏えいの発生を知らせる。

図1 漏えい検知器の系統図

補足資料

## 核計装設備（既設）の仕様等について

## (1) 中性子束の測定範囲

検出器の種類	中性子束の測定範囲 [n/cm <sup>2</sup> /s]
起動系	$2.5 \times 10^{-1} \sim 2.5 \times 10^4$
運転系線型出力系	$1.3 \times 10^2 \sim 5 \times 10^{10}$
運転系対数出力系	$1.3 \times 10^2 \sim 5 \times 10^{10}$
安全出力系	$1.3 \times 10^2 \sim 5 \times 10^{10}$

## (2) 熱出力の測定範囲

名 称	熱出力の測定範囲 [W]
起動系	$1 \times 10^{-5} \sim 2 \times 10^0$
運転系線型出力系	$2 \times 10^{-3} \sim 2 \times 10^3$
運転系対数出力系	$2 \times 10^{-3} \sim 2 \times 10^3$
安全出力系	2 ~ 220

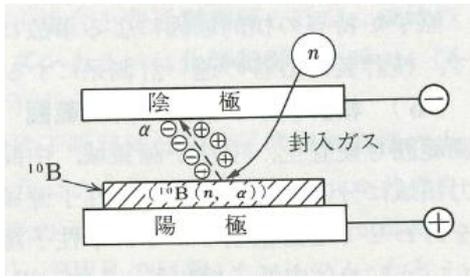
## (3) 中性子束から熱出力への換算

使用前事業者検査に当たり、以下の手順で出力校正運転を行い、換算係数を得て核計装を校正する。

- ① 炉内に金箔を貼り、中性子束を絶対測定する
- ② 解析コードを用いて中性子束→核分裂数換算係数を求める
- ③ ②の係数を用いて核計装を校正する

(4) 検出器の原理・型式

① 起動系

検出器の種類		B-10 比例計数管
原理		電極に塗布した $^{10}\text{B}$ を用い、 $^{10}\text{B} (n, \alpha)$ 反応による電離パルス電流を測定する。 [1] 
型式		WL-22793
外径寸法		379.48 mm 長 × 25.4 mm φ
有感長		266.70 mm
材質	本体	Al
	電極	W
	中性子有感材	$^{10}\text{B}$
	封入ガス	Ar-CO <sub>2</sub>
外形図		図1に示す。

[1] 新版原子力ハンドブック、オーム社より引用

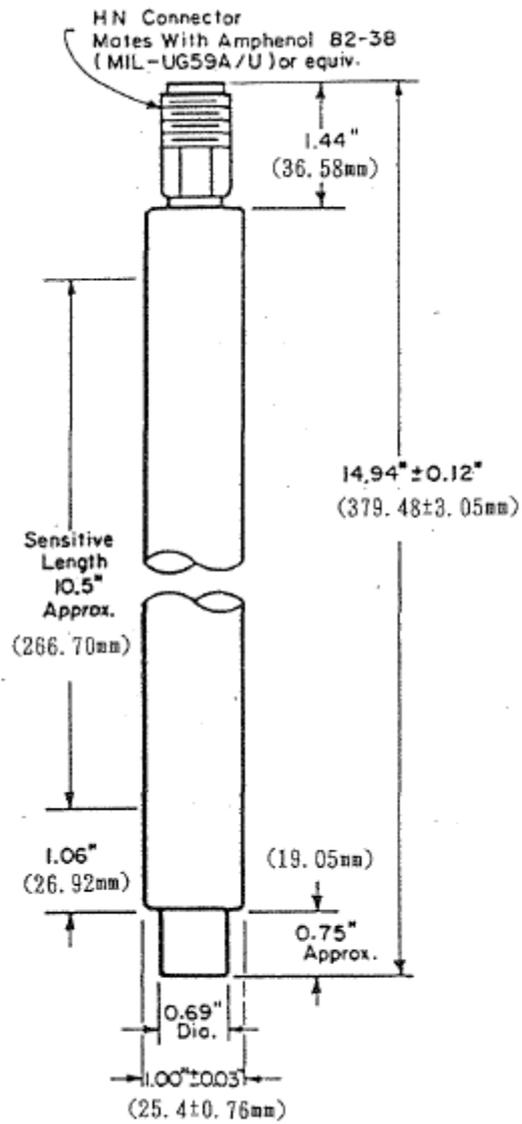


図1 起動系 (B-10 比例計数管) の外形図

② 運転系線型出力系、運転系対数出力系、安全出力系

検出器の種類	γ線補償型電離箱	
原理	<p>3個の電極をもち、二つの同一の空間で生じるγとγ+nの電離電流の差の電流を出力として取り出す。このようにしてγ線の影響を低減する。 [1]</p>	
型式	WL-23084	
外径寸法	485.65 mm 長 × 79.25 mm φ	
有感長	355.60 mm	
材質	本体	Al
	電極	Mg
	中性子有感材	<sup>10</sup> B
	封入ガス	N <sub>2</sub>
外形図	図2に示す。	

[1] 新版原子力ハンドブック、オーム社より引用

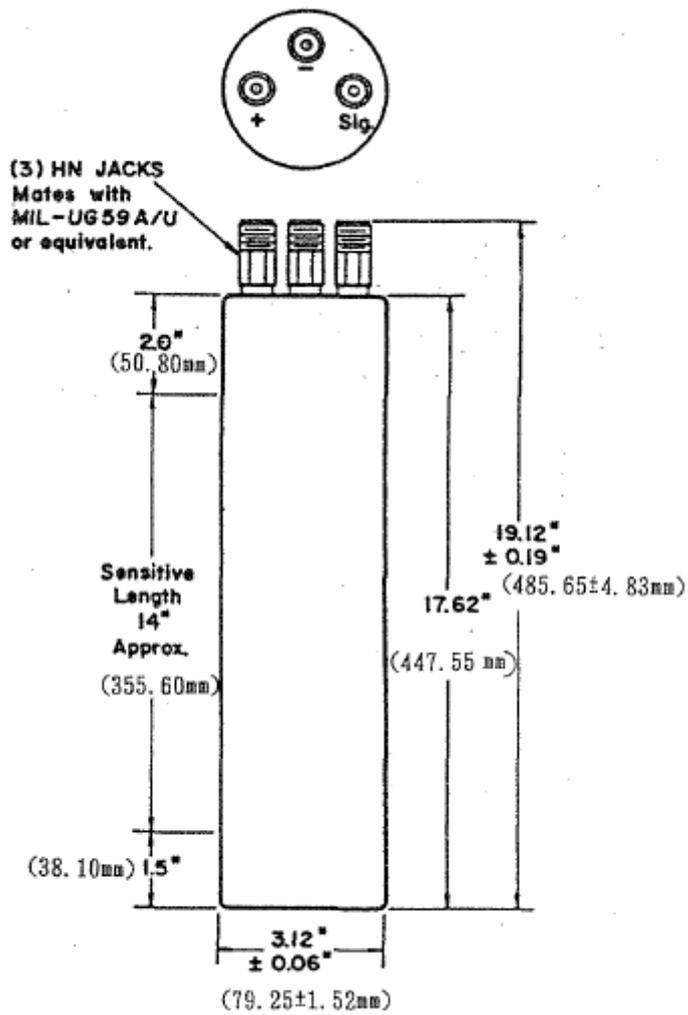


図2 運転系線型出力系、運転系対数出力系、安全出力系（ $\gamma$ 線補償型電離箱）の外形図

添付書類

Ⅲ-11-2 安全保護回路についての説明書

## 目 次

1. 概 要 .....	添Ⅲ-11-2-1
2. 基本方針 .....	添Ⅲ-11-2-1
3. 詳細設計方針・内容 .....	添Ⅲ-11-2-2
【補足資料1】 STACY施設における用語（「安全保護系」と「安全保護回路」）の 整理について .....	添Ⅲ-11-2-6
【補足資料2】 異常を検知してから原子炉停止系を作動させるまでの時間 及びスクラム回路の構成について .....	添Ⅲ-11-2-8
【補足資料3】 安全保護回路のフェイルセーフ機構について .....	添Ⅲ-11-2-11
【補足資料4】 最大給水制限スイッチの位置制御に用いる電子計算機について .....	添Ⅲ-11-2-13
【補足資料5】 計測制御系との共用に係る絶縁回路の使用について .....	添Ⅲ-11-2-14

## 1. 概要

本説明書は、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第7号）（以下「技術基準規則」という。）第32条（安全保護回路）の規定に基づき施設する安全保護系について説明するものである。

ここで、技術基準規則第32条の「安全保護回路」は、STACY施設の「安全保護系」を指す。「安全保護系」は、運転時の異常な過渡変化を検知する安全保護系の核計装及び安全保護系のプロセス計装（最大給水制限スイッチ）並びに、その検出信号及びその他の入力信号（スクラム条件）を受けて原子炉停止系（安全板装置、急速排水弁）の作動を直接開始させる安全保護回路で構成する。

## 2. 基本方針

技術基準規則第32条第1項の規定により、STACY施設には、以下に掲げる同項各号の要求事項に適合する安全保護系を施設する。

第1号の要求事項に適合するよう安全保護系は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の健全性を損なうおそれがない設計とする。

第2号の要求事項については、STACY施設の損壊又は故障その他の異常により多量の放射性物質が漏えいする可能性はなく、これを抑制又は防止するための設備（工学的安全施設）も有しないため適用外である。

第3号の要求事項に適合するよう、安全保護系を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性又は多様性を確保する設計とする。

第4号の要求事項に適合するよう、安全保護系を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保する設計とする。

第5号の要求事項に適合するよう、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

第6号の要求事項に適合するよう、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置が講じられている設計とする。

第7号の要求事項に適合するよう、計測制御系統施設の一部を安全保護系と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離された設計とする。

第8号の要求事項に適合するよう、原子炉の安全を確保する上で必要な場合には、運転条件に応じてその作動設定値を変更できる設計とする。

### 3. 詳細設計方針・内容

技術基準規則第32条第1項各号への適合に関わる設計内容は、以下のとおりである。

#### <第1号>機能

安全保護系の核計装及びプロセス計装（最大給水制限スイッチ）により異常な過渡変化を検知し、その信号を受けて安全保護回路からスクラム信号を発することにより、安全板装置及び急速排水弁のスクラム遮断器を開放する。スクラム遮断器の開放により、安全板は重力落下で炉心タンクへ挿入され、急速排水弁はスプリング反力で開き軽水を排出する。このように原子炉停止系を作動させ、原子炉を安全に停止でき、かつ、その停止状態を維持することにより、燃料の健全性を損なうおそれがない設計とする。

また、安全保護回路には、安全保護系の計測信号の他、地震動を早期検知するための地震感知器等からの信号を入力し、スクラム信号を発することにより、原子炉停止系を作動させる設計とする。

#### <第3号>多重性又は多様性の確保

安全保護系の核計装及びプロセス計装（最大給水制限スイッチ）の多重性又は多様性の確保については、添付書類Ⅲ－6－1「安全施設、安全設備の機能維持等についての説明書」による。

安全保護回路を構成する安全保護系盤（原子炉停止回路を内蔵）及びスクラム遮断器盤は、単一故障、外的要因による単一破損等が発生しても安全保護機能を喪失しないよう2系統からなる構成として多重性を確保する。

#### <第4号>独立性の確保

安全保護系の起動系、運転系対数出力系、安全出力系、最大給水制限スイッチ系、地震感知系、安全スイッチ系、遮蔽扉位置検出系は、難燃性のケーブル（IEEE383相当）を用い、そのケーブルを可能な限り鋼製電線管（JIS C 8305）に収めることで物理的に分離し、独立性を確保する。ただし、制御室内のケーブルは、原子炉運転中に確認が可能であり、ケーブルに異常があった場合には、手動により原子炉を停止できるため、鋼製電線管による分離は行わない。

また、安全保護系は、商用電源喪失時にもその安全保護機能を維持することができるように、系統ごとに独立した無停電電源装置から給電する。

#### <第5号>不利な状況が生じた場合の安全状態の維持

安全保護系は、商用電源喪失時にもその安全保護機能を維持することができるよう無停電電源装置から給電するとともに、運転時励磁の回路とし、系の遮断があってもSTACYを停止させるフェイルセーフ設計とする。

#### <第6号>不正アクセス防止

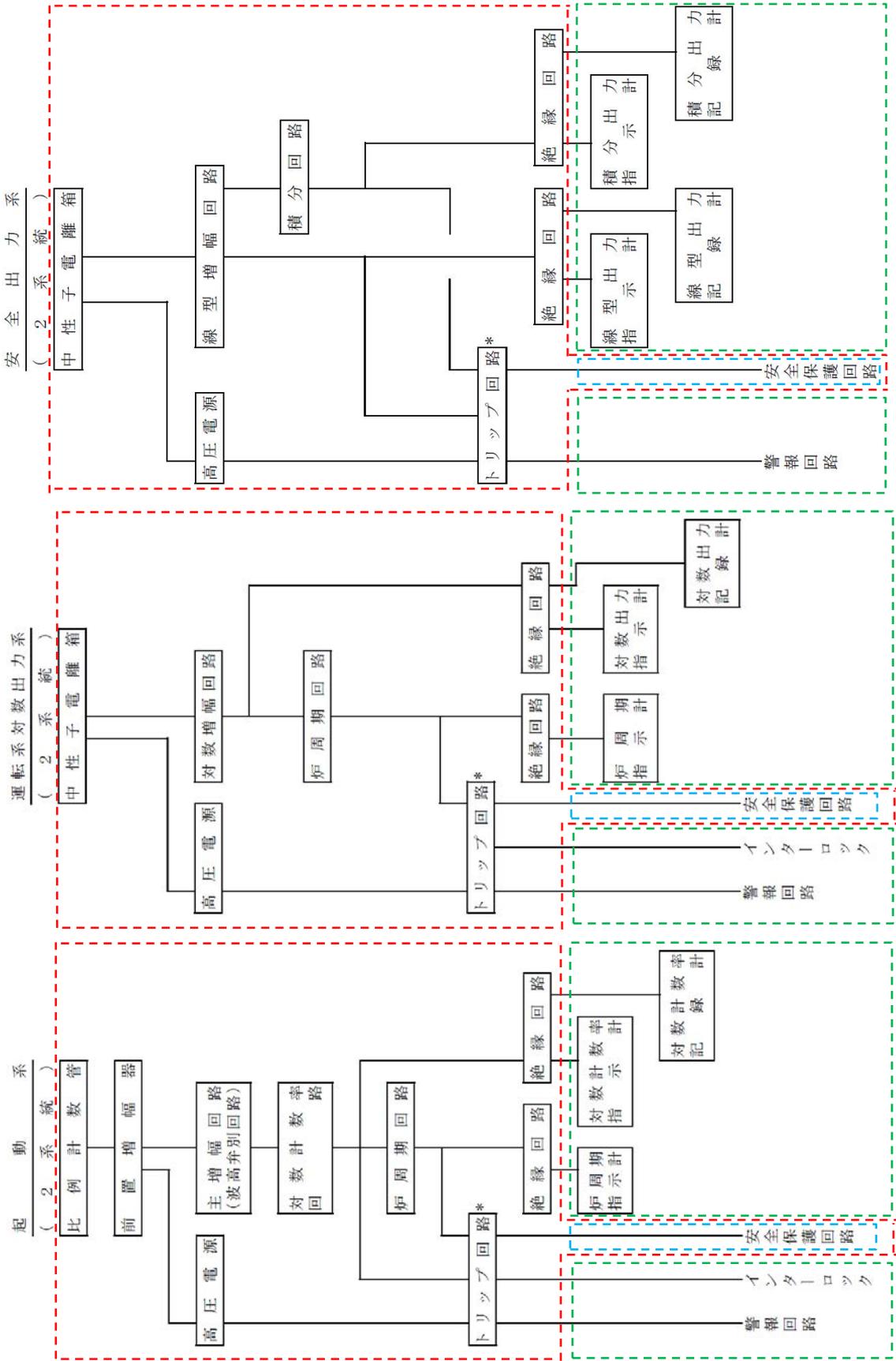
安全保護系の最大給水制限スイッチの信号処理に使用する電子計算機は、不正アクセスを防止するため、外部の電気通信回路から遮断する設計とする。また、安全保護回路には電子計算機を使用しない設計とする。

#### <第7号>計測制御系との共用

安全保護系の核計装設備の一部（高圧電源、対数計数率回路、炉周期回路、対数増幅回路、線型増幅回路、積分回路）から計測制御系の核計装設備へ信号を取り出す場合には、信号の分岐箇所には絶縁増幅器等の絶縁回路を使用し、計測制御系の核計装設備の短絡、地絡又は断線によって安全保護系の核計装設備に影響を与えることのないように機能的に分離した設計とする。安全保護系の核計装設備のシステム構成を図1に示す。

#### <第8号>設定値変更

安全保護系のプロセス計装設備（最大給水制限スイッチ）の設定位置は、運転条件に従って変更できる設計とする。



安全保護系  
安全保護回路  
計測制御系

図1 安全保護系の核計装設備の説明図

\*安全保護系は、トリップ回路のリレーで計測制御系と絶縁分離する。

補足資料

## STACY施設における用語（「安全保護系」と「安全保護回路」）の整理について

STACY施設では、許可基準規則第18条にいう「安全保護回路」に対応する設備を「安全保護系」として定義している（添付書類八「1.6 許可基準規則への適合」第2条（定義）第(19)号）。これは、STACY建設当初に参考にした旧指針（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」平成2年8月30日原子力安全委員会決定）において同設備を「安全保護系」としていたことによる。

また、STACY施設における「安全保護回路」は、添付書類八「5.5 安全保護回路」で記すとおり、「安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備等から信号を受け、スクラム信号を発する（後略）」回路をいう。（添八 P.8-別 1-5-17 参照）

## 【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】

（定義）

第二条 この規則において使用する用語は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律において使用する用語の例による。

2 この規則において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

（省略）

二十九 「安全保護回路」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を検知し、これらの事象が発生した場合において原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させる設備をいう。

## 【STACY設置変更許可申請書 添付書類八】

## 1. 安全設計

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（平成25年12月18日施行）への適合

（定義）

適合のための設計方針

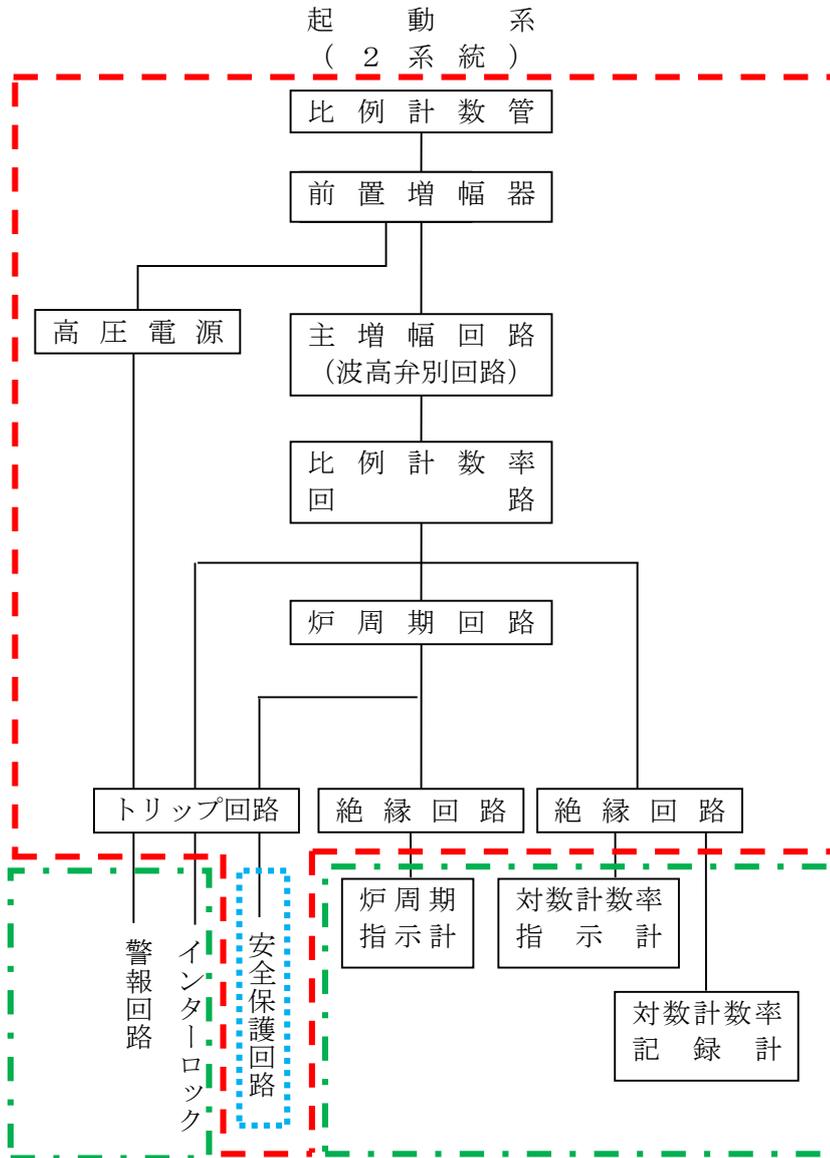
(19)「安全保護系」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を検知し、必要な場合、原子炉停止系等の作動を直接開始させるよう設計された設備であり、「許可基準規則」第十八条における安全保護回路を指す。

## 5. 計測制御系統施設

## 5.5 安全保護回路

## 5.5.1 概要

安全保護回路は、安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備等から信号を受け、スクラム信号を発することにより、原子炉停止系を作動させ、安全板の落下及び炉心タンクの軽水の排水によりSTACYを停止させる。



安全保護系と安全保護回路の例  
(安全保護系の核計装設備【起動系】)

異常を検知してから原子炉停止系を作動させるまでの時間  
及びスクラム回路の構成について

(1) 異常を検知してから原子炉停止系を作動させるまでの時間

安全保護系の検知器が異常を検知してから、原子炉停止系を作動（※）させるまでの時間を表 1 に示す。異常を検知してから原子炉停止系を作動させるまでの時間は、スクラム項目によって異なるが、概ね 0.2 秒程度である。

例えば、「炉心タンク水位高」の場合は、最大給水制限スイッチの検知器からスクラム遮断器盤出口までの間にリレーを 7 個、スクラム遮断器（電磁接触器）を 1 個設置している。リレー又はスクラム遮断器の動作時間は、1 個当たり 20ms 以下であるため、 $8 \text{ 個} \times 20\text{ms}/\text{個} = 160\text{ms} \approx 0.2\text{s}$  となる。

※：「原子炉停止系を作動」とは、スクラム遮断器が開放された時点をいう。

(2) スクラム回路の構成について

安全保護系のスクラム回路は、電子計算機を用いないハードワイヤード方式（リレーや配線による回路）である。スクラム回路の構成説明図を図 1 に示す。

表1 異常を検知してから原子炉停止系を作動させるまでの時間

スクラム項目	異常の検知 (スクラム信号発生時の時点)	リレー又はスクラム遮断器の設置数 [個]				合計	異常を検知してから 原子炉停止系を作動 させるまでの時間
		安全保護系盤外	安全保護系盤内		スクラム 遮断器盤内		
		検知器から 安全保護系盤の 入口まで	安全保護系盤の入口から スクラム回路出力リレー 入口まで (Ry)	スクラム回路 出力リレー (RA1 又は RB1)	スクラム 遮断器		
起動系炉周期短	起動系のトリップ回路が作動した(信号を 発した)時点	0	5	1	1	7	140ms ≒0.2s
運転系対数出力系 炉周期短	運転系対数出力系のトリップ回路が作 動した(信号を発した)時点	0	5			7	140ms ≒0.2s
安全出力系出力高	安全出力系のトリップ回路が作動した (信号を発した)時点	0	5			7	140ms ≒0.2s
積分出力高	安全出力系のトリップ回路が作動した (信号を発した)時点	0	5			7	140ms ≒0.2s
炉心タンク水位高	最大給水制限スイッチ水面検知素子が 作動した(信号を発した)時点	1	5			8	160ms ≒0.2s
地震加速度(水平)大	水平垂直地震感知器が作動した(信号を 発した)時点	0	5			7	140ms ≒0.2s
地震加速度(垂直)大		0	5			7	140ms ≒0.2s
電源電圧低	非常用電源系低電圧継電器が作動した (信号を発した)時点	0	5			7	140ms ≒0.2s
高圧電源電圧低	核計装設備のトリップ回路が作動した (信号を発した)時点	0	5			7	140ms ≒0.2s
手動スクラム	手動スイッチが押された(信号を発し た)時点	0	4			6	120ms ≒0.2s
安全スイッチ	安全スイッチが押された(信号を発し た)時点	0	4			6	120ms ≒0.2s
炉室(S) 遮蔽扉開	遮蔽扉位置検出器が作動した(信号を 発した)時点	0	4			6	120ms ≒0.2s
炉下室(S) 遮蔽扉開		0	4			6	120ms ≒0.2s

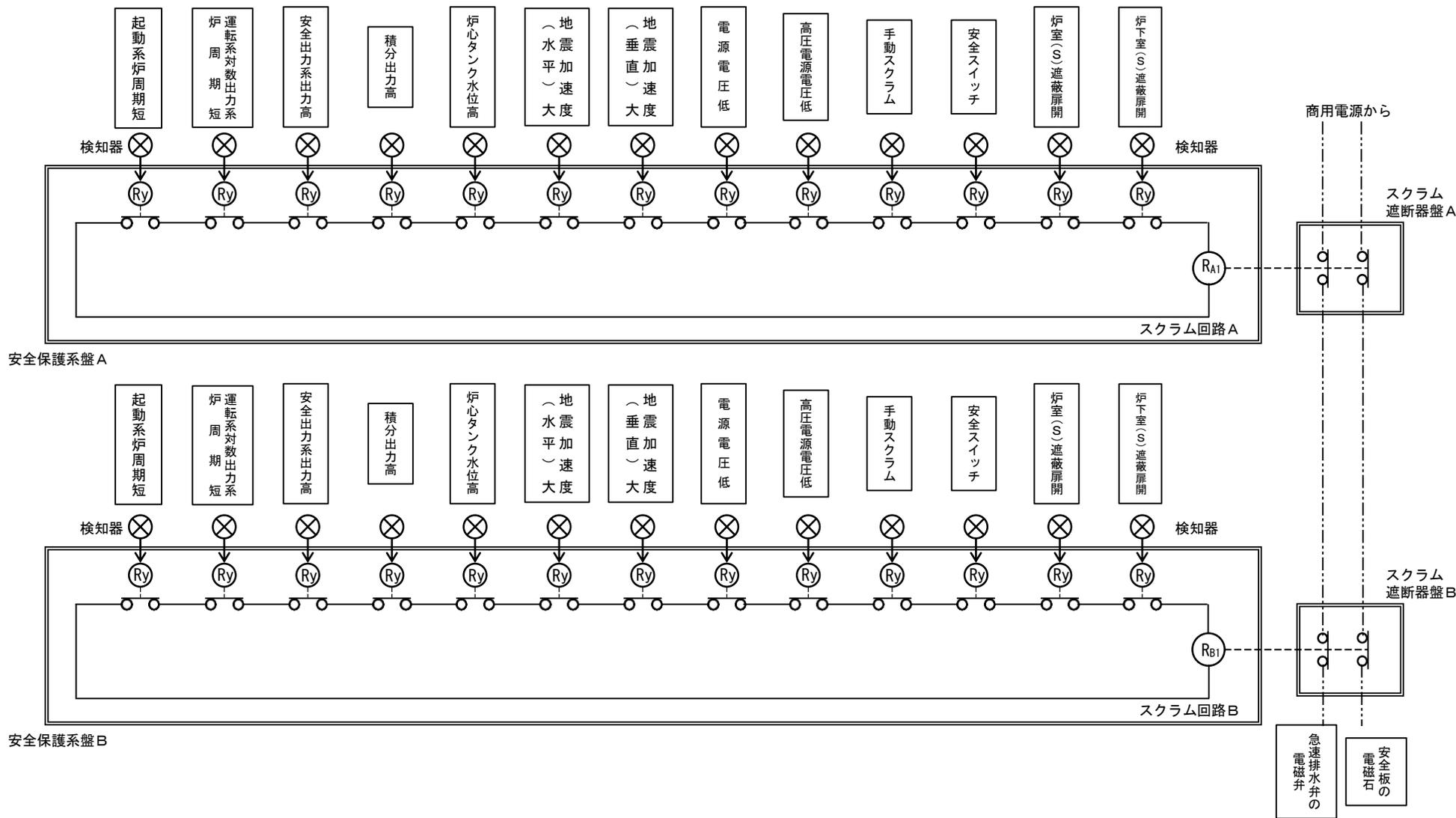


図1 スクラム回路の構成説明図

安全保護回路のフェイルセーフ機構について

(1) 安全保護回路のフェイルセーフ機構について

安全保護系の核計装及びプロセス計装（最大給水制限スイッチ）により異常な過渡変化を検知し、その信号を受けて安全保護回路からスクラム信号を発することにより、スクラム遮断器を開放する。スクラム遮断器は、電磁接触器のことで、電磁接触器内の電磁石の動作によって電路の開閉を行うものであり、安全保護回路の全てのスクラム条件が解除されるまで、この電磁石に電源が供給されず、「安全板の電磁石」及び「圧縮空気供給用の電磁弁」への電源も供給されない構造となっている（図1参照）。また、電磁接触器の作動後（スクラム条件解除後）は、どれか一つでもスクラム条件が成立となると電磁接触器電磁石が消磁となり、電路が開となる。

安全板の電磁石は、電源が供給されるとその吸着力により安全板を炉心タンク上部に待機状態とする。安全板の電磁石への電源が遮断されると消磁となり、安全板は重力落下で炉心タンクへ挿入される。

また、圧縮空気供給用の電磁弁は、圧縮空気ラインに接続されており、電源が供給されるとその内部の電磁石が作動することで急速排水弁に圧縮空気が供給される（図2参照）。圧縮空気供給用の電磁弁への電源が遮断されると内部電磁石が消磁となり、電磁弁閉により圧縮空気の供給が停止となる。圧縮空気の供給が停止されると急速排水弁内のスプリング反力により、急速排水弁は開（排水開始）となる。

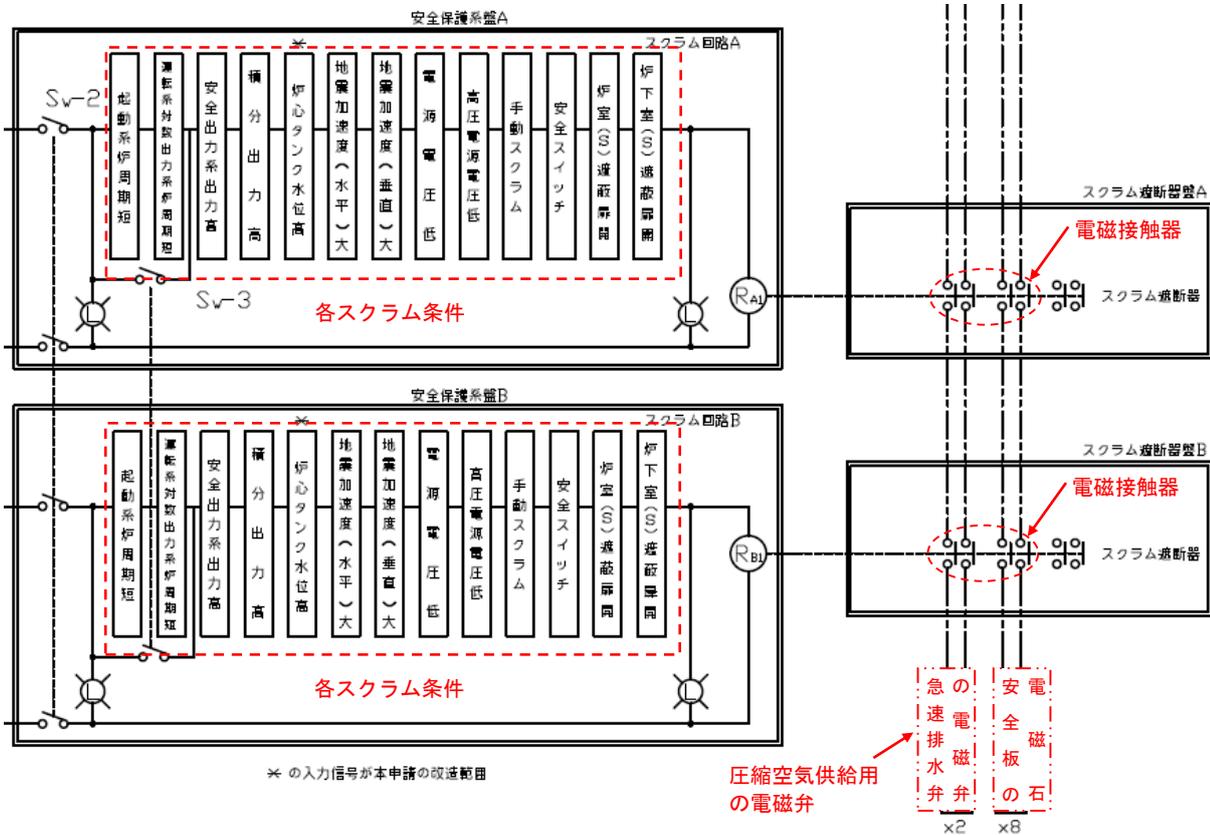


図1 安全保護回路系統説明図

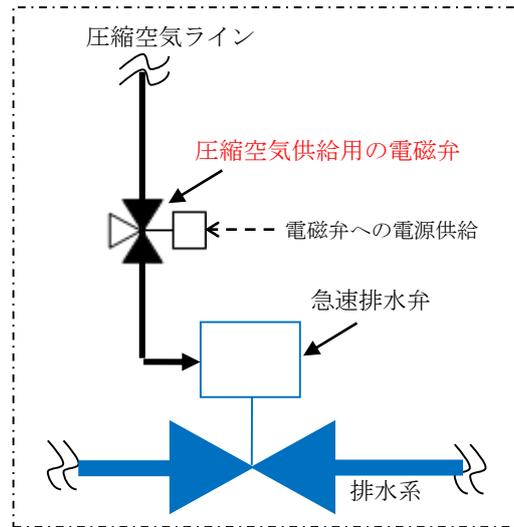


図2 急速排水弁とその電磁弁の関係図

・急速排水弁の開閉機構について

急速排水弁構造説明図を図3に示す。急速排水弁は、圧縮空気をシリンダ内に送りピストンを押し込むと、弁棒に連結されたボールが回転することで閉止となる。このとき、スプリングは圧縮空気により収縮された状態となっている。シリンダから圧縮空気が抜けると、スプリング反力により開状態（フェイルオープン）に戻る。

急速排水弁の開時間については、モックアップ試験において、スクラム信号発生から1 s以内に開となることを確認している。また、当該フェイルオープン機構は、溶液系STACYでも十分な実績がある。

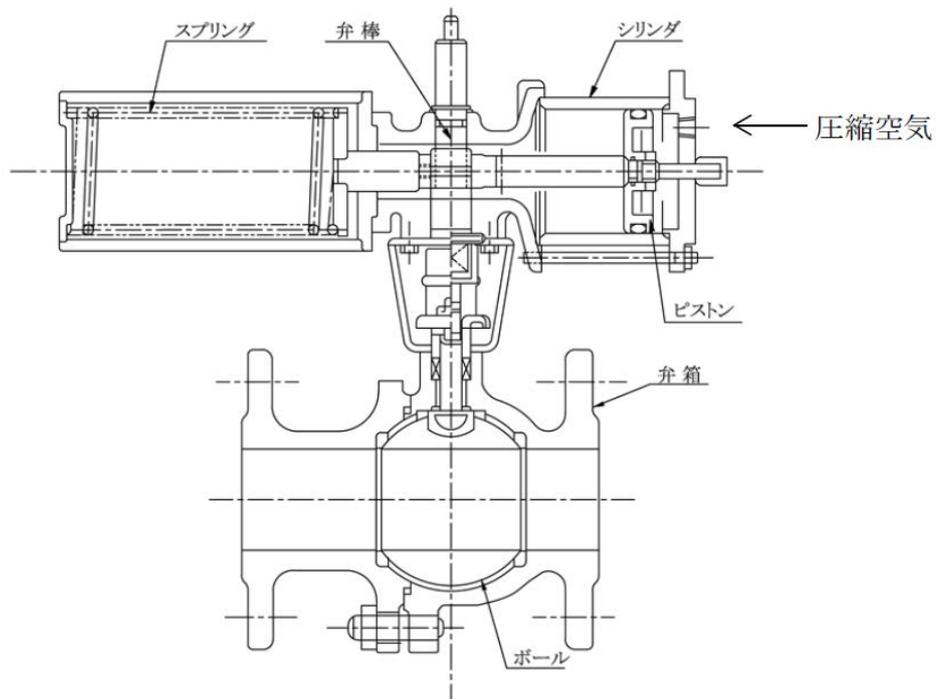


図3 急速排水弁構造説明図

## 最大給水制限スイッチの位置制御に用いる電子計算機について

最大給水制限スイッチの位置制御には、PLC (Programmable Logic Controller) を使用する。具体的には以下のとおりである。

- ・ 現在位置を、駆動装置に設けた 2 系統のアブソコーダにより検出し、監視操作盤に表示する。
- ・ 最大給水制限スイッチを運転員の手動で操作する場合は、監視操作盤からの上昇、下降操作を受け、電動機を動作させる。
- ・ 最大給水制限スイッチの位置を設定し操作する場合は、監視操作盤からの最大給水制限スイッチ位置設定操作を受け、電動機を動作させる。

当該 PLC について、メーカーによるメンテナンスの際には、PLC 表面の USB ポート、Ethernet ポート、ローダー専用ポートのいずれかにパソコン又は USB メモリを接続してソフト動作の確認や、変更を行う。不正アクセス防止のため、それら以外の機器や原子力科学研究所内外のネットワークシステムに接続しない。

## 計測制御系との共用に係る絶縁回路の使用について

安全保護系の核計装設備の一部（高圧電源、対数計数率回路、炉周期回路、対数増幅回路、線型増幅回路、積分回路）から計測制御系の核計装設備へ信号を取り出す場合には、信号の分岐箇所絶縁増幅器等の絶縁回路を使用し、計測制御系の核計装設備の短絡、地絡又は断線によって安全保護系の核計装設備に影響を与えることのないように機能的に分離した設計とする。

当該説明における絶縁回路とは、信号を入力側と出力側で電氣的に絶縁した上で伝達する絶縁増幅器（アイソレーションアンプ）又はリレーである。絶縁増幅器はアナログ信号の伝達に使用し、リレーはON-OFF信号（トリップ信号等）の伝達に使用する。以下にそれぞれの概要を説明する。

## (1) 絶縁増幅器（図1参照）

核計装で使用するアナログ信号は直流電圧信号であるため、高周波トランスが組み込まれた絶縁増幅器を用いる。この高周波トランスに、アナログ信号と変調信号（高周波）を加えることで、高周波トランス内の磁束が変化し、入力に見合う直流電圧のアナログ信号が出力される。

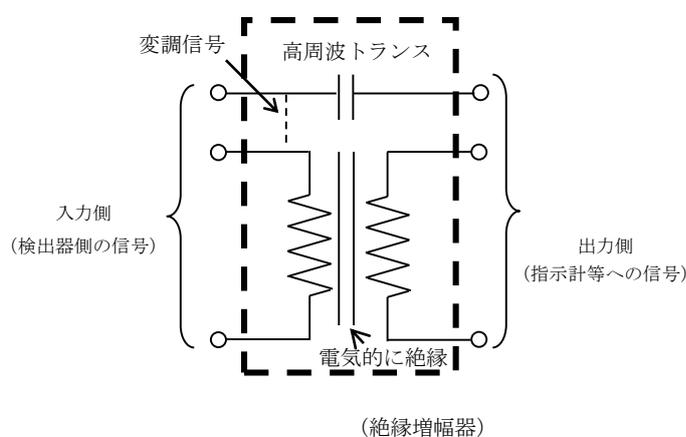


図1 絶縁増幅器 概要説明図

(2) リレー (図2 参照)

入力側のコイルに電流が流れると電磁石の働きで出力側のスイッチが入り信号が伝達される。

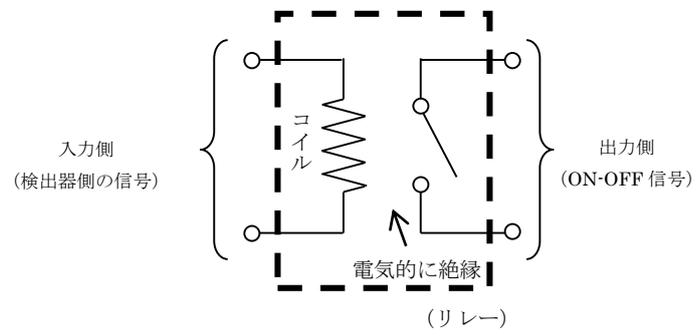


図2 リレー 概要説明図

空白頁

添付書類

Ⅲ－11－3 核計装設備の変更要否に係る検討書

## 目 次

1. 概 要 .....	添Ⅲ-11-3-1
2. 検討方針 .....	添Ⅲ-11-3-1
3. 計算及び結果 .....	添Ⅲ-11-3-3
3.1 線源の評価 .....	添Ⅲ-11-3-3
3.2 核計装の応答評価.....	添Ⅲ-11-3-4
3.3 既設の核計装のゲイン調整範囲.....	添Ⅲ-11-3-4
4. 評 価 .....	添Ⅲ-11-3-4
参考文献 .....	添Ⅲ-11-3-5

## 1. 概 要

本計算書では、STACY の炉心変更による、炉心から放出される中性子束の変化について検討し、溶液系 STACY（ウラン・プルトニウム燃料タンク型の臨界実験装置（平成 21 年 3 月 11 日付け 20 諸文科科第 2058 号以前に許可を受けたもの。以下同じ。））で使用していた核計装設備が、炉心変更後も継続して使用でき、変更の必要がないことを示す。

## 2. 検討方針

溶液系 STACY の炉心（以下「旧炉心」という。）と変更後の炉心（以下「新炉心」という。）の比較を図 1 及び表 1 に示す。また、新旧の炉心の位置関係について図 2 に示す。新旧の炉心はいずれも最大出力 200W であり、また燃料が  $^{235}\text{U}$  濃縮度 10 wt%以下のウラン燃料である。位置関係は、旧炉心が 2 つの炉心タンクの位置を変更する実験を行っていたことから、新炉心の位置は旧炉心の位置の変化範囲に含まれている。ただし、旧炉心が液体燃料である硝酸ウラニル水溶液と固体燃料である棒状燃料の併用であったのに対し、新炉心は棒状燃料のみを用いる点に違いがある。また、炉心周辺については、旧炉心の炉心タンク閉じ込め型であり特に上面に厚い (8cm) ステンレス鋼の蓋があることに対し、新炉心の炉心タンクは上部開放タンクであり遮蔽がないことから、同じ出力であっても、炉心上部に位置する核計装安全系の受ける中性子束に、量、エネルギースペクトルの両面で違いがあることが想定される。以上のことから、炉心変更による中性子束の変化が安全系の核計装に与える影響を評価し、当該影響による違いが核計装のゲイン調整範囲により吸収可能な範囲に留まることを確認する。

なお、起動系及び運転系は、新旧いずれの炉心においても配置用治具により炉心近傍の水中において位置を調整することができるよう設計されているため、核計装に変更を加える必要はない。

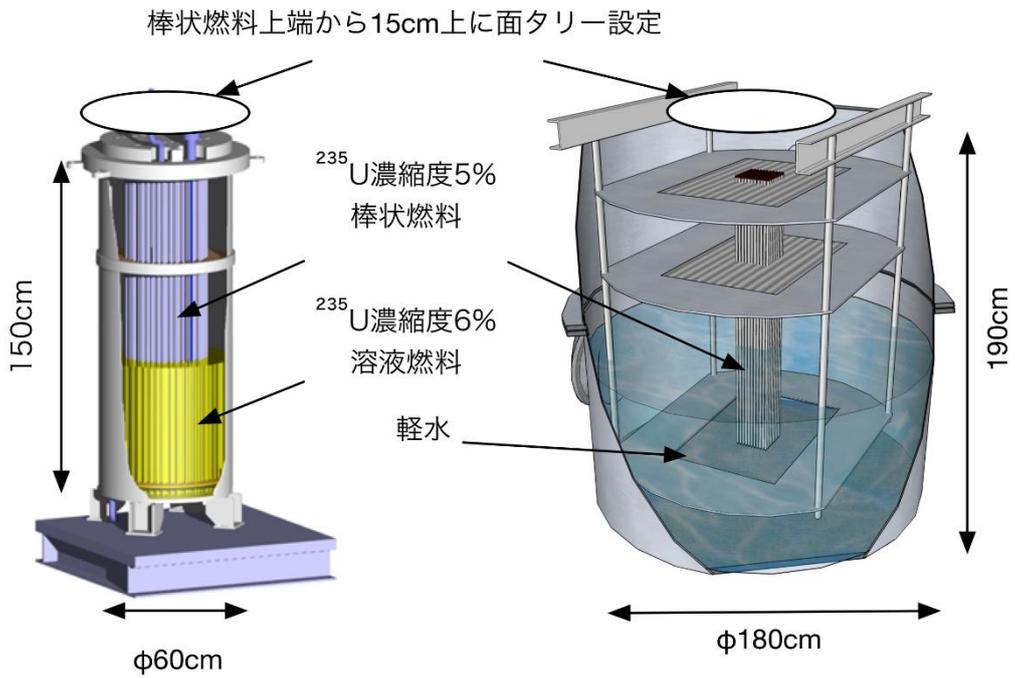


図1 左：溶液系STACY（旧STACY）の非均質炉心タンク  
右：運転再開後のSTACY（新STACY）の炉心タンク（イメージ図）

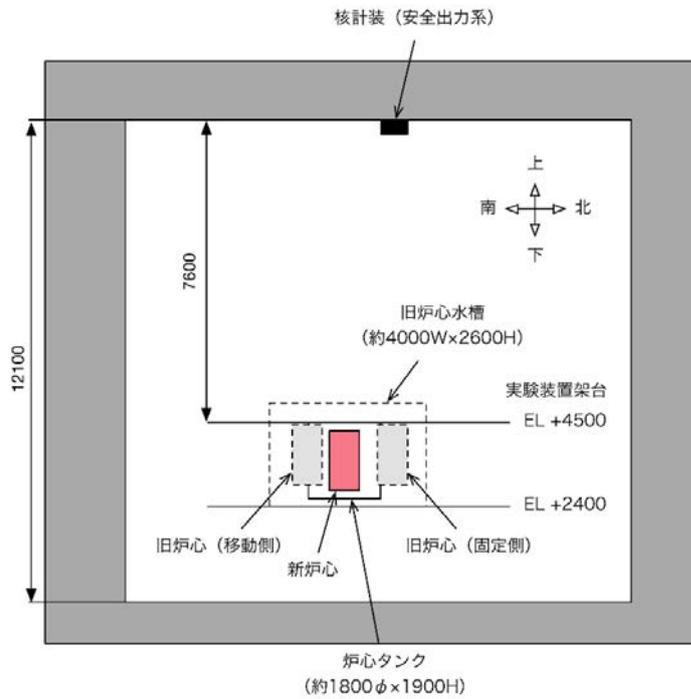


図2 STACY の新旧炉心の位置関係

表1 溶液系 STACY の炉心（旧炉心）と変更後の炉心（新炉心）の比較

新旧比較	評価要否 (要：○、否：×)	備考
燃料の違い（溶液燃料+棒状燃料から棒状燃料のみ）	○	
出力の違い	×	出力の違いはない。
炉心位置の違い	×	旧炉心の変更可能範囲に包含される（図2参照）
反射条件の違い	×	新旧とも水反射体中における測定であり、位置変更は治具で行う。
遮蔽条件の違い	○	開放型タンクとなったことから上部の遮蔽となっていた蓋がなくなる。また、上面から見て、溶液燃料の液面+棒状燃料から水減速材の水面+棒状燃料となる影響を評価する。

### 3. 計算及び結果

#### 3.1 線源の評価

計算対象の炉心は、新旧の炉心で共通して構成することができる、格子間隔 1.5 cm 炉心とした。炉心構成条件を表2に示す。これらの炉心を旧炉心については硝酸ウラニル水溶液の液位を、新炉心については軽水減速材の水位を調整して臨界とした。また、棒状燃料の上端から 15 cm 上方に直径 60cm（炉心の直径は約 30 cm）の面タリーを設置し、タリー一面を下方から上方に通る中性子流を、エネルギー群 22 群、角度 9 群で集計した。計算には連続エネルギーモンテカルロコード MVP2<sup>[1]</sup>及び評価済核データ JENDL-3.3<sup>[2]</sup>を使用した。

得られた中性子流を表3及び図3に示す。新炉心は旧炉心に比較して高速中性子のスペクトルに大きな違いはないが、中速以下の中性子が多い結果となっている。また、同じ

出力の時、中性子の量にして、新炉心は旧炉心より約3倍の中性子を発している。この結果は、旧炉心の炉心タンクの蓋による遮蔽の影響が大きいと考えられる。

### 3.2 核計装の応答評価

前節で評価した2種類の中性子線源を用いて、安全系の核計装検出器の位置における中性子エネルギースペクトルの計算を行い、検出器の応答評価を行った。評価体系を図4に示す。線源と評価点の位置関係には、新旧の炉心の高さの違いを反映している。評価に当たっては、計算した中性子エネルギースペクトルに、安全系の核計装検出器の応答データを乗じた。このとき新炉心の中性子束には、前節で評価した新旧炉心の中性子流の合計の比を重みとして乗じた。評価に用いた検出器の応答データを表4に示す。また、評価の結果を表5に示す。評価の結果、安全系の核計装は、新炉心に対して、旧炉心に比べて22倍（表5の合計値の比  $7.61 \times 10^{-8} / 3.46 \times 10^{-9} = 21.99$ ）の応答を示すことが分かった。

### 3.3 既設の核計装のゲイン調整範囲

既設の核計装のゲイン調整範囲を表5に示す。旧炉心における設定値は  $1.68 \times 10^{-8} A^1$  であり、現状で調整可能なゲインの下限は  $3.58 \times 10^{-6} A$  である。すなわち、200倍以上（約213倍）の余裕がある。このため、前節で評価した安全系核計装の変化範囲を十分吸収することができる。なお、表5に示したゲイン調整範囲は、設工認対象外である。

## 4. 評価

STACYの炉心変更が既設の核計装に与える影響について検討し、検出する中性子エネルギースペクトルが異なることが考えられる、安全系の核計装についてその影響を評価した。評価の結果、更新後のSTACYは更新前に比べて中性子エネルギースペクトルが熱側にシフトし、核計装の応答は約20倍となることがわかった。既設の核計装は現在の設定値に比べて下限側（信号強度を抑える側）に200倍以上余裕があるため、変更の必要がないことを確認した。

---

<sup>1</sup> 平成23年度施設定期自主検査における安全系A系の設定値。

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).

