

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
原子力科学研究所の原子炉施設（NSRR 原子炉施設）
の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書
（I-T型大気圧水カプセルの製作）

令和3年3月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

令 02 原機(科研)026
令和 3 年 3 月 10 日

原子力規制委員会 殿

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
理事長 児玉 敏雄
(公印省略)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉施設
(NSRR 原子炉施設) の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書
(I-T 型大気圧水カプセルの製作)

原子炉施設 (NSRR 原子炉施設) の変更に係る設計及び工事の計画について認可を受けたいので、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 27 条第 1 項の規定に基づき、下記のとおり申請いたします。

記

1. 名称及び住所並びに代表者の氏名

名 称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
住 所	茨城県那珂郡東海村大字舟石川 765 番地 1
代表者の氏名	理事長 児玉 敏雄
2. 変更に係る事業所の名称及び所在地

名 称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所
所 在 地	茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地 4
3. 変更に係る原子炉施設の区分並びに設計及び工事の方法

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

4. 工事工程表

年度 工事	令和3年度			
	I	II	III	IV
I-T型大気 圧水カプセル の製作			製作	
			△検査*1 (材) △検査*2 (材)	△検査*1 (外・寸) △検査*2 (外・寸) 検査△ (漏・耐・適)

*1 胴体、蓋、キャップ *2 フランジボルト

- (1)構造、強度及び漏えいの確認に係る検査
材料検査 (材)、外観検査 (外)、寸法検査 (寸)、ヘリウム漏えい試験 (漏)、耐圧試験 (耐)
- (2)機能及び性能の確認に係る検査
該当なし。
- (3)本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査
適合性確認検査 (適)、品質マネジメントシステム検査 (※)
※：品質マネジメントシステム検査は、工事の状況等を踏まえ適切な時期に実施する。

ただし、検査時期は、工事計画の進捗により変更となる場合がある。

5. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

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

6. 変更理由

その他試験研究用等原子炉の附属施設の主要な実験設備の実験物である大気圧水カプセルのうち「I-T型大気圧水カプセル」を製作する。

別紙

設計及び工事の方法

(I-T型大気圧水カプセルの製作)

目 次

1. その他試験研究用等原子炉の附属施設の構成及び申請範囲	本-1
2. 準拠した基準及び規格	本-4
3. 設計	本-5
3.1 設計条件	本-5
3.2 設計仕様	本-6
4. 工事の方法	本-8
4.1 工事の方法及び手順	本-8
4.2 工事上の留意事項	本-8
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本-8

1. その他試験研究用等原子炉の附属施設の構成及び申請範囲

その他試験研究用等原子炉の附属施設の構成及び設備は、次の各構造から構成される。

- (1) 主要な実験設備の構造
- (2) その他の主要な事項

上記のうち(1) 主要な実験設備は、次の各設備から構成される。

- 1) 実験孔設備
- 2) 実験物
- 3) サブパイル室
- 4) その他の附属施設

上記のうち 2) 実験物である照射カプセルは、次の各設備から構成される。

- (イ) 大気圧水カプセル
- (ロ) 高圧水カプセル

今回申請する範囲は、(1) の 2) の(イ) 大気圧水カプセルのうち I-T 型大気圧水カプセルに関するものである。

申請範囲を図 1 及び図 2 に示す。