表2 線源とした炉心の炉心構成条件

項目	旧炉心	新炉心
炉心形状	円筒形	同左
棒状燃料	<sup>235</sup> U 濃縮度 5 wt%棒状燃料 333 本、格子間隔 1.5 cm	同左
減速材 (旧炉心においては燃料を兼ねる)	<sup>235</sup> U 濃縮度 6 wt% 硝酸ウラニル水溶液 (ウラン濃度 330gU/L、遊離硝酸濃度 2.0mol/L)	軽水
炉心タンク外反射材	なし	同左
臨界水位	44.5 cm	51.0 cm

表3 (1) 線源とした炉心の中性子流 (エネルギー分布)

群※1	上限エネルギー (eV)	旧炉心 (-) ※2	新炉心 (-) ※2
1	$1.5 \times 10^7$	0.0	0.0
2	$1.22 \times 10^7$	0.0	$3.9999 \times 10^{-7}$
3	$1.0 \times 10^7$	$7.3089 \times 10^{-7}$	$1.6670 \times 10^{-6}$
4	$8.18 \times 10^6$	$2.6917 \times 10^{-6}$	$6.2830 \times 10^{-6}$
5	$6.36 \times 10^6$	$4.7774 \times 10^{-6}$	$1.2218 \times 10^{-5}$
6	$4.96 \times 10^6$	$5.9440 \times 10^{-6}$	$1.3891 \times 10^{-5}$
7	$4.06 \times 10^6$	$1.1011 \times 10^{-5}$	$2.2669 \times 10^{-5}$
8	$3.01 \times 10^6$	$1.3083 \times 10^{-5}$	$2.6584 \times 10^{-5}$
9	$2.46 \times 10^6$	$3.4395 \times 10^{-6}$	$7.6402 \times 10^{-6}$
10	$2.35 \times 10^6$	$2.1267 \times 10^{-5}$	$3.4711 \times 10^{-5}$
11	$1.83 \times 10^6$	$4.4452 \times 10^{-5}$	$5.0924 \times 10^{-5}$
12	$1.11 \times 10^6$	$5.8847 \times 10^{-5}$	$7.4164 \times 10^{-5}$
13	$5.50 \times 10^5$	$6.8119 \times 10^{-5}$	$7.7669 \times 10^{-5}$
14	$1.11 \times 10^5$	$2.3797 \times 10^{-5}$	$7.3078 \times 10^{-5}$
15	$3.35 \times 10^3$	$7.3472 \times 10^{-6}$	$3.4090 \times 10^{-5}$
16	$5.83 \times 10^2$	$5.0160 \times 10^{-6}$	$3.4011 \times 10^{-5}$
17	$1.01 \times 10^2$	$3.9467 \times 10^{-6}$	$2.1805 \times 10^{-5}$
18	$2.90 \times 10^1$	$2.4133 \times 10^{-6}$	$1.9812 \times 10^{-5}$
19	$1.07 \times 10^1$	$2.5701 \times 10^{-6}$	$1.9927 \times 10^{-5}$
20	3.06	$1.4109 \times 10^{-6}$	$1.6239 \times 10^{-5}$
21	1.12	$5.4491 \times 10^{-7}$	$2.0481 \times 10^{-5}$
22	$4.14 \times 10^{-1}$	$8.6648 \times 10^{-7}$	$2.0955 \times 10^{-4}$
合計	—	$2.8227 \times 10^{-4}$	$7.7781 \times 10^{-4}$

※1 DLC-23E エネルギー群構造

※2 1 ヒストリー当たり

表3 (2) 線源とした炉心の中性子流 (角度分布)

角度 <sup>※1</sup> (°)	旧炉心 (-) <sup>※2</sup>	新炉心 (-) <sup>※2</sup>
0~10	$1.4879 \times 10^{-1}$	$4.4092 \times 10^{-1}$
10~20	$1.7432 \times 10^{-1}$	$2.6733 \times 10^{-1}$
20~30	$1.8043 \times 10^{-1}$	$8.5622 \times 10^{-2}$
30~40	$1.5077 \times 10^{-1}$	$5.2261 \times 10^{-2}$
40~50	$1.5046 \times 10^{-1}$	$4.6667 \times 10^{-2}$
50~60	$1.0371 \times 10^{-1}$	$4.3050 \times 10^{-2}$
60~70	$6.6039 \times 10^{-2}$	$3.1107 \times 10^{-2}$
70~80	$2.3532 \times 10^{-2}$	$2.6702 \times 10^{-2}$
80~90	$1.9481 \times 10^{-3}$	$6.3404 \times 10^{-3}$

※1 鉛直軸となす角度。a~b : a 以上 b 未満。

※2 合計を1として規格化。

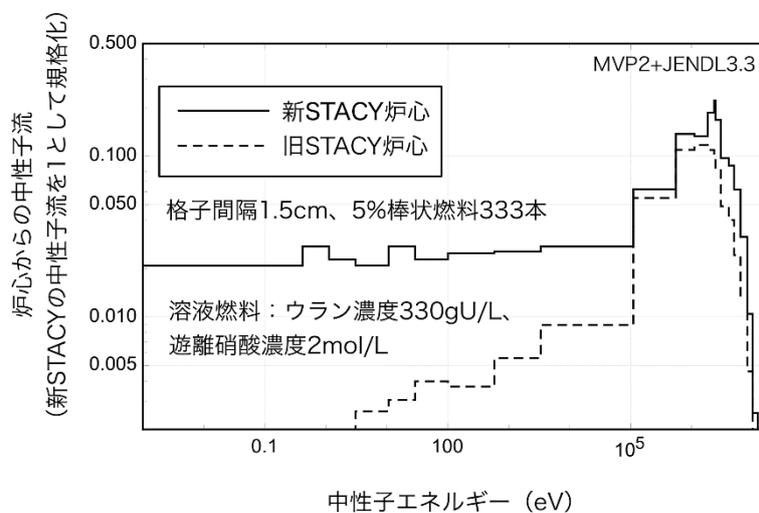


図3 線源とした炉心の中性子流

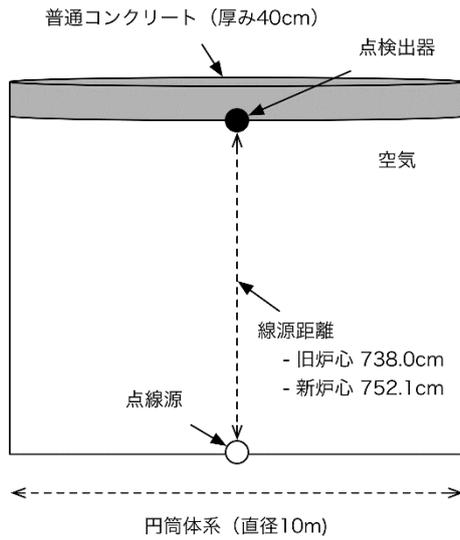


図4 安全系核計装の応答評価モデル

表4 安全系核計装検出器の応答データ

群 <sup>※1</sup>	検出器応答 (0.0253 eV で 規格化)	群 <sup>※1</sup>	検出器応答 (0.0253 eV で 規格化)
1	$4.35 \times 10^{-5}$	12	$1.78 \times 10^{-4}$
2	$4.81 \times 10^{-5}$	13	$2.98 \times 10^{-4}$
3	$5.31 \times 10^{-5}$	14	$8.18 \times 10^{-4}$
4	$5.95 \times 10^{-4}$	15	$3.90 \times 10^{-3}$
5	$6.74 \times 10^{-5}$	16	$9.36 \times 10^{-3}$
6	$7.54 \times 10^{-5}$	17	$2.07 \times 10^{-2}$
7	$8.53 \times 10^{-5}$	18	$3.70 \times 10^{-2}$
8	$9.69 \times 10^{-5}$	19	$6.37 \times 10^{-2}$
9	$1.03 \times 10^{-4}$	20	$1.14 \times 10^{-1}$
10	$1.11 \times 10^{-4}$	21	$1.88 \times 10^{-1}$
11	$1.33 \times 10^{-4}$	22	$4.97 \times 10^{-1}$

※1 エネルギー群。各群のエネルギーは表3(1)と共通。

表5 安全系核計装の応答評価結果

群 <sup>※1</sup>	旧炉心		新炉心	
	中性子束 <sup>※2</sup>	応答 <sup>※3</sup>	中性子束 <sup>※4</sup>	応答 <sup>※3</sup>
1	0.00	0.00	0.00	0.00
2	0.00	0.00	$1.82 \times 10^{-10}$	$8.74 \times 10^{-15}$
3	$3.66 \times 10^{-10}$	$1.94 \times 10^{-14}$	$7.96 \times 10^{-10}$	$4.23 \times 10^{-14}$
4	$1.34 \times 10^{-9}$	$7.98 \times 10^{-13}$	$2.98 \times 10^{-9}$	$1.77 \times 10^{-12}$
5	$2.40 \times 10^{-9}$	$1.62 \times 10^{-13}$	$5.96 \times 10^{-9}$	$4.02 \times 10^{-13}$
6	$2.99 \times 10^{-9}$	$2.25 \times 10^{-13}$	$6.82 \times 10^{-9}$	$5.14 \times 10^{-13}$
7	$5.58 \times 10^{-9}$	$4.76 \times 10^{-13}$	$1.12 \times 10^{-8}$	$9.52 \times 10^{-13}$
8	$6.69 \times 10^{-9}$	$6.48 \times 10^{-13}$	$1.31 \times 10^{-8}$	$1.27 \times 10^{-12}$
9	$1.74 \times 10^{-9}$	$1.79 \times 10^{-13}$	$3.77 \times 10^{-9}$	$3.88 \times 10^{-13}$
10	$1.12 \times 10^{-8}$	$1.24 \times 10^{-12}$	$1.74 \times 10^{-8}$	$1.93 \times 10^{-12}$
11	$2.32 \times 10^{-8}$	$3.09 \times 10^{-12}$	$2.59 \times 10^{-8}$	$3.44 \times 10^{-12}$
12	$3.12 \times 10^{-8}$	$5.56 \times 10^{-12}$	$3.91 \times 10^{-8}$	$6.95 \times 10^{-12}$
13	$3.73 \times 10^{-8}$	$1.11 \times 10^{-11}$	$4.05 \times 10^{-8}$	$1.21 \times 10^{-11}$
14	$1.48 \times 10^{-8}$	$1.21 \times 10^{-11}$	$4.76 \times 10^{-8}$	$3.89 \times 10^{-11}$
15	$4.41 \times 10^{-9}$	$1.72 \times 10^{-11}$	$2.05 \times 10^{-8}$	$7.98 \times 10^{-11}$
16	$2.91 \times 10^{-9}$	$2.72 \times 10^{-11}$	$2.01 \times 10^{-8}$	$1.88 \times 10^{-10}$
17	$2.20 \times 10^{-9}$	$4.55 \times 10^{-11}$	$1.42 \times 10^{-8}$	$2.94 \times 10^{-10}$
18	$1.42 \times 10^{-9}$	$5.24 \times 10^{-11}$	$1.16 \times 10^{-8}$	$4.29 \times 10^{-10}$
19	$1.85 \times 10^{-9}$	$1.18 \times 10^{-10}$	$1.17 \times 10^{-8}$	$7.45 \times 10^{-10}$
20	$9.74 \times 10^{-10}$	$1.11 \times 10^{-10}$	$9.75 \times 10^{-9}$	$1.11 \times 10^{-9}$
21	$5.30 \times 10^{-10}$	$9.97 \times 10^{-11}$	$1.20 \times 10^{-8}$	$2.25 \times 10^{-9}$
22	$5.94 \times 10^{-9}$	$2.95 \times 10^{-9}$	$1.43 \times 10^{-7}$	$7.09 \times 10^{-8}$
合計	$1.59 \times 10^{-7}$	$3.46 \times 10^{-9}$	$4.58 \times 10^{-7}$	$7.61 \times 10^{-8}$

※1 エネルギー群。各群のエネルギーは表3（1）と共通。

※2 1ヒストリー当たりの値。

※3 中性子束に、表4の検出器の応答データを乗じた値。

※4 1ヒストリー当たりの値に、表3（1）の新旧炉心の合計値の比を重みとして乗じた。

表6 STACYの既設の核計装のゲイン設定範囲<sup>※1</sup>（設工認対象外）

指示値	ゲイン調整範囲 <sup>※2</sup>	旧炉心の設定値（H23年度 施設定期自主検査）	新炉心の想定値
220W	$1.43 \times 10^{-9} \sim 3.58 \times 10^{-6}$ A	$1.68 \times 10^{-8}$ A	$3.69 \times 10^{-7}$ A

※1 本表は、検出器の出力電流と核計装指示値 220W（スクラム設定値）の対応を示す。STACYの核計装は、多様な炉心に対応するため調整可能範囲が広く取られている。

※2 水反射体なしのときの値

## 12. 通信連絡設備、制御室（第42条、第34条）の適合性説明書

添付書類 Ⅲ-12-1 通信連絡設備、制御室についての説明書

空白頁

添付書類

Ⅲ-12-1 通信連絡設備、制御室についての説明書

## 目 次

1. 概要 ..... 添Ⅲ-12-1-1
2. 基本方針 ..... 添Ⅲ-12-1-1
3. 詳細設計方針・内容 ..... 添Ⅲ-12-1-2

## 1. 概要

本説明書は、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第7号）（以下「技術基準規則」という。）第42条（通信連絡設備等）の規定に基づき施設する通信連絡設備及び第34条（原子炉制御室等）の規定に基づき施設する制御室等について説明するものである。

## 2. 基本方針

### (1) 通信連絡設備

技術基準規則第42条第1項の規定に基づき、STACY施設には、設計基準事故が発生した場合において施設内の人に対し必要な指示ができる通信連絡設備を施設する。

技術基準規則第42条第2項の規定に基づき、STACY施設には、設計基準事故が発生した場合において施設外（原子力科学研究所（以下「原科研」という。）内を含む。）の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多重性又は多様性を確保した通信回線を施設する。

### (2) 原子炉制御室等

技術基準規則第34条第1項の規定に基づき、STACY施設には、制御室を施設する。なお、制御室及び制御室への通路、制御室の遮蔽等の構造（実験棟A）は、既設のものをそのまま使用し、原子炉の状態監視、操作及び警報表示を行う装置（計測制御系統施設の計装、制御設備、その他の主要な事項の一部）は既設のものを改造して使用する。

技術基準規則第34条第2項の要求に適合するよう、制御室には、原子炉の運転状態を表示する装置、原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、異常を表示する警報装置その他の原子炉の安全を確保するための主要な装置を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設する。

技術基準規則第34条第3項の要求に適合するよう、制御室は、従事者が設計基準事故時に容易に避難できる構造とする。

技術基準規則第34条第4項の要求に適合するよう、制御室及びこれに連絡する通路には、STACY施設の損壊又は故障その他の異常が生じた場合において、原子炉の運転の停止その他のSTACY施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく制御室に入り、かつ、一定期間とどまることができるように、遮蔽設備の設置その他の適切な放射線防護措置を講じる。

技術基準規則第34条第5項の要求に適合するよう、STACY施設には、火災その他の要因により制御室が使用できない場合に、制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる設備を施設する。

### 3. 詳細設計方針・内容

#### (1) 通信連絡設備

##### 1) STACY施設内の通信連絡

STACY施設は、設計基準事故が発生した場合に、施設内の全ての人々に対して、制御室等の放送設備（一斉放送装置及びページング装置）から、避難等の必要な指示を行うことができる。また、情報収集及び事故収束に向けた対応に必要な、事故現場、制御室、事故現場指揮所間の連絡は、ページング装置により行うことができる。

一斉放送装置及びページング装置は、非常用電源設備に接続されており、商用電源喪失時でも使用できる。

##### 2) STACY施設外との通信連絡

設計基準事故等が発生した場合は、事故現場又は制御室からの通報連絡を受け、STACY施設内に事故現場指揮所を設置する。STACY施設の事故現場指揮所では、事故現場又は制御室から収集した情報を基に事象収束に向けた対応、原科研の現地対策本部への情報発信等を行う。STACY施設の事故現場指揮所と原科研の現地対策本部との間は、固定電話、携帯電話により相互に連絡が取れる多様性を確保した設計となっている。なお、施設外の関係官庁等の必要な場所との通信連絡は、原科研内の現地対策本部から行う。

#### (2) 原子炉制御室等

制御室には、STACYの通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の原子炉の運転状態を示す中性子束、炉心タンク水位等のパラメータを連続的に表示するとともに運転状態の異常を警報表示するため、核計装設備及びその他の主要な計装設備並びに警報装置を集中して設置する。なお、核計装設備は炉心タンク内に検出器を設置するための検出器支持治具を新たに設置（第3回申請）するが、その他の設備は既設の構成機器をそのまま使用する。

制御室には、STACY施設の安全保護系の核計装設備から送られてくる安全上重要なパラメータ（中性子束及び炉周期）を監視し、原子炉の安全を確保するために必要な制御設備（原子炉制御系統及び原子炉停止系統）等の操作を行うための監視操作設備を集中して設置する。また、原子炉の急速な停止のため、緊急停止（手動スクラム）ボタンを設置する。

監視操作設備は、誤操作防止と容易な運転のため、人間工学的観点を考慮し、運転員の操作性に留意した設計とする。さらに、反応度制御回路は、誤操作等による異常な反応度添加を防止するためのインターロックを設ける。運転時の異常な過渡変化時においても、安全保護系（「安全保護系の核計装」、「最大給水制限スイッチ」及び「安全保護回路」）により、運転員による操作なしで原子炉停止系（「安全板装置」及び「急速排水弁」）の作動を自動的に開始させ、原子炉を安全に停止でき、かつ、その停止状態を維持するための機能を損なわない設計とする。

制御室に設置する各種盤類（炉下室（S）に設置するスクラム遮断器盤を含む。）と関連する設備、機器を表1に示す。

制御室近傍には安全に避難できる通路を設け、設計基準事故時においても容易に避難できる設計とする。

制御室は、設計基準事故時においても放射線業務従事者が安全に接近できる通路を有し、事故対策の操作をする間とどまっても、緊急作業に係る許容被ばく線量を十分下回るような遮蔽を有する。また、換気空調系統は、他と独立して設け、設計基準事故時においても制御室の作業環境を保つ設計とする。

火災等の原因で制御室に留まることができない場合には、制御室以外の適切な場所（管理棟）から原子炉を停止できる安全スイッチと停止確認の表示装置を設ける。

表1 STACY施設における各種盤類と関連する設備、機器 (1/2)

盤名 (設置場所)	関連する設備、機器
核計装盤*3 (制御室)	(1) 計測制御系統施設/計装/核計装 ・ 運転線型出力系*3<<線型出力指示>>
監視操作盤*2 (制御室)	(1) 原子炉本体/その他の主要な事項 ・ 起動用中性子源*2<<遠隔操作>> (2) 計測制御系統施設/計装/核計装 ・ 起動系*3<<炉周期及び対数計数率指示>> ・ 運転系線型出力系*3<<線型出力記録>> ・ 運転系対数出力系*3<<炉周期及び対数出力指示>> ・ 安全出力系*3<<線型出力及び積分出力指示>> (3) 計測制御系統施設/計装/その他の主要な計装 ・ 最大給水制限スイッチ*1<<遠隔操作>> ・ 給水停止スイッチ及び排水開始スイッチ*1<<遠隔操作>> ・ サーボ型水位計*1<<炉心タンク水位指示>> ・ 高速流量計及び低速流量計*1<<流量指示>> ・ 炉心温度計*1<<炉心温度指示>> ・ ダンプ槽温度計*1<<ダンプ槽温度指示>> ・ ダンプ槽電導度計*1<<ダンプ槽電導度指示>> (4) 計測制御系統施設/制御設備/制御材駆動装置/給排水系 ・ 高速給水ポンプ*1<<起動停止操作>> ・ 高速給水吐出弁*1<<開閉操作>> ・ 高速流量調整弁*1<<開閉操作>> ・ 高速給水バイパス弁*1<<開閉操作>> ・ 低速給水ポンプ*1<<起動停止操作>> ・ 低速給水吐出弁*1<<開閉操作>> ・ 低速流量調整弁*1<<開閉操作>> ・ 低速給水バイパス弁*1<<開閉操作>> ・ 急速排水弁*1<<開閉操作、開閉状態表示>> ・ 通常排水弁*1<<開閉操作>> (5) 計測制御系統施設/制御設備/制御材駆動装置 ・ 安全板駆動装置*1<<安全板上限及び下限位置表示>> (6) 計測制御系統施設/安全保護回路 (検知部) ・ 手動スイッチ (手動スクラム) *3<<緊急停止操作>> (7) その他試験研究用等原子炉の附属施設/主要な実験設備/実験用装荷物 ・ 可動装荷物駆動装置*1<<遠隔操作、駆動速度指示>>

\*1: 新設、 \*2: 既設 (一部改造あり)、 \*3: 既設 (改造なし)

表1 STACY施設における各種盤類と関連する設備、機器 (2/2)

盤名 (設置場所)	関連する設備、機器
モニタ盤* <sup>2</sup> (制御室)	(1) 計測制御系統施設/計装/核計装 ・ 起動系* <sup>3</sup> 《対数計数率記録》 ・ 運転系対数出力系* <sup>3</sup> 《対数出力記録》 ・ 安全出力系* <sup>3</sup> 《線型出力及び積分出力記録》 (2) 計測制御系統施設/計装/その他の主要な計装 ・ 最大給水制限スイッチ* <sup>1</sup> 《フロート位置記録》 ・ 給水停止スイッチ* <sup>1</sup> 《フロート位置記録》 ・ サーボ型水位計* <sup>1</sup> 《炉心タンク水位記録》 ・ 高速流量系及び低速流量計* <sup>1</sup> 《流量記録》 ・ 炉心温度計* <sup>1</sup> 《炉心温度記録》 ・ ダンプ槽温度計* <sup>1</sup> 《ダンプ槽温度記録》 ・ ダンプ槽電導度計* <sup>1</sup> 《ダンプ槽電導度記録》 (3) 計測制御系統施設/その他の主要な事項 ・ 警報回路* <sup>2</sup> 《警報表示、発報》 (4) その他試験研究用等原子炉の附属施設/その他の主要な事項/ その他/消火設備 ・ 自動火災報知設備* <sup>3</sup> 《警報表示、発報》
炉室線量率計盤* <sup>3</sup> (制御室)	(1) 計測制御系統施設/計装/その他の主要な計装 ・ 炉室 (S) 放射線量率計* <sup>3</sup> 《放射線量率指示》 ・ 炉下室 (S) 放射線量率計* <sup>3</sup> 《放射線量率指示》
安全保護系盤* <sup>3</sup> (制御室)	(1) 計測制御系統施設 ・ 安全保護回路* <sup>2</sup> 《原子炉停止回路を内蔵》
主電源盤* <sup>3</sup> (制御室)	(1) 計測制御系統施設 ・ 安全保護回路* <sup>2</sup> 《主電源投入スイッチを内蔵》
スクラム遮断器盤* <sup>3</sup> (炉下室 (S))	(1) 計測制御系統施設 ・ 安全保護回路* <sup>2</sup> 《スクラム遮断器を内蔵》
インターロック盤* <sup>3</sup> (制御室)	(1) 計測制御系統施設/その他の主要な事項 ・ 起動インターロック* <sup>2</sup> 《インターロック回路を内蔵》 ・ 運転制御用インターロック* <sup>2</sup> 《インターロック回路を内蔵》

\*1：新設、 \*2：既設（一部改造あり）、 \*3：既設（改造なし）

空白頁

## 17. 実験設備等（第38条）の適合性説明書

添付書類 Ⅲ-17-1 実験設備等についての説明書

添付書類 Ⅲ-17-2 可動装荷物駆動装置の駆動速度検討書

空白頁

添付書類

Ⅲ-17-1 実験設備等についての説明書

## 目 次

1. 概 要 .....	添Ⅲ-17-1-1
2. 基本方針 .....	添Ⅲ-17-1-1
3. 詳細設計方針・内容 .....	添Ⅲ-17-1-1
3.1 詳細設計方針 .....	添Ⅲ-17-1-1
3.2 詳細設計内容 .....	添Ⅲ-17-1-2

## 1. 概 要

本説明書は、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第7号）（以下「技術基準規則」という。）第38条（実験設備等）の規定に基づき施設する実験設備等について説明するものである。

## 2. 基本方針

技術基準規則第38条の規定に基づき設置する実験設備等において、同条各号の要求事項を満たすための基本方針は以下のとおり。

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

第2号の要求に適合するよう、実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の原子炉に反応度が異常に投入されないように設計する。

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

第4号の要求に適合するよう、STACY施設の健全性を確保するために実験設備等の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の原子炉の安全に必要なパラメータを原子炉制御室に表示できるように設計する。

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

## 3. 詳細設計方針・内容

### 3.1 詳細設計方針

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

実験設備等は、その状態変化、損傷、逸脱等により運転中の原子炉に過度の反応度変化を与えない設計とする。このため、配列式（格子板に配列）の実験用装荷物は、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装荷物による反応度添加量と合わせて制限する。

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

実験設備等は、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。

実験設備等を設置している場所と制御室との間は、相互に連絡できる設計とする。

### 3.2 詳細設計内容

#### (1) 可動装荷物駆動装置

STACYの更新に伴い新設する可動装荷物駆動装置は、可動させる実験試料等（以下「可動装荷物」という。）をサンプル棒の収納部に装着し、それらを上下駆動させて使用する。駆動装置は、安定した駆動制御とするため、ボールねじ駆動とし、減速材及び反射材（軽水）の外側である炉心タンク下の架台に支持固定する。

第1号に適合するよう、可動装荷物を炉心に挿入する場合には、地震によりサンプル棒が破損し炉心タンクや棒状燃料に損傷を与え原子炉施設の安全性を損なうことがないように、炉心タンク内に垂直に支持固定された、適切な耐震強度を有する案内管で保護する。

第2号に適合するよう、可動装荷物の反応度値は0.3ドル以下に制限し、また、可動装荷物駆動装置は、駆動速度を最大反応度添加率（3セント/s）に相当する速度以下に制限できる設計とする。可動装荷物による反応度添加率が最大反応度添加率になる速度を検討した結果を添付書類Ⅲ-17-2「可動装荷物駆動装置の駆動速度検討書」に示す。なお、給水による反応度添加と、可動装荷物の移動による反応度添加は、同時に行えない設計とする。

可動装荷物の使用に当たっては、運転に先立ち、可動装荷物の駆動による反応度値及び反応度添加率が核的制限値内であることを、計算解析又は実測データにより確認する。

第3号に適合するよう、放射性物質を内蔵する可動装荷物は、取扱い時に容易に外れない脱着式端栓による封入や強固に密封されたもの等に限定し、放射線又は放射性物質が著しく漏えいするおそれがない設計とする。

なお、可動装荷物及びサンプル棒の設計・製作に当たっては、その使用条件(温度、圧力等)、制限値(可動装荷物、サンプル棒、収納する放射性物質の最大重量)を考慮した原子力科学研究所内基準「STACY可動装荷物等設計・製作基準」を策定し、同基準に基づき管理する。また、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。)には、可動装荷物及びサンプル棒の設計・製作は同基準に基づき実施することを定め、遵守する。

第4号に適合するよう、駆動装置の操作機器(監視操作盤)は、制御室に設置し、遠隔で操作及び駆動速度を監視できる設計とする。

第5号については、可動装荷物駆動装置が設置される現場と制御室間の連絡は、ペーシング装置により行うことができる。

空白頁

添付書類

Ⅲ－17－2 可動装荷物駆動装置の駆動速度検討書

## 目 次

1. 概 要 .....	添Ⅲ-17-2-1
2. 設計仕様 .....	添Ⅲ-17-2-1
3. 計算方法 .....	添Ⅲ-17-2-3
4. 計 算 .....	添Ⅲ-17-2-3
4.1 計算モデル .....	添Ⅲ-17-2-3
4.2 計算結果 .....	添Ⅲ-17-2-11
5. 評 価 .....	添Ⅲ-17-2-11
参考文献 .....	添Ⅲ-17-2-11

## 1. 概 要

本計算書では、STACYの実験用装荷物である可動装荷物駆動装置による反応度添加率が核的制限値である3セント/sを満足することを示す。

## 2. 設計仕様

本申請で製作する可動装荷物駆動装置は、棒状の装荷物（以下「可動装荷物」という。）を収納したサンプル棒を、ボールねじ式の駆動装置により上下駆動させ、中空の案内管を通して炉心に挿入又は引き抜く装置である。可動装荷物駆動装置の設計仕様を表1に、案内管の設計仕様を表2に、本計算で想定するサンプル棒の参考仕様を表3に示す。

また、可動装荷物駆動装置の核的制限値は、以下のとおりである。

反応度価値            0.3ドル以下

反応度添加率            臨界近傍において3セント/s以下

以下では、可動装荷物駆動装置による添加反応度が最大0.3ドル（30セント）であるときに、反応度添加率が核的制限値3セント/sを満足できることを確認する。なお、実際の添加反応度は可動装荷物の性状と炉心の構成により異なるが、臨界実験装置であるSTACYにおいては、可動装荷物の性状と炉心の構成は運転計画時に決定され、それらが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基づいて確認する。

表1 可動装荷物駆動装置の設計仕様

名 称		可動装荷物駆動装置
型 式		ボールねじ駆動式（上下駆動）
駆動速度設定範囲		0.0 ～10.0 mm/s
駆動速度精度		± 1 mm/s
駆動長さ		1400 mm
主要 寸法	縦	229 mm
	横	284 mm
	高さ	1845 mm
基 数		1基

表2 案内管の設計仕様

名 称		案内管
型 式		2分割管型
主要 寸法	管(1)	27.2 mm (外径) × t 2.5 mm
	管(2)	60 mm (外径) × t 5 mm
	長さ	2079 mm、890 mm
主要材料		アルミニウム (A5052T)
基 数		2組 (2分割/組)

表3 サンプル棒の想定仕様 (参考)

名 称		サンプル棒	
型 式		ねじ組立式分割構造	
主要 寸法	組立長さ		3170 mm
	サンプル棒 (共用)	棒 径	20 mm
	ガイド	ガイド径	φ 21 mm、φ 49 mm
	収納部(1)	長 さ	420 mm
		外径、厚さ	φ 20 mm × t 5.0 mm
	収納部(2)	長 さ	420 mm
		外径、厚さ	φ 48.6 mm × t 5.1 mm
主要 材料	サンプル棒、ガイド		A5052B
	収納部		A5052T / A5052B
基数	サンプル棒		1組 (4分割)
	ガイド		2組 (2個/組)
	収納部(1)		2個
	収納部(2)		2個

### 3. 計算方法

計算に当たっては、可動装荷物を、本申請で想定するサンプル棒ごとモデル化した数値計算を行い、核的制限値を満足する見通しがあることを確認する。また、当該数値計算よりも保守的な結果を得るため、炉心に反応度を与える棒状の装荷物が挿入されたときの反応度効果について、実機の反応度添加率を包含するよう摂動論を用いた近似式を設定し、核的制限値を満足すること及び実機の反応度添加率が近似式の計算結果を下回ることを確認する。

計算では、以下の条件を置く。

- 1) 評価対象炉心は、評価対象炉心の臨界水位の最大である 140 cmH と、最小である 40 cmH の 2 通りとする。
- 2) 可動装荷物が炉心に与える反応度は、可動装荷物の性状と炉心の構成により異なるため、核的制限値の最大値である 30 セントとする。
- 3) 可動装荷物駆動装置の駆動速度は、設定上の最大値である 10 mm/s とする。また、駆動速度精度  $\pm 1$  mm/s を考慮する。
- 4) 可動装荷物の長さは実験によって異なる。このため、摂動論を用いた近似計算においては、(1)無限の長さの一樣な可動装荷物を挿入した場合と、(2)点状の可動装荷物を挿入した場合の 2 通りの評価を行う。実際の可動装荷物は 0 より大きい有限の長さを持つため、この 2 例に包含される。
- 5) 摂動論を用いた近似計算においては、実機よりも反応度添加率を大きく評価するため、外挿距離（反射体節約）を無視し、中性子束が炉心の端で零になっているものとする。
- 6) 数値計算においては、案内管内のボイドの効果を最大にするため、案内管の外径を設計上の最大値である 6 cm とする。また、可動装荷物は 1 カ所（下部サンプル室）に装填する。

## 4. 計 算

### 4.1 計算モデル

#### (1) 数値計算の計算モデル

数値計算では、STACY 更新炉を模擬した体系を連続エネルギーモンテカルロ計算コ

ード MVP<sup>[1]</sup>により計算し、炉心にサンプル室を挿入した時の最大反応度添加率が核的制限値を下回ることを確認する。

案内管を設置したSTACY更新炉炉心の概念図を図1に示す。案内管は炉心中心に設置し、直径は最大値である6cmとする。案内管の中に実機と同じ直径2cmのAl製のサンプル棒（Al棒）を挿入している。サンプル棒内部には内径1cm、高さ36cmのサンプル収納部があり、挿入するサンプル（可動装荷物）として濃縮度5%のウラン酸化物燃料を設定する。サンプル棒を除き、案内管の内部の空気は、評価結果に影響しないため真空としてモデル化する。高水位と低水位それぞれの炉心について反応度効果( $d\rho/dh$ )を評価するため、高水位の炉心として水位140cm、低水位の炉心として水位40cmの場合のそれぞれについて計算している。また、臨界に近づけるために燃料棒の数は各水位について棒状燃料の数を調節しており、高水位で264本、低水位で420本である。

可動装荷物駆動装置作動時の反応度添加率を計算するため、サンプル室の位置を縦方向に5cm刻みで動かし、サンプル室が無い場合からの投入反応度を計算した。

MVPの計算条件は表4に示す通りであり、断面積ライブラリとしてJENDL-3.3<sup>[2]</sup>を用いた。また、計算には表5の原子個数密度を使用した。

表4 MVP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 20000</li><li>• 統計を取るまでにスキップするバッチ数 200</li></ul>

表5 計算に用いた原子個数密度

部 位	入力値 ( $10^{24}$ atom/cm <sup>3</sup> )			
棒状燃料ペレット <sup>235</sup> U濃縮度 5wt%	U-235	1. 1757×10 <sup>-3</sup>		
	U-238	2. 2057×10 <sup>-2</sup>		
	O-16	4. 6465×10 <sup>-2</sup>		
棒状燃料被覆管 (ジルコニウム合金)	C-12	4. 5124×10 <sup>-5</sup>	Zr-90	2. 1850×10 <sup>-2</sup>
	O-16	3. 1617×10 <sup>-4</sup>	Zr-91	4. 7649×10 <sup>-3</sup>
	Si-28	1. 1865×10 <sup>-5</sup>	Zr-92	7. 2833×10 <sup>-3</sup>
	Si-29	6. 0249×10 <sup>-7</sup>	Zr-94	7. 3809×10 <sup>-3</sup>
	Si-30	3. 9717×10 <sup>-7</sup>	Zr-96	1. 1891×10 <sup>-3</sup>
	Cr-50	3. 6736×10 <sup>-6</sup>	Sn-112	4. 2171×10 <sup>-6</sup>
	Cr-52	7. 0842×10 <sup>-5</sup>	Sn-114	2. 8694×10 <sup>-6</sup>
	Cr-53	8. 0329×10 <sup>-6</sup>	Sn-115	1. 4782×10 <sup>-6</sup>
	Cr-54	1. 9996×10 <sup>-6</sup>	Sn-116	6. 3213×10 <sup>-5</sup>
	Fe-54	8. 7611×10 <sup>-6</sup>	Sn-117	3. 3389×10 <sup>-5</sup>
	Fe-56	1. 3753×10 <sup>-4</sup>	Sn-118	1. 0530×10 <sup>-4</sup>
	Fe-57	3. 1762×10 <sup>-6</sup>	Sn-119	3. 7345×10 <sup>-5</sup>
	Fe-58	4. 2269×10 <sup>-7</sup>	Sn-120	1. 4164×10 <sup>-4</sup>
			Sn-122	2. 0129×10 <sup>-5</sup>
			Sn-124	2. 5172×10 <sup>-5</sup>
アルミニウム	Al-27	5. 5137×10 <sup>-2</sup>		
軽水 (含水率 1 g/cm <sup>3</sup> )	H-1 (H <sub>2</sub> O)	6. 6658×10 <sup>-2</sup>		
	O-16	3. 3329×10 <sup>-2</sup>		

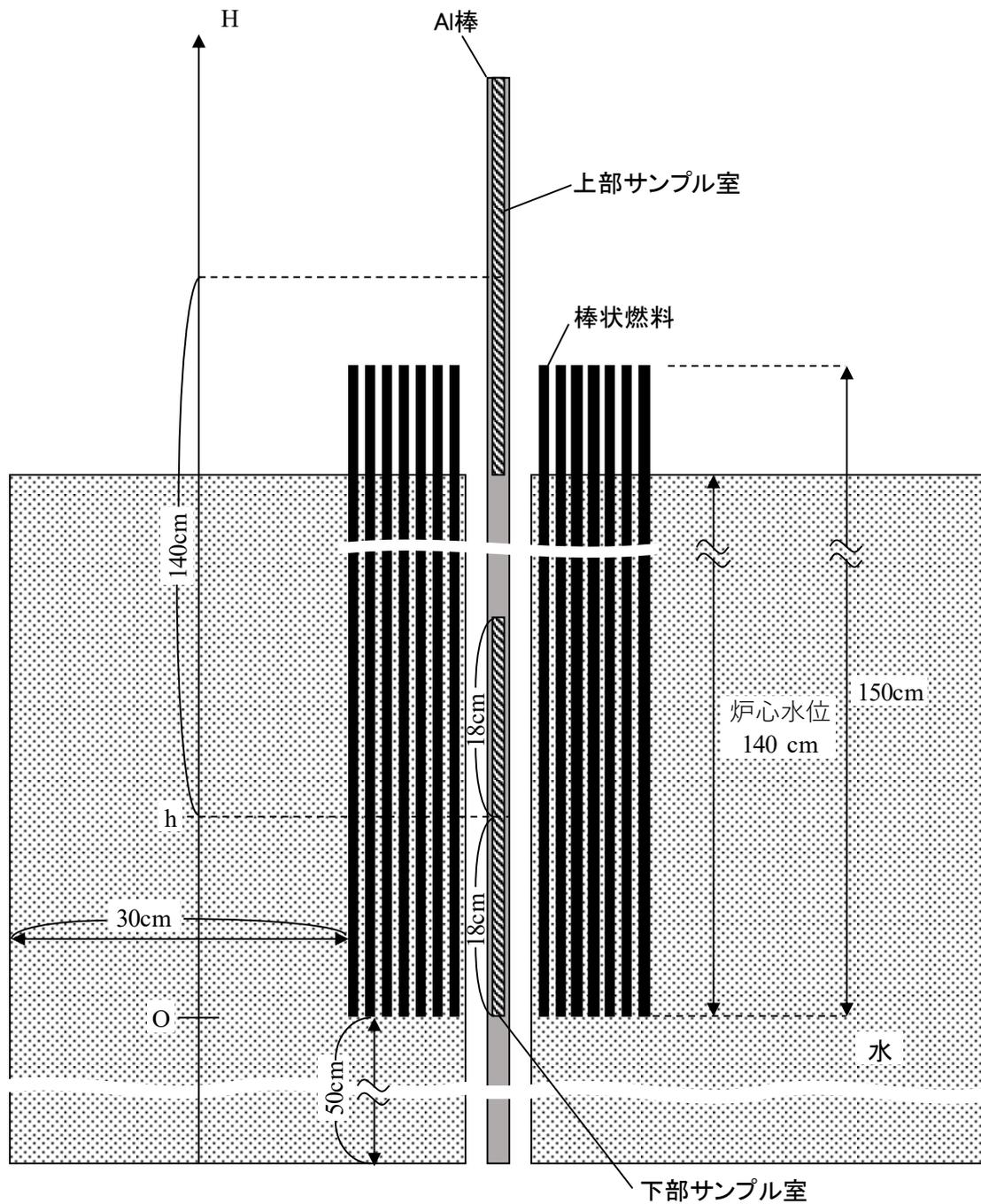


図1 (1) STACY更新炉幾何形状 (高水位 140cmH)

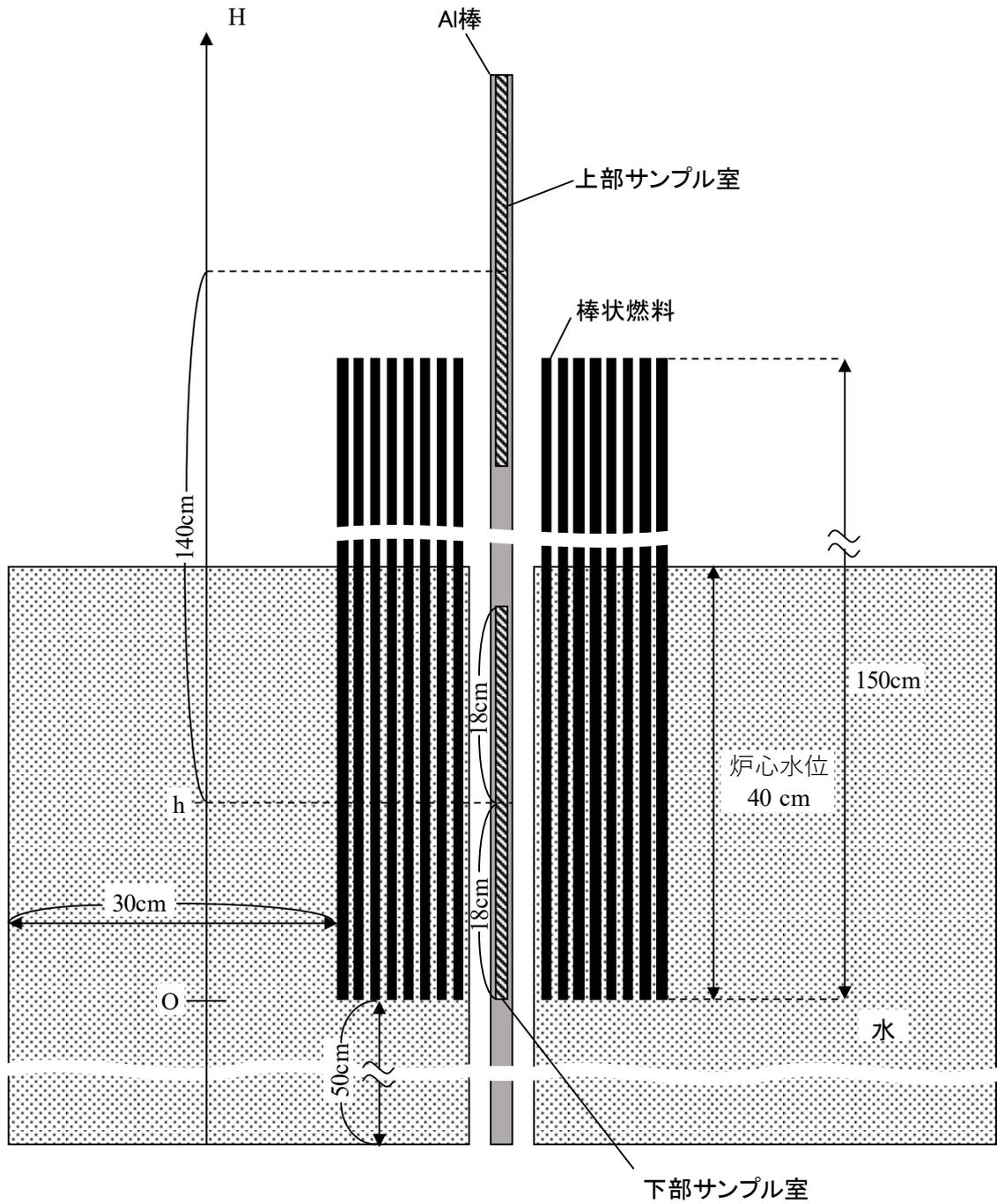


図1 (2) STACY更新炉幾何形状 (低水位 40cmH)

(2) 摂動論近似計算 1 : 無限の長さの可動装荷物を挿入する場合

炉心の中に無限の長さの一樣な可動装荷物を挿入するときの挿入深さと反応度価値の関係は、以下の式で表すことができる。<sup>[3]</sup>

$$\rho(h) = \rho(H) \left\{ \frac{h}{H} - \frac{1}{2\pi} \sin \left( \frac{2\pi h}{H} \right) \right\} \dots\dots\dots(1)$$

ここで、

$\rho(h)$  : 深さ  $h$  まで挿入した時の反応度価値

$H$  : 炉心有効高さ

である。反応度添加率は、 $d\rho(h)/dt$  で表され、可動装荷物の移動速度を  $v$  とすると、 $v=dh/dt$  であることから、可動装荷物駆動装置の駆動速度と反応度添加率の関係は、

$$\begin{aligned} \frac{d\rho(h)}{dt} &= \frac{d\rho(h)}{dh} \cdot \frac{dh}{dt} \\ &= \frac{d\rho(h)}{dh} \cdot v \dots\dots\dots(2) \end{aligned}$$

となる。

ここで  $v$  を一定とすると、最大の反応度添加率  $d\rho(h)/dt$  は、 $d\rho(h)/dh$  の最大値を求めることにより決定される。

(1)式を  $h$  で微分すると、

$$\frac{d\rho(h)}{dh} = \frac{\rho(H)}{H} \left\{ 1 - \cos \left( \frac{2\pi h}{H} \right) \right\} \dots\dots\dots(3)$$

となる。(3)式の最大値は、 $h=\frac{H}{2}$  のときであり、

$$\begin{aligned} \frac{d\rho(h)}{dh_{\max}} &= \frac{d\rho(H/2)}{dh} \\ &= \frac{2\rho(H)}{H} \dots\dots\dots(4) \end{aligned}$$

となる。従って(2)式の最大値は、以下のとおり表すことができる。

$$\frac{d\rho(h)}{dt_{\max}} = \frac{d\rho(H/2)}{dt} = \frac{2v\rho(H)}{H} \dots\dots\dots(5)$$

(5)式を用いて以下のとおり可動装荷物駆動装置による反応度添加率が3セント/sとなる駆動速度 v を求める。

核的制限値より、

$$\rho(H) = 30 \text{ セント} \dots\dots\dots(6)$$

であり、また、

$$\frac{d\rho(h)}{dt_{\max}} = 3 \text{ セント/s} \dots\dots\dots(7)$$

である。(5)式を最大にするには、Hは最小になる必要があるため、Hは実験範囲の下限である40cmとなる。従って、(5)式より、

$$v = \frac{H}{2\rho(H)} \cdot \frac{d\rho(h)}{dt_{\max}} \\ = 2\text{cm/s} \quad (=20\text{mm/s}) \dots\dots\dots(8)$$

であり、可動装荷物駆動装置の最大駆動速度設定である10mm/sより、駆動速度精度±1mm/sを考慮しても大きい。

(3) 摂動論近似計算2：点状の可動装荷物を挿入する場合

炉心の中に点状（長さ0）の可動装荷物を挿入するときの挿入深さと反応度値の関係は、以下の式で表すことができる<sup>[4]</sup>。

$$\rho(h) = \frac{1}{2}\rho\left(\frac{H}{2}\right)\left\{1 - \cos\left(2\pi\frac{h}{H}\right)\right\} \dots\dots\dots(9)$$

ここで、

$\rho(h)$ ：深さ h まで挿入した時の反応度値

H：炉心有効高さ

である。

(9)式を h で微分すると、(10)式になる。

$$\frac{d\rho(h)}{dh} = \rho\left(\frac{H}{2}\right) \frac{\pi}{H} \sin\left(2\pi \frac{h}{H}\right) \dots\dots\dots(10)$$

(10)式は  $h=H/4$  のとき最大値をとり、その最大値は

$$\frac{d\rho(h)}{dh_{\max}} = \frac{d\rho(H/4)}{dh} = \rho\left(\frac{H}{2}\right) \frac{\pi}{H} \dots\dots\dots(11)$$

となる。

(11)式より、最大の反応度添加率は(12)式で表される。

$$\frac{d\rho(h)}{dt_{\max}} = \frac{d\rho(h)}{dh_{\max}} v = \rho\left(\frac{H}{2}\right) \frac{\pi}{H} v \dots\dots\dots(12)$$

(12)式を用いると、(6)～(8)式と同様の考察により、可動装荷物駆動装置による反応度添加率が核的制限値である3セント/sとなる駆動速度  $v$  を求めることができる。(12)式を  $v$  について解き、添加される反応度を最大にするために  $H$  を実験範囲の下限である40 cm とすると、

$$v = \frac{H}{\pi\rho(H/2)} \cdot \frac{d\rho(h)}{dt_{\max}}$$

$$= 1.27 \text{ cm/s} \quad (=12.7 \text{ mm/s}) \dots\dots\dots(13)$$

となり、可動装荷物駆動装置の最大駆動速度設定である10mm/sより、駆動速度精度±1mm/sを考慮しても大きくなる。また、点状の可動装荷物の方が、長さのある可動装荷物よりも反応度添加率が大きくなる結果を与えることが分かる。以下、点状の可動装荷物の結果を「保守的近似」と呼ぶ。

## 4.2 計算結果

高水位炉心にサンプル棒を挿入した場合の反応度効果を図2に、低水位に挿入した場合の反応度効果を図3に、それぞれ保守的近似（点状の可動装荷物）の計算結果と併せて示す。これらの計算結果は最大の投入反応度が30セントとなるように規格化している。破線は各点のフィッティング結果であり、点線は保守的近似のプロット結果である。

図より、保守的近似において外挿距離を0としたことにより、実機の反応度効果は、可動装荷物が0以上の長さを有すること及び外挿距離の影響を受けることから、保守的近似より反応度曲線が広がり、単位移動距離当たりの反応度効果( $d \cdot /dh$ )の最大値（炉心サイズの1/4付近）の傾きは理論式よりも緩くなることが分かる。

図2及び図3の計算結果をフィッティングし、微分することによって、可動装荷物駆動装置が駆動速度11mm/s（最大駆動速度設定10 mm/sに駆動速度精度±1 mm/sを考慮）で駆動しているときの反応度添加率を求めた結果を図4に示す。同図より、数値計算の結果は、高水位炉心、低水位炉心についてそれぞれ最大0.62セント/s、1.0セント/sであり、核的制限値である3セント/sより低くなる見通しが得られた。また、図に示すように保守的近似の反応度添加率は最大で2.59セント/sであり、3セント/sを超えないことを確認した。

## 5. 評価

実機を模擬した数値計算により、可動装荷物駆動装置による添加反応度が核的制限値の最大値である30セントとした場合でも、反応度添加率に係る核的制限値である3セント/sを満足することができる見通しが得られた。また、実機より反応度添加率が大きくなるよう設定した保守的な近似計算においても、核的制限値を満足できることを確認した。

## 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] 安 成弘、「原子炉の理論と設計」、東京大学出版会（1980）

[4] ドゥデルスタット、ハミルトン、「原子炉の理論と解析」、現代工学社(1980)

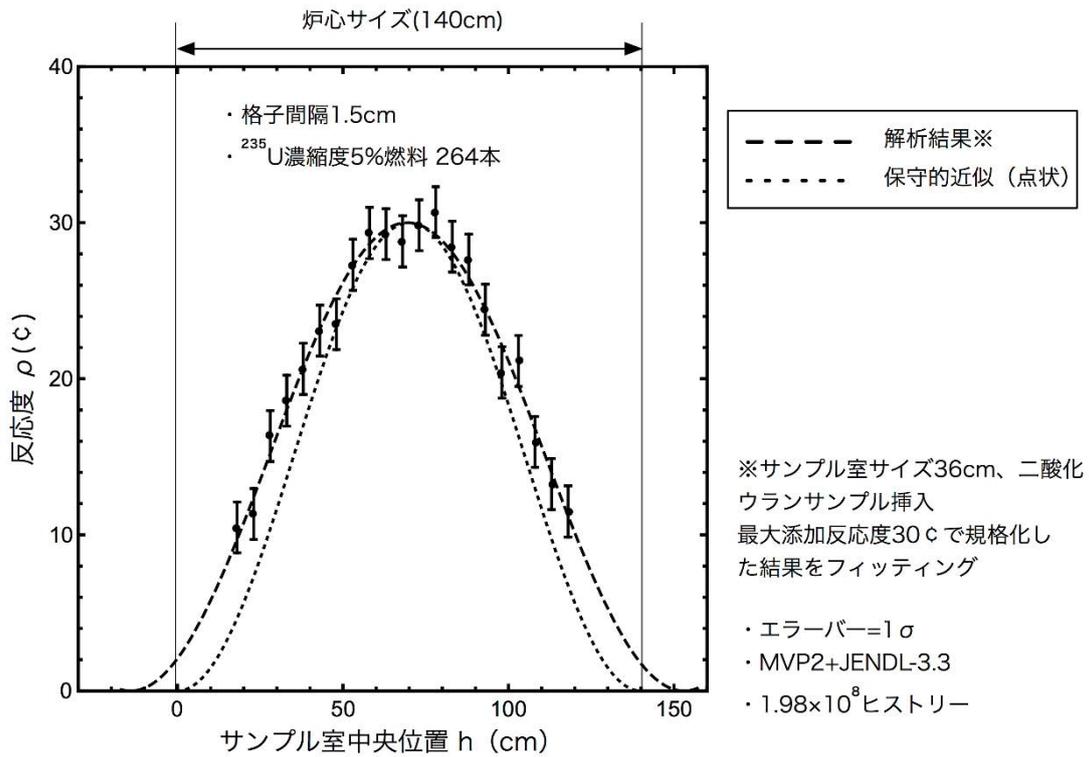


図2 各サンプル室位置における投入反応度 (高水位炉心)

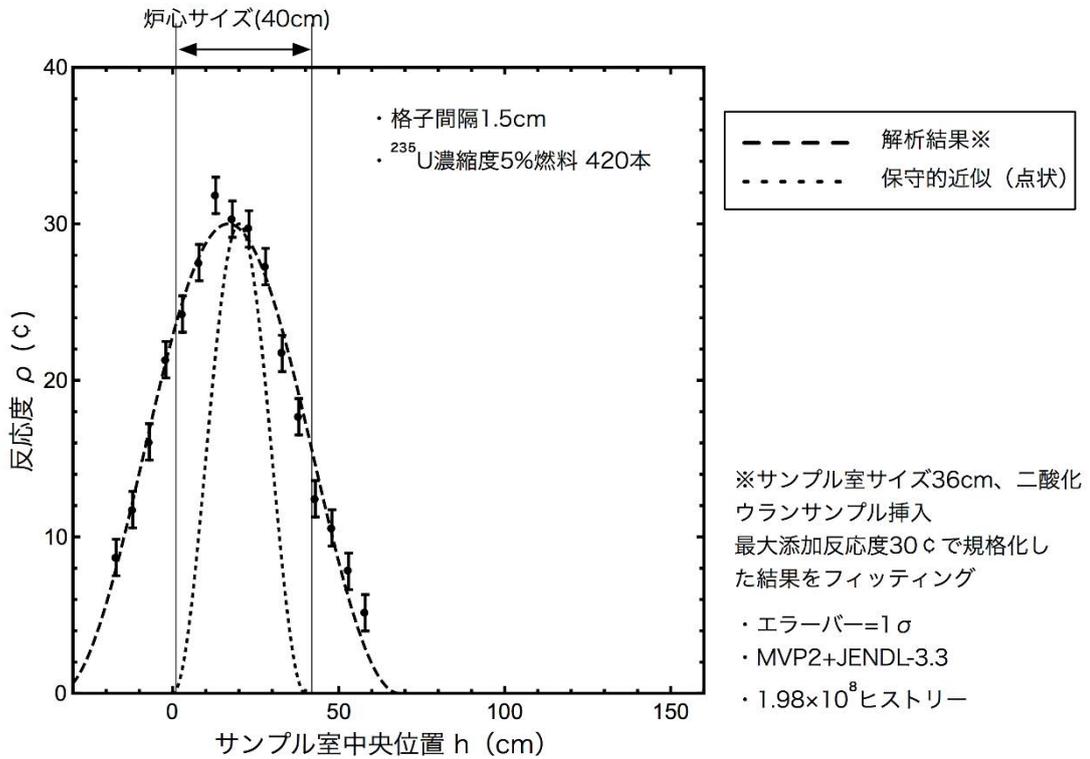


図3 各サンプル室位置における投入反応度 (低水位炉心)

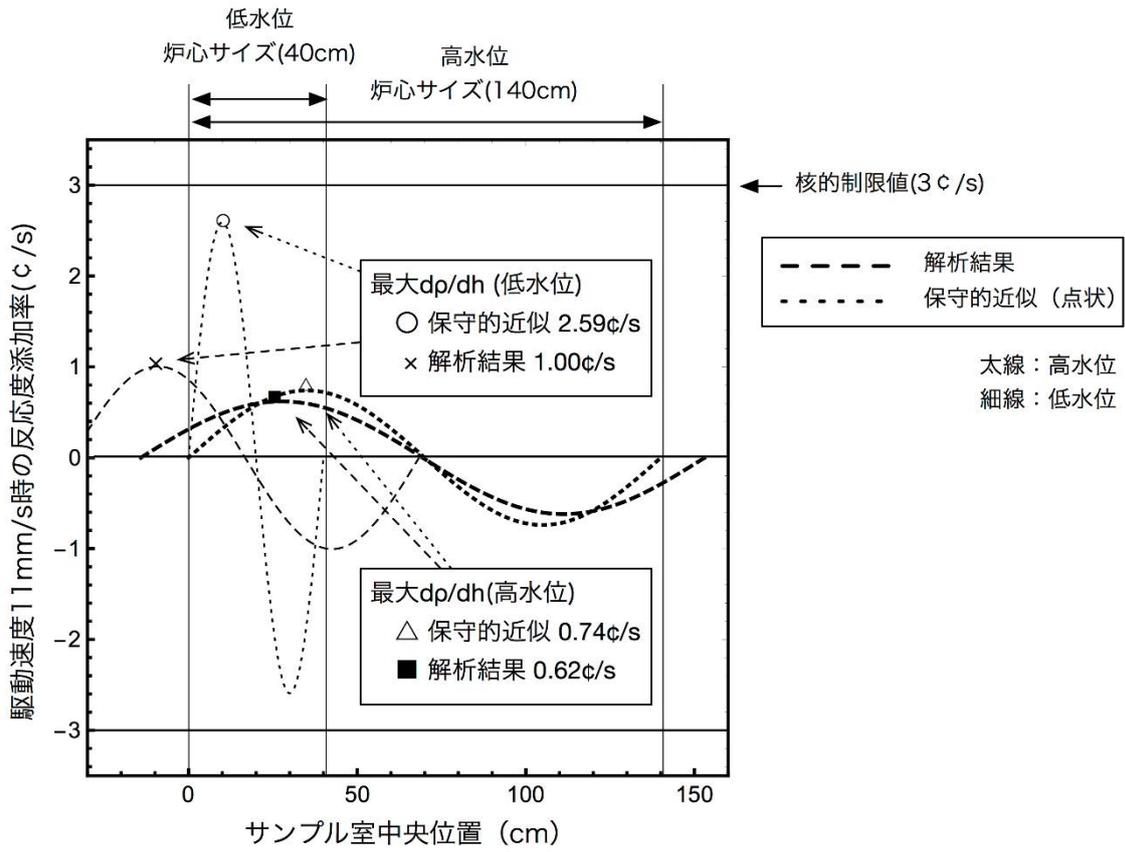


図4 反応度添加率評価結果

## 18. 設計及び工事に係る品質管理等の適合性説明書

添付書類 Ⅲ-18 設計及び工事に係る品質管理等の説明書

空白頁

添付書類

Ⅲ－18 設計及び工事に係る品質管理等の説明書

本申請に係る設計及び工事に係る品質管理の方法等は、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第2号）に適合するように策定した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10 令和2年4月1日改訂）（以下「品質マネジメント計画書」という。）に基づき行う。

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

品質マネジメントシステム文書	
文書番号	QS - P10
改訂番号	06 (2020年4月1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

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

## 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	3
4.2.3 文書管理	4
4.2.4 記録の管理	4
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	5
5.3 品質方針	5
5.4 計画	5
5.4.1 品質目標	5
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	6
5.5.1 責任及び権限	6
5.5.2 管理責任者	7
5.5.3 管理者	8
5.5.4 内部コミュニケーション	8
5.6 マネジメントレビュー	8
5.6.1 一般	8
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	9
6. 資源の運用管理	10
6.1 資源の確保	10
6.2 人的資源	10
6.2.1 一般	10
6.2.2 力量、教育・訓練及び認識	10
6.3 インフラストラクチャ	10
6.4 作業環境	11
7. 業務の計画及び実施	11
7.1 業務の計画	11
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	11
7.2.1 業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化	11

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

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 1
7.2.3	外部とのコミュニケーション	1 2
7.3	設計・開発	1 2
7.3.1	設計・開発の計画	1 2
7.3.2	設計・開発へのインプット	1 2
7.3.3	設計・開発からのアウトプット	1 3
7.3.4	設計・開発のレビュー	1 3
7.3.5	設計・開発の検証	1 3
7.3.6	設計・開発の妥当性確認	1 4
7.3.7	設計・開発の変更管理	1 4
7.4	調達	1 4
7.4.1	調達プロセス	1 4
7.4.2	調達要求事項	1 5
7.4.3	調達製品等の検証	1 5
7.5	業務の実施	1 5
7.5.1	個別業務の管理	1 5
7.5.2	個別業務に関するプロセスの妥当性確認	1 6
7.5.3	識別管理及びトレーサビリティ	1 6
7.5.4	組織外の所有物	1 6
7.5.5	調達製品の保存	1 6
7.6	監視機器及び測定機器の管理	1 7
8.	評価及び改善	1 7
8.1	一般	1 7
8.2	監視及び測定	1 8
8.2.1	組織の外部の者の意見	1 8
8.2.2	内部監査	1 8
8.2.3	プロセスの監視及び測定	1 8
8.2.4	検査及び試験	1 9
8.3	不適合管理	1 9
8.4	データの分析及び評価	2 0
8.5	改善	2 1
8.5.1	継続的改善	2 1
8.5.2	是正処置等	2 1
8.5.3	未然防止処置	2 1
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 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: 2020年4月1日	
		改訂番号:06	

図 4.1	品質マネジメントシステム体系図	-----	2 3
図 4.2	品質マネジメントシステムプロセス関連図	-----	2 4
図 5.5.1	保安管理組織図	-----	2 5
表 4.2.1	品質マネジメントシステム文書	-----	2 6
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: 2020年4月1日	改訂番号:06

本品質マネジメント計画書において原子力施設検査室長とあるのは、「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」の変更認可が下り原子力施設検査室を設置するまでの間は、原子力施設検査準備室長と読み替える。

## 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ー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部長、契約部長をいう。

### (2) 部長

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

## 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

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

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。
- (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。

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

(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・核セキュリティ統括部長、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

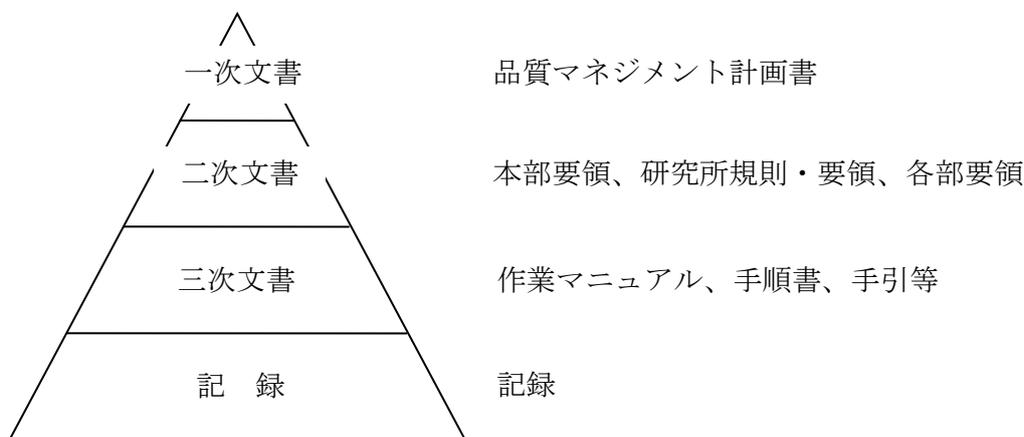
本品質マネジメント計画書

(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



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。

- 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。）
- 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項
- 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
- 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係

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:2020年4月1日
		改訂番号:06

#### 4.2.3 文書管理

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、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、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。
- (2) 安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所文書及び記録の管理要領」を定め、部長は、各部の文書及び記録の管理要領を定め、次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。
  - 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、必要なと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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長は、本部の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所文書及び記録の管理要領」を定め、部長は、各部の文書及び記録の管理要領を定め、次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。

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

## 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。

### 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・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長に、毎年度、品質目標（業務・原子炉施設等に対する要求事項を満たすために必要な目標（7.1 (4) b) 参照）を含む。）を設定されていることを確実にする。また、保安活動の重要度に応じて、品質目標を達成するための計画（7.1 (4) 参照）を作成するとき、次の事項を考慮させる。

- a) 実施事項

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

- b) 必要な資源
- c) 責任者の明確化
- 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。
  - 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。）
  - 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部長、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部長  
安全・核セキュリティ統括部長は、原子炉施設等の本部における品質マネジメント活動に係る業務、それに関する本部としての総合調整、指導及び支援の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。

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

- (5) 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。
  - (6) 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。
  - (7) 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。
  - (8) 所長  
所長は、原子炉施設等の保安に係る業務を統括する。
  - (9) 核燃料取扱主務者  
核燃料取扱主務者は、所掌する使用施設等に関する保安の監督を行う。
  - (10) 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。
  - (11) 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。
  - (12) 課長  
課長は、所掌する課における品質保証活動を行う。
  - (13) 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。
  - (14) 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。
  - (15) 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。
  - (16) 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
- (1) 管理責任者は、監査プロセスにおいては統括監査の職、本部（監査プロセスを除く。）においては安全・核セキュリティ統括部長、研究所においては研究所担当理事とする。
  - (2) 管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、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。

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

### 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・核セキュリティ統括部長は、「中央安全審査・品質保証委員会の運営について」を定め、所長は、「原子炉施設等安全審査委員会規則」、「使用施設等安全審査委員会規則」及び「原子力科学研究所品質保証推進委員会規則」を定め、保安活動及び品質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

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

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
- 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
- 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
- l) 保安活動の改善のために実施した処置の有効性

- (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

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

- 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

理事長、安全・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長は、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

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

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。

### 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・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

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

- (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。
  - 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。

### 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

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

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・開発の検証には、原設計者以外の者又はグループが実施する。

(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

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

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。)の調達を着実にするため、「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、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

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: 2020年4月1日	改訂番号: 06

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）
- (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

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

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必要な情報が利用できる。
- 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)。

#### 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

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

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。

## 8. 評価及び改善

### 8.1 一般

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、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。

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

- 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・核セキュリティ統括部長、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。
- (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・核セキュリティ統括部長、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

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

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況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。

#### 8.3 不適合管理

安全・核セキュリティ統括部長、所長は、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、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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長は、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・核セキュリティ統括部長、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)
  - 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・核セキュリティ統括部長、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

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

(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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長、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
  - 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。
- (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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

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。

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: 2020年4月1日	改訂番号: 06	

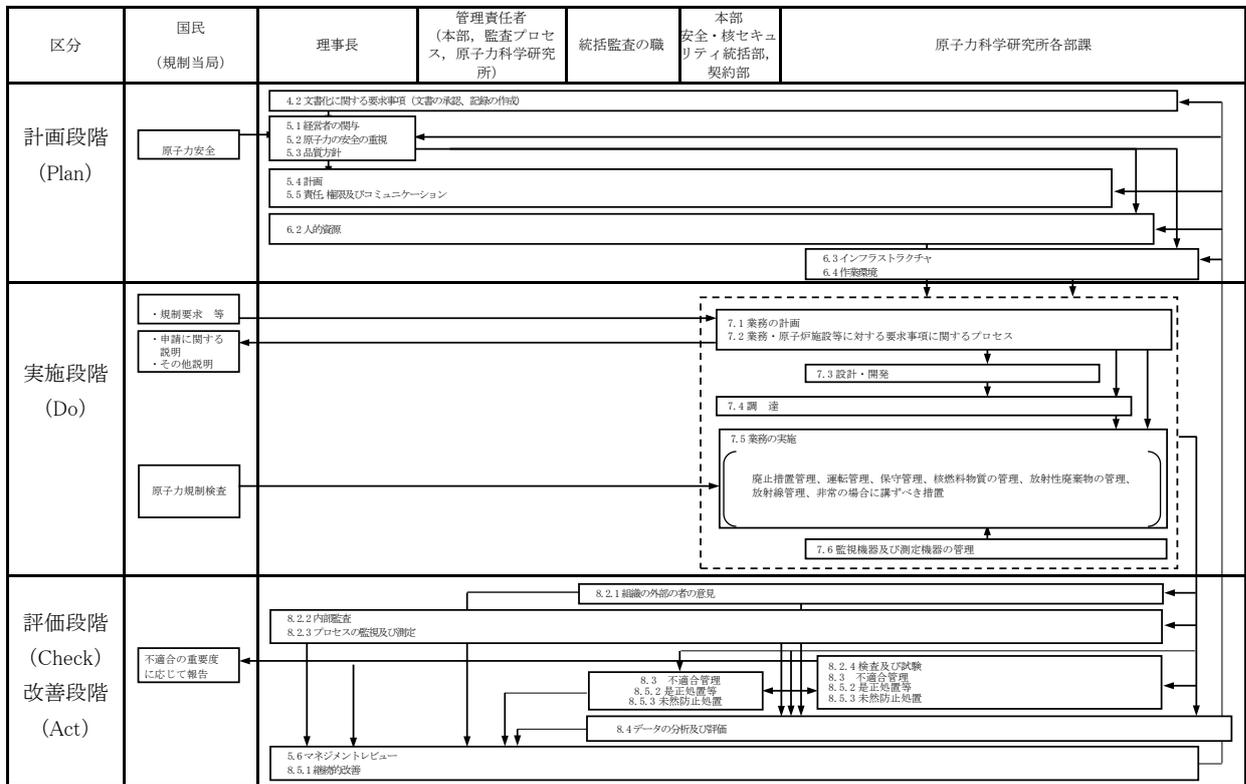


図 4.1 品質マネジメントシステム体系図

日本原子力研究開発機構	文書番号: QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号: 06

#### 4. 品質マネジメントシステム(4.1 一般要求事項)

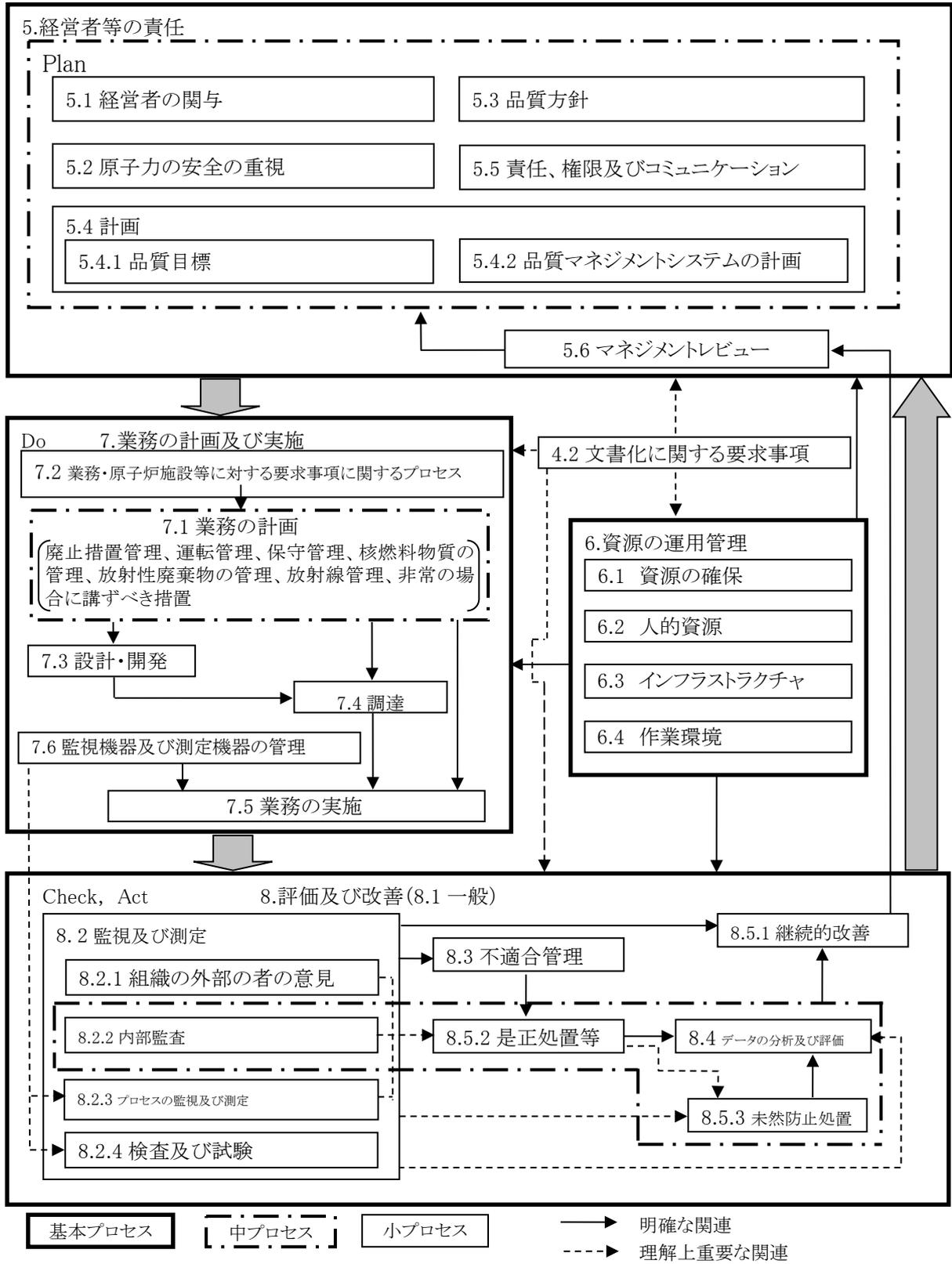


図4.2 品質マネジメントシステムプロセス関連図

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: 2020年4月1日	改訂番号: 06	

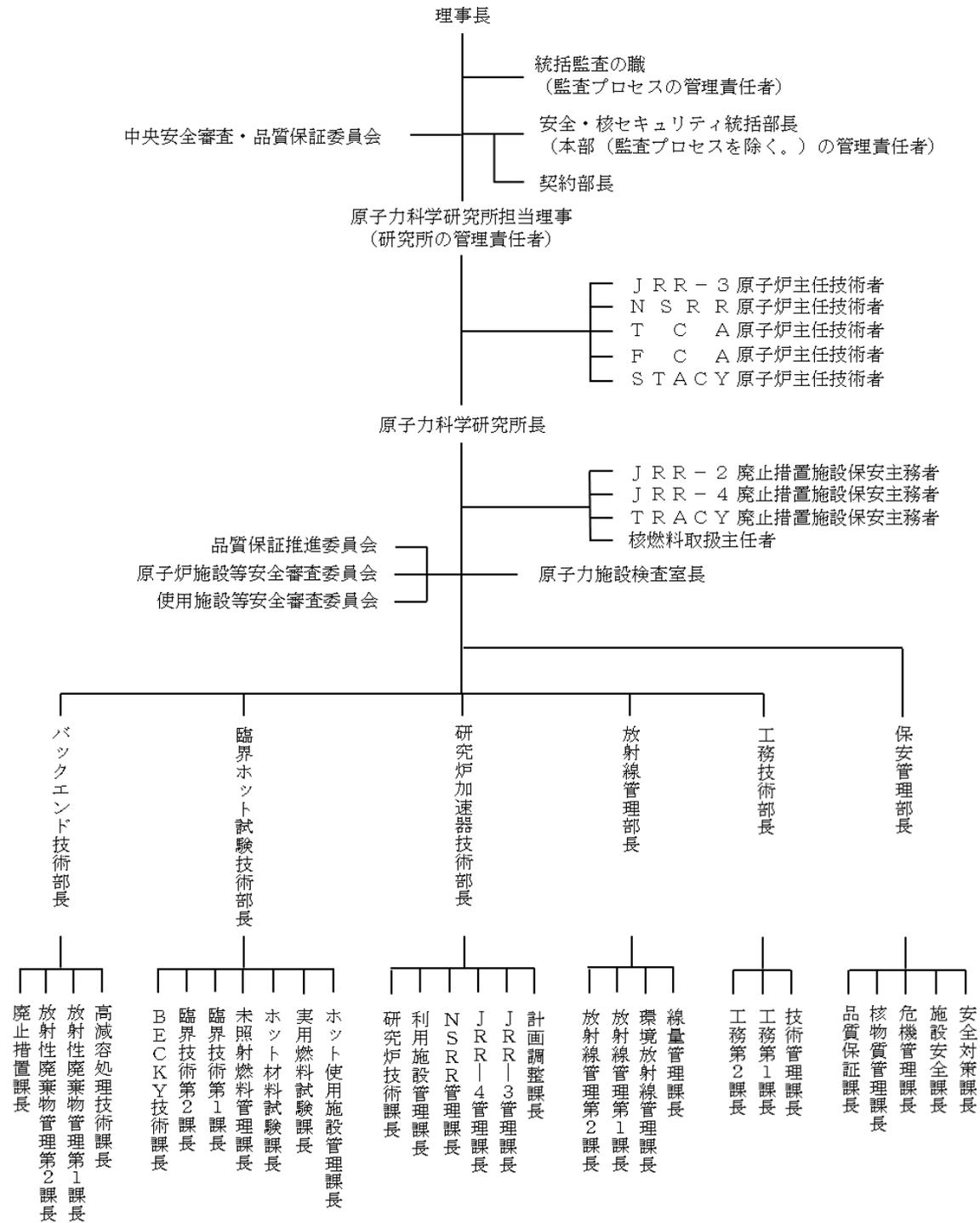


図 5.5.1 保安管理組織図

日本原子力研究開発機構	文書番号: QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号: 06

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 4.2.4	文書管理 記録の管理	文書及び記録管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A01
		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・核セキュリティ統括部長	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・核セキュリティ統括部長	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・核セキュリティ統括部長	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	保安管理部教育・訓練管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-620

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: 2020年4月1日	改訂番号: 06

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
	育・訓練及び認識	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
		教育訓練管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A07
7.1	業務の計画	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発生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
		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
業務の計画及び実施管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A12		

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: 2020年4月1日	改訂番号: 06

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
			リテイ統括部長	
7.3	設計・開発	保安管理部設計・開発管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-730
		放射線管理部設計・開発管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-730
		工務技術部設計・開発管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-730
		研究炉加速器技術部設計・開発管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-730
		臨界ホット試験技術部の設計・開発管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-730
		バックエンド技術部設計・開発管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-730
7.4	調達	調達先の評価・選定管理要領	契約部長	QS-G01
		原子力科学研究所調達管理要領	所長	(科)QAM-740
7.6	監視機器及び測定機器の管理	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	研究炉加速器技	(科研)QAM-820

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: 2020年4月1日
改訂番号: 06	

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
		要領	術部長	
		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・核セキュリティ統括部長	QS-A03
8.5.2	是正処置等	原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領	所長	(科)QAM-830
8.5.3	未然防止処置	原子力科学研究所水平展開要領	所長	(科)QAM-850

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

表 8.2.3 品質マネジメントシステムのプロセスの実施状況評価

監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法と頻度	
品質マネジメントシステム	理事長	品質方針、品質目標の設定及び実施状況	品質目標の達成状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて	
	所長	品質目標の設定及び実施状況		所長へ報告 半期ごと	
	部長			部長へ報告 半期ごと	
	課長			部長へ報告 半期ごと	
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	

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: 2020年4月1日	改訂番号:06	

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
			不適合管理状況	上、又は必要に応じて マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて
	全ての管理者		自己評価の実施状況	管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて

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: 2020年4月1日	改訂番号: 06

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)

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: 2020年4月1日	改訂番号:06

データ	関連する文書	8.4(2)との関連
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)
保安検査指摘等事項	<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				

空白頁

19. 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

添付書類 Ⅲ-19 原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

空白頁

添付書類

Ⅲ－19 原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

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

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書		設工認申請書	整合性																				
(1) 炉心		<p>第1編 原子炉本体のうちI. 炉心</p> <p>(1) 基本炉心（1）</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>基本炉心（1）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>臨界水位</td> <td>40 cm以上 140 cm以下</td> </tr> <tr> <td>最大過剰反応度</td> <td>0.8 ドル</td> </tr> <tr> <td>給排水系による最大添加反応度</td> <td>0.3 ドル</td> </tr> <tr> <td>反応度添加率</td> <td>臨界近傍で3セント/s以下</td> </tr> <tr> <td>安全板による停止時の中性子実効増倍率</td> <td>0.985 以下</td> </tr> <tr> <td>最大反応度値を有する安全板1枚が挿入不能時の中性子実効増倍率</td> <td>0.995 以下</td> </tr> <tr> <td>減速材・反射材対燃料ペレット体積比</td> <td>0.9以上 11以下</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>70℃</td> </tr> <tr> <td>実験用装荷物による最大添加反応度</td> <td>0.3 ドル</td> </tr> </tbody> </table>	名称	基本炉心（1）	臨界水位	40 cm以上 140 cm以下	最大過剰反応度	0.8 ドル	給排水系による最大添加反応度	0.3 ドル	反応度添加率	臨界近傍で3セント/s以下	安全板による停止時の中性子実効増倍率	0.985 以下	最大反応度値を有する安全板1枚が挿入不能時の中性子実効増倍率	0.995 以下	減速材・反射材対燃料ペレット体積比	0.9以上 11以下	最高温度	70℃	実験用装荷物による最大添加反応度	0.3 ドル	<p>基本炉心（1）の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
名称	基本炉心（1）																						
臨界水位	40 cm以上 140 cm以下																						
最大過剰反応度	0.8 ドル																						
給排水系による最大添加反応度	0.3 ドル																						
反応度添加率	臨界近傍で3セント/s以下																						
安全板による停止時の中性子実効増倍率	0.985 以下																						
最大反応度値を有する安全板1枚が挿入不能時の中性子実効増倍率	0.995 以下																						
減速材・反射材対燃料ペレット体積比	0.9以上 11以下																						
最高温度	70℃																						
実験用装荷物による最大添加反応度	0.3 ドル																						
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に、炉心特性の変化範囲に制限を設ける。</li> </ul>																						
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（<math>^{235}\text{U}</math>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<math>^{235}\text{U}</math>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																					
	可動装荷物による最大反応度添加率	3セント/s																					
	可動装荷物の反応度値	0.3 ドル以下																					
主要な熱的制限値	70℃ 以下																						

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																																						
<p style="text-align: center;">第1表 核的制限値に関連する炉心特性値</p> <table border="1" data-bbox="286 341 822 655"> <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 style="text-align: center;">※炉心タンク内の水面の断面積を 15%減として評価</p> <p style="text-align: center;">第2表 STACYで構成される炉心の動特性定数</p> <table border="1" data-bbox="154 794 925 1310"> <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>	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	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 style="text-align: center;">その他、設置変更許可申請書に定めた炉心特性の範囲（表1及び表2に示す。）で運転する。</p> <p style="text-align: center;">表1 核的制限値に関連する炉心特性値</p> <table border="1" data-bbox="1167 341 1702 655"> <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 style="text-align: center;">※炉心タンク内の水面の断面積を 15%減として評価</p> <p style="text-align: center;">表2 STACYで構成される炉心の動特性定数</p> <table border="1" data-bbox="1032 794 1803 1310"> <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>	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	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 (-)	$8.1 \times 10^{-3}$	$6.8 \times 10^{-3}$	
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																																																						
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 (-)	$8.1 \times 10^{-3}$	$6.8 \times 10^{-3}$																																																						
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																																																						
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	設工認申請書	整合性																																	
	<p>3.2 設計仕様</p> <table border="1" data-bbox="1079 236 1816 799"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th colspan="2">基本炉心（1）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">使用格子板の格子間隔</td> <td>15 mm（四角格子）</td> <td>12.7 mm（四角格子）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">使用燃料体</td> <td>種類</td> <td colspan="2">ウラン棒状燃料</td> </tr> <tr> <td><sup>235</sup>U濃縮度</td> <td colspan="2">5 wt%</td> </tr> <tr> <td>装荷本数</td> <td colspan="2">50本以上900本以下 ただし、140cm超の給水によっても臨界とならない場合は900本以下</td> </tr> <tr> <td colspan="2">減速材、反射材</td> <td colspan="2">軽水（実験計画に応じて可溶性中性子吸収材（ボロン）を添加）</td> </tr> <tr> <td colspan="2">制御材</td> <td colspan="2">減速材、反射材（軽水）に加え、安全板</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">関連主要設備</td> <td>計装</td> <td colspan="2">最大給水制限スイッチ（2系統） 給水停止スイッチ（2系統） 排水開始スイッチ（1系統）</td> </tr> <tr> <td>制御設備</td> <td colspan="2">給排水系、安全板（2～4枚）</td> </tr> </tbody> </table> <p>格子板は、実験計画に応じて交換して使用する。格子板には棒状燃料挿入孔を設けたドライバ領域の中央部に矩形のテスト領域を設け、実験計画に応じて別途製作するテスト領域用アタッチメントと付替えることができる構造とする。なお、格子板（アタッチメントを含む。）については、本申請の第1編原子炉本体のIV. 格子板に記載するものを用いる。</p> <p>使用燃料体は、平成4年5月1日付け4安(原規)第56号で認可され、本申請の第1編原子炉本体のII. 燃料体で設計条件の変更に係る申請をした既設のウラン棒状燃料を用いる他、〔ウラン棒状燃料の製作〕(平成30年5月30日付け原規規発第1805304号で認可)に記載するものを用いる。</p> <p>関連主要設備の計装は、本申請の第2編計測制御系統施設のII. その他の主要な計装に記載するものを用いる。制御設備は、本申請の第2編計測制御系統施設のIV. 制御設備に記載するものを用いる。</p> <p>運転に当たり、炉心が核的制限値を満足し、かつ設置変更許可申請書に定めた炉心特性の範囲（表1及び表2に示す。）になるよう、原則として計算解析により評価し、確認する。計算解析の方針は添付書類III-9-3「反応度制御についての評価書」に従うものとし、確認の手順は原子力科学研究所原子炉施設保安規定（その下部規定も含む。）に定め、遵守する。</p>	名称		基本炉心（1）		使用格子板の格子間隔		15 mm（四角格子）	12.7 mm（四角格子）	使用燃料体	種類	ウラン棒状燃料		<sup>235</sup> U濃縮度	5 wt%		装荷本数	50本以上900本以下 ただし、140cm超の給水によっても臨界とならない場合は900本以下		減速材、反射材		軽水（実験計画に応じて可溶性中性子吸収材（ボロン）を添加）		制御材		減速材、反射材（軽水）に加え、安全板		関連主要設備	計装	最大給水制限スイッチ（2系統） 給水停止スイッチ（2系統） 排水開始スイッチ（1系統）		制御設備	給排水系、安全板（2～4枚）		
名称		基本炉心（1）																																	
使用格子板の格子間隔		15 mm（四角格子）	12.7 mm（四角格子）																																
使用燃料体	種類	ウラン棒状燃料																																	
	<sup>235</sup> U濃縮度	5 wt%																																	
	装荷本数	50本以上900本以下 ただし、140cm超の給水によっても臨界とならない場合は900本以下																																	
減速材、反射材		軽水（実験計画に応じて可溶性中性子吸収材（ボロン）を添加）																																	
制御材		減速材、反射材（軽水）に加え、安全板																																	
関連主要設備	計装	最大給水制限スイッチ（2系統） 給水停止スイッチ（2系統） 排水開始スイッチ（1系統）																																	
	制御設備	給排水系、安全板（2～4枚）																																	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																
<p>(1) ウラン棒状燃料（既設）</p> <table border="1" data-bbox="152 272 949 309"> <tr> <td>耐震重要度分類</td> <td>Cクラス</td> </tr> </table>	耐震重要度分類	Cクラス	<p>第1編 原子炉本体のうちⅡ. 燃料体</p> <p>(1) ウラン棒状燃料（既設）</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>棒状燃料の設計条件の変更内容は、以下のとおりである。</p> <p>その他の設計条件は、平成4年5月1日付け4安(原規)第56号で認可を受けたとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1081 480 1803 619"> <thead> <tr> <th rowspan="2">名 称</th> <th colspan="2">耐震クラス</th> <th colspan="2">最高使用圧力</th> </tr> <tr> <th>変更前</th> <th>変更後</th> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ウラン棒状燃料</td> <td>A*1</td> <td>C</td> <td>0.4kg/cm<sup>2</sup>G</td> <td>静水頭 (2.0m)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：平成4年5月1日付け4安(原規)第56号で認可を受けた設計及び工事の方法の認可申請書の設計条件に耐震クラスの記載がないため、添付計算書「I-ニー2 申請設備に係る耐震設計の基本方針」の記載内容による。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>設計条件が変更となる棒状燃料については、既設のものをそのまま使用するので、設計仕様及び構造は、平成4年5月1日付け4安(原規)第56号で認可を受けたとおりである。</p> <p>なお、設計条件の変更は耐震重要度分類の上位クラスから下位クラスへの変更、最高使用圧力を下げる変更であるため、耐震強度計算、耐圧強度計算を改めて実施する必要はない。</p>	名 称	耐震クラス		最高使用圧力		変更前	変更後	変更前	変更後	ウラン棒状燃料	A*1	C	0.4kg/cm <sup>2</sup> G	静水頭 (2.0m)	<p>ウラン棒状燃料（既設）の設計条件及び設計仕様は左記に示すとおりである。ウラン棒状燃料（既設）に係る申請は、耐震重要度分類について設置変更許可を受けたクラスへ変更するもの及び最高使用圧力についてSTACYの更新後の使用条件に合わせて変更するものであり、その他の変更がないことから原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
耐震重要度分類	Cクラス																	
名 称	耐震クラス		最高使用圧力															
	変更前	変更後	変更前	変更後														
ウラン棒状燃料	A*1	C	0.4kg/cm <sup>2</sup> G	静水頭 (2.0m)														

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																														
<p>(1) 炉心タンク</p> <table border="1" data-bbox="147 272 949 794"> <tr> <td>基本仕様</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心タンクは、堅型円筒形状であり、内部構造物として格子板フレームを設置する。</li> <li>炉心タンクの上部は開放になっており、底部には給排水用ノズル及び実験用ノズルがある。また、側面には、点検用のマンホール、各種計装用ノズル等を設ける。</li> <li>炉心タンクは、炉室（S）の実験装置架台に堅固に固定する。</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>堅型円筒形</td> </tr> <tr> <td>主要寸法</td> <td>内径 約 180cm 高さ（内のり） 約 190cm</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>ステンレス鋼</td> </tr> <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℃</td> </tr> <tr> <td>主要ノズル</td> <td>給排水用ノズル、実験用ノズル</td> </tr> <tr> <td>耐震重要度分類</td> <td>Bクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心タンクは、堅型円筒形状であり、内部構造物として格子板フレームを設置する。</li> <li>炉心タンクの上部は開放になっており、底部には給排水用ノズル及び実験用ノズルがある。また、側面には、点検用のマンホール、各種計装用ノズル等を設ける。</li> <li>炉心タンクは、炉室（S）の実験装置架台に堅固に固定する。</li> </ul>	基数	1 基	型式	堅型円筒形	主要寸法	内径 約 180cm 高さ（内のり） 約 190cm	主要材料	ステンレス鋼	最高使用圧力	静水頭（約 2 m水頭）	最高使用温度	80℃	主要ノズル	給排水用ノズル、実験用ノズル	耐震重要度分類	Bクラス	<p>第1編 原子炉本体のうちⅢ. 原子炉容器</p> <p>(1) 炉心タンク</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 炉心タンク</p> <table border="1" data-bbox="1061 376 1621 587"> <tr> <td>名 称</td> <td>炉心タンク</td> </tr> <tr> <td>機 器 種 別</td> <td>第4種容器</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>流体の種類</td> <td>軽 水</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>静水頭（2.0 m）</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>80℃</td> </tr> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(1) 炉心タンク</p> <p>炉心タンクは、図-1. Ⅲ. 2に示すとおり、平底板にフランジ分割された円筒胴を接続する設計とする。主要溶接箇所を図-1. Ⅲ. 3に示す。</p> <p>内側面には格子板フレームを固定支持する格子板フレーム受座を、底面には格子板フレームの下端（タイロッド）を水平支持するフレーム台座を設ける。フレーム台座の中央には、棒状燃料の自重を受ける定盤を設置する。フレーム台座の下に起動用中性子源のガイドチューブを設置する中性子源案内管を設ける。</p> <p>炉心タンクは、炉心タンク底面に溶接された井桁構造の支持脚を実験装置架台にボルトで固定するとともに、炉心タンク上部にあるテンションパーブラケットと実験装置架台をテンションパーで接続して水平支持する。また、炉心タンクの側面に点検用のマンホール（上部及び下部の2箇所）を設ける。マンホールは、炉心タンク側面にフランジ付きの管台を溶接する構造とし、フランジにヒンジで接続された蓋をボルトで締結する。実験装置架台及び移動支持架台の構造を図-1. Ⅲ. 5(1)～(7)に示す。</p> <p>炉心タンクの設計仕様を以下に示す。</p>	名 称	炉心タンク	機 器 種 別	第4種容器	耐震クラス	B	流体の種類	軽 水	最高使用圧力	静水頭（2.0 m）	最高使用温度	80℃	<p>炉心タンクの設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心タンクは、堅型円筒形状であり、内部構造物として格子板フレームを設置する。</li> <li>炉心タンクの上部は開放になっており、底部には給排水用ノズル及び実験用ノズルがある。また、側面には、点検用のマンホール、各種計装用ノズル等を設ける。</li> <li>炉心タンクは、炉室（S）の実験装置架台に堅固に固定する。</li> </ul>																															
基数	1 基																															
型式	堅型円筒形																															
主要寸法	内径 約 180cm 高さ（内のり） 約 190cm																															
主要材料	ステンレス鋼																															
最高使用圧力	静水頭（約 2 m水頭）																															
最高使用温度	80℃																															
主要ノズル	給排水用ノズル、実験用ノズル																															
耐震重要度分類	Bクラス																															
名 称	炉心タンク																															
機 器 種 別	第4種容器																															
耐震クラス	B																															
流体の種類	軽 水																															
最高使用圧力	静水頭（2.0 m）																															
最高使用温度	80℃																															

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																								
	<table border="1" data-bbox="1061 204 1619 627"> <thead> <tr> <th data-bbox="1061 204 1285 236">名 称</th> <th data-bbox="1285 204 1619 236">炉心タンク</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1061 236 1285 268">型 式</td> <td data-bbox="1285 236 1619 268">堅型円筒形（開放タンク）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1061 268 1120 456" rowspan="5">主要寸法</td> <td data-bbox="1120 268 1619 308">胴内径</td> <td data-bbox="1120 268 1619 308">1800 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1120 308 1619 347">胴板厚さ</td> <td data-bbox="1120 308 1619 347">5 mm (3.5 mm以上)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1120 347 1619 387">底板厚さ</td> <td data-bbox="1120 347 1619 387">30 mm (27.7 mm以上)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1120 387 1619 427">胴フランジ厚さ</td> <td data-bbox="1120 387 1619 427">40 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1120 427 1619 456">高 さ</td> <td data-bbox="1120 427 1619 456">1946 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1061 456 1120 592" rowspan="3">主要材料</td> <td data-bbox="1120 456 1619 488">胴 板</td> <td data-bbox="1120 456 1619 488">SUS304</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1120 488 1619 520">底 板</td> <td data-bbox="1120 488 1619 520">SUS304</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1120 520 1619 592">胴フランジ</td> <td data-bbox="1120 520 1619 592">SUSF304</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1061 592 1120 627">基 数</td> <td data-bbox="1120 592 1619 627">1 基</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1061 667 1874 794">なお、炉心タンクの一部であるテンションバーブラケット、テンションバー、検出器配置用治具等固定用タッププレート、支持脚、座板、フレーム台座、定盤、管台、格子板フレーム受座、マンホール、中性子源案内管の設計仕様（主要寸法、主要材料）は、図-1. III. 2に示す。</p>	名 称	炉心タンク	型 式	堅型円筒形（開放タンク）	主要寸法	胴内径	1800 mm	胴板厚さ	5 mm (3.5 mm以上)	底板厚さ	30 mm (27.7 mm以上)	胴フランジ厚さ	40 mm	高 さ	1946 mm	主要材料	胴 板	SUS304	底 板	SUS304	胴フランジ	SUSF304	基 数	1 基	
名 称	炉心タンク																									
型 式	堅型円筒形（開放タンク）																									
主要寸法	胴内径	1800 mm																								
	胴板厚さ	5 mm (3.5 mm以上)																								
	底板厚さ	30 mm (27.7 mm以上)																								
	胴フランジ厚さ	40 mm																								
	高 さ	1946 mm																								
主要材料	胴 板	SUS304																								
	底 板	SUS304																								
	胴フランジ	SUSF304																								
基 数	1 基																									

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書		設工認申請書	整合性																												
(2) 格子板フレーム		<p>第1編 原子炉本体のうちⅢ. 原子炉容器</p> <p>(2) 格子板フレーム</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(2) 内部構造物</p> <table border="1"> <tr> <td>名 称</td> <td>格子板フレーム</td> </tr> <tr> <td>機 器 種 別</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>80℃</td> </tr> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(2) 内部構造物</p> <p>本申請で新設する内部構造物の格子板フレームは、図-1.Ⅲ.4に示すとおり、上中下3段組平板フレームをスペーサによりタイロッドに所定の間隔で取付ける設計とする。各段フレームの中央部には格子板取付け孔を有する。なお、格子板フレームは、実験計画に応じて異なるものを製作し、交換して使用する。</p> <p>格子板フレームは、格子板フレーム架台を介して炉心タンクの受座にボルトで固定される。タイロッドの下端は、炉心タンク底面のフレーム台座で水平支持される。</p> <p>格子板フレームの設計仕様を以下に示す。</p> <table border="1"> <tr> <td colspan="2">名 称</td> <td>格子板フレーム</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">フ レ ー ム</td> <td>主要寸法 厚さ</td> <td>12 mm</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>SUS304</td> </tr> <tr> <td>数 量</td> <td>3 枚</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">タ イ ロ ッ ド</td> <td>主要寸法 外径</td> <td>75 mm</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>SUS304</td> </tr> <tr> <td>数 量</td> <td>4 本</td> </tr> <tr> <td colspan="2">基 数</td> <td>1 基</td> </tr> </table>	名 称	格子板フレーム	機 器 種 別	—	耐震クラス	B	最高使用温度	80℃	名 称		格子板フレーム	フ レ ー ム	主要寸法 厚さ	12 mm	主要材料	SUS304	数 量	3 枚	タ イ ロ ッ ド	主要寸法 外径	75 mm	主要材料	SUS304	数 量	4 本	基 数		1 基	<p>格子板フレームの設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
名 称	格子板フレーム																														
機 器 種 別	—																														
耐震クラス	B																														
最高使用温度	80℃																														
名 称		格子板フレーム																													
フ レ ー ム	主要寸法 厚さ	12 mm																													
	主要材料	SUS304																													
	数 量	3 枚																													
タ イ ロ ッ ド	主要寸法 外径	75 mm																													
	主要材料	SUS304																													
	数 量	4 本																													
基 数		1 基																													
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>格子板フレームは、上中下3段（中段は、減速材及び反射材（軽水）給水時の反応度影響が小さい位置として、棒状燃料の有効長下端より約100cmの高さとする。）からなり、各段に格子板を取り付ける。</li> <li>格子板フレームは、炉心タンクに支持固定する。</li> <li>格子板フレームは、実験計画に応じて異なるものを製作し、交換して使用する。</li> </ul>																														
形 状	上中下3段組平板フレーム（各段のフレームは中央部に格子板取付け孔を有する。）																														
炉心タンク内設置数	1 基（実験計画に応じて異なるものを製作し、交換して使用する。）																														
主要寸法	上段フレーム高さ 棒状燃料下端より約150cm 中段フレーム高さ 燃料有効長下端より約100cm 下段フレーム高さ 燃料有効長下端より4cm以下 格子板取付け孔 約90cm×約60cm																														
主要材料	ステンレス鋼（フレーム部）																														
最高使用温度	80℃																														
耐震重要度分類	Bクラス																														

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書		設工認申請書		整合性																											
(1) 格子板		<p>第1編 原子炉本体のうちIV. 格子板</p> <p>(1) 格子板</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>格子板の設計条件を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1061 408 1621 550"> <tr> <td>名 称</td> <td>格子板</td> </tr> <tr> <td>機 器 種 別</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>80℃</td> </tr> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>本申請で新設する格子板は、図-1. IV. 1に示すとおり、正方格子配列の棒状燃料挿入孔を設けた上中下段3枚組の平板構造として設計する。格子板には棒状燃料挿入孔のほか、安全板及び未臨界板(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。炉心構成作業は、未臨界板が炉心に挿入されている状態で行う。)を挿入するためのスリット並びに安全板駆動装置のガイドピン用の孔を設ける。また、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。さらに、格子板の中心部に案内管調整部を設け、可動装荷物駆動装置の案内管を設置する場合に調整用パーツと付替えることができる構造とする。なお、格子板は実験計画に応じて異なるものを製作して交換使用するが、本申請では格子間隔が異なる2組を製作する。</p> <p>格子板は、格子板フレームの上中下3段の各フレームに固定され格子板フレームの剛性により支持される。</p> <p>格子板の設計仕様を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1061 1094 1621 1275"> <tr> <td colspan="2">名 称</td> <td colspan="2">格子板</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主要寸法</td> <td>格子間隔</td> <td>15 mm</td> <td>12.7 mm</td> </tr> <tr> <td>厚 さ</td> <td>12 mm</td> <td>12 mm</td> </tr> <tr> <td colspan="2">主要材料</td> <td colspan="2">アルミニウム合金 (A6061P)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">数 量</td> <td colspan="2">2組 (3枚/組)</td> </tr> </table>		名 称	格子板	機 器 種 別	—	耐震クラス	B	最高使用温度	80℃	名 称		格子板		主要寸法	格子間隔	15 mm	12.7 mm	厚 さ	12 mm	12 mm	主要材料		アルミニウム合金 (A6061P)		数 量		2組 (3枚/組)		<p>格子板の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
名 称	格子板																														
機 器 種 別	—																														
耐震クラス	B																														
最高使用温度	80℃																														
名 称		格子板																													
主要寸法	格子間隔	15 mm	12.7 mm																												
	厚 さ	12 mm	12 mm																												
主要材料		アルミニウム合金 (A6061P)																													
数 量		2組 (3枚/組)																													
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>格子板には、棒状燃料及び実験用装荷物を配列し、垂直に支持するための孔を設けるほか、原子炉停止系の安全板を挿入するためのスリット及び安全板を確実に挿入するためのガイドピン用の孔を設ける。</li> <li>格子板は主要部をドライバー領域とし、中央部に交換可能なアタッチメントを取り付けるテスト領域を設ける。ドライバー領域の格子配列は正方格子とする。</li> <li>格子板（アタッチメントを含む。）は、実験計画に応じて異なるものを製作し、交換して使用する。</li> </ul>																														
形 状	上中下3枚組平板（主要部をドライバー領域とし、中央部に矩形のテスト領域を有する。テスト領域には実験計画に応じてアタッチメントを取り付ける。ドライバー領域及びテスト領域に取り付けるアタッチメントには棒状燃料等を垂直に配列する孔及びスリットのほか安全板装置のガイドピンを挿入する孔及び安全板を挿入するスリットを設ける。）																														
炉心タンク内設置数	上中下3枚1組（実験計画に応じて異なるものを製作し、交換して使用する。）																														
主要寸法	（ドライバー領域）約90cm×約60cm （テスト領域）約30cm×約30cm																														
格子間隔	（ドライバー領域）1cm以上2.6cm以下（正方格子） （テスト領域）2.6cm以下																														
主要材料	アルミニウム合金又はジルコニウム合金																														
最高使用温度	80℃																														
耐震重要度分類	Bクラス																														

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書		設工認申請書	整合性
(1) 放射線遮蔽体としての炉室（S）の壁、床及び天井		<p>第1編 原子炉本体のうちV. 放射線遮蔽体としての炉室（S）の壁、床及び天井</p> <p>(1) 放射線遮蔽体としての炉室（S）の壁、床及び天井</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>1. 原子炉本体の構成及び申請範囲</p> <p>設計変更内容は、STACYの更新により炉心部線源強度が変更となるため、既設の放射線遮蔽体（炉室（S）の壁、床及び天井）の設計仕様のままで、炉室（S）外側の線量率が基準線量率を満足することを確認するものである。</p> <p>確認結果を添付書類「Ⅲ－5－2 放射線遮蔽計算書」に示す。</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>平成元年3月29日付け元安（原規）第113号で認可を受けたとおりである。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>設計条件が変更となる放射線遮蔽体としての炉室（S）の壁、床及び天井については既設のものをそのまま使用するので、設計仕様及び配置・構造は平成元年3月29日付け元安（原規）第113号で認可を受けたとおりである。</p>	放射線遮蔽体としての炉室（S）の壁、床及び天井の遮蔽設計並びに設計条件及び設計仕様は左記に示すとおりである。放射線遮蔽体として炉室（S）の壁、床及び天井に係る申請は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。
遮蔽	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉の遮蔽体は、鉄筋コンクリート造の炉室（S）の壁、天井及び床から成り、炉心からの放射線を遮蔽する。</li> <li>遮蔽設計では、放射線業務従事者等が立ち入る場所において、各関係場所への立入頻度、滞在時間等を考慮して、放射線業務従事者等の被ばく線量を十分安全に管理できるように、遮蔽設計基準線量当量率を設け、機器の配置等を行う。</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		設工認申請書	整合性
(1) 起動用中性子源		<p>第1編 原子炉本体のうちVI. その他の主要な事項</p> <p>(1) 起動用中性子源</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 起動用中性子源</p> <p>起動用中性子源は、耐震重要度のCクラスに分類し、それに応じた耐震性を有する設計とする。その他の設計条件は、平成2年8月23日付け2安(原規)第198号にて認可を受けたとおりである。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(1) 起動用中性子源</p> <p>起動用中性子源収納容器(線源含む)、駆動装置、ガイドチューブは既設のものをそのまま使用し、新設する炉心タンクへ挿入できる配置に移設するのみのため、設計仕様は、平成2年8月23日付け2安(原規)第198号にて認可を受けたとおりである。</p> <p>起動用中性子源の構造図を図-1.VI.4に示す。</p>	<p>起動用中性子源の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	起動用中性子源には約74GBqのAm-B eを用い、炉心構成に応じて設置位置を変更できる。		
耐震重要度分類	Cクラス		

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																					
<p>(1) 核計装（検出器配置用治具）</p> <table border="1" data-bbox="152 274 954 414"> <tr> <td>基本仕様</td> <td>・検出器を配置するための治具は、炉心に機械的な影響を与えないよう、適切な強度を有する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>6基（起動系：2基、運転系：4基）</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>Bクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	・検出器を配置するための治具は、炉心に機械的な影響を与えないよう、適切な強度を有する設計とする。	基数	6基（起動系：2基、運転系：4基）	耐震クラス	Bクラス	<p>第2編 計測制御系統施設のうちI. 核計装</p> <p>(1) 検出器配置用治具</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 検出器配置用治具</p> <table border="1" data-bbox="1070 376 1626 587"> <tr> <td>名 称</td> <td>検出器配置用治具</td> </tr> <tr> <td>機 器 種 別</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>流体の種類</td> <td>軽 水</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>静水頭（外圧）</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>80℃</td> </tr> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(1) 検出器配置用治具</p> <p>検出器配置用治具は、核計装設備の起動系（2系統）、運転系対数出力系（2系統）又は運転系線型出力系（2系統）の検出器を炉心タンク内に配置するための治具である。検出器配置用治具は、炉心に機械的な影響を与えないよう、適切な強度を有する構造として設計する。検出器配置用治具の上部を炉心タンク胴フランジから、下部を炉心タンクの検出器配置用治具等固定用タッププレートからの支持により固定する。検出器配置用治具のトルク管理（15.7 N・mm以上）を行い、定期的（原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定める原子炉運転前の点検時）に確認する。</p> <p>検出器配置用治具の設計仕様を以下に示すとともに、検出器配置用治具の構造を図-2. I.1に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1070 999 1841 1382"> <tr> <td colspan="2">名 称</td> <td>検出器配置用治具</td> </tr> <tr> <td colspan="2">型 式</td> <td>2分割管型</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">主要寸法</td> <td>検出器配置用治具1（起動系）</td> <td>ガイドパイプ：80, 40A、検出器封入管：40A 長さ：2006mm、幅：700mm（芯一芯）</td> </tr> <tr> <td>検出器配置用治具2（運転系）</td> <td>ガイドパイプ：80A、検出器封入管：80A 長さ：2006mm、幅：600mm（芯一芯）</td> </tr> <tr> <td>検出器配置用治具3（運転系）</td> <td>ガイドパイプ：80A、検出器封入管：80A 長さ：2006mm、幅：450mm（芯一芯）</td> </tr> <tr> <td colspan="2">主要材料</td> <td>アルミニウム合金（A5052T）</td> </tr> <tr> <td colspan="2">基 数</td> <td>6基 （治具1：2基、治具2：2基、治具3：2基）</td> </tr> </table>	名 称	検出器配置用治具	機 器 種 別	—	耐震クラス	B	流体の種類	軽 水	最高使用圧力	静水頭（外圧）	最高使用温度	80℃	名 称		検出器配置用治具	型 式		2分割管型	主要寸法	検出器配置用治具1（起動系）	ガイドパイプ：80, 40A、検出器封入管：40A 長さ：2006mm、幅：700mm（芯一芯）	検出器配置用治具2（運転系）	ガイドパイプ：80A、検出器封入管：80A 長さ：2006mm、幅：600mm（芯一芯）	検出器配置用治具3（運転系）	ガイドパイプ：80A、検出器封入管：80A 長さ：2006mm、幅：450mm（芯一芯）	主要材料		アルミニウム合金（A5052T）	基 数		6基 （治具1：2基、治具2：2基、治具3：2基）	<p>検出器配置用治具の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	・検出器を配置するための治具は、炉心に機械的な影響を与えないよう、適切な強度を有する設計とする。																																						
基数	6基（起動系：2基、運転系：4基）																																						
耐震クラス	Bクラス																																						
名 称	検出器配置用治具																																						
機 器 種 別	—																																						
耐震クラス	B																																						
流体の種類	軽 水																																						
最高使用圧力	静水頭（外圧）																																						
最高使用温度	80℃																																						
名 称		検出器配置用治具																																					
型 式		2分割管型																																					
主要寸法	検出器配置用治具1（起動系）	ガイドパイプ：80, 40A、検出器封入管：40A 長さ：2006mm、幅：700mm（芯一芯）																																					
	検出器配置用治具2（運転系）	ガイドパイプ：80A、検出器封入管：80A 長さ：2006mm、幅：600mm（芯一芯）																																					
	検出器配置用治具3（運転系）	ガイドパイプ：80A、検出器封入管：80A 長さ：2006mm、幅：450mm（芯一芯）																																					
主要材料		アルミニウム合金（A5052T）																																					
基 数		6基 （治具1：2基、治具2：2基、治具3：2基）																																					

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																				
<p>(1) 核計装</p> <table border="1" data-bbox="152 274 954 450"> <tr> <td data-bbox="152 274 367 379">耐震重要度分類</td> <td data-bbox="367 274 663 379">安全保護系の核計装設備 (起動系、運転系対数出力系、安全出力系)</td> <td data-bbox="663 274 954 379">Bクラス</td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 379 367 450"></td> <td data-bbox="367 379 663 450">Bクラス以外の核計装設備 (運転系線型出力系)</td> <td data-bbox="663 379 954 450">Cクラス</td> </tr> </table>	耐震重要度分類	安全保護系の核計装設備 (起動系、運転系対数出力系、安全出力系)	Bクラス		Bクラス以外の核計装設備 (運転系線型出力系)	Cクラス	<p>第2編 計測制御系統施設のうちI. 核計装</p> <p>(1) 核計装 【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(2) 起動系、運転系対数出力系、安全出力系 核計装の構成系統の耐震重要度分類の変更内容は、以下のとおりである。 その他の設計条件は、平成2年8月23日付け2安(原規)第198号及び平成9年1月6日付け8安(原規)第434号で認可を受けたとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1048 513 1827 689"> <thead> <tr> <th rowspan="2">名 称</th> <th colspan="2">耐震クラス</th> </tr> <tr> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起 動 系</td> <td>A</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>運転系対数出力系</td> <td>A</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>安全出力系</td> <td>A</td> <td>B</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 運転系線型出力系 運転系線型出力系の設計条件は、平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p> <p>(4) 盤 核計装盤の設計条件は、平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(2) 起動系、運転系対数出力系、安全出力系 設計条件が変更となる核計装の構成系統については、既設のものをそのまま使用するの で、設計仕様は平成2年8月23日付け2安(原規)第198号及び平成9年1月6日付け8安(原 規)第434号で認可を受けたとおりである。 当該既設設備では、起動系、運転系対数出力系、安全出力系の一部(高圧電源、対数計数 率回路、炉周期回路、対数増幅回路、線型増幅回路、積分回路)から計測制御系の核計装設 備へ信号が取り出されているが、信号の分岐箇所にて絶縁増幅器等の絶縁回路を使用し、計測 制御系の核計装設備の短絡、地絡又は断線によって安全保護系の核計装設備に影響を与える ことのないように機能的に分離されている。  なお、設計条件の変更は耐震重要度分類の上位クラスから下位クラスへの変更であるた め、耐震強度計算を改めて実施する必要はない。</p>	名 称	耐震クラス		変更前	変更後	起 動 系	A	B	運転系対数出力系	A	B	安全出力系	A	B	<p>核計装の設計条件及び設計仕様は、左記に示すとおりである。核計装に係る申請は、起動系、運転系対数出力系及び安全出力系の耐震重要度分類について設置変更許可を受けたクラスへ変更するものであり、その他の変更がないことから原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
耐震重要度分類	安全保護系の核計装設備 (起動系、運転系対数出力系、安全出力系)	Bクラス																				
	Bクラス以外の核計装設備 (運転系線型出力系)	Cクラス																				
名 称	耐震クラス																					
	変更前	変更後																				
起 動 系	A	B																				
運転系対数出力系	A	B																				
安全出力系	A	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

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
	<p>(3) 運転系線型出力系                      運転系線型出力系については、既設のものをそのまま使用するの、設計仕様及び構造は平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p> <p>(4) 盤                      核計装盤については、既設のものをそのまま使用するの、設計仕様及び構造は平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</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

設置変更許可申請書		設工認申請書	整合性												
(1) 最大給水制限スイッチ		<p>第2編 計測制御系統施設のうちII. その他の主要な計装</p> <p>(1) 最大給水制限スイッチ</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 最大給水制限スイッチ、給水停止スイッチ、排水開始スイッチ（新設）</p> <table border="1" data-bbox="1075 411 1624 651"> <thead> <tr> <th>名 称</th> <th>最大給水制限スイッチ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>機器種別</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>設定範囲</td> <td>0～1450 mm</td> </tr> <tr> <td>検出精度</td> <td>±1.5 mm 以内</td> </tr> <tr> <td>水面検知素子</td> <td>2系統</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(1) 最大給水制限スイッチ、給水停止スイッチ、排水開始スイッチ（新設）</p> <p>最大給水制限スイッチは、安全保護動作に必要な系として、炉心タンクの水位異常を検知し、スクラム信号を発するために設ける。最大給水制限スイッチは、排水開始スイッチの機能とあいまって、臨界超過水位を最大過剰反応度に相当する水位以下に制限することにより、最大過剰反応度を担保する。</p> <p>最大給水制限スイッチは、図-2. II. 2に示すとおり、ボールねじ式の駆動装置により上下駆動されるスイッチロッドの先端に2系統のフロート式水面検知素子を装備した設計とする。</p> <p>水面検知素子の設定位置は、駆動装置に設けた2系統のアブソコーダにより検出し、駆動装置による位置設定は制御室から遠隔操作できる設計とする。外部電源が利用できない場合においても所定の安全機能を達成できるよう、独立性を有する2系統の無停電電源装置から2系統の水面検知回路に系統区分毎に給電する。なお、安全保護回路を構成するチャンネルの分離に関しては、第2編 III. 安全保護回路で示す。</p> <p>最大給水制限スイッチ駆動装置は、移動支持架台（第1編 IIIの図-1. III. 5(6)～(7)に構造を示す。）にボルトで固定される。</p> <p>最大給水制限スイッチの設計仕様を以下に示す。</p>	名 称	最大給水制限スイッチ	機器種別	—	耐震クラス	B	設定範囲	0～1450 mm	検出精度	±1.5 mm 以内	水面検知素子	2系統	<p>最大給水制限スイッチの設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
名 称	最大給水制限スイッチ														
機器種別	—														
耐震クラス	B														
設定範囲	0～1450 mm														
検出精度	±1.5 mm 以内														
水面検知素子	2系統														
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心タンクの水位異常を検知し、スクラム信号を発するための最大給水制限スイッチを設ける。</li> <li>給水停止スイッチの上方に設定する最大給水制限スイッチの上限位置は、最大過剰反応度が0.8ドルに相当する水位以下に制限されるよう設定する。したがって、給水停止スイッチの故障、給水及び水面検出に伴う不確定性を考慮しても、排水開始スイッチの機能とあいまって、最大給水制限スイッチにより、臨界超過水位は最大過剰反応度に相当する水位を超えることはない。</li> <li>安全保護動作に必要な系として、駆動装置1組とガイド管に沿って上下駆動される軸先に水面を検知する独立2系統の素子（フロート式）を装備した構造とする。その駆動軸の設定位置は、独立2系統のエンコーダにより検出する。</li> <li>最大給水制限スイッチの設定位置は、棒状燃料有効長下端を基点として1450mmを上限とする。</li> <li>水面検知回路は、系の遮断時には、原子炉停止系を自動的に作動させるフェイルセーフ回路構成するとともに、商用電源喪失時にもその安全保護機能を維持することができるように、無停電電源装置からチャンネルごとに独立して給電する。</li> </ul>														
耐震重要度分類	Bクラス														

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																														
	<table border="1" data-bbox="1137 240 1738 732"> <thead> <tr> <th data-bbox="1137 240 1420 280">名 称</th> <th colspan="2" data-bbox="1420 240 1738 280">最大給水制限スイッチ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1137 280 1420 320">型 式</td> <td colspan="2" data-bbox="1420 280 1738 320">ボールねじ駆動型フロート式</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1137 320 1420 360">駆動長さ</td> <td colspan="2" data-bbox="1420 320 1738 360">1900 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1137 360 1420 400">設定範囲</td> <td colspan="2" data-bbox="1420 360 1738 400">0～1450 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1137 400 1420 440">検出精度</td> <td colspan="2" data-bbox="1420 400 1738 440">±1.5 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1137 440 1200 579" rowspan="3">主要 寸法</td> <td data-bbox="1200 440 1420 480">縦</td> <td data-bbox="1420 440 1738 480">183 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1200 480 1420 520">横</td> <td data-bbox="1420 480 1738 520">253 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1200 520 1420 579">高さ</td> <td data-bbox="1420 520 1738 579">2581 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1137 579 1200 655">主要 材料</td> <td data-bbox="1200 579 1420 655">駆動装置フレーム</td> <td data-bbox="1420 579 1738 655">SUS304</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1137 655 1200 732" rowspan="2">基数</td> <td data-bbox="1200 655 1420 695">駆動装置</td> <td data-bbox="1420 655 1738 695">1基</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1200 695 1420 732">フロート式素子</td> <td data-bbox="1420 695 1738 732">2個</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1048 738 1872 831">なお、フロート式素子の主要材料については、STACYの昇温実験（減速材及び反射材温度70℃以下）を考慮しても、その機能を発揮することができる金属（ステンレス鋼、アルミニウム等）とする。ケーブルについては、難燃性のケーブル（IEEE383相当）を用いる。</p>	名 称	最大給水制限スイッチ		型 式	ボールねじ駆動型フロート式		駆動長さ	1900 mm		設定範囲	0～1450 mm		検出精度	±1.5 mm		主要 寸法	縦	183 mm	横	253 mm	高さ	2581 mm	主要 材料	駆動装置フレーム	SUS304	基数	駆動装置	1基	フロート式素子	2個	
名 称	最大給水制限スイッチ																															
型 式	ボールねじ駆動型フロート式																															
駆動長さ	1900 mm																															
設定範囲	0～1450 mm																															
検出精度	±1.5 mm																															
主要 寸法	縦	183 mm																														
	横	253 mm																														
	高さ	2581 mm																														
主要 材料	駆動装置フレーム	SUS304																														
基数	駆動装置	1基																														
	フロート式素子	2個																														

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																
<p>(2) 給水停止スイッチ</p> <table border="1" data-bbox="152 276 952 587"> <tr> <td data-bbox="152 276 367 552">基本仕様</td> <td data-bbox="367 276 952 552"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・段階的な給水による臨界近接手順を確実なものとするため、給水停止スイッチを設ける。</li> <li>・給水停止スイッチは、通常運転に必要な系として、駆動装置1組とガイド管に沿って上下駆動される軸先に水面を検知する素子（フロート式）を装備した構造とする。その駆動軸の設定位置は、独立2系統のエンコーダにより検出する。</li> <li>・給水停止スイッチの設定範囲は、棒状燃料有効長下端を基点として0～1400mmとする。</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 552 367 587">耐震重要度分類</td> <td data-bbox="367 552 952 587">Bクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>・段階的な給水による臨界近接手順を確実なものとするため、給水停止スイッチを設ける。</li> <li>・給水停止スイッチは、通常運転に必要な系として、駆動装置1組とガイド管に沿って上下駆動される軸先に水面を検知する素子（フロート式）を装備した構造とする。その駆動軸の設定位置は、独立2系統のエンコーダにより検出する。</li> <li>・給水停止スイッチの設定範囲は、棒状燃料有効長下端を基点として0～1400mmとする。</li> </ul>	耐震重要度分類	Bクラス	<p>第2編 計測制御系統施設のうちII. その他の主要な計装</p> <p>(2) 給水停止スイッチ</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 最大給水制限スイッチ、給水停止スイッチ、排水開始スイッチ（新設）</p> <table border="1" data-bbox="1077 411 1626 651"> <tr> <td>名 称</td> <td>給水停止スイッチ</td> </tr> <tr> <td>機器種別</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>設定範囲</td> <td>0～1400 mm</td> </tr> <tr> <td>検出精度</td> <td>±1.5 mm 以内</td> </tr> <tr> <td>水面検知素子</td> <td>2系統</td> </tr> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(1) 最大給水制限スイッチ、給水停止スイッチ、排水開始スイッチ（新設）</p> <p>給水停止スイッチは、通常運転時に必要な系として、炉心タンクへの段階的な給水による臨界近接手順を確実なものとするために設ける。一方、排水開始スイッチは、地震等による水面揺動に伴う反応度変化を静定するために必要な系として、水面揺動により水位が給水停止スイッチの設定水位を超えたことを検知し、炉心タンク内の軽水を排水させるために設ける。</p> <p>給水停止スイッチ及び排水開始スイッチは、図-2. II. 3に示すとおり、ボールねじ式の駆動装置により上下駆動されるスイッチロッドの先端に、2系統の給水停止用フロート式水面検知素子、その上方に1系統の排水開始用水面検知素子を装備した設計とする。</p> <p>水面検知素子の設定位置は、駆動装置に設けた2系統のアプソコーダにより検出し、駆動装置による位置設定は制御室から遠隔操作できる設計とする。</p> <p>給水停止スイッチ駆動装置は、移動支持架台（第1編 IIIの図-1. III. 5(6)～(7)に構造を示す。）にボルトで固定される。</p> <p>給水停止スイッチ及び排水開始スイッチの設計仕様を以下に示す。</p>	名 称	給水停止スイッチ	機器種別	—	耐震クラス	B	設定範囲	0～1400 mm	検出精度	±1.5 mm 以内	水面検知素子	2系統	<p>給水停止スイッチの設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>・段階的な給水による臨界近接手順を確実なものとするため、給水停止スイッチを設ける。</li> <li>・給水停止スイッチは、通常運転に必要な系として、駆動装置1組とガイド管に沿って上下駆動される軸先に水面を検知する素子（フロート式）を装備した構造とする。その駆動軸の設定位置は、独立2系統のエンコーダにより検出する。</li> <li>・給水停止スイッチの設定範囲は、棒状燃料有効長下端を基点として0～1400mmとする。</li> </ul>																	
耐震重要度分類	Bクラス																	
名 称	給水停止スイッチ																	
機器種別	—																	
耐震クラス	B																	
設定範囲	0～1400 mm																	
検出精度	±1.5 mm 以内																	
水面検知素子	2系統																	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																														
	<table border="1" data-bbox="1077 205 1677 750"> <tr> <td>名 称</td> <td colspan="2">給水停止スイッチ</td> </tr> <tr> <td>型 式</td> <td colspan="2">ボールねじ駆動型フロート式</td> </tr> <tr> <td>駆動長さ</td> <td colspan="2">1900 mm</td> </tr> <tr> <td>設定範囲</td> <td colspan="2">0～1400 mm</td> </tr> <tr> <td>検出精度</td> <td colspan="2">±1.5 mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">主要寸法</td> <td>縦</td> <td>183 mm</td> </tr> <tr> <td>横</td> <td>253 mm</td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td>2581 mm</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>駆動装置フレーム</td> <td>SUS304</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">基数</td> <td>駆動装置</td> <td>1基</td> </tr> <tr> <td>フロート式素子</td> <td>2個</td> </tr> </table> <p data-bbox="1048 790 1877 882">なお、フロート式素子の主要材料については、STACYの昇温実験（減速材及び反射材温度70℃以下）を考慮しても、その機能を発揮することができる金属（ステンレス鋼、アルミニウム等）とする。ケーブルについては、難燃性のケーブル（IEEE383相当）を用いる。</p>	名 称	給水停止スイッチ		型 式	ボールねじ駆動型フロート式		駆動長さ	1900 mm		設定範囲	0～1400 mm		検出精度	±1.5 mm		主要寸法	縦	183 mm	横	253 mm	高さ	2581 mm	主要材料	駆動装置フレーム	SUS304	基数	駆動装置	1基	フロート式素子	2個	
名 称	給水停止スイッチ																															
型 式	ボールねじ駆動型フロート式																															
駆動長さ	1900 mm																															
設定範囲	0～1400 mm																															
検出精度	±1.5 mm																															
主要寸法	縦	183 mm																														
	横	253 mm																														
	高さ	2581 mm																														
主要材料	駆動装置フレーム	SUS304																														
基数	駆動装置	1基																														
	フロート式素子	2個																														

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																
<p>(3) 排水開始スイッチ</p> <table border="1" data-bbox="152 274 952 550"> <tr> <td data-bbox="152 274 365 515">基本仕様</td> <td data-bbox="365 274 952 515"> <ul style="list-style-type: none"> <li>地震等による水面揺動に伴う反応度変化を静定するために必要な系として、水面揺動により水位が給水停止スイッチの設定水位を超えたことを検知し、炉心タンク内の軽水を排水させるために設ける。</li> <li>給水停止スイッチの駆動軸に装備され、その水面検出素子（排水開始素子1組、フロート式）は、給水停止素子の上方に固定する。</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 515 365 550">耐震重要度分類</td> <td data-bbox="365 515 952 550">Bクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震等による水面揺動に伴う反応度変化を静定するために必要な系として、水面揺動により水位が給水停止スイッチの設定水位を超えたことを検知し、炉心タンク内の軽水を排水させるために設ける。</li> <li>給水停止スイッチの駆動軸に装備され、その水面検出素子（排水開始素子1組、フロート式）は、給水停止素子の上方に固定する。</li> </ul>	耐震重要度分類	Bクラス	<p>第2編 計測制御系統施設のうちII. その他の主要な計装</p> <p>(3) 排水開始スイッチ</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 最大給水制限スイッチ、給水停止スイッチ、排水開始スイッチ（新設）</p> <table border="1" data-bbox="1077 411 1626 651"> <tr> <td>名 称</td> <td>排水開始スイッチ*1</td> </tr> <tr> <td>機器種別</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>設定範囲</td> <td>給水停止 +7 mm以下*2</td> </tr> <tr> <td>検出精度</td> <td>±1.5 mm 以内</td> </tr> <tr> <td>水面検知素子</td> <td>1系統</td> </tr> </table> <p>*1：排水開始スイッチは給水停止スイッチの駆動軸に装備される。</p> <p>*2：排水開始素子の高さ位置は、ねじ等によって調整され、給水停止素子の作動点から上方7mm以内に設定される。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(1) 最大給水制限スイッチ、給水停止スイッチ、排水開始スイッチ（新設）</p> <p>給水停止スイッチは、通常運転時に必要な系として、炉心タンクへの段階的な給水による臨界近接手順を確実なものとするために設ける。一方、排水開始スイッチは、地震等による水面揺動に伴う反応度変化を静定するために必要な系として、水面揺動により水位が給水停止スイッチの設定水位を超えたことを検知し、炉心タンク内の軽水を排水させるために設ける。</p> <p>給水停止スイッチ及び排水開始スイッチは、図-2. II. 3に示すとおり、ボールねじ式の駆動装置により上下駆動されるスイッチロッドの先端に、2系統の給水停止用フロート式水面検知素子、その上方に1系統の排水開始用水面検知素子を装備した設計とする。</p> <p>水面検知素子の設定位置は、2系統のアブソコーダにより検出し、駆動装置による位置設定は制御室から遠隔操作できる設計とする。</p> <p>給水停止スイッチ駆動装置は、移動支持架台（第1編 IIIの図-1. III. 5(6)～(7)に構造を示す。）にボルトで固定される。</p> <p>給水停止スイッチ及び排水開始スイッチの設計仕様を以下に示す。</p>	名 称	排水開始スイッチ*1	機器種別	—	耐震クラス	B	設定範囲	給水停止 +7 mm以下*2	検出精度	±1.5 mm 以内	水面検知素子	1系統	<p>排水開始スイッチの設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震等による水面揺動に伴う反応度変化を静定するために必要な系として、水面揺動により水位が給水停止スイッチの設定水位を超えたことを検知し、炉心タンク内の軽水を排水させるために設ける。</li> <li>給水停止スイッチの駆動軸に装備され、その水面検出素子（排水開始素子1組、フロート式）は、給水停止素子の上方に固定する。</li> </ul>																	
耐震重要度分類	Bクラス																	
名 称	排水開始スイッチ*1																	
機器種別	—																	
耐震クラス	B																	
設定範囲	給水停止 +7 mm以下*2																	
検出精度	±1.5 mm 以内																	
水面検知素子	1系統																	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性												
	<table border="1" data-bbox="1077 209 1677 363"> <tr> <td colspan="2">名 称</td> <td>排水開始スイッチ* 1</td> </tr> <tr> <td colspan="2">設定範囲</td> <td>給水停止 +7 mm以下* 2</td> </tr> <tr> <td colspan="2">検出精度</td> <td>±1.5 mm</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>フロート式素子</td> <td>1個</td> </tr> </table> <p data-bbox="1048 400 1877 496">なお、フロート式素子の主要材料は、STACYの昇温実験（減速材及び反射材温度70℃以下）を考慮しても、その機能を発揮することができる金属（ステンレス鋼、アルミニウム等）とする。</p> <p data-bbox="1070 504 1693 528">* 1：排水開始スイッチは、給水停止スイッチの駆動軸に装備される。</p> <p data-bbox="1070 536 1877 600">* 2：排水開始素子の高さ位置は、ねじ等によって調整され、給水停止素子の作動点から上方7mm以内に設定される。</p>	名 称		排水開始スイッチ* 1	設定範囲		給水停止 +7 mm以下* 2	検出精度		±1.5 mm	基数	フロート式素子	1個	
名 称		排水開始スイッチ* 1												
設定範囲		給水停止 +7 mm以下* 2												
検出精度		±1.5 mm												
基数	フロート式素子	1個												

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																																																					
<p>(4.1) サーボ型水位計</p> <table border="1" data-bbox="152 274 952 448"> <tr> <td>基本仕様</td> <td>・サーボ型水位計は、炉心タンクと連通しており、水位の変化を連続的に計測する。 ・計測範囲は、棒状燃料の有効長下端を基点として約-100～約1500mmとする。</td> </tr> <tr> <td>耐震重要度分類</td> <td>Cクラス</td> </tr> </table> <p>(4.2) 高速流量計及び低速流量計</p> <table border="1" data-bbox="152 550 952 655"> <tr> <td>基本仕様</td> <td>・給水流量を監視するため、高速給水系及び低速給水系のそれぞれに流量計を設ける。</td> </tr> <tr> <td>耐震重要度分類</td> <td>Cクラス</td> </tr> </table> <p>(4.3) 炉心温度計</p> <table border="1" data-bbox="152 758 952 831"> <tr> <td>基本仕様</td> <td>・炉心タンクの軽水の温度を監視する温度計を設ける。</td> </tr> <tr> <td>耐震重要度分類</td> <td>Cクラス</td> </tr> </table> <p>(4.4) ダンプ槽温度計</p> <table border="1" data-bbox="152 933 952 1007"> <tr> <td>基本仕様</td> <td>・ダンプ槽の水温を監視する温度計を設ける。</td> </tr> <tr> <td>耐震重要度分類</td> <td>Cクラス</td> </tr> </table> <p>(4.5) ダンプ槽電導度計</p> <table border="1" data-bbox="152 1109 952 1182"> <tr> <td>基本仕様</td> <td>・ダンプ槽の軽水の純度を監視する電導度計を設ける。</td> </tr> <tr> <td>耐震重要度分類</td> <td>Cクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	・サーボ型水位計は、炉心タンクと連通しており、水位の変化を連続的に計測する。 ・計測範囲は、棒状燃料の有効長下端を基点として約-100～約1500mmとする。	耐震重要度分類	Cクラス	基本仕様	・給水流量を監視するため、高速給水系及び低速給水系のそれぞれに流量計を設ける。	耐震重要度分類	Cクラス	基本仕様	・炉心タンクの軽水の温度を監視する温度計を設ける。	耐震重要度分類	Cクラス	基本仕様	・ダンプ槽の水温を監視する温度計を設ける。	耐震重要度分類	Cクラス	基本仕様	・ダンプ槽の軽水の純度を監視する電導度計を設ける。	耐震重要度分類	Cクラス	<p>第2編 計測制御系統施設のうちII. その他の主要な計装</p> <p>(4) その他の主要な計装（サーボ型水位計、高速流量計、低速流量計、炉心温度計、ダンプ槽温度計及びダンプ槽電導度計）</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(2) 最大給水制限スイッチ、給水停止スイッチ、排水開始スイッチ以外のその他の主要な計装（新設）</p> <table border="1" data-bbox="1077 445 1718 692"> <thead> <tr> <th>名 称</th> <th>耐震クラス</th> <th>使用範囲</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サーボ型水位計</td> <td>C</td> <td>0～1400 mm</td> </tr> <tr> <td>高 速 流 量 計</td> <td>C</td> <td>0～380 ℓ/min</td> </tr> <tr> <td>低 速 流 量 計</td> <td>C</td> <td>0～150 ℓ/min</td> </tr> <tr> <td>炉 心 温 度 計</td> <td>C</td> <td>常温～80 ℃</td> </tr> <tr> <td>ダンプ槽温度計</td> <td>C</td> <td>常温～80 ℃</td> </tr> <tr> <td>ダンプ槽電導度計</td> <td>C</td> <td>0～100 μ S/cm</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(2) 最大給水制限スイッチ、給水停止スイッチ、排水開始スイッチ以外のその他の主要な計装（新設）</p> <p>新設するその他の主要な計装の設計仕様を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1077 895 1859 1347"> <thead> <tr> <th>名 称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>系統数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サーボ型水位計</td> <td>差動トランス変位計</td> <td>-100～1500 mm (検出精度※：±1.5 mm)</td> <td>1系統</td> </tr> <tr> <td>高 速 流 量 計</td> <td>超音波流量計</td> <td>0～500 ℓ/min (検出精度※：±20 ℓ /min)</td> <td>1系統</td> </tr> <tr> <td>低 速 流 量 計</td> <td>超音波流量計</td> <td>0～200 ℓ/min (検出精度※：±10 ℓ /min)</td> <td>1系統</td> </tr> <tr> <td>炉 心 温 度 計</td> <td>測温抵抗体</td> <td>0～100 ℃ (検出精度※：±1 ℃)</td> <td>2系統</td> </tr> <tr> <td>ダンプ槽温度計</td> <td>測温抵抗体</td> <td>0～100 ℃ (検出精度※：±1 ℃)</td> <td>2系統</td> </tr> <tr> <td>ダンプ槽電導度計</td> <td>導電率検出器</td> <td>0～100 μ S/cm (検出精度※：±5 μ S/cm)</td> <td>1系統</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：検出器単体精度の参考値である。</p>	名 称	耐震クラス	使用範囲	サーボ型水位計	C	0～1400 mm	高 速 流 量 計	C	0～380 ℓ/min	低 速 流 量 計	C	0～150 ℓ/min	炉 心 温 度 計	C	常温～80 ℃	ダンプ槽温度計	C	常温～80 ℃	ダンプ槽電導度計	C	0～100 μ S/cm	名 称	検出器の種類	計測範囲	系統数	サーボ型水位計	差動トランス変位計	-100～1500 mm (検出精度※：±1.5 mm)	1系統	高 速 流 量 計	超音波流量計	0～500 ℓ/min (検出精度※：±20 ℓ /min)	1系統	低 速 流 量 計	超音波流量計	0～200 ℓ/min (検出精度※：±10 ℓ /min)	1系統	炉 心 温 度 計	測温抵抗体	0～100 ℃ (検出精度※：±1 ℃)	2系統	ダンプ槽温度計	測温抵抗体	0～100 ℃ (検出精度※：±1 ℃)	2系統	ダンプ槽電導度計	導電率検出器	0～100 μ S/cm (検出精度※：±5 μ S/cm)	1系統	<p>その他の主要な計装の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	・サーボ型水位計は、炉心タンクと連通しており、水位の変化を連続的に計測する。 ・計測範囲は、棒状燃料の有効長下端を基点として約-100～約1500mmとする。																																																																						
耐震重要度分類	Cクラス																																																																						
基本仕様	・給水流量を監視するため、高速給水系及び低速給水系のそれぞれに流量計を設ける。																																																																						
耐震重要度分類	Cクラス																																																																						
基本仕様	・炉心タンクの軽水の温度を監視する温度計を設ける。																																																																						
耐震重要度分類	Cクラス																																																																						
基本仕様	・ダンプ槽の水温を監視する温度計を設ける。																																																																						
耐震重要度分類	Cクラス																																																																						
基本仕様	・ダンプ槽の軽水の純度を監視する電導度計を設ける。																																																																						
耐震重要度分類	Cクラス																																																																						
名 称	耐震クラス	使用範囲																																																																					
サーボ型水位計	C	0～1400 mm																																																																					
高 速 流 量 計	C	0～380 ℓ/min																																																																					
低 速 流 量 計	C	0～150 ℓ/min																																																																					
炉 心 温 度 計	C	常温～80 ℃																																																																					
ダンプ槽温度計	C	常温～80 ℃																																																																					
ダンプ槽電導度計	C	0～100 μ S/cm																																																																					
名 称	検出器の種類	計測範囲	系統数																																																																				
サーボ型水位計	差動トランス変位計	-100～1500 mm (検出精度※：±1.5 mm)	1系統																																																																				
高 速 流 量 計	超音波流量計	0～500 ℓ/min (検出精度※：±20 ℓ /min)	1系統																																																																				
低 速 流 量 計	超音波流量計	0～200 ℓ/min (検出精度※：±10 ℓ /min)	1系統																																																																				
炉 心 温 度 計	測温抵抗体	0～100 ℃ (検出精度※：±1 ℃)	2系統																																																																				
ダンプ槽温度計	測温抵抗体	0～100 ℃ (検出精度※：±1 ℃)	2系統																																																																				
ダンプ槽電導度計	導電率検出器	0～100 μ S/cm (検出精度※：±5 μ S/cm)	1系統																																																																				

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																												
<p>(5) 監視操作盤</p> <table border="1" data-bbox="152 274 954 450"> <tr> <td data-bbox="152 274 367 411">基本仕様</td> <td data-bbox="367 274 954 411">・制御室には、STACY施設の現場制御盤等から送られてくる安全上重要なパラメータを監視し、必要な場合にSTACY施設内の設備を停止させる等の操作を行うための監視操作設備を集中して設置する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 411 367 450">耐震重要度分類</td> <td data-bbox="367 411 954 450">Bクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	・制御室には、STACY施設の現場制御盤等から送られてくる安全上重要なパラメータを監視し、必要な場合にSTACY施設内の設備を停止させる等の操作を行うための監視操作設備を集中して設置する。	耐震重要度分類	Bクラス	<p>第2編 計測制御系統施設のうちII. その他の主要な計装</p> <p>(5) 監視操作盤</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(3) 監視操作盤</p> <p>監視操作盤の耐震重要度分類の変更内容は、以下のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1084 443 1724 552"> <thead> <tr> <th rowspan="2">名 称</th> <th colspan="2">耐震クラス</th> </tr> <tr> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>監視操作盤</td> <td>A</td> <td>B</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(3) 監視操作盤</p> <p>改造は、既設の監視操作盤の筐体をそのまま使用し、新設する計測制御系統施設及び可動装荷物駆動装置の操作、監視、指示等に用いる盤面及び盤内器具の交換又は新設を行うものである。そのため、監視操作盤の設計仕様は、平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で認可を受けたとおりであり、以下に示す。</p> <p>なお、設計条件の変更は耐震重要度分類の上位クラスから下位クラスへの変更であるため、耐震強度計算を改めて実施する必要はない。</p> <table border="1" data-bbox="1070 890 1662 1104"> <thead> <tr> <th colspan="2">名 称</th> <th>監視操作盤</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">型 式</td> <td>コントロールデスク型</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">主要寸法</td> <td>幅</td> <td>3000 mm</td> </tr> <tr> <td>奥行</td> <td>650 mm</td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td>1346 mm</td> </tr> <tr> <td colspan="2">基 数</td> <td>1 基</td> </tr> </tbody> </table>	名 称	耐震クラス		変更前	変更後	監視操作盤	A	B	名 称		監視操作盤	型 式		コントロールデスク型	主要寸法	幅	3000 mm	奥行	650 mm	高さ	1346 mm	基 数		1 基	<p>監視操作盤の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	・制御室には、STACY施設の現場制御盤等から送られてくる安全上重要なパラメータを監視し、必要な場合にSTACY施設内の設備を停止させる等の操作を行うための監視操作設備を集中して設置する。																													
耐震重要度分類	Bクラス																													
名 称	耐震クラス																													
	変更前	変更後																												
監視操作盤	A	B																												
名 称		監視操作盤																												
型 式		コントロールデスク型																												
主要寸法	幅	3000 mm																												
	奥行	650 mm																												
	高さ	1346 mm																												
基 数		1 基																												

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性								
<p>(6) モニタ盤</p> <table border="1" data-bbox="152 276 954 413"> <tr> <td data-bbox="152 276 365 413">基本仕様</td> <td data-bbox="365 276 954 413">                     ・制御室には、STACY施設の現場制御盤等から送られてくる安全上重要なパラメータを監視し、必要な場合にSTACY施設内の設備を停止させる等の操作を行うための監視操作設備を集中して設置する。                 </td> </tr> </table>	基本仕様	・制御室には、STACY施設の現場制御盤等から送られてくる安全上重要なパラメータを監視し、必要な場合にSTACY施設内の設備を停止させる等の操作を行うための監視操作設備を集中して設置する。	<p>第2編 計測制御系統施設のうちII. その他の主要な計装</p> <p>(6) モニタ盤</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(4) モニタ盤</p> <p>モニタ盤の設計条件は、平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で認可を受けたとおりである。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(4) モニタ盤</p> <p>改造は、既設のモニタ盤の筐体をそのまま使用し、新設する計測制御系統施設の監視、指示、記録等に用いる盤面及び盤内器具の交換又は新設を行うものである。そのため、モニタ盤の設計仕様は、平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で認可を受けたとおりであり、以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1115 719 1704 823"> <tr> <td>名 称</td> <td>モニタ盤</td> </tr> <tr> <td>型 式</td> <td>垂直自立型</td> </tr> <tr> <td>基 数</td> <td>1 基</td> </tr> </table>	名 称	モニタ盤	型 式	垂直自立型	基 数	1 基	<p>モニタ盤の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	・制御室には、STACY施設の現場制御盤等から送られてくる安全上重要なパラメータを監視し、必要な場合にSTACY施設内の設備を停止させる等の操作を行うための監視操作設備を集中して設置する。									
名 称	モニタ盤									
型 式	垂直自立型									
基 数	1 基									

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書		設工認申請書	整合性		
<p>(7) 炉室(S)放射線量率計、炉下室(S)放射線量率計、炉室線量率計盤</p> <table border="1" data-bbox="152 274 952 411"> <tr> <td>基本仕様</td> <td> <p>・炉室(S)及び炉下室(S)には、室内の放射線線量率を計測するための放射線線量率計を設け、監視、記録するとともに、線量率が高いときは、それぞれの遮蔽扉が開かないようにするための信号を発する。</p> </td> </tr> </table>		基本仕様	<p>・炉室(S)及び炉下室(S)には、室内の放射線線量率を計測するための放射線線量率計を設け、監視、記録するとともに、線量率が高いときは、それぞれの遮蔽扉が開かないようにするための信号を発する。</p>	<p>第2編 計測制御系統施設のうちII. その他の主要な計装</p> <p>(7) 炉室(S)放射線量率計、炉下室(S)放射線量率計、炉室線量率計盤</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(5) 炉室(S)放射線量率計</p> <p>炉室(S)放射線量率計の設計条件は、平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p> <p>(6) 炉下室(S)放射線量率計</p> <p>炉下室(S)放射線量率計の設計条件は、平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p> <p>(7) 炉室線量率計盤</p> <p>炉室線量率計盤の設計条件は、平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(5) 炉室(S)放射線量率計</p> <p>炉室(S)放射線量率計については、既設のものをそのまま使用するので、設計仕様及び構造は平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p> <p>(6) 炉下室(S)放射線量率計</p> <p>炉下室(S)放射線量率計については、既設のものをそのまま使用するので、設計仕様及び構造は平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p> <p>(7) 炉室線量率計盤</p> <p>炉室線量率計盤については、既設のものをそのまま使用するので、設計仕様及び構造は平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で設計及び工事の方法の認可を受けたとおりである。</p>	<p>炉室(S)放射線量率計、炉下室(S)放射線量率計及び炉室線量率計盤は、設計条件及び設計仕様の変更はなく、既設のものをそのまま使用することから原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<p>・炉室(S)及び炉下室(S)には、室内の放射線線量率を計測するための放射線線量率計を設け、監視、記録するとともに、線量率が高いときは、それぞれの遮蔽扉が開かないようにするための信号を発する。</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

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																										
<p>(1) 安全保護回路</p> <table border="1" data-bbox="152 276 952 994"> <tr> <td data-bbox="152 276 367 959">基本仕様</td> <td data-bbox="367 276 952 959"> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全保護回路は、安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備、地震動を早期検知するための地震感知器等からの信号によりスクラム信号を発生し、このスクラム信号で安全板及び急速排水弁のスクラム遮断器を開放する。スクラム遮断器の開放により、安全板は重力で炉心タンクへ挿入され、急速排水弁はスプリング反力で開き軽水を排出する。安全保護回路のスクラム条件を第1表に示す。</li> <li>安全保護回路のうち安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備から信号を受けて動作する回路は、各チャンネルの単一故障、外的要因による単一破損等が発生しても安全保護機能を喪失しないよう 1 out of 2 の2チャンネル構成とし、電源供給も含めて電氣的にも機械的にもチャンネル相互を分離する。また、安全保護回路は、運転時励磁の回路とし、系の遮断があってもSTACYを停止させるとともに、商用電源喪失時にもその安全保護機能を維持することができるように、無停電電源装置から給電する。</li> <li>安全保護回路のうち安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備の主要なケーブルは、原則として難燃性ケーブルとする。また、外的要因による破損を防止するために電線管等で保護する。</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 959 367 994">耐震重要度分類</td> <td data-bbox="367 959 952 994">Bクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全保護回路は、安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備、地震動を早期検知するための地震感知器等からの信号によりスクラム信号を発生し、このスクラム信号で安全板及び急速排水弁のスクラム遮断器を開放する。スクラム遮断器の開放により、安全板は重力で炉心タンクへ挿入され、急速排水弁はスプリング反力で開き軽水を排出する。安全保護回路のスクラム条件を第1表に示す。</li> <li>安全保護回路のうち安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備から信号を受けて動作する回路は、各チャンネルの単一故障、外的要因による単一破損等が発生しても安全保護機能を喪失しないよう 1 out of 2 の2チャンネル構成とし、電源供給も含めて電氣的にも機械的にもチャンネル相互を分離する。また、安全保護回路は、運転時励磁の回路とし、系の遮断があってもSTACYを停止させるとともに、商用電源喪失時にもその安全保護機能を維持することができるように、無停電電源装置から給電する。</li> <li>安全保護回路のうち安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備の主要なケーブルは、原則として難燃性ケーブルとする。また、外的要因による破損を防止するために電線管等で保護する。</li> </ul>	耐震重要度分類	Bクラス	<p>第2編 計測制御系統施設のうちⅢ. 安全保護回路</p> <p>(1) 安全保護回路</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 原子炉停止回路</p> <p>原子炉停止回路の耐震重要度分類の変更内容は、以下のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1086 446 1659 622"> <thead> <tr> <th rowspan="2">名 称</th> <th colspan="2">耐震クラス</th> </tr> <tr> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止回路</td> <td>A</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>安全保護系盤</td> <td>A</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>スクラム遮断器盤</td> <td>A</td> <td>B</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) その他の主要な安全保護回路</p> <p>その他の主要な安全保護回路の耐震重要度分類の変更内容は、以下のとおりである。</p> <p>なお、TRACYの廃止措置移行に伴い同時運転禁止回路の記載を削除する。</p> <table border="1" data-bbox="1086 794 1659 898"> <thead> <tr> <th rowspan="2">名 称</th> <th colspan="2">耐震クラス</th> </tr> <tr> <th>変更前</th> <th>変更後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主 電 源 盤<sup>※1</sup></td> <td>A</td> <td>B</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：TRACYの廃止措置移行に伴い名称を「STACY/TRACY切換器盤」から変更する。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(1) 原子炉停止回路</p> <p>a) 原子炉停止回路</p> <p>改造は、図-2.Ⅲ.1に示すとおり既設の安全保護系盤内に設けられた回路をそのまま使用し、入力信号のうち既設の触針式液位計からの「炉心タンク液位高」を、新設する最大給水制限スイッチからの「炉心タンク水位高」に変更するものである。改造後の原子炉停止回路の設計仕様を以下に示す。(太枠部が変更箇所)</p> <p>最大給水制限スイッチ(水面検知素子2系統)からの信号ケーブルは、分離独立して制御室の各安全保護系盤に導く。なお、検出器から炉室(S)内の各中継箱までのケーブルは新設し、以降の安全保護系盤までのケーブルは既設をそのまま使用する。</p>	名 称	耐震クラス		変更前	変更後	原子炉停止回路	A	B	安全保護系盤	A	B	スクラム遮断器盤	A	B	名 称	耐震クラス		変更前	変更後	主 電 源 盤 <sup>※1</sup>	A	B	<p>安全保護回路の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全保護回路は、安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備、地震動を早期検知するための地震感知器等からの信号によりスクラム信号を発生し、このスクラム信号で安全板及び急速排水弁のスクラム遮断器を開放する。スクラム遮断器の開放により、安全板は重力で炉心タンクへ挿入され、急速排水弁はスプリング反力で開き軽水を排出する。安全保護回路のスクラム条件を第1表に示す。</li> <li>安全保護回路のうち安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備から信号を受けて動作する回路は、各チャンネルの単一故障、外的要因による単一破損等が発生しても安全保護機能を喪失しないよう 1 out of 2 の2チャンネル構成とし、電源供給も含めて電氣的にも機械的にもチャンネル相互を分離する。また、安全保護回路は、運転時励磁の回路とし、系の遮断があってもSTACYを停止させるとともに、商用電源喪失時にもその安全保護機能を維持することができるように、無停電電源装置から給電する。</li> <li>安全保護回路のうち安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備の主要なケーブルは、原則として難燃性ケーブルとする。また、外的要因による破損を防止するために電線管等で保護する。</li> </ul>																											
耐震重要度分類	Bクラス																											
名 称	耐震クラス																											
	変更前	変更後																										
原子炉停止回路	A	B																										
安全保護系盤	A	B																										
スクラム遮断器盤	A	B																										
名 称	耐震クラス																											
	変更前	変更後																										
主 電 源 盤 <sup>※1</sup>	A	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

設置変更許可申請書	設工認申請書				整合性																																																																																																																													
<p>第1表 STACYのスクラム条件</p> <table border="1" data-bbox="136 456 983 879"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>作動ロジック</th> <th>検知器</th> <th>設定点</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起動系炉周期短</td> <td>1/2</td> <td>起動系中性子検出器</td> <td>5 s</td> <td></td> </tr> <tr> <td>運転系対数出力系炉周期短</td> <td>1/2</td> <td>運転系対数出力系中性子検出器</td> <td>5 s</td> <td></td> </tr> <tr> <td>安全出力系出力高</td> <td>1/2</td> <td>安全出力系中性子検出器</td> <td>200Wの110%</td> <td></td> </tr> <tr> <td>積分出力高</td> <td>1/2</td> <td>安全出力系の積分回路</td> <td>0.1 kW・h</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉心タンク水位高</td> <td>1/2</td> <td>最大給水制限スイッチ</td> <td>運転条件に従って設定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>地震加速度（水平）大</td> <td>1/2</td> <td rowspan="2">水平垂直地震感知器</td> <td>0.25 m/s<sup>2</sup></td> <td></td> </tr> <tr> <td>地震加速度（垂直）大</td> <td>1/2</td> <td>0.25 m/s<sup>2</sup></td> <td></td> </tr> <tr> <td>電源電圧低</td> <td>1/2</td> <td>非常用電源系低電圧継電器</td> <td>-10 %</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧電源電圧低</td> <td>1/2</td> <td>上記各中性子検出器の高圧電源監視回路</td> <td>-10 %</td> <td></td> </tr> <tr> <td>手動スクラム</td> <td>1/2</td> <td>手動スイッチ</td> <td>(手動)</td> <td>1動作で2回路連動</td> </tr> <tr> <td>安全スイッチ</td> <td>1/2</td> <td>安全スイッチ</td> <td>(手動)</td> <td>1動作で2回路連動</td> </tr> <tr> <td>炉室(S) 遮蔽扉開</td> <td>1/2</td> <td>遮蔽扉位置検出器</td> <td>(閉でない)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉下室(S) 遮蔽扉開</td> <td>1/2</td> <td>遮蔽扉位置検出器</td> <td>(閉でない)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>					項目	作動ロジック	検知器	設定点	備考	起動系炉周期短	1/2	起動系中性子検出器	5 s		運転系対数出力系炉周期短	1/2	運転系対数出力系中性子検出器	5 s		安全出力系出力高	1/2	安全出力系中性子検出器	200Wの110%		積分出力高	1/2	安全出力系の積分回路	0.1 kW・h		炉心タンク水位高	1/2	最大給水制限スイッチ	運転条件に従って設定		地震加速度（水平）大	1/2	水平垂直地震感知器	0.25 m/s <sup>2</sup>		地震加速度（垂直）大	1/2	0.25 m/s <sup>2</sup>		電源電圧低	1/2	非常用電源系低電圧継電器	-10 %		高圧電源電圧低	1/2	上記各中性子検出器の高圧電源監視回路	-10 %		手動スクラム	1/2	手動スイッチ	(手動)	1動作で2回路連動	安全スイッチ	1/2	安全スイッチ	(手動)	1動作で2回路連動	炉室(S) 遮蔽扉開	1/2	遮蔽扉位置検出器	(閉でない)		炉下室(S) 遮蔽扉開	1/2	遮蔽扉位置検出器	(閉でない)		<table border="1" data-bbox="1072 204 1818 975"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>作動ロジック</th> <th>検知器</th> <th>設定点</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起動系炉周期短</td> <td>1/2</td> <td>起動系中性子検出器</td> <td>5 s</td> </tr> <tr> <td>運転系対数出力系炉周期短</td> <td>1/2</td> <td>運転系対数出力系中性子検出器</td> <td>5 s</td> </tr> <tr> <td>安全出力系出力高</td> <td>1/2</td> <td>安全出力系中性子検出器</td> <td>200Wの110%</td> </tr> <tr> <td>積分出力高</td> <td>1/2</td> <td>安全出力系積分回路</td> <td>0.1 kW・h</td> </tr> <tr> <td>炉心タンク水位高</td> <td>1/2</td> <td>最大給水制限スイッチ 水面検知素子</td> <td>0～1450mm（運転条件に従って設定）</td> </tr> <tr> <td>地震加速度（水平）大</td> <td>1/2</td> <td rowspan="2">水平垂直地震感知器</td> <td>0.25 m/s<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>地震加速度（垂直）大</td> <td>1/2</td> <td>0.25 m/s<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>電源電圧低</td> <td>1/2</td> <td>非常用電源系低電圧継電器</td> <td>90V</td> </tr> <tr> <td>高圧電源電圧低</td> <td>1/2</td> <td>上記中性子検出器の高圧電源監視回路</td> <td>-10%</td> </tr> <tr> <td>手動スクラム</td> <td>1/2</td> <td>手動スイッチ</td> <td>手動（1動作で2回路連動）</td> </tr> <tr> <td>安全スイッチ</td> <td>1/2</td> <td>安全スイッチ</td> <td>手動（1動作で2回路連動）</td> </tr> <tr> <td>炉室(S) 遮蔽扉開</td> <td>1/2</td> <td>遮蔽扉位置検出器</td> <td>閉でない</td> </tr> <tr> <td>炉下室(S) 遮蔽扉開</td> <td>1/2</td> <td>遮蔽扉位置検出器</td> <td>閉でない</td> </tr> </tbody> </table>	項目	作動ロジック	検知器	設定点	起動系炉周期短	1/2	起動系中性子検出器	5 s	運転系対数出力系炉周期短	1/2	運転系対数出力系中性子検出器	5 s	安全出力系出力高	1/2	安全出力系中性子検出器	200Wの110%	積分出力高	1/2	安全出力系積分回路	0.1 kW・h	炉心タンク水位高	1/2	最大給水制限スイッチ 水面検知素子	0～1450mm（運転条件に従って設定）	地震加速度（水平）大	1/2	水平垂直地震感知器	0.25 m/s <sup>2</sup>	地震加速度（垂直）大	1/2	0.25 m/s <sup>2</sup>	電源電圧低	1/2	非常用電源系低電圧継電器	90V	高圧電源電圧低	1/2	上記中性子検出器の高圧電源監視回路	-10%	手動スクラム	1/2	手動スイッチ	手動（1動作で2回路連動）	安全スイッチ	1/2	安全スイッチ	手動（1動作で2回路連動）	炉室(S) 遮蔽扉開	1/2	遮蔽扉位置検出器	閉でない	炉下室(S) 遮蔽扉開	1/2	遮蔽扉位置検出器	閉でない	<p>原子炉停止回路（安全保護系の起動系、運転系対数出力系及び安全出力系並びに最大給水制限スイッチ系、地震感知系、安全スイッチ系、遮蔽扉位置検出系）のケーブルは、難燃性のケーブル（IEEE383相当）とし、そのケーブルを可能な限り鋼製電線管（JIS C 8305）に収めることで物理的に分離し、独立性を確保する。ただし、制御室内のケーブルは、原子炉運転中に確認が可能であり、ケーブルに異常があった場合には、手動により原子炉を停止できるため、鋼製電線管による分離は行わない。物理的に分離する範囲については、系統毎に図-2. III. 2～図-2. III. 7に示す。なお、原子炉停止回路の検知器である安全保護系の核計装の検出器、水平垂直地震感知器、非常用電源系低電圧継電器、手動スイッチ、安全スイッチ、遮蔽扉位置検出器等は既設をそのまま使用する。</p> <p>b) 安全保護系盤 既設の安全保護系盤をそのまま使用するため、設計仕様及び外形は、平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で認可を受けたとおりである。</p>
項目	作動ロジック	検知器	設定点	備考																																																																																																																														
起動系炉周期短	1/2	起動系中性子検出器	5 s																																																																																																																															
運転系対数出力系炉周期短	1/2	運転系対数出力系中性子検出器	5 s																																																																																																																															
安全出力系出力高	1/2	安全出力系中性子検出器	200Wの110%																																																																																																																															
積分出力高	1/2	安全出力系の積分回路	0.1 kW・h																																																																																																																															
炉心タンク水位高	1/2	最大給水制限スイッチ	運転条件に従って設定																																																																																																																															
地震加速度（水平）大	1/2	水平垂直地震感知器	0.25 m/s <sup>2</sup>																																																																																																																															
地震加速度（垂直）大	1/2		0.25 m/s <sup>2</sup>																																																																																																																															
電源電圧低	1/2	非常用電源系低電圧継電器	-10 %																																																																																																																															
高圧電源電圧低	1/2	上記各中性子検出器の高圧電源監視回路	-10 %																																																																																																																															
手動スクラム	1/2	手動スイッチ	(手動)	1動作で2回路連動																																																																																																																														
安全スイッチ	1/2	安全スイッチ	(手動)	1動作で2回路連動																																																																																																																														
炉室(S) 遮蔽扉開	1/2	遮蔽扉位置検出器	(閉でない)																																																																																																																															
炉下室(S) 遮蔽扉開	1/2	遮蔽扉位置検出器	(閉でない)																																																																																																																															
項目	作動ロジック	検知器	設定点																																																																																																																															
起動系炉周期短	1/2	起動系中性子検出器	5 s																																																																																																																															
運転系対数出力系炉周期短	1/2	運転系対数出力系中性子検出器	5 s																																																																																																																															
安全出力系出力高	1/2	安全出力系中性子検出器	200Wの110%																																																																																																																															
積分出力高	1/2	安全出力系積分回路	0.1 kW・h																																																																																																																															
炉心タンク水位高	1/2	最大給水制限スイッチ 水面検知素子	0～1450mm（運転条件に従って設定）																																																																																																																															
地震加速度（水平）大	1/2	水平垂直地震感知器	0.25 m/s <sup>2</sup>																																																																																																																															
地震加速度（垂直）大	1/2		0.25 m/s <sup>2</sup>																																																																																																																															
電源電圧低	1/2	非常用電源系低電圧継電器	90V																																																																																																																															
高圧電源電圧低	1/2	上記中性子検出器の高圧電源監視回路	-10%																																																																																																																															
手動スクラム	1/2	手動スイッチ	手動（1動作で2回路連動）																																																																																																																															
安全スイッチ	1/2	安全スイッチ	手動（1動作で2回路連動）																																																																																																																															
炉室(S) 遮蔽扉開	1/2	遮蔽扉位置検出器	閉でない																																																																																																																															
炉下室(S) 遮蔽扉開	1/2	遮蔽扉位置検出器	閉でない																																																																																																																															

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
	<p>なお、設計条件の変更は耐震重要度分類の上位クラスから下位クラスへの変更であるため、耐震強度計算を改めて実施する必要はない。</p> <p>c) スクラム遮断器盤 改造は、図-2. Ⅲ. 1に示すとおり既設のスクラム遮断器盤をそのまま使用し、接続機器を既設の「安全棒の電磁石」、「急速排液弁の電磁弁」及び「安全板の電磁石」から、新設する「安全板駆動装置の電磁石」及び「急速排水弁の電磁弁」に変更するものである。そのため、スクラム遮断器盤の設計仕様及び外形は、平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で認可を受けたとおりである。</p> <p>なお、設計条件の変更は耐震重要度分類の上位クラスから下位クラスへの変更であるため、耐震強度計算を改めて実施する必要はない。</p> <p>(2) その他の主要な安全保護回路 a) 主電源盤 (TRACYの廃止措置移行に伴い名称を変更) 設計条件が変更となる主電源盤については、既設をそのまま使用するので、設計仕様及び外形は平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で認可を受けたとおりである。</p> <p>なお、設計条件の変更は耐震重要度分類の上位クラスから下位クラスへの変更であるため、耐震強度計算を改めて実施する必要はない。</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

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																						
<p>(1) 制御設備 (安全板)</p> <table border="1" data-bbox="152 274 954 1066"> <tr> <td data-bbox="152 274 371 788">基本仕様</td> <td data-bbox="371 274 954 788"> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全板装置は、安全板及びその駆動装置から構成する。安全板装置は、原子炉停止系として、スクラム時に負の反応度を投入することにより、炉心を速やかに未臨界にし、かつ、未臨界を維持する機能を有する。</li> <li>安全板及びその駆動装置は、炉心構成（格子板、棒状燃料配列等）に応じたもの及び枚数を用いる。</li> <li>安全板は、運転に先立って駆動装置の電磁石に吸着させ、上限位置に待機させる。スクラム時には、スクラム信号により駆動装置の電磁石が消磁することにより、炉心タンク内に重力落下する。</li> <li>安全板は、駆動装置の電源が喪失した場合は電磁石が消磁し、炉心タンク内に重力落下するフェイルセーフの機構とする。</li> <li>安全板は、中性子吸収材（カドミウム）をステンレス鋼で被覆した板状のもので、炉心タンク内の軽水中にガイドピンに沿って挿入される。</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 788 371 823">形状</td> <td data-bbox="371 788 954 823">平板形状</td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 823 371 858">吸収材</td> <td data-bbox="371 823 954 858">カドミウム</td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 858 371 893">被覆材</td> <td data-bbox="371 858 954 893">ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 893 371 928">吸収材有効幅</td> <td data-bbox="371 893 954 928">20cm以上又は約10cm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 928 371 963">厚さ</td> <td data-bbox="371 928 954 963">約2mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 963 371 999">吸収材有効長</td> <td data-bbox="371 963 954 999">約150cm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 999 371 1034">数量</td> <td data-bbox="371 999 954 1034">2枚以上8枚以下</td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 1034 371 1066">耐震重要度分類</td> <td data-bbox="371 1034 954 1066">Bクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全板装置は、安全板及びその駆動装置から構成する。安全板装置は、原子炉停止系として、スクラム時に負の反応度を投入することにより、炉心を速やかに未臨界にし、かつ、未臨界を維持する機能を有する。</li> <li>安全板及びその駆動装置は、炉心構成（格子板、棒状燃料配列等）に応じたもの及び枚数を用いる。</li> <li>安全板は、運転に先立って駆動装置の電磁石に吸着させ、上限位置に待機させる。スクラム時には、スクラム信号により駆動装置の電磁石が消磁することにより、炉心タンク内に重力落下する。</li> <li>安全板は、駆動装置の電源が喪失した場合は電磁石が消磁し、炉心タンク内に重力落下するフェイルセーフの機構とする。</li> <li>安全板は、中性子吸収材（カドミウム）をステンレス鋼で被覆した板状のもので、炉心タンク内の軽水中にガイドピンに沿って挿入される。</li> </ul>	形状	平板形状	吸収材	カドミウム	被覆材	ステンレス鋼	吸収材有効幅	20cm以上又は約10cm	厚さ	約2mm	吸収材有効長	約150cm	数量	2枚以上8枚以下	耐震重要度分類	Bクラス	<p>第2編 計測制御系統施設のうちIV. 制御設備</p> <p>(1) 安全板</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 制御材</p> <table border="1" data-bbox="1088 376 1671 727"> <tr> <td>名 称</td> <td>安全板</td> </tr> <tr> <td>機 器 種 別</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>B※1</td> </tr> <tr> <td>吸 収 材</td> <td>カドミウム</td> </tr> <tr> <td>吸収材厚さ</td> <td>0.3 mm以上</td> </tr> <tr> <td>吸収材有効幅</td> <td>200 mm以上</td> </tr> <tr> <td>吸収材有効長</td> <td>約1500 mm</td> </tr> <tr> <td>安 全 板 幅</td> <td>約250 mm</td> </tr> <tr> <td>安 全 板 厚 さ</td> <td>約2 mm</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>80 °C</td> </tr> </table> <p>※1：安全板は、支持構造物に固定されていないため、共振するおそれはない。また、安全板の挿入性及び挿入後の未臨界維持機能は、加振試験により確認する。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(1) 制御材</p> <p>本申請で新設する安全板は、図-2. IV. 3に示すとおり、中性子吸収材（カドミウム、4分割）をステンレス鋼板で被覆した設計とする。</p> <p>安全板の上端には、安全板駆動装置の電磁石に安全板を吸着保持するため磁性材料を使用したアマチュアを取付ける。</p> <p>なお、安全板は安全板駆動装置のガイドフレーム内に組込まれ、常に一体で取扱われる。安全板の設計仕様を以下に示す。</p>	名 称	安全板	機 器 種 別	—	耐震クラス	B※1	吸 収 材	カドミウム	吸収材厚さ	0.3 mm以上	吸収材有効幅	200 mm以上	吸収材有効長	約1500 mm	安 全 板 幅	約250 mm	安 全 板 厚 さ	約2 mm	最高使用温度	80 °C	<p>安全板の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全板装置は、安全板及びその駆動装置から構成する。安全板装置は、原子炉停止系として、スクラム時に負の反応度を投入することにより、炉心を速やかに未臨界にし、かつ、未臨界を維持する機能を有する。</li> <li>安全板及びその駆動装置は、炉心構成（格子板、棒状燃料配列等）に応じたもの及び枚数を用いる。</li> <li>安全板は、運転に先立って駆動装置の電磁石に吸着させ、上限位置に待機させる。スクラム時には、スクラム信号により駆動装置の電磁石が消磁することにより、炉心タンク内に重力落下する。</li> <li>安全板は、駆動装置の電源が喪失した場合は電磁石が消磁し、炉心タンク内に重力落下するフェイルセーフの機構とする。</li> <li>安全板は、中性子吸収材（カドミウム）をステンレス鋼で被覆した板状のもので、炉心タンク内の軽水中にガイドピンに沿って挿入される。</li> </ul>																																							
形状	平板形状																																							
吸収材	カドミウム																																							
被覆材	ステンレス鋼																																							
吸収材有効幅	20cm以上又は約10cm																																							
厚さ	約2mm																																							
吸収材有効長	約150cm																																							
数量	2枚以上8枚以下																																							
耐震重要度分類	Bクラス																																							
名 称	安全板																																							
機 器 種 別	—																																							
耐震クラス	B※1																																							
吸 収 材	カドミウム																																							
吸収材厚さ	0.3 mm以上																																							
吸収材有効幅	200 mm以上																																							
吸収材有効長	約1500 mm																																							
安 全 板 幅	約250 mm																																							
安 全 板 厚 さ	約2 mm																																							
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

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																							
	<table border="1"> <tr> <td colspan="2"></td> <td>名 称</td> <td>安全板</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>型 式</td> <td>板状形状</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">主 要 寸 法</td> <td></td> <td>高  さ</td> <td>1730 mm</td> </tr> <tr> <td></td> <td>幅</td> <td>240 mm</td> </tr> <tr> <td>中性</td> <td>幅</td> <td>220 mm (200 mm以上)</td> </tr> <tr> <td>子吸</td> <td>厚  さ</td> <td>0.5 mm (0.3 mm以上)</td> </tr> <tr> <td>収材</td> <td>有効長</td> <td>1470 mm (1420 mm以上)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>被覆材厚さ</td> <td>0.5 mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主 要 材 料</td> <td></td> <td>被覆材</td> <td>SUS304</td> </tr> <tr> <td></td> <td>中性子吸収材</td> <td>カドミウム (JIS H2113相当)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>枚 数</td> <td>4 枚</td> </tr> </table>			名 称	安全板			型 式	板状形状	主 要 寸 法		高  さ	1730 mm		幅	240 mm	中性	幅	220 mm (200 mm以上)	子吸	厚  さ	0.5 mm (0.3 mm以上)	収材	有効長	1470 mm (1420 mm以上)			被覆材厚さ	0.5 mm	主 要 材 料		被覆材	SUS304		中性子吸収材	カドミウム (JIS H2113相当)			枚 数	4 枚	
		名 称	安全板																																						
		型 式	板状形状																																						
主 要 寸 法		高  さ	1730 mm																																						
		幅	240 mm																																						
	中性	幅	220 mm (200 mm以上)																																						
	子吸	厚  さ	0.5 mm (0.3 mm以上)																																						
	収材	有効長	1470 mm (1420 mm以上)																																						
		被覆材厚さ	0.5 mm																																						
主 要 材 料		被覆材	SUS304																																						
		中性子吸収材	カドミウム (JIS H2113相当)																																						
		枚 数	4 枚																																						

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																																																						
<p>(2) 給排水系（高速給水系ポンプ、主要弁）</p> <p>(2.1) 高速給水系</p> <table border="1" data-bbox="152 274 954 922"> <tr> <td style="width: 15%;">基本仕様</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>給水系は、給水ポンプ、給水吐出弁、流量調整弁、給水バイパス弁、配管等から構成し、軽水を炉心タンクに給水する。給水系は、反応度制御系として、給水流量を制限及び調整する機能を有している。運転時には、高速給水系又は低速給水系で炉心タンクに給水することにより炉心に正の反応度を添加し、通常排水弁を開き排水することにより炉心に負の反応度を添加する。</li> <li>高速給水系の流量制御範囲は、0～380 ℓ/min（炉心タンク水位上昇速度2.5mm/s以下）とする。</li> <li>高速給水系は、予想臨界水位の3/4（高速給水制限水位）までの給水を行う。</li> <li>スクラム時には、給水ポンプの停止、給水吐出弁及び流量調整弁の閉止により炉心タンクへの給水が停止するとともに、急速排水弁及び通常排水弁の開により炉心タンクから排水する。</li> <li>給水吐出弁及び流量調整弁は、直列に設置され、共に圧縮空気で駆動し、圧縮空気又は電源が喪失した場合、スプリング反力により閉止するフェイルセーフの機構である。</li> <li>給水ポンプ、弁等は、炉下室（S）に設置する。</li> </ul> </td> </tr> </table> <p>(2.2) 高速給水ポンプ</p> <table border="1" data-bbox="152 992 954 1168"> <tr><td>型式</td><td>遠心ポンプ</td></tr> <tr><td>基数</td><td>1基</td></tr> <tr><td>定格容量</td><td>450 ℓ/min以下</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> <tr><td>耐震重要度分類</td><td>Cクラス</td></tr> </table> <p>(2.3) 高速給水吐出弁</p> <table border="1" data-bbox="152 1238 954 1414"> <tr><td>型式</td><td>シリンダ駆動及びスプリング反力駆動型</td></tr> <tr><td>基数</td><td>1基</td></tr> <tr><td>全閉時間</td><td>スクラム信号発生後1s以内</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> <tr><td>耐震重要度分類</td><td>Cクラス</td></tr> </table>	基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>給水系は、給水ポンプ、給水吐出弁、流量調整弁、給水バイパス弁、配管等から構成し、軽水を炉心タンクに給水する。給水系は、反応度制御系として、給水流量を制限及び調整する機能を有している。運転時には、高速給水系又は低速給水系で炉心タンクに給水することにより炉心に正の反応度を添加し、通常排水弁を開き排水することにより炉心に負の反応度を添加する。</li> <li>高速給水系の流量制御範囲は、0～380 ℓ/min（炉心タンク水位上昇速度2.5mm/s以下）とする。</li> <li>高速給水系は、予想臨界水位の3/4（高速給水制限水位）までの給水を行う。</li> <li>スクラム時には、給水ポンプの停止、給水吐出弁及び流量調整弁の閉止により炉心タンクへの給水が停止するとともに、急速排水弁及び通常排水弁の開により炉心タンクから排水する。</li> <li>給水吐出弁及び流量調整弁は、直列に設置され、共に圧縮空気で駆動し、圧縮空気又は電源が喪失した場合、スプリング反力により閉止するフェイルセーフの機構である。</li> <li>給水ポンプ、弁等は、炉下室（S）に設置する。</li> </ul>	型式	遠心ポンプ	基数	1基	定格容量	450 ℓ/min以下	主要材料	ステンレス鋼	耐震重要度分類	Cクラス	型式	シリンダ駆動及びスプリング反力駆動型	基数	1基	全閉時間	スクラム信号発生後1s以内	主要材料	ステンレス鋼	耐震重要度分類	Cクラス	<p>第2編 計測制御系統施設のうちIV. 制御設備</p> <p>(2) 給排水系（高速給水系ポンプ、主要弁）</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(2) 給排水系（高速給水系ポンプ、主要弁）</p> <table border="1" data-bbox="1088 376 1671 520"> <tr><td>名 称</td><td>高速給水ポンプ</td></tr> <tr><td>機器種別</td><td>—</td></tr> <tr><td>耐震クラス</td><td>C</td></tr> <tr><td>流体の種類</td><td>軽水</td></tr> </table> <table border="1" data-bbox="1088 552 1671 801"> <tr><td>名 称</td><td>高速給水吐出弁(D-VP-51104)</td></tr> <tr><td>機 器 種 別</td><td>—</td></tr> <tr><td>耐震クラス</td><td>C</td></tr> <tr><td>流 体 の 種 類</td><td>軽水</td></tr> <tr><td>全 閉 時 間</td><td>スクラム信号発生後1s以内※1</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>0.68 MPa</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>80 ℃</td></tr> </table> <p>※1：スクラム信号発生時の起点は、安全保護系の検知器が異常を検知したときとする。以下本申請書において同じ。</p> <table border="1" data-bbox="1088 896 1671 1145"> <tr><td>名 称</td><td>高速流量調整弁(D-VP-51106)</td></tr> <tr><td>機 器 種 別</td><td>—</td></tr> <tr><td>耐震クラス</td><td>C</td></tr> <tr><td>流 体 の 種 類</td><td>軽水</td></tr> <tr><td>全 閉 時 間</td><td>スクラム信号発生後1s以内</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>0.68 MPa</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>80 ℃</td></tr> </table> <table border="1" data-bbox="1088 1177 1671 1391"> <tr><td>名 称</td><td>高速給水バイパス弁(D-VP-51108)</td></tr> <tr><td>機 器 種 別</td><td>—</td></tr> <tr><td>耐震クラス</td><td>C</td></tr> <tr><td>流 体 の 種 類</td><td>軽水</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>0.68 MPa</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>80 ℃</td></tr> </table>	名 称	高速給水ポンプ	機器種別	—	耐震クラス	C	流体の種類	軽水	名 称	高速給水吐出弁(D-VP-51104)	機 器 種 別	—	耐震クラス	C	流 体 の 種 類	軽水	全 閉 時 間	スクラム信号発生後1s以内※1	最高使用圧力	0.68 MPa	最高使用温度	80 ℃	名 称	高速流量調整弁(D-VP-51106)	機 器 種 別	—	耐震クラス	C	流 体 の 種 類	軽水	全 閉 時 間	スクラム信号発生後1s以内	最高使用圧力	0.68 MPa	最高使用温度	80 ℃	名 称	高速給水バイパス弁(D-VP-51108)	機 器 種 別	—	耐震クラス	C	流 体 の 種 類	軽水	最高使用圧力	0.68 MPa	最高使用温度	80 ℃	<p>給排水系（高速給水系ポンプ、主要弁）の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>給水系は、給水ポンプ、給水吐出弁、流量調整弁、給水バイパス弁、配管等から構成し、軽水を炉心タンクに給水する。給水系は、反応度制御系として、給水流量を制限及び調整する機能を有している。運転時には、高速給水系又は低速給水系で炉心タンクに給水することにより炉心に正の反応度を添加し、通常排水弁を開き排水することにより炉心に負の反応度を添加する。</li> <li>高速給水系の流量制御範囲は、0～380 ℓ/min（炉心タンク水位上昇速度2.5mm/s以下）とする。</li> <li>高速給水系は、予想臨界水位の3/4（高速給水制限水位）までの給水を行う。</li> <li>スクラム時には、給水ポンプの停止、給水吐出弁及び流量調整弁の閉止により炉心タンクへの給水が停止するとともに、急速排水弁及び通常排水弁の開により炉心タンクから排水する。</li> <li>給水吐出弁及び流量調整弁は、直列に設置され、共に圧縮空気で駆動し、圧縮空気又は電源が喪失した場合、スプリング反力により閉止するフェイルセーフの機構である。</li> <li>給水ポンプ、弁等は、炉下室（S）に設置する。</li> </ul>																																																																							
型式	遠心ポンプ																																																																							
基数	1基																																																																							
定格容量	450 ℓ/min以下																																																																							
主要材料	ステンレス鋼																																																																							
耐震重要度分類	Cクラス																																																																							
型式	シリンダ駆動及びスプリング反力駆動型																																																																							
基数	1基																																																																							
全閉時間	スクラム信号発生後1s以内																																																																							
主要材料	ステンレス鋼																																																																							
耐震重要度分類	Cクラス																																																																							
名 称	高速給水ポンプ																																																																							
機器種別	—																																																																							
耐震クラス	C																																																																							
流体の種類	軽水																																																																							
名 称	高速給水吐出弁(D-VP-51104)																																																																							
機 器 種 別	—																																																																							
耐震クラス	C																																																																							
流 体 の 種 類	軽水																																																																							
全 閉 時 間	スクラム信号発生後1s以内※1																																																																							
最高使用圧力	0.68 MPa																																																																							
最高使用温度	80 ℃																																																																							
名 称	高速流量調整弁(D-VP-51106)																																																																							
機 器 種 別	—																																																																							
耐震クラス	C																																																																							
流 体 の 種 類	軽水																																																																							
全 閉 時 間	スクラム信号発生後1s以内																																																																							
最高使用圧力	0.68 MPa																																																																							
最高使用温度	80 ℃																																																																							
名 称	高速給水バイパス弁(D-VP-51108)																																																																							
機 器 種 別	—																																																																							
耐震クラス	C																																																																							
流 体 の 種 類	軽水																																																																							
最高使用圧力	0.68 MPa																																																																							
最高使用温度	80 ℃																																																																							

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																																													
<p>(2.4) 高速流量調整弁</p> <table border="1" data-bbox="152 240 952 453"> <tr><td>型 式</td><td>空気作動及びスプリング反力駆動型</td></tr> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>全閉時間</td><td>スクラム信号発生後 1 s以内</td></tr> <tr><td>流量調整範囲</td><td>0～380 ℓ/min</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> <tr><td>耐震重要度分類</td><td>Cクラス</td></tr> </table> <p>(2.5) 高速給水バイパス弁</p> <table border="1" data-bbox="152 521 952 660"> <tr><td>型 式</td><td>空気作動及びスプリング反力駆動型</td></tr> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> <tr><td>耐震重要度分類</td><td>Cクラス</td></tr> </table>	型 式	空気作動及びスプリング反力駆動型	基 数	1 基	全閉時間	スクラム信号発生後 1 s以内	流量調整範囲	0～380 ℓ/min	主要材料	ステンレス鋼	耐震重要度分類	Cクラス	型 式	空気作動及びスプリング反力駆動型	基 数	1 基	主要材料	ステンレス鋼	耐震重要度分類	Cクラス	<p>3.2 設計仕様</p> <p>(2) 給排水系（高速給水系ポンプ、主要弁）</p> <p>高速給水系は、予想臨界水位の 3/4（高速給水制限水位）までの給水を行う。ポンプの起動停止及び主要弁の開閉操作は制御室から遠隔で行う設計とする。なお、誤操作を防止するため、起動インターロック及び運転制御用インターロックを設ける。給排水系（高速給水系ポンプ、主要弁）の設計仕様を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1086 378 1671 692"> <tr><td>名 称</td><td>高速給水ポンプ</td></tr> <tr><td>型 式</td><td>遠心ポンプ型</td></tr> <tr><td>定格容量</td><td>450 ℓ/min</td></tr> <tr><td>定格揚程</td><td>50 m</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>SCS13A</td></tr> <tr><td rowspan="2">原 動 機</td><td>種 類</td><td>誘導電動機</td></tr> <tr><td>定格出力</td><td>11.0 kw</td></tr> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> </table> <p>高速給水ポンプの構造を図-2. IV. 4に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1086 761 1789 936"> <tr><td>名 称</td><td>高速給水吐出弁 (D-VP-51104)</td></tr> <tr><td>型 式</td><td>ボール弁</td></tr> <tr><td>主要寸法（呼び径）</td><td>50 A</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>弁箱</td><td>SCS13A</td></tr> <tr><td>駆動方式</td><td>空気圧及びスプリング反力駆動</td></tr> </table> <p>高速給水吐出弁の構造を図-2. IV. 6に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1086 1005 1789 1214"> <tr><td>名 称</td><td>高速流量調整弁 (D-VP-51106)</td></tr> <tr><td>型 式</td><td>グローブ弁</td></tr> <tr><td>主要寸法（呼び径）</td><td>50 A</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>弁箱</td><td>SCS13A</td></tr> <tr><td>駆動方式</td><td>空気圧及びスプリング反力駆動</td></tr> <tr><td>流量調整範囲</td><td>0～380 ℓ/min以下<sup>※1</sup></td></tr> </table> <p>※1：高速給水系の系統流量の調整範囲を示す。</p>	名 称	高速給水ポンプ	型 式	遠心ポンプ型	定格容量	450 ℓ/min	定格揚程	50 m	主要材料	SCS13A	原 動 機	種 類	誘導電動機	定格出力	11.0 kw	基 数	1 基	名 称	高速給水吐出弁 (D-VP-51104)	型 式	ボール弁	主要寸法（呼び径）	50 A	主要材料	弁箱	SCS13A	駆動方式	空気圧及びスプリング反力駆動	名 称	高速流量調整弁 (D-VP-51106)	型 式	グローブ弁	主要寸法（呼び径）	50 A	主要材料	弁箱	SCS13A	駆動方式	空気圧及びスプリング反力駆動	流量調整範囲	0～380 ℓ/min以下 <sup>※1</sup>	
型 式	空気作動及びスプリング反力駆動型																																																														
基 数	1 基																																																														
全閉時間	スクラム信号発生後 1 s以内																																																														
流量調整範囲	0～380 ℓ/min																																																														
主要材料	ステンレス鋼																																																														
耐震重要度分類	Cクラス																																																														
型 式	空気作動及びスプリング反力駆動型																																																														
基 数	1 基																																																														
主要材料	ステンレス鋼																																																														
耐震重要度分類	Cクラス																																																														
名 称	高速給水ポンプ																																																														
型 式	遠心ポンプ型																																																														
定格容量	450 ℓ/min																																																														
定格揚程	50 m																																																														
主要材料	SCS13A																																																														
原 動 機	種 類	誘導電動機																																																													
	定格出力	11.0 kw																																																													
基 数	1 基																																																														
名 称	高速給水吐出弁 (D-VP-51104)																																																														
型 式	ボール弁																																																														
主要寸法（呼び径）	50 A																																																														
主要材料	弁箱	SCS13A																																																													
駆動方式	空気圧及びスプリング反力駆動																																																														
名 称	高速流量調整弁 (D-VP-51106)																																																														
型 式	グローブ弁																																																														
主要寸法（呼び径）	50 A																																																														
主要材料	弁箱	SCS13A																																																													
駆動方式	空気圧及びスプリング反力駆動																																																														
流量調整範囲	0～380 ℓ/min以下 <sup>※1</sup>																																																														

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性															
	<table border="1" data-bbox="1086 240 1792 416"> <tr> <td>名 称</td> <td colspan="2">高速給水バイパス弁(D-VP-51108)</td> </tr> <tr> <td>型 式</td> <td colspan="2">グローブ弁</td> </tr> <tr> <td>主要寸法(呼び径)</td> <td colspan="2">40 A</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>弁箱</td> <td>SCS13A</td> </tr> <tr> <td>駆動方式</td> <td colspan="2">空気圧及びスプリング反力駆動</td> </tr> </table> <p data-bbox="1086 422 1691 446">高速流量調整弁及び高速給水バイパス弁の構造を図-2. IV. 7に示す。</p> <p data-bbox="1086 491 1809 515">なお、高速給水系主要弁に該当しないその他の弁の施設箇所を図-2. IV. 1に示す。</p>	名 称	高速給水バイパス弁(D-VP-51108)		型 式	グローブ弁		主要寸法(呼び径)	40 A		主要材料	弁箱	SCS13A	駆動方式	空気圧及びスプリング反力駆動		
名 称	高速給水バイパス弁(D-VP-51108)																
型 式	グローブ弁																
主要寸法(呼び径)	40 A																
主要材料	弁箱	SCS13A															
駆動方式	空気圧及びスプリング反力駆動																

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																																												
<p>(3) 給排水系（低速給水系ポンプ、主要弁）</p> <p>(3.1) 低速給水系</p> <table border="1" data-bbox="152 272 952 1059"> <tr> <td data-bbox="152 272 365 1059">基本仕様</td> <td data-bbox="365 272 952 1059"> <ul style="list-style-type: none"> <li>給水系は、給水ポンプ、給水吐出弁、流量調整弁、給水バイパス弁、配管等から構成し、軽水を炉心タンクに給水する。給水系は、反応度制御系として、給水流量を制限及び調整する機能を有している。運転時には、高速給水系又は低速給水系で炉心タンクに給水することにより炉心に正の反応度を添加し、通常排水弁を開き排水することにより炉心に負の反応度を添加する。</li> <li>低速給水系の流量制御範囲は、0～150 ℓ/min(炉心タンク水位上昇速度1mm/s 以下、かつ、臨界近傍において反応度反応度添加率3セント/s 以下)とする。</li> <li>低速給水系の給水において、低速給水バイパス弁の閉塞が発生した場合でも、炉心タンクへの給水流量を175 ℓ/min以下になるよう制限する。</li> <li>低速給水系は、高速給水制限水位を超える水位への給水を行う。</li> <li>スクラム時には、給水ポンプの停止、給水吐出弁及び流量調整弁の閉止により炉心タンクへの給水が停止するとともに、急速排水弁及び通常排水弁の開により炉心タンクから排水する。</li> <li>給水吐出弁及び流量調整弁は、直列に設置され、共に圧縮空気駆動し、圧縮空気又は電源が喪失した場合、スプリング反力により閉止するフェイルセーフの機構である。</li> <li>給水ポンプ、弁等は、炉下室（S）に設置する。</li> </ul> </td> </tr> </table> <p>(3.2) 低速給水ポンプ</p> <table border="1" data-bbox="152 1129 952 1305"> <tr> <td>型式</td> <td>遠心ポンプ</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>定格容量</td> <td>175 ℓ/min以下</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td>耐震重要度分類</td> <td>Cクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>給水系は、給水ポンプ、給水吐出弁、流量調整弁、給水バイパス弁、配管等から構成し、軽水を炉心タンクに給水する。給水系は、反応度制御系として、給水流量を制限及び調整する機能を有している。運転時には、高速給水系又は低速給水系で炉心タンクに給水することにより炉心に正の反応度を添加し、通常排水弁を開き排水することにより炉心に負の反応度を添加する。</li> <li>低速給水系の流量制御範囲は、0～150 ℓ/min(炉心タンク水位上昇速度1mm/s 以下、かつ、臨界近傍において反応度反応度添加率3セント/s 以下)とする。</li> <li>低速給水系の給水において、低速給水バイパス弁の閉塞が発生した場合でも、炉心タンクへの給水流量を175 ℓ/min以下になるよう制限する。</li> <li>低速給水系は、高速給水制限水位を超える水位への給水を行う。</li> <li>スクラム時には、給水ポンプの停止、給水吐出弁及び流量調整弁の閉止により炉心タンクへの給水が停止するとともに、急速排水弁及び通常排水弁の開により炉心タンクから排水する。</li> <li>給水吐出弁及び流量調整弁は、直列に設置され、共に圧縮空気駆動し、圧縮空気又は電源が喪失した場合、スプリング反力により閉止するフェイルセーフの機構である。</li> <li>給水ポンプ、弁等は、炉下室（S）に設置する。</li> </ul>	型式	遠心ポンプ	基数	1 基	定格容量	175 ℓ/min以下	主要材料	ステンレス鋼	耐震重要度分類	Cクラス	<p>第2編 計測制御系統施設のうちIV. 制御設備</p> <p>(3) 給排水系（低速給水系ポンプ、主要弁）</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(3) 給排水系（低速給水系ポンプ、主要弁）</p> <table border="1" data-bbox="1086 376 1671 517"> <tr> <td>名 称</td> <td>低速給水ポンプ</td> </tr> <tr> <td>機器種別</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td>流体の種類</td> <td>軽水</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="1086 552 1671 799"> <tr> <td>名 称</td> <td>低速給水吐出弁(D-VP-51105)</td> </tr> <tr> <td>機 器 種 別</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>耐 震 ク ラ ス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>流 体 の 種 類</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td>全 閉 時 間</td> <td>スクラム信号発生後1 s 以内</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>0.68 MPa</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>80 ℃</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="1086 834 1671 1082"> <tr> <td>名 称</td> <td>低速流量調整弁(D-VP-51107)</td> </tr> <tr> <td>機 器 種 別</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>耐 震 ク ラ ス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>流 体 の 種 類</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td>全 閉 時 間</td> <td>スクラム信号発生後1 s 以内</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>0.68 MPa</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>80 ℃</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="1086 1117 1671 1323"> <tr> <td>名 称</td> <td>低速給水バイパス弁(D-VP-51109)</td> </tr> <tr> <td>機 器 種 別</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>耐 震 ク ラ ス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>流 体 の 種 類</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>0.68 MPa</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>80 ℃</td> </tr> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(3) 給排水系（低速給水系ポンプ、主要弁）</p>	名 称	低速給水ポンプ	機器種別	—	耐震クラス	C	流体の種類	軽水	名 称	低速給水吐出弁(D-VP-51105)	機 器 種 別	—	耐 震 ク ラ ス	B	流 体 の 種 類	軽水	全 閉 時 間	スクラム信号発生後1 s 以内	最高使用圧力	0.68 MPa	最高使用温度	80 ℃	名 称	低速流量調整弁(D-VP-51107)	機 器 種 別	—	耐 震 ク ラ ス	B	流 体 の 種 類	軽水	全 閉 時 間	スクラム信号発生後1 s 以内	最高使用圧力	0.68 MPa	最高使用温度	80 ℃	名 称	低速給水バイパス弁(D-VP-51109)	機 器 種 別	—	耐 震 ク ラ ス	B	流 体 の 種 類	軽水	最高使用圧力	0.68 MPa	最高使用温度	80 ℃	<p>給排水系（低速給水系ポンプ、主要弁）の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>給水系は、給水ポンプ、給水吐出弁、流量調整弁、給水バイパス弁、配管等から構成し、軽水を炉心タンクに給水する。給水系は、反応度制御系として、給水流量を制限及び調整する機能を有している。運転時には、高速給水系又は低速給水系で炉心タンクに給水することにより炉心に正の反応度を添加し、通常排水弁を開き排水することにより炉心に負の反応度を添加する。</li> <li>低速給水系の流量制御範囲は、0～150 ℓ/min(炉心タンク水位上昇速度1mm/s 以下、かつ、臨界近傍において反応度反応度添加率3セント/s 以下)とする。</li> <li>低速給水系の給水において、低速給水バイパス弁の閉塞が発生した場合でも、炉心タンクへの給水流量を175 ℓ/min以下になるよう制限する。</li> <li>低速給水系は、高速給水制限水位を超える水位への給水を行う。</li> <li>スクラム時には、給水ポンプの停止、給水吐出弁及び流量調整弁の閉止により炉心タンクへの給水が停止するとともに、急速排水弁及び通常排水弁の開により炉心タンクから排水する。</li> <li>給水吐出弁及び流量調整弁は、直列に設置され、共に圧縮空気駆動し、圧縮空気又は電源が喪失した場合、スプリング反力により閉止するフェイルセーフの機構である。</li> <li>給水ポンプ、弁等は、炉下室（S）に設置する。</li> </ul>																																																													
型式	遠心ポンプ																																																													
基数	1 基																																																													
定格容量	175 ℓ/min以下																																																													
主要材料	ステンレス鋼																																																													
耐震重要度分類	Cクラス																																																													
名 称	低速給水ポンプ																																																													
機器種別	—																																																													
耐震クラス	C																																																													
流体の種類	軽水																																																													
名 称	低速給水吐出弁(D-VP-51105)																																																													
機 器 種 別	—																																																													
耐 震 ク ラ ス	B																																																													
流 体 の 種 類	軽水																																																													
全 閉 時 間	スクラム信号発生後1 s 以内																																																													
最高使用圧力	0.68 MPa																																																													
最高使用温度	80 ℃																																																													
名 称	低速流量調整弁(D-VP-51107)																																																													
機 器 種 別	—																																																													
耐 震 ク ラ ス	B																																																													
流 体 の 種 類	軽水																																																													
全 閉 時 間	スクラム信号発生後1 s 以内																																																													
最高使用圧力	0.68 MPa																																																													
最高使用温度	80 ℃																																																													
名 称	低速給水バイパス弁(D-VP-51109)																																																													
機 器 種 別	—																																																													
耐 震 ク ラ ス	B																																																													
流 体 の 種 類	軽水																																																													
最高使用圧力	0.68 MPa																																																													
最高使用温度	80 ℃																																																													

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																																																					
<p>(3.3) 低速給水吐出弁</p> <table border="1" data-bbox="152 274 952 450"> <tr><td>型 式</td><td>シリンダ駆動及びスプリング反力駆動型</td></tr> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>全閉時間</td><td>スクラム信号発生後 1 s以内</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> <tr><td>耐震重要度分類</td><td>Bクラス</td></tr> </table> <p>(3.4) 低速流量調整弁</p> <table border="1" data-bbox="152 518 952 730"> <tr><td>型 式</td><td>空気作動及びスプリング反力駆動型</td></tr> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>全閉時間</td><td>スクラム信号発生後 1 s以内</td></tr> <tr><td>流量調整範囲</td><td>0～150 ℓ/min</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> <tr><td>耐震重要度分類</td><td>Bクラス</td></tr> </table> <p>(3.5) 低速給水バイパス弁</p> <table border="1" data-bbox="152 799 952 941"> <tr><td>型 式</td><td>空気作動及びスプリング反力駆動型</td></tr> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> <tr><td>耐震重要度分類</td><td>Bクラス</td></tr> </table>	型 式	シリンダ駆動及びスプリング反力駆動型	基 数	1 基	全閉時間	スクラム信号発生後 1 s以内	主要材料	ステンレス鋼	耐震重要度分類	Bクラス	型 式	空気作動及びスプリング反力駆動型	基 数	1 基	全閉時間	スクラム信号発生後 1 s以内	流量調整範囲	0～150 ℓ/min	主要材料	ステンレス鋼	耐震重要度分類	Bクラス	型 式	空気作動及びスプリング反力駆動型	基 数	1 基	主要材料	ステンレス鋼	耐震重要度分類	Bクラス	<p>低速給水系は、高速給水制限水位を超える水位への給水を行う。ポンプの起動停止及び主要弁の開閉操作は制御室から遠隔で行う設計とする。なお、誤操作を防止するため、起動インターロック及び運転制御用インターロックを設ける。</p> <p>給排水系（低速給水系ポンプ、主要弁）の設計仕様を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1086 343 1671 657"> <tr><td>名 称</td><td>低速給水ポンプ</td></tr> <tr><td>型 式</td><td>遠心ポンプ型</td></tr> <tr><td>定格容量</td><td>175 ℓ/min</td></tr> <tr><td>定格揚程</td><td>30 m</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>SCS13A</td></tr> <tr><td rowspan="2">原 動 機</td><td>種 類</td><td>誘導電動機</td></tr> <tr><td>定格出力</td><td>3.6 kw</td></tr> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> </table> <p>低速給水ポンプの構造を図-2. IV. 5に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1086 726 1789 901"> <tr><td>名 称</td><td>低速給水吐出弁 (D-VP-51105)</td></tr> <tr><td>型 式</td><td>ボール弁</td></tr> <tr><td>主要寸法 (呼び径)</td><td>40 A</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>弁箱 SCS13A</td></tr> <tr><td>駆 動 方 式</td><td>空気圧及びスプリング反力駆動</td></tr> </table> <p>低速給水吐出弁の構造を図-2. IV. 6に示す。なお、低速給水吐出弁には、発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2012) に規定するクラス 3 弁の検査方法に適用される日本電機工業会規格 (JEM1423-2017、原子力発電所用バルブの検査) に合格したものを使用する。</p> <table border="1" data-bbox="1086 1072 1789 1284"> <tr><td>名 称</td><td>低速流量調整弁 (D-VP-51107)</td></tr> <tr><td>型 式</td><td>グローブ弁</td></tr> <tr><td>主要寸法 (呼び径)</td><td>40 A</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>弁箱 SCS13A</td></tr> <tr><td>駆 動 方 式</td><td>空気圧及びスプリング反力駆動</td></tr> <tr><td>流量調整範囲</td><td>0～150 ℓ/min以下<sup>※1</sup></td></tr> </table> <p>※1：低速給水系の系統流量の調整範囲を示す。</p>	名 称	低速給水ポンプ	型 式	遠心ポンプ型	定格容量	175 ℓ/min	定格揚程	30 m	主要材料	SCS13A	原 動 機	種 類	誘導電動機	定格出力	3.6 kw	基 数	1 基	名 称	低速給水吐出弁 (D-VP-51105)	型 式	ボール弁	主要寸法 (呼び径)	40 A	主要材料	弁箱 SCS13A	駆 動 方 式	空気圧及びスプリング反力駆動	名 称	低速流量調整弁 (D-VP-51107)	型 式	グローブ弁	主要寸法 (呼び径)	40 A	主要材料	弁箱 SCS13A	駆 動 方 式	空気圧及びスプリング反力駆動	流量調整範囲	0～150 ℓ/min以下 <sup>※1</sup>	<p>整合性</p>
型 式	シリンダ駆動及びスプリング反力駆動型																																																																						
基 数	1 基																																																																						
全閉時間	スクラム信号発生後 1 s以内																																																																						
主要材料	ステンレス鋼																																																																						
耐震重要度分類	Bクラス																																																																						
型 式	空気作動及びスプリング反力駆動型																																																																						
基 数	1 基																																																																						
全閉時間	スクラム信号発生後 1 s以内																																																																						
流量調整範囲	0～150 ℓ/min																																																																						
主要材料	ステンレス鋼																																																																						
耐震重要度分類	Bクラス																																																																						
型 式	空気作動及びスプリング反力駆動型																																																																						
基 数	1 基																																																																						
主要材料	ステンレス鋼																																																																						
耐震重要度分類	Bクラス																																																																						
名 称	低速給水ポンプ																																																																						
型 式	遠心ポンプ型																																																																						
定格容量	175 ℓ/min																																																																						
定格揚程	30 m																																																																						
主要材料	SCS13A																																																																						
原 動 機	種 類	誘導電動機																																																																					
	定格出力	3.6 kw																																																																					
基 数	1 基																																																																						
名 称	低速給水吐出弁 (D-VP-51105)																																																																						
型 式	ボール弁																																																																						
主要寸法 (呼び径)	40 A																																																																						
主要材料	弁箱 SCS13A																																																																						
駆 動 方 式	空気圧及びスプリング反力駆動																																																																						
名 称	低速流量調整弁 (D-VP-51107)																																																																						
型 式	グローブ弁																																																																						
主要寸法 (呼び径)	40 A																																																																						
主要材料	弁箱 SCS13A																																																																						
駆 動 方 式	空気圧及びスプリング反力駆動																																																																						
流量調整範囲	0～150 ℓ/min以下 <sup>※1</sup>																																																																						

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性															
	<table border="1" data-bbox="1086 240 1792 416"> <tr> <td>名 称</td> <td colspan="2">低速給水バイパス弁(D-VP-51109)</td> </tr> <tr> <td>型 式</td> <td colspan="2">グローブ弁</td> </tr> <tr> <td>主要寸法(呼び径)</td> <td colspan="2">25A</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>弁箱</td> <td>SCS13A</td> </tr> <tr> <td>駆 動 方 式</td> <td colspan="2">空気圧及びスプリング反力駆動</td> </tr> </table> <p data-bbox="1068 422 1872 549">低速流量調整弁及び低速給水バイパス弁の構造を図-2. IV. 7に示す。なお、低速流量調整弁及び低速給水バイパス弁には、発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012)に規定するクラス3弁の検査方法に適用される日本電機工業会規格(JEM1423-2017、原子力発電所用バルブの検査)に合格したものを使用する。</p> <p data-bbox="1086 592 1809 616">なお、低速給水系主要弁に該当しないその他の弁の施設箇所を図-2. IV. 1に示す。</p>	名 称	低速給水バイパス弁(D-VP-51109)		型 式	グローブ弁		主要寸法(呼び径)	25A		主要材料	弁箱	SCS13A	駆 動 方 式	空気圧及びスプリング反力駆動		
名 称	低速給水バイパス弁(D-VP-51109)																
型 式	グローブ弁																
主要寸法(呼び径)	25A																
主要材料	弁箱	SCS13A															
駆 動 方 式	空気圧及びスプリング反力駆動																

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																																								
<p>(4) 給排水系（排水系主要弁）</p> <p>(4.1) 排水系</p> <table border="1" data-bbox="152 276 954 651"> <tr> <td>基本仕様</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>排水系は、通常排水弁1基、急速排水弁2基、配管等で構成し、軽水をダンプ槽に排水する。排水系は、反応度制御系と原子炉停止系の2つの機能を有する。</li> <li>スクラム時には、給水ポンプの停止、給水吐出弁及び流量調整弁の閉止により炉心タンクへの給水が停止するとともに、急速排水弁及び通常排水弁の開により炉心タンクから排水する。</li> <li>急速排水弁及び通常排水弁は、並列に設置され、共に圧縮空気で駆動し、圧縮空気又は電源が喪失した場合、スプリング反力により開放されるフェイルセーフの機構である。</li> <li>急速排水弁及び通常排水弁は、炉下室（S）に設置する。</li> </ul> </td> </tr> </table> <p>(4.2) 急速排水弁</p> <table border="1" data-bbox="152 719 954 895"> <tr><td>型式</td><td>シリンダ駆動及びスプリング反力駆動型</td></tr> <tr><td>基数</td><td>2基</td></tr> <tr><td>全開時間</td><td>スクラム信号発生後1s以内</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> <tr><td>耐震重要度分類</td><td>Bクラス</td></tr> </table> <p>(4.3) 通常排水弁</p> <table border="1" data-bbox="152 963 954 1107"> <tr><td>型式</td><td>シリンダ駆動及びスプリング反力駆動型</td></tr> <tr><td>基数</td><td>1基</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> <tr><td>耐震重要度分類</td><td>Cクラス</td></tr> </table>	基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>排水系は、通常排水弁1基、急速排水弁2基、配管等で構成し、軽水をダンプ槽に排水する。排水系は、反応度制御系と原子炉停止系の2つの機能を有する。</li> <li>スクラム時には、給水ポンプの停止、給水吐出弁及び流量調整弁の閉止により炉心タンクへの給水が停止するとともに、急速排水弁及び通常排水弁の開により炉心タンクから排水する。</li> <li>急速排水弁及び通常排水弁は、並列に設置され、共に圧縮空気で駆動し、圧縮空気又は電源が喪失した場合、スプリング反力により開放されるフェイルセーフの機構である。</li> <li>急速排水弁及び通常排水弁は、炉下室（S）に設置する。</li> </ul>	型式	シリンダ駆動及びスプリング反力駆動型	基数	2基	全開時間	スクラム信号発生後1s以内	主要材料	ステンレス鋼	耐震重要度分類	Bクラス	型式	シリンダ駆動及びスプリング反力駆動型	基数	1基	主要材料	ステンレス鋼	耐震重要度分類	Cクラス	<p>第2編 計測制御系統施設のうちIV. 制御設備</p> <p>(4) 給排水系（排水系主要弁）</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(4) 給排水系（排水系主要弁）</p> <table border="1" data-bbox="1086 376 1673 624"> <tr><td>名 称</td><td>急速排水弁(D-VP-51101A,B)</td></tr> <tr><td>機 器 種 別</td><td>—</td></tr> <tr><td>耐震クラス</td><td>B</td></tr> <tr><td>流体の種類</td><td>軽水</td></tr> <tr><td>全開時間</td><td>スクラム信号発生後1s以内</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>0.68 MPa</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>80℃</td></tr> </table> <table border="1" data-bbox="1086 655 1673 868"> <tr><td>名 称</td><td>通常排水弁(D-VP-51102)</td></tr> <tr><td>機 器 種 別</td><td>—</td></tr> <tr><td>耐震クラス</td><td>C</td></tr> <tr><td>流体の種類</td><td>軽水</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>0.68 MPa</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>80℃</td></tr> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(4) 給排水系（排水系主要弁）</p> <p>排水系は、炉心タンクからの排水を行う。主要弁の開閉操作は制御室から遠隔で行う設計とする。また、急速排水弁については、スクラム時に安全保護回路からの信号により自動で開動作が行われる。なお、誤操作を防止するため、起動インターロック及び運転制御用インターロックを設ける。</p> <p>給排水系（排水系主要弁）の設計仕様を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1086 1174 1789 1350"> <tr><td>名 称</td><td>急速排水弁(D-VP-51101A,B)</td></tr> <tr><td>型 式</td><td>ボール弁</td></tr> <tr><td>主要寸法（呼び径）</td><td>80A</td></tr> <tr><td>主要材料</td><td>弁箱 SCS13</td></tr> <tr><td>駆動方式</td><td>空気圧及びスプリング反力駆動</td></tr> </table> <p>急速排水弁には、発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2012）に規定するクラス3弁の検査方法に適用される日本電機工業会規格（JEM1423-2017、原子力発電所用バルブの検査）に合格したものを使用する。</p>	名 称	急速排水弁(D-VP-51101A,B)	機 器 種 別	—	耐震クラス	B	流体の種類	軽水	全開時間	スクラム信号発生後1s以内	最高使用圧力	0.68 MPa	最高使用温度	80℃	名 称	通常排水弁(D-VP-51102)	機 器 種 別	—	耐震クラス	C	流体の種類	軽水	最高使用圧力	0.68 MPa	最高使用温度	80℃	名 称	急速排水弁(D-VP-51101A,B)	型 式	ボール弁	主要寸法（呼び径）	80A	主要材料	弁箱 SCS13	駆動方式	空気圧及びスプリング反力駆動	<p>給排水系（排水系主要弁）の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>排水系は、通常排水弁1基、急速排水弁2基、配管等で構成し、軽水をダンプ槽に排水する。排水系は、反応度制御系と原子炉停止系の2つの機能を有する。</li> <li>スクラム時には、給水ポンプの停止、給水吐出弁及び流量調整弁の閉止により炉心タンクへの給水が停止するとともに、急速排水弁及び通常排水弁の開により炉心タンクから排水する。</li> <li>急速排水弁及び通常排水弁は、並列に設置され、共に圧縮空気で駆動し、圧縮空気又は電源が喪失した場合、スプリング反力により開放されるフェイルセーフの機構である。</li> <li>急速排水弁及び通常排水弁は、炉下室（S）に設置する。</li> </ul>																																																									
型式	シリンダ駆動及びスプリング反力駆動型																																																									
基数	2基																																																									
全開時間	スクラム信号発生後1s以内																																																									
主要材料	ステンレス鋼																																																									
耐震重要度分類	Bクラス																																																									
型式	シリンダ駆動及びスプリング反力駆動型																																																									
基数	1基																																																									
主要材料	ステンレス鋼																																																									
耐震重要度分類	Cクラス																																																									
名 称	急速排水弁(D-VP-51101A,B)																																																									
機 器 種 別	—																																																									
耐震クラス	B																																																									
流体の種類	軽水																																																									
全開時間	スクラム信号発生後1s以内																																																									
最高使用圧力	0.68 MPa																																																									
最高使用温度	80℃																																																									
名 称	通常排水弁(D-VP-51102)																																																									
機 器 種 別	—																																																									
耐震クラス	C																																																									
流体の種類	軽水																																																									
最高使用圧力	0.68 MPa																																																									
最高使用温度	80℃																																																									
名 称	急速排水弁(D-VP-51101A,B)																																																									
型 式	ボール弁																																																									
主要寸法（呼び径）	80A																																																									
主要材料	弁箱 SCS13																																																									
駆動方式	空気圧及びスプリング反力駆動																																																									

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性															
	<table border="1" data-bbox="1086 204 1792 383"> <tr> <td>名 称</td> <td colspan="2">通常排水弁 (D-VP-51102)</td> </tr> <tr> <td>型 式</td> <td colspan="2">ボール弁</td> </tr> <tr> <td>主要寸法 (呼び径)</td> <td colspan="2">25 A</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>弁箱</td> <td>SCS13</td> </tr> <tr> <td>駆 動 方 式</td> <td colspan="2">空気圧及びスプリング反力駆動</td> </tr> </table> <p data-bbox="1086 386 1572 411">急速排水弁及び通常排水弁の構造を図-2. IV. 6に示す。</p> <p data-bbox="1086 454 1769 480">なお、排水系主要弁に該当しないその他の弁の施設箇所を図-2. IV. 1に示す。</p>	名 称	通常排水弁 (D-VP-51102)		型 式	ボール弁		主要寸法 (呼び径)	25 A		主要材料	弁箱	SCS13	駆 動 方 式	空気圧及びスプリング反力駆動		
名 称	通常排水弁 (D-VP-51102)																
型 式	ボール弁																
主要寸法 (呼び径)	25 A																
主要材料	弁箱	SCS13															
駆 動 方 式	空気圧及びスプリング反力駆動																

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																																		
<p>(5) 給排水系（主配管）</p> <table border="1" data-bbox="152 240 954 791"> <tr> <td data-bbox="152 240 371 683">基本仕様</td> <td data-bbox="371 240 954 683"> <ul style="list-style-type: none"> <li>給水系は、給水ポンプ、給水吐出弁、流量調整弁、給水バイパス弁、配管等から構成し、軽水を炉心タンクに給水する。給水系は、反応度制御系として、給水流量を制限及び調整する機能を有している。運転時には、高速給水系又は低速給水系で炉心タンクに給水することにより炉心に正の反応度を添加し、通常排水弁を開き排水することにより炉心に負の反応度を添加する。</li> <li>排水系は、通常排水弁1基、急速排水弁2基、配管等で構成し、軽水をダンプ槽に排水する。排水系は、反応度制御系と原子炉停止系の2つの機能を有する。</li> <li>排水系においては、その配管径を給水系のそれよりも太くする等により、給水系の故障等による異常な給水があった場合でも確実に排水されるように設計する。</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 683 371 719">数量</td> <td data-bbox="371 683 954 719">1 式</td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 719 371 756">主要材料</td> <td data-bbox="371 719 954 756">ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 756 371 791">耐震重要度分類</td> <td data-bbox="371 756 954 791">Cクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>給水系は、給水ポンプ、給水吐出弁、流量調整弁、給水バイパス弁、配管等から構成し、軽水を炉心タンクに給水する。給水系は、反応度制御系として、給水流量を制限及び調整する機能を有している。運転時には、高速給水系又は低速給水系で炉心タンクに給水することにより炉心に正の反応度を添加し、通常排水弁を開き排水することにより炉心に負の反応度を添加する。</li> <li>排水系は、通常排水弁1基、急速排水弁2基、配管等で構成し、軽水をダンプ槽に排水する。排水系は、反応度制御系と原子炉停止系の2つの機能を有する。</li> <li>排水系においては、その配管径を給水系のそれよりも太くする等により、給水系の故障等による異常な給水があった場合でも確実に排水されるように設計する。</li> </ul>	数量	1 式	主要材料	ステンレス鋼	耐震重要度分類	Cクラス	<p>第2編 計測制御系統施設のうちIV. 制御設備</p> <p>(5) 給排水系（主配管）</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(5) 給排水系（主配管）</p> <table border="1" data-bbox="1088 376 1827 1238"> <thead> <tr> <th>名 称</th> <th>機器種別</th> <th>耐震クラス</th> <th>流体の種類</th> <th>最高使用圧力 (MPa)</th> <th>最高使用温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ダンプ槽から高速給水ポンプ及び低速給水ポンプまで※1</td> <td>—</td> <td>C</td> <td>軽水</td> <td>0.0 (静水頭)</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>高速給水ポンプから弁D-VP-51104及びD-VP-51108まで</td> <td>第4種管</td> <td>C</td> <td>軽水</td> <td>0.68</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>低速給水ポンプから弁D-VP-51105及びD-VP-51109まで</td> <td>第4種管</td> <td>C</td> <td>軽水</td> <td>0.68</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>弁D-VP-51104及びD-VP-51105から炉心タンク並びに弁D-VP-51101A、D-VP-51101B及びD-VP-51102まで</td> <td>第4種管</td> <td>C</td> <td>軽水</td> <td>0.68</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>弁D-VP-51108及びD-VP-51109からダンプ槽まで</td> <td>第4種管</td> <td>C</td> <td>軽水</td> <td>0.68</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>弁D-VP-51101A、D-VP-51101B及びD-VP-51102からダンプ槽まで※1</td> <td>—</td> <td>C</td> <td>軽水</td> <td>0.0 (静水頭)</td> <td>80</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：耐圧・漏えい検査対象外</p>	名 称	機器種別	耐震クラス	流体の種類	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	ダンプ槽から高速給水ポンプ及び低速給水ポンプまで※1	—	C	軽水	0.0 (静水頭)	80	高速給水ポンプから弁D-VP-51104及びD-VP-51108まで	第4種管	C	軽水	0.68	80	低速給水ポンプから弁D-VP-51105及びD-VP-51109まで	第4種管	C	軽水	0.68	80	弁D-VP-51104及びD-VP-51105から炉心タンク並びに弁D-VP-51101A、D-VP-51101B及びD-VP-51102まで	第4種管	C	軽水	0.68	80	弁D-VP-51108及びD-VP-51109からダンプ槽まで	第4種管	C	軽水	0.68	80	弁D-VP-51101A、D-VP-51101B及びD-VP-51102からダンプ槽まで※1	—	C	軽水	0.0 (静水頭)	80	<p>給排水系（主配管）の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>給水系は、給水ポンプ、給水吐出弁、流量調整弁、給水バイパス弁、配管等から構成し、軽水を炉心タンクに給水する。給水系は、反応度制御系として、給水流量を制限及び調整する機能を有している。運転時には、高速給水系又は低速給水系で炉心タンクに給水することにより炉心に正の反応度を添加し、通常排水弁を開き排水することにより炉心に負の反応度を添加する。</li> <li>排水系は、通常排水弁1基、急速排水弁2基、配管等で構成し、軽水をダンプ槽に排水する。排水系は、反応度制御系と原子炉停止系の2つの機能を有する。</li> <li>排水系においては、その配管径を給水系のそれよりも太くする等により、給水系の故障等による異常な給水があった場合でも確実に排水されるように設計する。</li> </ul>																																																			
数量	1 式																																																			
主要材料	ステンレス鋼																																																			
耐震重要度分類	Cクラス																																																			
名 称	機器種別	耐震クラス	流体の種類	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)																																															
ダンプ槽から高速給水ポンプ及び低速給水ポンプまで※1	—	C	軽水	0.0 (静水頭)	80																																															
高速給水ポンプから弁D-VP-51104及びD-VP-51108まで	第4種管	C	軽水	0.68	80																																															
低速給水ポンプから弁D-VP-51105及びD-VP-51109まで	第4種管	C	軽水	0.68	80																																															
弁D-VP-51104及びD-VP-51105から炉心タンク並びに弁D-VP-51101A、D-VP-51101B及びD-VP-51102まで	第4種管	C	軽水	0.68	80																																															
弁D-VP-51108及びD-VP-51109からダンプ槽まで	第4種管	C	軽水	0.68	80																																															
弁D-VP-51101A、D-VP-51101B及びD-VP-51102からダンプ槽まで※1	—	C	軽水	0.0 (静水頭)	80																																															

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																																																																										
	<p>3.2 設計仕様</p> <p>(5) 給排水系主配管</p> <p>給排水系主配管の設計仕様を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1048 272 1818 1114"> <thead> <tr> <th rowspan="2">名 称</th> <th colspan="3">主 要 寸 法</th> <th rowspan="2">主要材料</th> </tr> <tr> <th>外 径 (mm)</th> <th>呼び径 (A)</th> <th>厚 さ (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">ダンプ槽から 高速給水ポンプ及び低速給 水ポンプまで</td> <td>76.3</td> <td>65</td> <td>3.5</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td>60.5</td> <td>50</td> <td>3.5</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">高速給水ポンプから 弁D-VP-51104及び D-VP-51108まで</td> <td>60.5</td> <td>50</td> <td>3.5</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td>48.6</td> <td>40</td> <td>3.0</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">低速給水ポンプから 弁D-VP-51105及び D-VP-51109まで</td> <td>48.6</td> <td>40</td> <td>3.0</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td>34.0</td> <td>25</td> <td>3.0</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td rowspan="8">主 配 管 弁D-VP-51104及び D-VP-51105から 炉心タンク並びに 弁D-VP-51101A、 D-VP-51101B及び D-VP-51102まで</td> <td>216.3</td> <td>200</td> <td>4.0</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td>165.2</td> <td>150</td> <td>3.4</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td>114.3</td> <td>100</td> <td>3.0</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td>89.1</td> <td>80</td> <td>3.0</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td>60.5</td> <td>50</td> <td>3.5</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td>48.6</td> <td>40</td> <td>3.0</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td>34.0</td> <td>25</td> <td>3.0</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td>34.0</td> <td>25</td> <td>3.0</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">弁D-VP-51108及び D-VP-51109から ダンプ槽まで</td> <td>48.6</td> <td>40</td> <td>3.0</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td>34.0</td> <td>25</td> <td>3.0</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">弁D-VP-51101A、 D-VP-51101B及び D-VP-51102から ダンプ槽まで</td> <td>165.2</td> <td>150</td> <td>3.4</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td>89.1</td> <td>80</td> <td>3.0</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td>34.0</td> <td>25</td> <td>3.0</td> <td>SUS304TP</td> </tr> </tbody> </table> <p>主配管の溶接箇所図を図-2. IV. 8に示す。また、給排水系主配管の鳥瞰図を図-2. IV. 11 (1)～(10)、サポート構造図を図-2. IV. 12 (1)～(37)に示す。</p> <p>フランジ継手は、試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準 第56条第5項第2号に示される規格に対応する発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2012) PPD-3414 (1) a. に示される規格 (材料に関する部分を除く。) に適合するものを使用する。</p> <p>管継手は、試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準 第56条第7項第1号に示される規格に対応する発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2012) PPD-3415 (1) に示される規格 (形状及び寸法に関する部分に限る。) のいずれかに適合するものを使用する。</p> <p>なお、主配管に該当しないその他の配管の設計仕様 (呼び径、材料) は、図-2. IV. 1に示す。</p>	名 称	主 要 寸 法			主要材料	外 径 (mm)	呼び径 (A)	厚 さ (mm)	ダンプ槽から 高速給水ポンプ及び低速給 水ポンプまで	76.3	65	3.5	SUS304TP	60.5	50	3.5	SUS304TP	高速給水ポンプから 弁D-VP-51104及び D-VP-51108まで	60.5	50	3.5	SUS304TP	48.6	40	3.0	SUS304TP	低速給水ポンプから 弁D-VP-51105及び D-VP-51109まで	48.6	40	3.0	SUS304TP	34.0	25	3.0	SUS304TP	主 配 管 弁D-VP-51104及び D-VP-51105から 炉心タンク並びに 弁D-VP-51101A、 D-VP-51101B及び D-VP-51102まで	216.3	200	4.0	SUS304TP	165.2	150	3.4	SUS304TP	114.3	100	3.0	SUS304TP	89.1	80	3.0	SUS304TP	60.5	50	3.5	SUS304TP	48.6	40	3.0	SUS304TP	34.0	25	3.0	SUS304TP	34.0	25	3.0	SUS304TP	弁D-VP-51108及び D-VP-51109から ダンプ槽まで	48.6	40	3.0	SUS304TP	34.0	25	3.0	SUS304TP	弁D-VP-51101A、 D-VP-51101B及び D-VP-51102から ダンプ槽まで	165.2	150	3.4	SUS304TP	89.1	80	3.0	SUS304TP	34.0	25	3.0	SUS304TP	
名 称	主 要 寸 法			主要材料																																																																																								
	外 径 (mm)	呼び径 (A)	厚 さ (mm)																																																																																									
ダンプ槽から 高速給水ポンプ及び低速給 水ポンプまで	76.3	65	3.5	SUS304TP																																																																																								
	60.5	50	3.5	SUS304TP																																																																																								
高速給水ポンプから 弁D-VP-51104及び D-VP-51108まで	60.5	50	3.5	SUS304TP																																																																																								
	48.6	40	3.0	SUS304TP																																																																																								
低速給水ポンプから 弁D-VP-51105及び D-VP-51109まで	48.6	40	3.0	SUS304TP																																																																																								
	34.0	25	3.0	SUS304TP																																																																																								
主 配 管 弁D-VP-51104及び D-VP-51105から 炉心タンク並びに 弁D-VP-51101A、 D-VP-51101B及び D-VP-51102まで	216.3	200	4.0	SUS304TP																																																																																								
	165.2	150	3.4	SUS304TP																																																																																								
	114.3	100	3.0	SUS304TP																																																																																								
	89.1	80	3.0	SUS304TP																																																																																								
	60.5	50	3.5	SUS304TP																																																																																								
	48.6	40	3.0	SUS304TP																																																																																								
	34.0	25	3.0	SUS304TP																																																																																								
	34.0	25	3.0	SUS304TP																																																																																								
弁D-VP-51108及び D-VP-51109から ダンプ槽まで	48.6	40	3.0	SUS304TP																																																																																								
	34.0	25	3.0	SUS304TP																																																																																								
弁D-VP-51101A、 D-VP-51101B及び D-VP-51102から ダンプ槽まで	165.2	150	3.4	SUS304TP																																																																																								
	89.1	80	3.0	SUS304TP																																																																																								
	34.0	25	3.0	SUS304TP																																																																																								

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																																			
<p>(6) 給排水系（ダンプ槽）</p> <table border="1" data-bbox="152 240 952 624"> <tr> <td>基本仕様</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>STACYの反応度制御は、炉下室（S）に設置してあるダンプ槽から炉心タンクへの給水、炉心タンクからダンプ槽への排水により、炉心タンク内の水位を制御することにより行う。</li> <li>ダンプ槽には、軽水の調整、サンプリング分析等をするための各種ノズル等を装備する。</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>堅型円筒槽</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約6 m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td>耐震重要度分類</td> <td>Cクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>STACYの反応度制御は、炉下室（S）に設置してあるダンプ槽から炉心タンクへの給水、炉心タンクからダンプ槽への排水により、炉心タンク内の水位を制御することにより行う。</li> <li>ダンプ槽には、軽水の調整、サンプリング分析等をするための各種ノズル等を装備する。</li> </ul>	型式	堅型円筒槽	基数	1 基	容量	約6 m <sup>3</sup>	主要材料	ステンレス鋼	耐震重要度分類	Cクラス	<p>第2編 計測制御系統施設のうちIV. 制御設備</p> <p>(6) 給排水系（ダンプ槽）</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(6) 給排水系（ダンプ槽）</p> <table border="1" data-bbox="1086 379 1675 587"> <tr> <td>名 称</td> <td>ダンプ槽</td> </tr> <tr> <td>機器種別</td> <td>第4種容器</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td>流体の種類</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>静水頭（2.5 m）</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>80 ℃</td> </tr> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(6) 給排水系（ダンプ槽）</p> <p>ダンプ槽は、図-2. IV. 9に示すとおり、上下のさら形鏡板に円筒胴を接続する設計とする。</p> <p>ダンプ槽は、4本の支持脚（補強板付きH形鋼）を介して実験棟A建家床に接着系アンカーにて取付けられた架台にボルトにより固定される。</p> <p>ダンプ槽の設計仕様を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1086 863 1715 1289"> <tr> <td>名 称</td> <td colspan="2">ダンプ槽</td> </tr> <tr> <td>型 式</td> <td colspan="2">堅型円筒形（開放タンク）</td> </tr> <tr> <td>容 量</td> <td colspan="2">6 m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">主 要 寸 法</td> <td>胴 内 径</td> <td>2000 mm</td> </tr> <tr> <td>胴 厚 さ</td> <td>8 mm（6.16 mm以上）</td> </tr> <tr> <td>鏡 板 厚 さ</td> <td>8 mm（5.60 mm以上）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主 要 材 料</td> <td>高 さ</td> <td>2516 mm</td> </tr> <tr> <td>胴 板</td> <td>SUS304</td> </tr> <tr> <td></td> <td>鏡 板</td> <td>SUS304</td> </tr> <tr> <td>数 量</td> <td colspan="2">1 基</td> </tr> </table>	名 称	ダンプ槽	機器種別	第4種容器	耐震クラス	C	流体の種類	軽水	最高使用圧力	静水頭（2.5 m）	最高使用温度	80 ℃	名 称	ダンプ槽		型 式	堅型円筒形（開放タンク）		容 量	6 m <sup>3</sup>		主 要 寸 法	胴 内 径	2000 mm	胴 厚 さ	8 mm（6.16 mm以上）	鏡 板 厚 さ	8 mm（5.60 mm以上）	主 要 材 料	高 さ	2516 mm	胴 板	SUS304		鏡 板	SUS304	数 量	1 基		<p>給排水系（ダンプ槽）の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>STACYの反応度制御は、炉下室（S）に設置してあるダンプ槽から炉心タンクへの給水、炉心タンクからダンプ槽への排水により、炉心タンク内の水位を制御することにより行う。</li> <li>ダンプ槽には、軽水の調整、サンプリング分析等をするための各種ノズル等を装備する。</li> </ul>																																																				
型式	堅型円筒槽																																																				
基数	1 基																																																				
容量	約6 m <sup>3</sup>																																																				
主要材料	ステンレス鋼																																																				
耐震重要度分類	Cクラス																																																				
名 称	ダンプ槽																																																				
機器種別	第4種容器																																																				
耐震クラス	C																																																				
流体の種類	軽水																																																				
最高使用圧力	静水頭（2.5 m）																																																				
最高使用温度	80 ℃																																																				
名 称	ダンプ槽																																																				
型 式	堅型円筒形（開放タンク）																																																				
容 量	6 m <sup>3</sup>																																																				
主 要 寸 法	胴 内 径	2000 mm																																																			
	胴 厚 さ	8 mm（6.16 mm以上）																																																			
	鏡 板 厚 さ	8 mm（5.60 mm以上）																																																			
主 要 材 料	高 さ	2516 mm																																																			
	胴 板	SUS304																																																			
	鏡 板	SUS304																																																			
数 量	1 基																																																				

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書		設工認申請書		整合性																							
(7) 安全板駆動装置		第2編 計測制御系統施設のうちIV. 制御設備 (7) 安全板駆動装置 【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】 3. 設 計 3.1 設計条件 (7) 安全板駆動装置		安全板駆動装置の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。																							
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全板装置は、安全板及びその駆動装置から構成する。安全板装置は、原子炉停止系として、スクラム時に負の反応度を投入することにより、炉心を速やかに未臨界にし、かつ、未臨界を維持する機能を有する。</li> <li>安全板及びその駆動装置は、炉心構成（格子板、棒状燃料配列等）に応じたもの及び枚数を用いる。</li> <li>安全板駆動装置は、炉心タンク上部に設置する。</li> <li>安全板駆動装置は、運転に先立って電磁石に安全板を吸着させ、安全板上限位置に待機させる。スクラム時には、スクラム信号により電磁石が消磁することにより、安全板を炉心タンク内に重力落下させる。</li> </ul>	<table border="1"> <tr><td>名 称</td><td>安全板駆動装置</td></tr> <tr><td>機器種別</td><td>—</td></tr> <tr><td>耐震クラス</td><td>B</td></tr> <tr><td>駆動方式</td><td>重力による自然落下（スクラム時）</td></tr> <tr><td>挿入時間</td><td>1.5秒以内（スクラム時<sup>*1</sup>）</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>80℃</td></tr> </table>	名 称		安全板駆動装置	機器種別	—	耐震クラス	B	駆動方式	重力による自然落下（スクラム時）	挿入時間	1.5秒以内（スクラム時 <sup>*1</sup> ）	最高使用温度	80℃												
名 称	安全板駆動装置																										
機器種別	—																										
耐震クラス	B																										
駆動方式	重力による自然落下（スクラム時）																										
挿入時間	1.5秒以内（スクラム時 <sup>*1</sup> ）																										
最高使用温度	80℃																										
基 数	2基以上8基以下	※1：スクラム時の起点は、安全保護系の検知器が異常を検知したときとする。以下本申請書において同じ。																									
駆動方式	重力による自然落下（スクラム時）	3.2 設計仕様																									
駆動ストローク	約150cm	(7) 安全板駆動装置																									
スクラム時挿入時間	1.5s以内（棒状燃料の有効長下端から5cmまでの挿入時間）	本申請で新設する安全板駆動装置は、図-2. IV. 10(1)～(2)に示すとおり、安全板の重力落下をガイドするガイドレールをアングル材で補強した構造（以下「ガイドフレーム」という。）とする。																									
材料	アルミニウム合金又はステンレス鋼	ガイドフレームは、上端の吊フレームを移動支持架台（第1編 IIIの図-1. III. 5(6)～(7)に構造を示す。）に吊り下げ固定し、下端を格子板に取付けた振れ止め金具で下部ベースプレートに水平支持されるように設置する。																									
耐震重要度分類	Bクラス	安全板を吸着保持する電磁石を有し、上部からワイヤーを接続してガイドレールに沿って移動可能な構造とする。待機状態では、安全板の先端がガイドピン及び上段格子板スリットに挿入された位置で固定する。安全板の挿入は、安全保護系の計装または手動スクラム操作等の信号を受けて発する安全保護回路のスクラム信号により、スクラム遮断器を開放して電磁石を消磁することで行われる。																									
		安全板駆動装置の設計仕様を以下に示す。																									
		<table border="1"> <tr><td>名 称</td><td colspan="2">安全板駆動装置</td></tr> <tr><td>型 式</td><td colspan="2">開放型フレーム構造</td></tr> <tr><td>駆動長さ</td><td colspan="2">1395 mm</td></tr> <tr><td rowspan="3">ガイドフレーム 主要寸法</td><td>縦</td><td>144 mm</td></tr> <tr><td>横</td><td>314 mm</td></tr> <tr><td>高さ</td><td>2100 mm</td></tr> <tr><td rowspan="2">主要材料</td><td>ガイドレール</td><td>SUS304</td></tr> <tr><td>補強アングル</td><td>A6063S</td></tr> <tr><td>数 量</td><td colspan="2">4 基</td></tr> </table>		名 称	安全板駆動装置		型 式	開放型フレーム構造		駆動長さ	1395 mm		ガイドフレーム 主要寸法	縦	144 mm	横	314 mm	高さ	2100 mm	主要材料	ガイドレール	SUS304	補強アングル	A6063S	数 量	4 基	
名 称	安全板駆動装置																										
型 式	開放型フレーム構造																										
駆動長さ	1395 mm																										
ガイドフレーム 主要寸法	縦	144 mm																									
	横	314 mm																									
	高さ	2100 mm																									
主要材料	ガイドレール	SUS304																									
	補強アングル	A6063S																									
数 量	4 基																										

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																	
<p>(8) ガイドピン</p> <table border="1" data-bbox="152 240 954 416"> <tr> <td>基本仕様</td> <td>・原子炉停止系の安全板を、炉心タンクの軽水中に確実に挿入するために設ける。</td> </tr> <tr> <td>材 料</td> <td>アルミニウム合金又はジルコニウム合金</td> </tr> <tr> <td>構 造</td> <td>棒状又は管状</td> </tr> <tr> <td>耐震重要度分類</td> <td>Bクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	・原子炉停止系の安全板を、炉心タンクの軽水中に確実に挿入するために設ける。	材 料	アルミニウム合金又はジルコニウム合金	構 造	棒状又は管状	耐震重要度分類	Bクラス	<p>第2編 計測制御系統施設のうちIV. 制御設備</p> <p>(8) ガイドピン</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(8) ガイドピン</p> <table border="1" data-bbox="1086 379 1671 520"> <tr> <td>名 称</td> <td>ガイドピン</td> </tr> <tr> <td>機器種別</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>B※<sup>1</sup></td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>80 ℃</td> </tr> </table> <p>※1：ガイドピンは、支持構造物に固定されていないため、共振するおそれはない。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(8) ガイドピン</p> <p>ガイドピンは、図-2. IV. 10(1)に示すとおり、棒形状の設計とする。</p> <p>ガイドピンは、格子板の安全板挿入スリットの両端に設けるガイドピン孔に挿入して使用する。</p> <p>ガイドピンの設計仕様を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1086 826 1711 1082"> <tr> <td colspan="2">名 称</td> <td>ガイドピン</td> </tr> <tr> <td colspan="2">型 式</td> <td>棒形状</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主要寸法</td> <td>長 さ</td> <td>1537 mm (先端キャップ部を除く)</td> </tr> <tr> <td>外 径</td> <td>10.8 mm</td> </tr> <tr> <td colspan="2">主 要 材 料</td> <td>ジルカロイ-4 (ASTM R60804)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">数 量</td> <td>16 本</td> </tr> </table>	名 称	ガイドピン	機器種別	—	耐震クラス	B※ <sup>1</sup>	最高使用温度	80 ℃	名 称		ガイドピン	型 式		棒形状	主要寸法	長 さ	1537 mm (先端キャップ部を除く)	外 径	10.8 mm	主 要 材 料		ジルカロイ-4 (ASTM R60804)	数 量		16 本	<p>ガイドピンの設計条件及び設計仕様は以下に示すとおりであり、ガイドピンに係る申請は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	・原子炉停止系の安全板を、炉心タンクの軽水中に確実に挿入するために設ける。																																		
材 料	アルミニウム合金又はジルコニウム合金																																		
構 造	棒状又は管状																																		
耐震重要度分類	Bクラス																																		
名 称	ガイドピン																																		
機器種別	—																																		
耐震クラス	B※ <sup>1</sup>																																		
最高使用温度	80 ℃																																		
名 称		ガイドピン																																	
型 式		棒形状																																	
主要寸法	長 さ	1537 mm (先端キャップ部を除く)																																	
	外 径	10.8 mm																																	
主 要 材 料		ジルカロイ-4 (ASTM R60804)																																	
数 量		16 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

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																										
<p>(9) 未臨界板</p> <table border="1" data-bbox="152 240 949 483"> <tr> <td data-bbox="152 240 367 448">基本仕様</td> <td data-bbox="367 240 949 448"> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 448 367 483">耐震クラス</td> <td data-bbox="367 448 949 483">Cクラス</td> </tr> </table>	基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	耐震クラス	Cクラス	<p>第2編 計測制御系統施設のうちIV. 制御設備</p> <p>(9) 未臨界板</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(9) 未臨界板</p> <table border="1" data-bbox="1086 376 1740 799"> <thead> <tr> <th>名 称</th> <th>未臨界板</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>機 器 種 別</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>耐 震 ク ラ ス</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td>吸 収 材</td> <td>カドミウム</td> </tr> <tr> <td>吸収材厚さ</td> <td>0.3 mm以上</td> </tr> <tr> <td>吸収材有効幅</td> <td>170 mm以上</td> </tr> <tr> <td>吸収材有効長</td> <td>約1500 mm</td> </tr> <tr> <td>未 臨 界 板 幅</td> <td>約230 mm</td> </tr> <tr> <td>未臨界板厚さ</td> <td>約2 mm</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>常温</td> </tr> <tr> <td>機 能</td> <td>津波による浸水に対し、炉心の未臨界を確保すること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(9) 未臨界板</p> <p>本申請で新設する未臨界板は、図-2. IV. 17(1)～(2)に示すとおり、中性子吸収材（カドミウム）をステンレス鋼板で被覆した設計とする。炉心構成作業は未臨界板が炉心に挿入されている状態で行うことを原子力科学研究所原子炉施設保安規定（その下部規定も含む。）に定め、遵守する。</p> <p>未臨界板の設計仕様を以下に示す。</p>	名 称	未臨界板	機 器 種 別	—	耐 震 ク ラ ス	C	吸 収 材	カドミウム	吸収材厚さ	0.3 mm以上	吸収材有効幅	170 mm以上	吸収材有効長	約1500 mm	未 臨 界 板 幅	約230 mm	未臨界板厚さ	約2 mm	最高使用温度	常温	機 能	津波による浸水に対し、炉心の未臨界を確保すること。	<p>未臨界板の設計条件及び設計仕様は以下に示すとおりであり、未臨界板に係る申請は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>																											
耐震クラス	Cクラス																											
名 称	未臨界板																											
機 器 種 別	—																											
耐 震 ク ラ ス	C																											
吸 収 材	カドミウム																											
吸収材厚さ	0.3 mm以上																											
吸収材有効幅	170 mm以上																											
吸収材有効長	約1500 mm																											
未 臨 界 板 幅	約230 mm																											
未臨界板厚さ	約2 mm																											
最高使用温度	常温																											
機 能	津波による浸水に対し、炉心の未臨界を確保すること。																											

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																															
	<table border="1" data-bbox="1086 240 1713 694"> <thead> <tr> <th colspan="2" data-bbox="1086 240 1339 276">名 称</th> <td data-bbox="1339 240 1713 276">未臨界板</td> </tr> <tr> <th colspan="2" data-bbox="1086 276 1339 311">型 式</th> <td data-bbox="1339 276 1713 311">板状形状</td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1086 311 1126 659" rowspan="5">主 要 寸 法</td> <td data-bbox="1126 311 1339 346">高  高  高</td> <td data-bbox="1339 311 1713 346">1550 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1126 346 1339 381">幅</td> <td data-bbox="1339 346 1713 381">220 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1126 381 1182 416">中性</td> <td data-bbox="1182 381 1339 416">幅</td> <td data-bbox="1339 381 1713 416">180 mm (170 mm以上)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1126 416 1182 451">子吸</td> <td data-bbox="1182 416 1339 451">厚  厚  厚</td> <td data-bbox="1339 416 1713 451">1.0 mm (0.3 mm以上)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1126 451 1182 486">収材</td> <td data-bbox="1182 451 1339 486">有効長</td> <td data-bbox="1339 451 1713 486">1480 mm (1420 mm以上)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1086 486 1339 521"></td> <td data-bbox="1339 486 1713 521">被覆材厚さ</td> <td data-bbox="1339 486 1713 521">0.5 mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1086 521 1126 659" rowspan="2">主 要 材 料</td> <td data-bbox="1126 521 1339 563">被覆材</td> <td data-bbox="1339 521 1713 563">SUS304</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1126 563 1339 659">中性子吸収材</td> <td data-bbox="1339 563 1713 659">カドミウム (JIS H2113相当)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1086 659 1339 694"></td> <td data-bbox="1339 659 1713 694">枚  数</td> <td data-bbox="1339 659 1713 694">4 枚</td> </tr> </tbody> </table>	名 称		未臨界板	型 式		板状形状	主 要 寸 法	高  高  高	1550 mm	幅	220 mm	中性	幅	180 mm (170 mm以上)	子吸	厚  厚  厚	1.0 mm (0.3 mm以上)	収材	有効長	1480 mm (1420 mm以上)		被覆材厚さ	0.5 mm	主 要 材 料	被覆材	SUS304	中性子吸収材	カドミウム (JIS H2113相当)		枚  数	4 枚	
名 称		未臨界板																															
型 式		板状形状																															
主 要 寸 法	高  高  高	1550 mm																															
	幅	220 mm																															
	中性	幅	180 mm (170 mm以上)																														
	子吸	厚  厚  厚	1.0 mm (0.3 mm以上)																														
	収材	有効長	1480 mm (1420 mm以上)																														
	被覆材厚さ	0.5 mm																															
主 要 材 料	被覆材	SUS304																															
	中性子吸収材	カドミウム (JIS H2113相当)																															
	枚  数	4 枚																															

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性							
<p>(1) インターロック a) 起動インターロック</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>基本仕様</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 起動インターロックは、STACYを起動する際に、運転可能な状態になっていること及びSTACYの運転手順が確実に行われることを確保するためのもので、この条件が満足されなければ、急速排水弁及び通常排水弁を閉じることができず、また、給水ポンプの起動並びに給水吐出弁及び流量調整弁の開操作をすることもできない。</li> <li>・ STACYの運転中に条件が満足されなくなった場合には、給水ポンプの停止並びに給水吐出弁及び流量調整弁の閉により給水不可とするとともに、急速排水弁及び通常排水弁の開により軽水を排水する。</li> <li>・ 起動するためには、次の条件を満足していなければならない。               <ol style="list-style-type: none"> <li>1) スクラム条件が解除されていること。</li> <li>2) 炉室フードクレーンが定位置であること。</li> <li>3) ダンプ槽の受入弁及び払出弁が閉であること。</li> <li>4) 安全板が待機状態にあること。</li> <li>5) 起動系の中性子束指示値が正常であること。</li> </ol> </li> </ul> </div>	<p>第2編 計測制御系統施設のうちV. その他の主要な事項</p> <p>(1) インターロック 【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計 3.1 設計条件 (1) インターロック a) 起動インターロック 起動インターロックは、STACYを起動する際に、運転可能な状態になっていること及びSTACYの運転手順が確実に行われることを確保するためのものである。起動インターロックの設計条件を以下に示す。</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-top: 10px;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">インターロック名称</th> <th>インターロック条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4" style="text-align: center; vertical-align: middle;">起動インターロック※</td> <td>スクラム条件が解除されていること。</td> </tr> <tr> <td>炉室フードクレーンが定位置であること。</td> </tr> <tr> <td>ダンプ槽の受入弁(D-VM-51110)及びダンプ槽の払出弁(D-VM-51111)が閉であること。</td> </tr> <tr> <td>安全板が待機状態にあること。 起動系の中性子束指示値が正常であること(計数率：3 cps以上)。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ インターロック条件が満足されなければ、急速排水弁及び通常排水弁を閉じることができず、また、給水ポンプの起動並びに給水吐出弁及び流量調整弁の開操作をすることもできない。</p> <p>STACYの運転中に条件が満足されなくなった場合には、給水ポンプの停止並びに給水吐出弁及び流量調整弁の閉により給水不可とするとともに、急速排水弁及び通常排水弁の開により軽水を排水する。</p>	インターロック名称	インターロック条件	起動インターロック※	スクラム条件が解除されていること。	炉室フードクレーンが定位置であること。	ダンプ槽の受入弁(D-VM-51110)及びダンプ槽の払出弁(D-VM-51111)が閉であること。	安全板が待機状態にあること。 起動系の中性子束指示値が正常であること(計数率：3 cps以上)。	<p>インターロックの設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
インターロック名称	インターロック条件								
起動インターロック※	スクラム条件が解除されていること。								
	炉室フードクレーンが定位置であること。								
	ダンプ槽の受入弁(D-VM-51110)及びダンプ槽の払出弁(D-VM-51111)が閉であること。								
	安全板が待機状態にあること。 起動系の中性子束指示値が正常であること(計数率：3 cps以上)。								

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性															
<p>b) 運転制御用インターロック</p> <p>基本仕様</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転制御用インターロックは、STACYを安全な運転状態に維持するための制御設備を作動させるために設けており、反応度添加停止インターロックと排水開始インターロックがある。運転制御用インターロックの条件と対象機器を第1表に示す。</li> </ul> <p>1) 反応度添加停止インターロック</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・反応度添加停止インターロックは、炉心に予定外の反応度が添加されるのを防止するため、反応度を添加できる設備のうち選択していないものの運転を不可とする。</li> <li>・反応度を添加する設備としては、高速給水系及び低速給水系がある。また、可動装荷物駆動装置は、その駆動により反応度を添加するおそれのある設備である。その他、段階的な給水による臨界近接手順を確実なものとするため、給水停止スイッチが設けられている。高速給水系、低速給水系及び可動装荷物駆動装置並びに給水停止スイッチは、2つ以上同時に運転することができない。</li> <li>・反応度添加停止インターロックは、炉心に制御範囲を超えて反応度を添加するのを防止するため、次の条件のとき給水を自動的に停止させる機能を有する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 給水停止スイッチが作動したとき。</li> <li>(ii) 給水停止素子の位置が高速給水制限水位を超えたとき。</li> <li>(iii) 起動系の炉周期短が作動したとき。</li> <li>(iv) 運転系対数出力系の炉周期短が作動したとき。</li> <li>(v) ダンプ槽が水位低となったとき。</li> <li>(vi) 高速給水バイパス弁が閉止したとき。</li> <li>(vii) 低速給水バイパス弁が閉止したとき。</li> <li>(viii) パルス中性子発生装置を運転しているとき。</li> </ul> </li> </ul> <p>2) 排水開始インターロック</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・排水開始インターロックは、運転系線型出力系の中性子束の指示値が測定範囲外になったとき又は排水開始スイッチが作動したとき、急速排水弁及び通常排水弁を開とし軽水を排水するとともに、給水を停止させる機能を有する。</li> </ul>	<p>b) 運転制御用インターロック</p> <p>運転制御用インターロックは、STACYを安全な運転状態に維持するための制御設備を作動させるために設けており、反応度添加停止インターロックと排水開始インターロックがある。運転制御用インターロックの設計条件を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1086 343 1825 798"> <thead> <tr> <th>インターロック名称</th> <th>インターロック条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">運転制御用インターロック ※</td> <td>給水停止スイッチが作動したとき。</td> </tr> <tr> <td>給水停止素子の位置が高速給水制限水位を超えたとき。*<sub>1</sub></td> </tr> <tr> <td>起動系の炉周期短が作動したとき。</td> </tr> <tr> <td>運転系対数出力系の炉周期短が作動したとき。</td> </tr> <tr> <td>ダンプ槽が水位低となったとき。</td> </tr> <tr> <td>高速給水バイパス弁が閉止したとき。*<sub>1</sub></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">排水開始インターロック ※※</td> <td>低速給水バイパス弁が閉止したとき。*<sub>2</sub></td> </tr> <tr> <td>パルス中性子発生装置を運転しているとき。</td> </tr> <tr> <td>運転系線型出力系の中性子束指示値が測定範囲外になったとき。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">排水開始スイッチが作動したとき。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ インターロック条件が働いた場合には、給水（*1の条件については、高速給水系、*2の条件については、低速給水系）を停止させる。また、高速給水系、低速給水系及び可動装荷物駆動装置並びに給水停止スイッチは、2つ以上同時に運転することができない。</p> <p>※※ インターロック条件が働いた場合には、急速排水弁及び通常排水弁を開とし軽水を排水するとともに、給水を停止させる。</p> <p>c) 盤</p> <p>インターロック盤の設計条件は、平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で認可を受けたとおりである。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(1) インターロック</p> <p>改造は、既設のインターロック盤内の回路を改造するとともに、新設するインターロック条件の検出部及び作動部(インターロック対象機器)を回路に接続するものである。インターロック盤の筐体は既設をそのまま使用するため、設計仕様は平成2年8月23日付け2安(原規)第198号で認可を受けたとおりである。</p> <p>改造後の各インターロックの設計仕様を以下に示す。(太枠部は新設する検出部及び作動部)</p>	インターロック名称	インターロック条件	運転制御用インターロック ※	給水停止スイッチが作動したとき。	給水停止素子の位置が高速給水制限水位を超えたとき。* <sub>1</sub>	起動系の炉周期短が作動したとき。	運転系対数出力系の炉周期短が作動したとき。	ダンプ槽が水位低となったとき。	高速給水バイパス弁が閉止したとき。* <sub>1</sub>	排水開始インターロック ※※	低速給水バイパス弁が閉止したとき。* <sub>2</sub>	パルス中性子発生装置を運転しているとき。	運転系線型出力系の中性子束指示値が測定範囲外になったとき。	排水開始スイッチが作動したとき。		
インターロック名称	インターロック条件																
運転制御用インターロック ※	給水停止スイッチが作動したとき。																
	給水停止素子の位置が高速給水制限水位を超えたとき。* <sub>1</sub>																
	起動系の炉周期短が作動したとき。																
	運転系対数出力系の炉周期短が作動したとき。																
	ダンプ槽が水位低となったとき。																
	高速給水バイパス弁が閉止したとき。* <sub>1</sub>																
排水開始インターロック ※※	低速給水バイパス弁が閉止したとき。* <sub>2</sub>																
	パルス中性子発生装置を運転しているとき。																
	運転系線型出力系の中性子束指示値が測定範囲外になったとき。																
排水開始スイッチが作動したとき。																	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																				
	<p>a) 起動インターロック</p> <table border="1" data-bbox="1086 309 1832 935"> <thead> <tr> <th data-bbox="1086 309 1178 379">インターロック 名称</th> <th data-bbox="1178 309 1458 379">インターロック条件</th> <th data-bbox="1458 309 1659 379">検出部</th> <th data-bbox="1659 309 1832 379">作動部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1086 379 1178 485" rowspan="5" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">起動 インター ロック</td> <td data-bbox="1178 379 1458 485">スクラム条件が解除されていること。</td> <td data-bbox="1458 379 1659 485">スクラム継電器</td> <td data-bbox="1659 379 1832 485">高速給水ポンプ 高速給水吐出弁 (D-VP-51104)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 485 1458 587">炉室フードクレーンが定位置であること。</td> <td data-bbox="1458 485 1659 587">定位置リミットスイッチ</td> <td data-bbox="1659 485 1832 587">高速流量調整弁 (D-VP-51106)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 587 1458 724">ダンプ槽の受入弁(D-VM-51110)及びダンプ槽の払出弁(D-VM-51111)が閉であること。</td> <td data-bbox="1458 587 1659 724">ダンプ槽の受入弁及びダンプ槽の払出弁の閉リミットスイッチ</td> <td data-bbox="1659 587 1832 724">低速給水ポンプ 低速給水吐出弁 (D-VP-51105) 低速流量調整弁 (D-VP-51107)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 724 1458 829">安全板が待機状態にあること。*</td> <td data-bbox="1458 724 1659 829">上限リミットスイッチ及び電磁石継電器</td> <td data-bbox="1659 724 1832 829">急速排水弁 (D-VP-51101A, B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 829 1458 935">起動系の中性子束指示値が正常であること。*</td> <td data-bbox="1458 829 1659 935">対数計数率回路のトリップ回路</td> <td data-bbox="1659 829 1832 935">通常排水弁 (D-VP-51102)</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1086 943 1630 963">* : 停止余裕測定時にバイパススイッチによりバイパスする。</p>	インターロック 名称	インターロック条件	検出部	作動部	起動 インター ロック	スクラム条件が解除されていること。	スクラム継電器	高速給水ポンプ 高速給水吐出弁 (D-VP-51104)	炉室フードクレーンが定位置であること。	定位置リミットスイッチ	高速流量調整弁 (D-VP-51106)	ダンプ槽の受入弁(D-VM-51110)及びダンプ槽の払出弁(D-VM-51111)が閉であること。	ダンプ槽の受入弁及びダンプ槽の払出弁の閉リミットスイッチ	低速給水ポンプ 低速給水吐出弁 (D-VP-51105) 低速流量調整弁 (D-VP-51107)	安全板が待機状態にあること。*	上限リミットスイッチ及び電磁石継電器	急速排水弁 (D-VP-51101A, B)	起動系の中性子束指示値が正常であること。*	対数計数率回路のトリップ回路	通常排水弁 (D-VP-51102)	
インターロック 名称	インターロック条件	検出部	作動部																			
起動 インター ロック	スクラム条件が解除されていること。	スクラム継電器	高速給水ポンプ 高速給水吐出弁 (D-VP-51104)																			
	炉室フードクレーンが定位置であること。	定位置リミットスイッチ	高速流量調整弁 (D-VP-51106)																			
	ダンプ槽の受入弁(D-VM-51110)及びダンプ槽の払出弁(D-VM-51111)が閉であること。	ダンプ槽の受入弁及びダンプ槽の払出弁の閉リミットスイッチ	低速給水ポンプ 低速給水吐出弁 (D-VP-51105) 低速流量調整弁 (D-VP-51107)																			
	安全板が待機状態にあること。*	上限リミットスイッチ及び電磁石継電器	急速排水弁 (D-VP-51101A, B)																			
	起動系の中性子束指示値が正常であること。*	対数計数率回路のトリップ回路	通常排水弁 (D-VP-51102)																			

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

整合性

設工認申請書

b) 運転制御用インターロック

インターロック名称	インターロック条件	検出部	インターロック対象機器											
			高速給水系	給水吐出弁 (D-VP-51104) 流量調整弁 (D-VP-51105)	給水吐出弁 (D-VP-51106)	低速給水系	給水吐出弁 (D-VP-51105) 流量調整弁 (D-VP-51107)	可動核燃料物 駆動装置	給水停止スイング 駆動装置	給水停止スイング 駆動装置	急速排水弁 (D-VP-51101A) (D-VP-51101B)	通常排水弁 (D-VP-51102)		
運転制御用インターロック	高速給水系が給水準備状態のとき	検知器	○	-	X	X	X	X	-	-	-	-	-	-
	高速給水系で給水しているとき	検知器、弁付バッチ	○	○	X	X	X	X	X	X	-	-	-	-
	低速給水系が給水準備状態のとき	検知器	X	X	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	低速給水系で給水しているとき	検知器、弁付バッチ	X	X	○	○	○	○	X	X	-	-	-	-
	可動核燃料物駆動装置を運転しているとき	検知器	-	X	X	-	-	-	○	X	-	-	-	-
	給水停止スイングが作動したとき	検知器	-	X	X	-	-	-	○	X	-	-	-	-
	給水停止スイングの位置が高速給水側限水位置を越えたとき	検知器	X	X	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	弁位置検知器	検知器	X	X	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	如周閉鎖（駆動系）が作動したとき	如周閉鎖の「リフト」回路	-	X	X	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	如周閉鎖（運転系対出力系）が作動したとき	如周閉鎖の「リフト」回路	-	X	X	-	-	-	-	-	-	-	-	-
タンク種が水位低となったとき	水位計	X	X	X	X	X	X	-	-	-	-	-	-	
高速給水バイパス弁が閉じたとき	弁付バッチ	X	X	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
低速給水バイパス弁が閉じたとき	弁付バッチ	-	X	X	-	-	-	X	X	-	-	-	-	
パルス中性子発生装置を運転しているとき	検知器	-	-	X	-	-	-	X	X	-	-	-	-	
排水開始スイッチが作動したとき	検知器	X	X	X	X	X	X	X	X	-	-	-	-	

○：運転状態または非閉鎖状態、×：運転不可または非閉鎖不可、-：対象外  
\*：停止弁閉鎖時にバイパススイッチによりバイパスする。

設置変更許可申請書

インターロック名称	インターロック条件	インターロック対象機器											
		高速給水系	給水吐出弁 (D-VP-51104) 流量調整弁 (D-VP-51105)	給水吐出弁 (D-VP-51106)	低速給水系	給水吐出弁 (D-VP-51105) 流量調整弁 (D-VP-51107)	可動核燃料物 駆動装置	給水停止スイング 駆動装置	給水停止スイング 駆動装置	急速排水弁 (D-VP-51101A) (D-VP-51101B)	通常排水弁 (D-VP-51102)		
運転制御用インターロック	高速給水系が給水準備状態のとき	○	-	X	X	X	X	-	-	-	-	-	-
	高速給水系で給水しているとき	○	○	X	X	X	X	X	X	-	-	-	-
	低速給水系が給水準備状態のとき	X	X	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	低速給水系で給水しているとき	X	X	○	○	○	○	○	X	X	-	-	-
	可動核燃料物駆動装置を運転しているとき	-	X	X	-	-	-	-	○	X	-	-	-
	給水停止スイングが作動したとき	-	X	X	-	-	-	-	○	X	-	-	-
	給水停止スイングの位置が高速給水側限水位置を越えたとき	X	X	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	弁位置検知器	X	X	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	如周閉鎖（駆動系）が作動したとき	-	X	X	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	如周閉鎖（運転系対出力系）が作動したとき	-	X	X	-	-	-	-	-	-	-	-	-
タンク種が水位低となったとき	X	X	X	X	X	X	X	-	-	-	-	-	
高速給水バイパス弁が閉じたとき	X	X	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
低速給水バイパス弁が閉じたとき	-	X	X	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
パルス中性子発生装置を運転しているとき	-	X	X	-	-	-	-	X	X	-	-	-	
排水開始スイッチが作動したとき	X	X	X	X	X	X	X	X	X	-	-	-	

○：運転状態または非閉鎖状態、×：運転不可または非閉鎖不可、-：対象外

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																										
<p>(2) 警報回路</p> <table border="1" data-bbox="152 274 952 446"> <tr> <td data-bbox="152 274 365 446">基本仕様</td> <td data-bbox="365 274 952 446"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中性子束、炉周期、温度、流量等のプロセス変数が設定値を超えた場合に、警報を発する回路を設ける。</li> <li>・炉心タンクの軽水の温度が、70℃を超えたとき、警報を発する。</li> <li>・ダンプ槽の水温が、70℃を超えたとき、警報を発する。</li> </ul> </td> </tr> </table>	基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中性子束、炉周期、温度、流量等のプロセス変数が設定値を超えた場合に、警報を発する回路を設ける。</li> <li>・炉心タンクの軽水の温度が、70℃を超えたとき、警報を発する。</li> <li>・ダンプ槽の水温が、70℃を超えたとき、警報を発する。</li> </ul>	<p>第2編 計測制御系統施設のうちV. その他の主要な事項</p> <p>(2) 警報回路</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(2) 警報回路</p> <p>中性子束、炉周期、温度、流量等のプロセス変数が設定値を超えた場合に警報を発する回路を設ける。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(2) 警報回路</p> <p>改造は、既設のモニタ盤（第2編のⅡ. その他の主要な計装に記載）の警報回路へ新設するその他の主要な計装（第2編のⅡ. その他の主要な計装に記載）の警報信号を接続するものである。</p> <p>改造後の警報回路の設計仕様を以下に示す。（太枠部は新設するその他の主要な計装）</p> <table border="1" data-bbox="1086 718 1727 1281"> <thead> <tr> <th>名 称</th> <th>作動条件</th> <th>警報設定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">起動系</td> <td>炉周期短</td> <td>20、5 s</td> </tr> <tr> <td>高圧電源電圧低</td> <td>-5、-10 %</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">運転系線型出力系</td> <td>測定範囲逸脱</td> <td>各測定レンジの10 %、 90 %</td> </tr> <tr> <td>高圧電源電圧低</td> <td>-5 %</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">運転系対数出力系</td> <td>炉周期短</td> <td>20、5 s</td> </tr> <tr> <td>高圧電源電圧低</td> <td>-5、-10 %</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">安全出力系</td> <td>出力高</td> <td>180 W、220 W</td> </tr> <tr> <td>積分出力高</td> <td>40 W・h、100 W・h</td> </tr> <tr> <td>高圧電源電圧低</td> <td>-5、-10 %</td> </tr> <tr> <td>サーボ型水位計</td> <td>炉心タンク水位高</td> <td>0～1500 mm *</td> </tr> <tr> <td>高速流量計</td> <td>給水流量高</td> <td>0～400 ℓ/min *</td> </tr> <tr> <td>低速流量計</td> <td>給水流量高</td> <td>0～150 ℓ/min *</td> </tr> <tr> <td>炉心温度計</td> <td>炉心温度高</td> <td>70 ℃</td> </tr> <tr> <td>ダンプ槽温度計</td> <td>ダンプ槽温度高</td> <td>70 ℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：運転計画に従って設定</p>	名 称	作動条件	警報設定値	起動系	炉周期短	20、5 s	高圧電源電圧低	-5、-10 %	運転系線型出力系	測定範囲逸脱	各測定レンジの10 %、 90 %	高圧電源電圧低	-5 %	運転系対数出力系	炉周期短	20、5 s	高圧電源電圧低	-5、-10 %	安全出力系	出力高	180 W、220 W	積分出力高	40 W・h、100 W・h	高圧電源電圧低	-5、-10 %	サーボ型水位計	炉心タンク水位高	0～1500 mm *	高速流量計	給水流量高	0～400 ℓ/min *	低速流量計	給水流量高	0～150 ℓ/min *	炉心温度計	炉心温度高	70 ℃	ダンプ槽温度計	ダンプ槽温度高	70 ℃	<p>警報回路の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中性子束、炉周期、温度、流量等のプロセス変数が設定値を超えた場合に、警報を発する回路を設ける。</li> <li>・炉心タンクの軽水の温度が、70℃を超えたとき、警報を発する。</li> <li>・ダンプ槽の水温が、70℃を超えたとき、警報を発する。</li> </ul>																																											
名 称	作動条件	警報設定値																																										
起動系	炉周期短	20、5 s																																										
	高圧電源電圧低	-5、-10 %																																										
運転系線型出力系	測定範囲逸脱	各測定レンジの10 %、 90 %																																										
	高圧電源電圧低	-5 %																																										
運転系対数出力系	炉周期短	20、5 s																																										
	高圧電源電圧低	-5、-10 %																																										
安全出力系	出力高	180 W、220 W																																										
	積分出力高	40 W・h、100 W・h																																										
	高圧電源電圧低	-5、-10 %																																										
サーボ型水位計	炉心タンク水位高	0～1500 mm *																																										
高速流量計	給水流量高	0～400 ℓ/min *																																										
低速流量計	給水流量高	0～150 ℓ/min *																																										
炉心温度計	炉心温度高	70 ℃																																										
ダンプ槽温度計	ダンプ槽温度高	70 ℃																																										

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																														
<p>(1) 可動装荷物駆動装置</p> <table border="1" data-bbox="152 276 954 1080"> <tr> <td data-bbox="152 276 365 754">基本仕様</td> <td data-bbox="365 276 954 754"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・駆動装置、操作機器及び案内管（炉心内で可動装荷物を駆動する場合）で構成する。</li> <li>・実験計画に応じて異なる駆動装置を製作して使用する。駆動装置は、原則として減速材及び反射材（軽水）の外側に支持固定する。給排水又はスロッシングにより駆動装置が被水するおそれがある場合には防水性を考慮した設計とする。駆動装置の特性上、軽水中に設置する場合には水密性を確保した設計とする。</li> <li>・可動装荷物を炉心に挿入する場合には、炉心タンク内に支持固定された、適切な強度を有する案内管で保護する。</li> <li>・駆動装置の操作機器は、制御室に設置し、遠隔操作できる設計とする。</li> <li>・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。</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 754 365 962">核的制限</td> <td data-bbox="365 754 954 962"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・反応度値 合計0.3ドル以下 (同時に設置する全可動装荷物駆動装置及び内挿管の浸水による置換反応度を含む。)</li> <li>・反応度添加率 3セント/s 以下 (運転に先立ち、核的制限値の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。)</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 962 365 1002">駆動方法</td> <td data-bbox="365 962 954 1002">ボールねじ駆動（上下駆動）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 1002 365 1080">耐震重要度分類</td> <td data-bbox="365 1002 954 1080">Bクラス（炉心タンク内又は炉心上方に固定するもの） Cクラス（上記Bクラス以外のもの）</td> </tr> </table>	基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>・駆動装置、操作機器及び案内管（炉心内で可動装荷物を駆動する場合）で構成する。</li> <li>・実験計画に応じて異なる駆動装置を製作して使用する。駆動装置は、原則として減速材及び反射材（軽水）の外側に支持固定する。給排水又はスロッシングにより駆動装置が被水するおそれがある場合には防水性を考慮した設計とする。駆動装置の特性上、軽水中に設置する場合には水密性を確保した設計とする。</li> <li>・可動装荷物を炉心に挿入する場合には、炉心タンク内に支持固定された、適切な強度を有する案内管で保護する。</li> <li>・駆動装置の操作機器は、制御室に設置し、遠隔操作できる設計とする。</li> <li>・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。</li> </ul>	核的制限	<ul style="list-style-type: none"> <li>・反応度値 合計0.3ドル以下 (同時に設置する全可動装荷物駆動装置及び内挿管の浸水による置換反応度を含む。)</li> <li>・反応度添加率 3セント/s 以下 (運転に先立ち、核的制限値の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。)</li> </ul>	駆動方法	ボールねじ駆動（上下駆動）	耐震重要度分類	Bクラス（炉心タンク内又は炉心上方に固定するもの） Cクラス（上記Bクラス以外のもの）	<p>第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうちⅠ. 主要な実験設備</p> <p>(1) 可動装荷物駆動装置</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>3. 設 計</p> <p>3.1 設計条件</p> <table border="1" data-bbox="1059 344 1700 628"> <tr> <th colspan="2">名 称</th> <th>駆動装置</th> </tr> <tr> <td colspan="2">機器種別</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="2">耐震クラス</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td colspan="2">最高使用圧力</td> <td>大気圧</td> </tr> <tr> <td colspan="2">最高使用温度</td> <td>40℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">核的制限値</td> <td>反応度添加率</td> <td>3セント/s 以下*1</td> </tr> <tr> <td>反応度値</td> <td>0.3ドル以下*1、*2</td> </tr> </table> <p>*1：原子炉施設原子炉施設保安規定に基づき、運転に先立ち、可動装荷物駆動装置の反応度添加率及び反応度値（サンプル棒の反応度値も含む。）が、核的制限値の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。なお、サンプル棒は安全機能を有していないため、その仕様は添付書類「Ⅲ-17-2 可動装荷物駆動装置の駆動速度検討書」に参考として示す。</p> <p>*2：同時に設置する全ての可動装荷物駆動装置及び内挿管の浸水による置換反応度を含む。</p> <table border="1" data-bbox="1059 868 1700 1112"> <tr> <th colspan="2">名 称</th> <th>案内管</th> </tr> <tr> <td colspan="2">機器種別</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="2">耐震クラス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td colspan="2">流体の種類</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td colspan="2">最高使用圧力</td> <td>静水頭（外圧）</td> </tr> <tr> <td colspan="2">最高使用温度</td> <td>80℃</td> </tr> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>本申請で新設する駆動装置は、図-3.Ⅰ.2に示すとおり、ボールねじ式の昇降装置により、可動装荷物を収納したサンプル棒を接続した取付座を上下に駆動し、可動装荷物の位置設定ができる設計とする。また、駆動速度設定範囲は、可動装荷物の移動による反応度添加率が3セント/s以下となるよう設計する。</p> <p>駆動装置の操作機器（第2編Ⅱ. その他の主要な計装に記載している監視操作盤）は、制御室に設置し、遠隔操作及び駆動速度を監視できる設計とする。</p> <p>駆動装置は、実験装置架台（第1編Ⅲの図-1.Ⅲ.5(1)～(5)に構造を示す。）に支持架台を介してボルトで固定する。</p>	名 称		駆動装置	機器種別		—	耐震クラス		C	最高使用圧力		大気圧	最高使用温度		40℃	核的制限値	反応度添加率	3セント/s 以下*1	反応度値	0.3ドル以下*1、*2	名 称		案内管	機器種別		—	耐震クラス		B	流体の種類		軽水	最高使用圧力		静水頭（外圧）	最高使用温度		80℃	<p>可動装荷物駆動装置の設計条件及び設計仕様、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
基本仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>・駆動装置、操作機器及び案内管（炉心内で可動装荷物を駆動する場合）で構成する。</li> <li>・実験計画に応じて異なる駆動装置を製作して使用する。駆動装置は、原則として減速材及び反射材（軽水）の外側に支持固定する。給排水又はスロッシングにより駆動装置が被水するおそれがある場合には防水性を考慮した設計とする。駆動装置の特性上、軽水中に設置する場合には水密性を確保した設計とする。</li> <li>・可動装荷物を炉心に挿入する場合には、炉心タンク内に支持固定された、適切な強度を有する案内管で保護する。</li> <li>・駆動装置の操作機器は、制御室に設置し、遠隔操作できる設計とする。</li> <li>・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。</li> </ul>																																															
核的制限	<ul style="list-style-type: none"> <li>・反応度値 合計0.3ドル以下 (同時に設置する全可動装荷物駆動装置及び内挿管の浸水による置換反応度を含む。)</li> <li>・反応度添加率 3セント/s 以下 (運転に先立ち、核的制限値の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。)</li> </ul>																																															
駆動方法	ボールねじ駆動（上下駆動）																																															
耐震重要度分類	Bクラス（炉心タンク内又は炉心上方に固定するもの） Cクラス（上記Bクラス以外のもの）																																															
名 称		駆動装置																																														
機器種別		—																																														
耐震クラス		C																																														
最高使用圧力		大気圧																																														
最高使用温度		40℃																																														
核的制限値	反応度添加率	3セント/s 以下*1																																														
	反応度値	0.3ドル以下*1、*2																																														
名 称		案内管																																														
機器種別		—																																														
耐震クラス		B																																														
流体の種類		軽水																																														
最高使用圧力		静水頭（外圧）																																														
最高使用温度		80℃																																														

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性																																		
	<p>駆動装置の設計仕様を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1086 237 1756 588"> <thead> <tr> <th>名 称</th> <th>駆動装置</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>型 式</td> <td>ボールねじ駆動式（上下駆動）</td> </tr> <tr> <td>駆動速度設定範囲</td> <td>0.0～10.0 mm/s</td> </tr> <tr> <td>駆動速度精度</td> <td>± 1 mm/s</td> </tr> <tr> <td>駆動長さ</td> <td>1400 mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">主 要 寸 法</td> <td>縦</td> <td>229 mm</td> </tr> <tr> <td>横</td> <td>284 mm</td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td>1845 mm</td> </tr> <tr> <td>基 数</td> <td>1 基</td> </tr> </tbody> </table> <p>本申請で新設する案内管は、図-3. I. 3に示すとおり、炉心タンク底部の管台と取合うフランジを有する管と格子板フレーム架台からの支持サポート部で延長接続するための支持プレートと有する管からなる2分割構造として設計とする。</p> <p>案内管は、使用するサンプル棒の収納部に合わせて径の異なる2種類を用意し、実験計画に応じて交換して使用する。</p> <p>炉心タンク内に挿入される案内管の下端は、炉心タンク底部の管台にフランジによりボルト固定され、上端は格子板フレーム架台からの支持サポートで、中間部を格子板で水平支持される。延長接続する案内管は、下端に溶接取付けされた支持プレートにより支持サポート部にボルト固定する。</p> <p>案内管の設計仕様を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1086 997 1794 1278"> <thead> <tr> <th>名 称</th> <th>案内管</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>型 式</td> <td>2分割管型</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">主 要 寸 法</td> <td>管(1)</td> <td>27.2 mm (外径) × t 2.5 mm</td> </tr> <tr> <td>管(2)</td> <td>60 mm (外径) × t 5 mm</td> </tr> <tr> <td>長さ</td> <td>2079 mm、890 mm</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>アルミニウム (A5052T)</td> </tr> <tr> <td>基 数</td> <td>2組 (2分割/組)</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、放射性物質を内蔵する可動装荷物は、取扱い時に容易に外れない脱着式端栓による封入や強固に密封されたもの等に限定し、放射線又は放射性物質が著しく漏えいするおそれがない設計とする。可動装荷物及びサンプル棒の設計・製作に当たっては、その使用条件（温度、圧力等）、制限値（可動装荷物、サンプル棒、収納する放射性物質の最大重量）</p>	名 称	駆動装置	型 式	ボールねじ駆動式（上下駆動）	駆動速度設定範囲	0.0～10.0 mm/s	駆動速度精度	± 1 mm/s	駆動長さ	1400 mm	主 要 寸 法	縦	229 mm	横	284 mm	高さ	1845 mm	基 数	1 基	名 称	案内管	型 式	2分割管型	主 要 寸 法	管(1)	27.2 mm (外径) × t 2.5 mm	管(2)	60 mm (外径) × t 5 mm	長さ	2079 mm、890 mm	主要材料	アルミニウム (A5052T)	基 数	2組 (2分割/組)	
名 称	駆動装置																																			
型 式	ボールねじ駆動式（上下駆動）																																			
駆動速度設定範囲	0.0～10.0 mm/s																																			
駆動速度精度	± 1 mm/s																																			
駆動長さ	1400 mm																																			
主 要 寸 法	縦	229 mm																																		
	横	284 mm																																		
	高さ	1845 mm																																		
基 数	1 基																																			
名 称	案内管																																			
型 式	2分割管型																																			
主 要 寸 法	管(1)	27.2 mm (外径) × t 2.5 mm																																		
	管(2)	60 mm (外径) × t 5 mm																																		
	長さ	2079 mm、890 mm																																		
主要材料	アルミニウム (A5052T)																																			
基 数	2組 (2分割/組)																																			

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
	<p>を考慮した原子力科学研究所内基準「STACY可動装荷物等設計・製作基準」を策定し、同基準に基づき管理する。また、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。）には、可動装荷物及びサンプル棒の設計・製作は同基準に基づき実施することを定め、遵守する。</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

設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性				
<p>(1) 実験棟A及び実験棟B</p> <table border="1" data-bbox="152 344 954 858"> <tr> <td data-bbox="152 344 367 552">遮蔽</td> <td data-bbox="367 344 954 552"> <ul style="list-style-type: none"> <li>実験棟外側の遮蔽は、鉄筋コンクリート造の実験棟外壁及び天井によって行う。</li> <li>遮蔽設計では、放射線業務従事者等が立ち入る場所において、各関係場所への立入頻度、滞在時間等を考慮して、放射線業務従事者等の被ばく線量を十分安全に管理できるように、遮蔽設計基準線量当量率を設け、機器の配置等を行う。</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="152 552 367 858">人の不法な侵入等の防止</td> <td data-bbox="367 552 954 858"> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全上重要な構築物を取り囲む物的障壁を持つ防護された区域を設けて、これらの区域への接近管理、入退域管理を徹底するとともに、警報施設を設け、集中監視する設計とする。</li> <li>原子炉施設を設置する原子力科学研究所の敷地境界には柵を設け、敷地内への入構管理を徹底する。</li> <li>本施設の運転中は、炉室入口を電気的に施錠し、制御室での操作なしには炉室の入口扉が開けられないようにする。</li> <li>核燃料物質貯蔵設備等を設置する部屋には厳重な施錠を行い、その鍵を所定の部署で厳重に保管する。</li> </ul> </td> </tr> </table>	遮蔽	<ul style="list-style-type: none"> <li>実験棟外側の遮蔽は、鉄筋コンクリート造の実験棟外壁及び天井によって行う。</li> <li>遮蔽設計では、放射線業務従事者等が立ち入る場所において、各関係場所への立入頻度、滞在時間等を考慮して、放射線業務従事者等の被ばく線量を十分安全に管理できるように、遮蔽設計基準線量当量率を設け、機器の配置等を行う。</li> </ul>	人の不法な侵入等の防止	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全上重要な構築物を取り囲む物的障壁を持つ防護された区域を設けて、これらの区域への接近管理、入退域管理を徹底するとともに、警報施設を設け、集中監視する設計とする。</li> <li>原子炉施設を設置する原子力科学研究所の敷地境界には柵を設け、敷地内への入構管理を徹底する。</li> <li>本施設の運転中は、炉室入口を電気的に施錠し、制御室での操作なしには炉室の入口扉が開けられないようにする。</li> <li>核燃料物質貯蔵設備等を設置する部屋には厳重な施錠を行い、その鍵を所定の部署で厳重に保管する。</li> </ul>	<p>第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうちⅡ. その他の主要な事項</p> <p>(1) 実験棟A及び実験棟B</p> <p>【以下「設工認申請書」から該当箇所を抜粋】</p> <p>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</p> <p>設計変更内容は、STACYの更新により炉心部線源強度が変更となるため、既設の実験棟Aの設計仕様そのまま、通常運転時の敷地境界外での線量率が十分に低減できることを確認するものである。また、STACYの更新により建家内の線源強度が変更となるため、既設の実験棟A及び実験棟Bの遮蔽設計区分を変更する。既設の実験棟A及び実験棟B（遮蔽壁）の設計仕様そのまま、線源がある部屋の外側の線量率が基準線量率を満足することを確認する。</p> <p>確認結果を添付書類「Ⅲ-5-2 放射線遮蔽計算書」に示す。</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 実験棟A、実験棟B</p> <p>実験棟Aの設計条件（支持機能を確認する地震動を除く。＊1）及び実験棟Bの設計条件は、平成元年3月29日付け元安(原規)第113号で設計及び工事の方法の認可（平成2年12月14日付け2安(原規)第655号で変更の認可）を受けたとおりである。</p> <p>＊1：実験棟Aの支持機能を確認する地震動については、〔STACYの更新（棒状燃料貯蔵設備Ⅱの製作等）〕の申請において、設置（変更）許可を受けた地震動に変更する。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>(1) 実験棟A、実験棟B</p> <p>実験棟A及び実験棟Bについては、既設のものをそのまま使用するので、設計仕様及び構造は平成元年3月29日付け元安(原規)第113号で設計及び工事の方法の認可（平成2年12月14日付け2安(原規)第655号で変更の認可）を受けたとおりである。また、人の不法な侵入等の防止については、図-3.Ⅱ.1に示すとおり、STACY施設は防護柵、鉄筋コンクリート造建家等の物的障壁により防護する。また、「炉室及び核燃料物質貯蔵設備」並びに「制御室及び電気室」への入口は、それぞれ1か所に限定し、これらの入り口を施錠管理する。なお、人の不法な侵入等の防止のために講ずる措置は、原子力科学研究所原子炉施設核物質防護規定及び原子力科学研究所原子炉施設保安規定（その下部規定も含む。）に定めて遵守する。</p>	<p>実験棟A及び実験棟Bの遮蔽設計並びに設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書に記載された内容に整合するものである。</p>
遮蔽	<ul style="list-style-type: none"> <li>実験棟外側の遮蔽は、鉄筋コンクリート造の実験棟外壁及び天井によって行う。</li> <li>遮蔽設計では、放射線業務従事者等が立ち入る場所において、各関係場所への立入頻度、滞在時間等を考慮して、放射線業務従事者等の被ばく線量を十分安全に管理できるように、遮蔽設計基準線量当量率を設け、機器の配置等を行う。</li> </ul>					
人の不法な侵入等の防止	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全上重要な構築物を取り囲む物的障壁を持つ防護された区域を設けて、これらの区域への接近管理、入退域管理を徹底するとともに、警報施設を設け、集中監視する設計とする。</li> <li>原子炉施設を設置する原子力科学研究所の敷地境界には柵を設け、敷地内への入構管理を徹底する。</li> <li>本施設の運転中は、炉室入口を電気的に施錠し、制御室での操作なしには炉室の入口扉が開けられないようにする。</li> <li>核燃料物質貯蔵設備等を設置する部屋には厳重な施錠を行い、その鍵を所定の部署で厳重に保管する。</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	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            機構は、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）に基づき、原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制を品質マネジメントシステムとして構築し、原子力の安全を確保する。</p> <p>2. 適用範囲            本品質管理計画は、原子炉施設において実施する保安活動に適用する。</p> <p>3. 定義            本品質管理計画における用語の定義は、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈に従うものとする。</p>	<p>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>本品質マネジメント計画書において原子力施設検査室長とあるのは、「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」の変更認可が下り原子力施設検査室を設置するまでの間は、原子力施設検査準備室長と読み替える。</p> <p>1. 目的            本品質マネジメント計画書は、原子力科学研究所（以下「研究所」という。）の原子炉施設及び核燃料物質使用施設等（以下「原子炉施設等」という。）における保安活動に関して、「原子力科学研究所原子炉施設保安規定」及び「原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定」（以下「保安規定」という。）並びに原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）に基づき、原子炉施設等の安全の確保・維持・向上を図るための保安活動に係る品質マネジメントシステムを構築し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的として定める。</p> <p>2. 適用範囲            本品質マネジメント計画書の第4章から第8章までは、建設段階、運転段階及び廃止段階の原子炉施設等において実施する保安活動に適用する。第9章は、使用施設等（令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しないものに限る。）について適用する。</p> <p>3. 定義            本品質マネジメント計画書における用語の定義は、次の事項を除き、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈並びに JIS Q 9000：2015 品質マネジメントシステム－基本及び用語に従うものとする。</p> <p>(1) 本部            機構の本部組織（以下「本部」という。）は、統括監査の職、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長をいう。</p> <p>(2) 部長</p>	<p>原子炉施設変更許可申請書（共通編本文）に記載した品質管理計画を受け、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）」に適合するように策定した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書（QS-P10）」により設計及び工事の品質管理を行うため整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 一般要求事項</p> <p>(1) 保安に係る各組織は、本品質管理計画に従い、保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その有効性を維持するために、継続的に改善する。</p> <p>(2) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを構築し、運用する。その際、次の事項を考慮する。</p> <p>a) 原子炉施設、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度</p> <p>b) 原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ</p> <p>c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行された場合に起こり得る影響</p> <p>(3) 保安に係る各組織は、原子炉施設に適用される関係法令及び規制要求事項を明確にし、品質マネジメントシステムに必要な文書に反映する。</p> <p>(4) 保安に係る各組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を明確にする。また、保安活動の各プロセスにおいて次の事項を実施する。</p> <p>a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスにより達成される結果を明確にする。</p> <p>b) プロセスの順序及び相互関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を明確にする。</p> <p>c) プロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために、必要な保安活動の状況を示す指標（該当する安全実績指標を含む。以下「保安活動指標」という。）並びに判断基準及び方法を明確にする。</p> <p>d) プロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。</p> <p>e) プロセスの運用状況を監視及び測定し、分析する。ただし、監視及び測定することが困難な場合は、この限りでない。</p> <p>f) プロセスについて、業務の計画どおりの結果を得るため、かつ、有効性を維持するために必要な処置（プロセスの変更を含む。）を行う。</p> <p>g) プロセス及び組織を品質マネジメントシステムと整合のとれたものにする。</p> <p>h) 意思決定のプロセスにおいて対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるよう</p>	<p>保安管理部長、工務技術部長、放射線管理部長、バックエンド技術部長、研究炉加速器技術部長、臨界ホット試験技術部長及び原子力施設検査室長をいう。</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>(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</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>に適切に解決する。これにはセキュリティ対策と原子力の安全に係る対策とが互いに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。</p> <p>i) 健全な安全文化を育成し、維持するための取組を実施する。</p> <p>(5) 保安に係る各組織は、業務・原子炉施設に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を明確にし、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。</p> <p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>品質マネジメントシステムに関する文書について、保安活動の重要度に応じて作成し、次の文書体系の下に管理する。</p> <p>(1) 品質方針及び品質目標</p> <p>(2) 品質マニュアル</p> <p>(3) 規則が要求する手順</p> <p>(4) プロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために必要と判断した指示書、図面等を含む文書</p> <p>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>	<p>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。</p> <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・核セキュリティ統括部長、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> <div data-bbox="1055 963 1771 1334" data-label="Diagram"> </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>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>a) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。）</p> <p>b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項</p> <p>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</p> <p>d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</p> <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> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>d) 文書の変更内容の識別及び最新の改定版の識別を確実にする。</p> <p>e) 該当する文書の最新の改定版又は適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。</p> <p>f) 文書は、読みやすかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切に識別し、管理する。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。また、記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する管理の方法を定めた手順を作成する。</p>	<p>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。）</p> <p>b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項</p> <p>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</p> <p>d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</p> <p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、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、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> <p>(2) 安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所文書及び記録の管理要領」を定め、部長は、各部の文書及び記録の管理要領を定め、次に掲げる業務に必要な管理の手順を規定する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>d) 文書の変更内容の識別及び最新の改定版の識別を確実にする。</p> <p>e) 該当する文書の最新の改定版又は適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。</p> <p>f) 文書は、読みやすかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切に識別し、管理する。</p> <p>i) 文書の改定時等の必要な時に文書作成時に使用した根拠等が確認できるようにする。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長は、本部の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所文書及び記録の管理要領」を定め、部長は、各部の文書及び記録の管理要領を定め、次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>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>5. 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>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>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・核セキュリティ統括部長、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、品質目標を達成するための計画（7.1 (4) 参照）を作成するとき、次の事項を考慮させる。</p> <p>a) 実施事項</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	設工認申請書	整合性
<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>b) 必要な資源</p> <p>c) 責任者の明確化</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、原子炉施設等の保安規定に定める保安管理体制に基づき、保安に係る組織を図 5.5.1 保安管理組織図に定め、各組織の責任と権限を次のとおり定め、各組織を通じて全体に周知し、保安活動に係る要員が理解することを確実にする。</p> <p>また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書(4.2.1 参照)を定めさせ、保安に係る各組織の要員が自らの職務の範囲において、その保安活動の内容について説明する責任を持って業務を遂行するようにする。</p> <p>(1) 理事長</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>管理責任者は、監査プロセスにおいては統括監査の職、本部（監査プロセスを除く。）においては安全・核セキュリティ統括部長、研究所においては原子力科学研究所担当理事（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>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>5.5.2 管理責任者</p> <p>(1) 理事長は、保安活動の実施部門の長、監査プロセスの長を管理責任者として任命する。また、理事長は、本部(監査プロセスを除く。)の管理責任者を本部の管理者の中から任命する。</p>	<p>(4) 安全・核セキュリティ統括部長 安全・核セキュリティ統括部長は、原子炉施設等の本部における品質マネジメント活動に係る業務、それに関する本部としての総合調整、指導及び支援の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>(5) 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>(6) 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>(7) 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>(8) 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>(9) 核燃料取扱主務者 核燃料取扱主務者は、所掌する使用施設等に関する保安の監督を行う。</p> <p>(10) 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>(11) 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>(12) 課長 課長は、所掌する課における品質保証活動を行う。</p> <p>(13) 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>(14) 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>(15) 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>(16) 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>(1) 管理責任者は、監査プロセスにおいては統括監査の職、本部(監査プロセスを除く。)においては安全・核セキュリティ統括部長、研究所においては研究所担当理事とする。</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>(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>(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、5.5.1に定める管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。</p> <p>a) 業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。</p> <p>b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設等に対する要求事項についての認識を高める。</p> <p>c) 成果を含む業務の実施状況について評価する（5.4.1及び8.2.3参照）。</p> <p>d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。</p> <p>e) 関係法令を遵守する。</p> <p>(2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a) 品質目標（5.4.1参照）を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。</p> <p>b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。</p> <p>c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。</p> <p>d) 要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設等の保安に関する問題の報告を行えるようにする。</p> <p>e) 要員が、積極的に業務の改善への貢献を行えるようにする。</p> <p>(3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取り組むべき改善の機会を捉えるため、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、自己評価（安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。）を実施する。</p> <p>5.5.4 内部コミュニケーション</p> <p>(1) 理事長は、組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にするため、機構に中央安全審査・品質保証委員会を置くとともに、安全・核セキュリティ統括部長、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</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするために、年1回以上(年度末及び必要に応じて)、マネジメントレビューを実施する。</p> <p>(2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>管理責任者は、マネジメントレビューへのインプット情報として、次の事項を含め報告する。</p> <p>a) 内部監査の結果</p> <p>b) 組織の外部の者からの意見</p> <p>c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）</p> <p>d) 使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果</p> <p>e) 安全文化を育成し、維持するための取組の実施状況（安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。）</p> <p>f) 関係法令の遵守状況</p> <p>g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況</p> <p>h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ</p> <p>i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更</p> <p>j) 改善のための提案</p> <p>k) 資源の妥当性</p> <p>l) 保安活動の改善のために実施した処置の有効性</p>	<p>ユーを通じて、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・核セキュリティ統括部長は、「中央安全審査・品質保証委員会の運営について」を定め、所長は、「原子炉施設等安全審査委員会規則」、「使用施設等安全審査委員会規則」及び「原子力科学研究所品質保証推進委員会規則」を定め、保安活動及び品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。</p> <p>(3) 部長は、部内の品質保証審査機関についての要領を定め、品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするために、「マネジメントレビュー実施要領」に基づき、年1回以上(年度末及び必要に応じて)、マネジメントレビューを実施する。</p> <p>(2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>(1) マネジメントレビューへのインプットには次の情報を含むものとする。</p> <p>a) 内部監査の結果</p> <p>b) 組織の外部の者からの意見</p> <p>c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）</p> <p>d) 使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果</p> <p>e) 安全文化を育成し、維持するための取組の実施状況（安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。）</p> <p>f) 関係法令の遵守状況</p> <p>g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況</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>(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>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <p>(1) 理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、管理責任者に必要な改善を指示する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善</p> <p>b) 業務の計画及び実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善</p> <p>e) 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(3) 管理責任者は、(1)項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>保安に係る組織は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。</p> <p>(1) 人的資源（要員の力量）</p> <p>(2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。</p> <p>(2) 保安に係る組織の要員には、業務に必要な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として、力量のある者を充てる。</p> <p>(3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力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>(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部長、契約部長、研究所担当理事、所長及び部長は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。</p> <p>(1) 人的資源（要員の力量）</p> <p>(2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>(1) 理事長、安全・核セキュリティ統括部長、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>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。</p> <p>c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。</p> <p>e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する。</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等について業務に必要なプロセスの計画を策定する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、個別業務の計画と、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合性（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、業務の計画の策定及び変更にあたっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。</p> <p>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>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・核セキュリティ統括部長は、本部における原子力の安全に影響を及ぼす業務のプロセスを明確にし、(1)項の a) から e) に準じた管理を行う。</p> <p>6.3 インフラストラクチャ</p> <p>部長及び課長は、インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系をいう。）を「7.1 業務の計画」にて明確にし、これを維持管理する。</p> <p>6.4 作業環境</p> <p>部長及び課長は、保安のために業務に必要な作業環境を「7.1 業務の計画」にて明確にし、運営管理する。なお、この作業環境には、作業場所の放射線量、温度、照度及び狭隘の程度など作業に影響を及ぼす可能性がある事項を含む。</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 所長及び部長は、原子炉施設等ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等（保安規定に基づく保安活動）について業務に必要なプロセスの計画又は要領（二次文書）を表 4.2.1 のとおり策定する。</p> <p>(2) 部長及び課長は、業務に必要なプロセスの計画又は要領（二次文書）に基づき、個別業務に必要な計画（三次文書：マニュアル、手引、手順等）を作成して、業務を実施する。</p> <p>(3) 上記(1)、(2)の業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合性（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。</p> <p>(4) 所長、部長及び課長は、業務の計画の策定及び変更にあたっては、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>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>e) 業務・原子炉施設のプロセス及びその結果が要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録</p> <p>(4) 保安に係る組織は、業務の計画を、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。</p> <p>7.2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化 保安に係る組織は、次に掲げる事項を要求事項として明確にする。</p> <p>a) 業務・原子炉施設に関連する法令・規制要求事項 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 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。 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。 c) 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を作成し、管理する (4.2.4 参照)。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改定する。また、変更後の要求事項が関連する要員に理解されていることを確実にする。</p> <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション 保安に係る組織は、原子力の安全に関して組織の外部の者と適切なコミュニケーションを図るため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。</p> <p>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>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他の業務がある場合、該当する業務のプロセスを明確にし、上記(1)から(5)項に準じて業務の計画を策定し、管理する。</p> <p>7.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化 所長、部長及び課長は、次の事項を「7.1 業務の計画」において明確にする。</p> <p>a) 業務・原子炉施設等に関連する法令・規制要求事項 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)</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。 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。</p> <p>(3) このレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を作成し、管理する (4.2.4 参照)。</p> <p>(4) 所長、部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改定する。また、変更後の要求事項が関連する要員に理解されていることを確実にする。</p> <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション 所長、部長及び課長は、原子力の安全に関して、規制当局との面談、原子力規制検査等を通じて監督官庁並びに地元自治体との適切なコミュニケーションを図るため、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 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>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度</li> <li>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</li> <li>c) 設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限</li> <li>d) 設計開発に必要な内部及び外部の資源</li> </ul> <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>(2)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 機能及び性能に関する要求事項</li> <li>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</li> <li>c) 適用される法令・規制要求事項</li> <li>d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</li> </ul> <p>(3) 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> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</li> </ul> <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>(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> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度</li> <li>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</li> <li>c) 設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限</li> <li>d) 設計開発に必要な内部及び外部の資源</li> </ul> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 機能及び性能に関する要求事項</li> <li>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</li> <li>c) 適用される法令・規制要求事項</li> <li>d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</li> </ul> <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、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> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</li> </ul> <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>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>(3) 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>(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（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・開発の検証には、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>(4) 設計・開発を外委託した場合には、担当部長又は課長は、仕様書と受注者が実施した設計・開発の結果（受注者から提出される承認図書類）とを対比して検証を実施する。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設等又は個別業務が、規定された性能、指定された用途又は意図された用途に係る要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法（7.3.1 参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、当該原子炉施設等の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合は、当該原子炉施設等の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、実行可能な場合はいつでも、原子炉施設等を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発の妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、その記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設等を構成する要素（材料又は部品）及び関連する原子炉施設等に及ぼす影響の評価を行う。</p> <p>(4) 担当部長又は課長は、変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>7.4 調達</p> <p>所長は、調達する製品又は役務（以下「調達製品等」という。）の調達を着実にするため、「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>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>7.4.1 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>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>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、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取得するための方法及びそれらを他の原子炉施設等の事業者と共有する場合に必要な処置に関する方法を「原子力科学研究所調達管理要領」に定める。</p> <p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) 部長及び課長は、調達製品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。</p> <p>a) 製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項</p> <p>b) 要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項</p> <p>e) 安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項</p> <p>f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</p> <p>g) その他調達物品等に関し必要な要求事項</p> <p>(2) 部長及び課長は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査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</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織は、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>(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>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(8.2.3 参照)。</p> <p>f) 業務のリリース（次工程への引渡し）が規定どおりに実施されている。</p> <p>7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能な場合には、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。これらのプロセスには、業務が実施されてからでしか不具合が顕在化しないようなプロセスが含まれる。</p> <p>(2) 部長及び課長は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。</p> <p>(3) 部長及び課長は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する(4.2.4 参照)。</p> <p>(4) 部長及び課長は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ管理の方法を個別業務の計画の中で明確にする。</p> <p>a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法</p> <p>c) 妥当性確認の方法（所定の方法及び手順を変更した場合の再確認を含む。）</p> <p>d) 記録に関する要求事項</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して適切な手段で業務・原子炉施設等を識別し、管理する。</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

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

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>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>(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</p>	<p>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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力の安全を確保しているかどうかに関して組織の外部の者がどのように受けとめているかについての情報を外部コミュニケーション（7.2.3 参照）により入手し、監視する。</p> <p>(2) この情報は、分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを確認するため、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、統括監査の職に内部監査を実施させる。</p> <p>a) 本品質マネジメント計画書の要求事項</p> <p>b) 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維持する。また、統括監査の職は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。</p> <p>(4) 統括監査の職は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 統括監査の職は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>る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>(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、</p>	<p>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・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、表 8.2.3 を基本として、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定を行う。この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合についての強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。</p> <p>a) 監視及び測定の時期</p> <p>b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法</p> <p>(2) これらの実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。</p> <p>(4) 所長、部長及び課長は、プロセスの監視及び測定の状態について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために、必要な処置を行う。</p> <p>(5) 計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に、修正及び是正処置を行う。</p> <p>8.2.4 検査及び試験</p> <p>原子力施設検査室長は、「原子力科学研究所事業者検査の実施要領」を定め、自主検査及び試験を行う部長は、試験・検査の管理要領を定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 部長及び課長は、原子炉施設等の要求事項が満たされていることを検証するために、個別業務の計画(7.1 参照)に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</p> <p>(2) 検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(3) 記録には、リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を明記する。</p> <p>(4) 個別業務の計画で決めた検査及び試験が支障なく完了するまでは、当該機器等や原子炉施設等を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>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</p>	<p>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・核セキュリティ統括部長、所長は、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、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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長は、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・核セキュリティ統括部長、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</p>	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>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>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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長、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</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

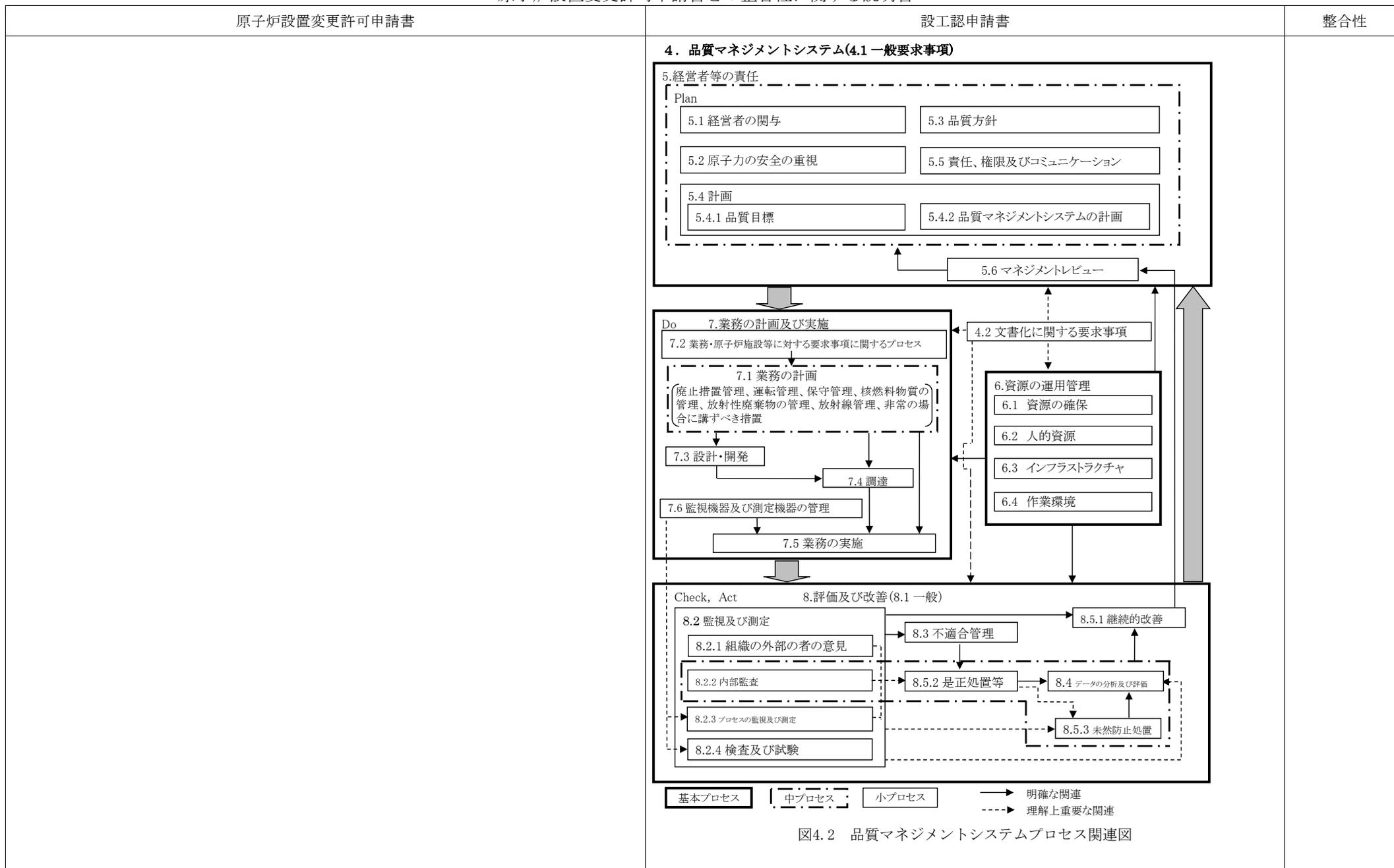
原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書	整合性
<p>b) 品質マネジメントシステムの変更</p> <p>(4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合に関して根本的な原因を究明するための分析の手順を確立し、実施する。</p> <p>(5) 全ての是正処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、前項までの不適合等の是正処置の手順（根本的な原因を究明するための分析に関する手順を含む。）を定め、これを管理する。</p> <p>(7) 保安に係る組織は、前項の手順に基づき、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果か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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長、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・核セキュリティ統括部長、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	設工認申請書	整合性																								
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1055 568 1137 619">区分</th> <th data-bbox="1137 568 1234 619">国民 (規制当局)</th> <th data-bbox="1234 568 1352 619">理事長</th> <th data-bbox="1352 568 1471 619">管理責任者 (本部、監査プロセス、原子力科学研究所)</th> <th data-bbox="1471 568 1615 619">統括監査の職 本部 安全・核セキュリティ総括部、契約部</th> <th data-bbox="1615 568 1957 619">原子力科学研究所各部課</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1055 619 1137 770">計画段階 (Plan)</td> <td data-bbox="1137 619 1234 770">原子力安全</td> <td data-bbox="1234 619 1352 770">                     4.2 文書に関する取扱い事項 (改善の承認、記録の作成)                      4.3 経営者の関与                      4.3.1 原子力安全方針の策定                      4.3.2 原子力安全方針の展開                      4.3.3 目標方針                      4.4 計画                      4.5 責任、権限及びコミュニケーション                      4.6 人的資源                 </td> <td data-bbox="1352 619 1471 770"></td> <td data-bbox="1471 619 1615 770"></td> <td data-bbox="1615 619 1957 770">                     6.3 インフラストラクチャ                      6.4 設備管理                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1055 770 1137 986">実施段階 (Do)</td> <td data-bbox="1137 770 1234 986">                     ・規制要式 等                      ・申請に関する説明                      ・その他説明                      原子力規制検査                 </td> <td data-bbox="1234 770 1352 986"></td> <td data-bbox="1352 770 1471 986"></td> <td data-bbox="1471 770 1615 986">                     7.1 業務の計画                      7.2 業務・原子炉施設等に対する実務事項に関するプロセス                      7.3 設計・開発                      7.4 調達                      7.5 業務の実施                      7.6 監視機能及び測定機能の管理                 </td> <td data-bbox="1615 770 1957 986">                     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、非常の場合に備えるべき措置                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1055 986 1137 1142">評価段階 (Check) 改善段階 (Act)</td> <td data-bbox="1137 986 1234 1142">不適合の重要度に応じて報告</td> <td data-bbox="1234 986 1352 1142">                     8.2.1 組織の外部の者の意見                      8.2.2 内部監査                      8.2.3 プロセスの監視及び測定                 </td> <td data-bbox="1352 986 1471 1142">                     8.3 不適合管理                      8.3.1 不適合の発生                      8.3.2 不適合の報告                      8.3.3 不適合の調査                      8.3.4 不適合の是正                      8.3.5 不適合の再発防止                 </td> <td data-bbox="1471 986 1615 1142">                     8.4 データの分析及び評価                      8.4.1 不適合の発生                      8.4.2 不適合の報告                      8.4.3 不適合の調査                      8.4.4 不適合の是正                      8.4.5 不適合の再発防止                 </td> <td data-bbox="1615 986 1957 1142">                     8.5.1 監視の実施                      8.5.2 測定の実施                      8.5.3 監視及び測定結果の報告                      8.5.4 監視及び測定結果の分析                      8.5.5 監視及び測定結果の報告                 </td> </tr> </tbody> </table>	区分	国民 (規制当局)	理事長	管理責任者 (本部、監査プロセス、原子力科学研究所)	統括監査の職 本部 安全・核セキュリティ総括部、契約部	原子力科学研究所各部課	計画段階 (Plan)	原子力安全	4.2 文書に関する取扱い事項 (改善の承認、記録の作成) 4.3 経営者の関与 4.3.1 原子力安全方針の策定 4.3.2 原子力安全方針の展開 4.3.3 目標方針 4.4 計画 4.5 責任、権限及びコミュニケーション 4.6 人的資源			6.3 インフラストラクチャ 6.4 設備管理	実施段階 (Do)	・規制要式 等 ・申請に関する説明 ・その他説明 原子力規制検査			7.1 業務の計画 7.2 業務・原子炉施設等に対する実務事項に関するプロセス 7.3 設計・開発 7.4 調達 7.5 業務の実施 7.6 監視機能及び測定機能の管理	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、非常の場合に備えるべき措置	評価段階 (Check) 改善段階 (Act)	不適合の重要度に応じて報告	8.2.1 組織の外部の者の意見 8.2.2 内部監査 8.2.3 プロセスの監視及び測定	8.3 不適合管理 8.3.1 不適合の発生 8.3.2 不適合の報告 8.3.3 不適合の調査 8.3.4 不適合の是正 8.3.5 不適合の再発防止	8.4 データの分析及び評価 8.4.1 不適合の発生 8.4.2 不適合の報告 8.4.3 不適合の調査 8.4.4 不適合の是正 8.4.5 不適合の再発防止	8.5.1 監視の実施 8.5.2 測定の実施 8.5.3 監視及び測定結果の報告 8.5.4 監視及び測定結果の分析 8.5.5 監視及び測定結果の報告	
区分	国民 (規制当局)	理事長	管理責任者 (本部、監査プロセス、原子力科学研究所)	統括監査の職 本部 安全・核セキュリティ総括部、契約部	原子力科学研究所各部課																					
計画段階 (Plan)	原子力安全	4.2 文書に関する取扱い事項 (改善の承認、記録の作成) 4.3 経営者の関与 4.3.1 原子力安全方針の策定 4.3.2 原子力安全方針の展開 4.3.3 目標方針 4.4 計画 4.5 責任、権限及びコミュニケーション 4.6 人的資源			6.3 インフラストラクチャ 6.4 設備管理																					
実施段階 (Do)	・規制要式 等 ・申請に関する説明 ・その他説明 原子力規制検査			7.1 業務の計画 7.2 業務・原子炉施設等に対する実務事項に関するプロセス 7.3 設計・開発 7.4 調達 7.5 業務の実施 7.6 監視機能及び測定機能の管理	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、非常の場合に備えるべき措置																					
評価段階 (Check) 改善段階 (Act)	不適合の重要度に応じて報告	8.2.1 組織の外部の者の意見 8.2.2 内部監査 8.2.3 プロセスの監視及び測定	8.3 不適合管理 8.3.1 不適合の発生 8.3.2 不適合の報告 8.3.3 不適合の調査 8.3.4 不適合の是正 8.3.5 不適合の再発防止	8.4 データの分析及び評価 8.4.1 不適合の発生 8.4.2 不適合の報告 8.4.3 不適合の調査 8.4.4 不適合の是正 8.4.5 不適合の再発防止	8.5.1 監視の実施 8.5.2 測定の実施 8.5.3 監視及び測定結果の報告 8.5.4 監視及び測定結果の分析 8.5.5 監視及び測定結果の報告																					

図 4.1 品質マネジメントシステム体系図

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書





原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書					整合性																																																																																																												
表 4.2.1 品質マネジメントシステム文書																																																																																																																		
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;">関連条項</th> <th style="width: 5%;">項目</th> <th style="width: 30%;">文書名</th> <th style="width: 20%;">承認者</th> <th style="width: 20%;">文書番号</th> <th colspan="2"></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="9">4.2.3 4.2.4</td> <td rowspan="9">文書管理 記録の管理</td> <td>文書及び記録管理要領</td> <td>安全・核セキュリティ統括部長</td> <td>QS-A01</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>原子力科学研究所文書及び記録の管理要領</td> <td>所長</td> <td>(科)QAM-420</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>保安管理部の文書及び記録の管理要領</td> <td>保安管理部長</td> <td>(科保)QAM-420</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>放射線管理部文書及び記録の管理要領</td> <td>放射線管理部長</td> <td>(科放)QAM-420</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>工務技術部文書及び記録の管理要領</td> <td>工務技術部長</td> <td>(科工)QAM-420</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領</td> <td>研究炉加速器技術部長</td> <td>(科研)QAM-420</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>臨界ホット試験技術部の文書及び記録の管理要領</td> <td>臨界ホット試験技術部長</td> <td>(科臨)QAM-420</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>バックエンド技術部文書及び記録の管理要領</td> <td>バックエンド技術部長</td> <td>(科バ)QAM-420</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>原子力施設検査室文書及び記録の管理要領</td> <td>原子力施設検査室長</td> <td>(科検)QAM-420</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">5.1</td> <td rowspan="2">経営者の関与</td> <td>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</td> <td>安全・核セキュリティ統括部長</td> <td>QS-A09</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>所長</td> <td>(科)QAM-510</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">5.4.1</td> <td rowspan="2">品質目標</td> <td>品質目標の設定管理要領</td> <td>安全・核セキュリティ統括部長</td> <td>QS-A11</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>原子力科学研究所品質目標管理要領</td> <td>所長</td> <td>(科)QAM-540</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td rowspan="4">5.5.4</td> <td rowspan="4">内部コミュニケーション</td> <td>中央安全審査・品質保証委員会の運営について</td> <td>安全・核セキュリティ統括部長</td> <td>QS-A04</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>原子炉施設等安全審査委員会規則</td> <td>所長</td> <td>(科)QAM-550</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>使用施設等安全審査委員会規則</td> <td>所長</td> <td>(科)QAM-551</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>原子力科学研究所品質保証推進委員会規則</td> <td>所長</td> <td>(科)QAM-552</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>5.6.1</td> <td>マネジメントレビュー</td> <td>マネジメントレビュー実施要領</td> <td>理事長</td> <td>QS-P02</td> <td colspan="2"></td> </tr> </tbody> </table>							関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号			4.2.3 4.2.4	文書管理 記録の管理	文書及び記録管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A01			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・核セキュリティ統括部長	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・核セキュリティ統括部長	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・核セキュリティ統括部長	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			
関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号																																																																																																														
4.2.3 4.2.4	文書管理 記録の管理	文書及び記録管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A01																																																																																																														
		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・核セキュリティ統括部長	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・核セキュリティ統括部長	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・核セキュリティ統括部長	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																																																																																																														

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書				整合性	
	6.2.2	力量、教育・訓練及び認識	保安管理部教育・訓練管理要領 放射線管理部教育・訓練管理要領 工務技術部教育・訓練管理要領 研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領 臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領 バックエンド技術部教育訓練管理要領 原子力施設検査室教育・訓練管理要領 教育訓練管理要領	保安管理部長 放射線管理部長 工務技術部長 研究炉加速器技術部長 臨界ホット試験技術部長 バックエンド技術部長 原子力施設検査室長 安全・核セキュリティ統括部長	(科保)QAM-620 (科放)QAM-620 (科工)QAM-620 (科研)QAM-620 (科臨)QAM-620 (科バ)QAM-620 (科検)QAM-620 QS-A07	
	7.1	業務の計画	原子力科学研究所放射線安全取扱手引 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 原子力科学研究所事故対策規則 原子力科学研究所事故故障及び災害発生時の通報連絡に関する運用基準 原子力科学研究所保全有効性評価要領 原子力科学研究所 PI 設定評価要領 保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領 放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 原子力施設検査室の業務の計画及び実施に関する要領	所長 所長 所長 所長 所長 所長 保安管理部長 放射線管理部長 工務技術部長 研究炉加速器技術部長 臨界ホット試験技術部長 バックエンド技術部長 原子力施設検査室長	(科)QAM-711 (科)QAM-712 (科)QAM-713 (科)QAM-714 (科)QAM-715 (科)QAM-716 (科保)QAM-710 (科放)QAM-710 (科工)QAM-710 (科研)QAM-710 (科臨)QAM-710 (科バ)QAM-710 (科検)QAM-710	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書					整合性
			業務の計画及び実施管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A12	
	7.3	設計・開発	保安管理部設計・開発管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-730	
	放射線管理部設計・開発管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-730			
	工務技術部設計・開発管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-730			
	研究炉加速器技術部設計・開発管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-730			
	臨界ホット試験技術部の設計・開発管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-730			
	バックエンド技術部設計・開発管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-730			
	7.4	調達	調達先の評価・選定管理要領	契約部長	QS-G01	
	原子力科学研究所調達管理要領	所長	(科)QAM-740			
	7.6	監視機器及び測定機器の管理	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				

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書				整合性
			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・核セキュリティ統括部長	QS-A03
	8.5.2	是正処置等	原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領	所長	(科)QAM-830
	8.5.3	未然防止処置	原子力科学研究所水平展開要領	所長	(科)QAM-850

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書	設工認申請書					整合性																																																																													
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" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th data-bbox="1048 268 1205 316">監視・測定するプロセス</th> <th data-bbox="1205 268 1429 316">監視・測定の実施責任者</th> <th data-bbox="1429 268 1630 316">計画されたプロセスと結果</th> <th data-bbox="1630 268 1809 316">監視項目</th> <th data-bbox="1809 268 1951 316">評価方法と頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1048 316 1205 544" rowspan="4">品質マネジメントシステム</td> <td data-bbox="1205 316 1429 405">理事長</td> <td data-bbox="1429 316 1630 405">品質方針、品質目標の設定及び実施状況</td> <td data-bbox="1630 316 1809 544" rowspan="4">品質目標の達成状況</td> <td data-bbox="1809 316 1951 405">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="1205 405 1429 453">所長</td> <td data-bbox="1429 405 1630 544" rowspan="3">品質目標の設定及び実施状況</td> <td data-bbox="1809 405 1951 453">所長へ報告 半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 453 1429 501">部長</td> <td data-bbox="1809 453 1951 501">部長へ報告 半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 501 1429 544">課長</td> <td data-bbox="1809 501 1951 544">部長へ報告 半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1048 544 1093 1177" rowspan="8" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">業務の計画及び実施のプロセス</td> <td data-bbox="1093 544 1205 619">廃止措置</td> <td data-bbox="1205 544 1429 619">施設管理者</td> <td data-bbox="1429 544 1630 619">年間管理計画の設定と実施</td> <td data-bbox="1630 544 1809 619">廃止措置に係る保安の状況</td> <td data-bbox="1809 544 1951 619">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1093 619 1205 671">運転管理</td> <td data-bbox="1205 619 1429 671">施設管理者</td> <td data-bbox="1429 619 1630 671">年間運転計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="1630 619 1809 671">施設の運転状況</td> <td data-bbox="1809 619 1951 671">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1093 671 1205 724">保守管理</td> <td data-bbox="1205 671 1429 724">施設管理者</td> <td data-bbox="1429 671 1630 724">施設管理実施計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="1630 671 1809 724">保守管理の実施状況</td> <td data-bbox="1809 671 1951 724">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1093 724 1205 783">核燃料物質の管理</td> <td data-bbox="1205 724 1429 783">核燃料管理者</td> <td data-bbox="1429 724 1630 783">年間使用計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="1630 724 1809 783">核燃料物質の管理状況</td> <td data-bbox="1809 724 1951 783">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1093 783 1205 879">放射性廃棄物の管理</td> <td data-bbox="1205 783 1429 879">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="1429 783 1630 879">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="1630 783 1809 879">放射性固体廃棄物の管理状況</td> <td data-bbox="1809 783 1951 879">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1093 879 1205 970">放射線管理</td> <td data-bbox="1205 879 1429 970">気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長</td> <td data-bbox="1429 879 1630 970">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="1630 879 1809 970">放射性気体廃棄物の放出状況</td> <td data-bbox="1809 879 1951 970">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1093 970 1205 1066"></td> <td data-bbox="1205 970 1429 1066">液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長</td> <td data-bbox="1429 970 1630 1066">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="1630 970 1809 1066">放射性液体廃棄物の放出状況</td> <td data-bbox="1809 970 1951 1066">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1093 1066 1205 1177"></td> <td data-bbox="1205 1066 1429 1177">課長 線量管理課長</td> <td data-bbox="1429 1066 1630 1177">放射線業務従事者の線量限度の管理</td> <td data-bbox="1630 1066 1809 1177">放射線業務従事者の被ばく状況</td> <td data-bbox="1809 1066 1951 1177">所長へ報告 四半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1048 1177 1093 1273">非常の場合に講ずべき措置</td> <td data-bbox="1205 1177 1429 1273">課長 危機管理課長</td> <td data-bbox="1429 1177 1630 1273">訓練の計画の設定及び実施</td> <td data-bbox="1630 1177 1809 1273">訓練の実施状況</td> <td data-bbox="1809 1177 1951 1273">所長へ報告 四半期ごと 半期ごと</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1048 1273 1093 1453">改善のプロセス</td> <td data-bbox="1205 1273 1429 1453">理事長</td> <td data-bbox="1429 1273 1630 1453" 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="1630 1273 1809 1362">品質マネジメント活動の実施状況</td> <td data-bbox="1809 1273 1951 1362">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="1048 1362 1093 1453"></td> <td data-bbox="1205 1362 1429 1453">全ての管理者</td> <td data-bbox="1630 1362 1809 1453">不適合管理状況</td> <td data-bbox="1809 1362 1951 1453">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="1048 1453 1093 1487"></td> <td data-bbox="1205 1453 1429 1487"></td> <td data-bbox="1429 1453 1630 1487"></td> <td data-bbox="1630 1453 1809 1487">自己評価の実施状況</td> <td data-bbox="1809 1453 1951 1487">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	所長へ報告 半期ごと	部長	部長へ報告 半期ごと	課長	部長へ報告 半期ごと	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		所長へ報告 半期ごと																																																																															
	部長			部長へ報告 半期ごと																																																																															
	課長			部長へ報告 半期ごと																																																																															
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	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	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)	
	保安検査指摘等事項	<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)	

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

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

空白頁

20. S T A C Y施設の変更に係る設計及び工事の計画の分割申請  
の理由に関する説明書

添付書類 Ⅲ-20 S T A C Y施設の変更に係る設計及び工事の計画の分割申請  
の理由に関する説明書

空白頁

添付書類

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

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

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

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

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

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

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

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

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

空白頁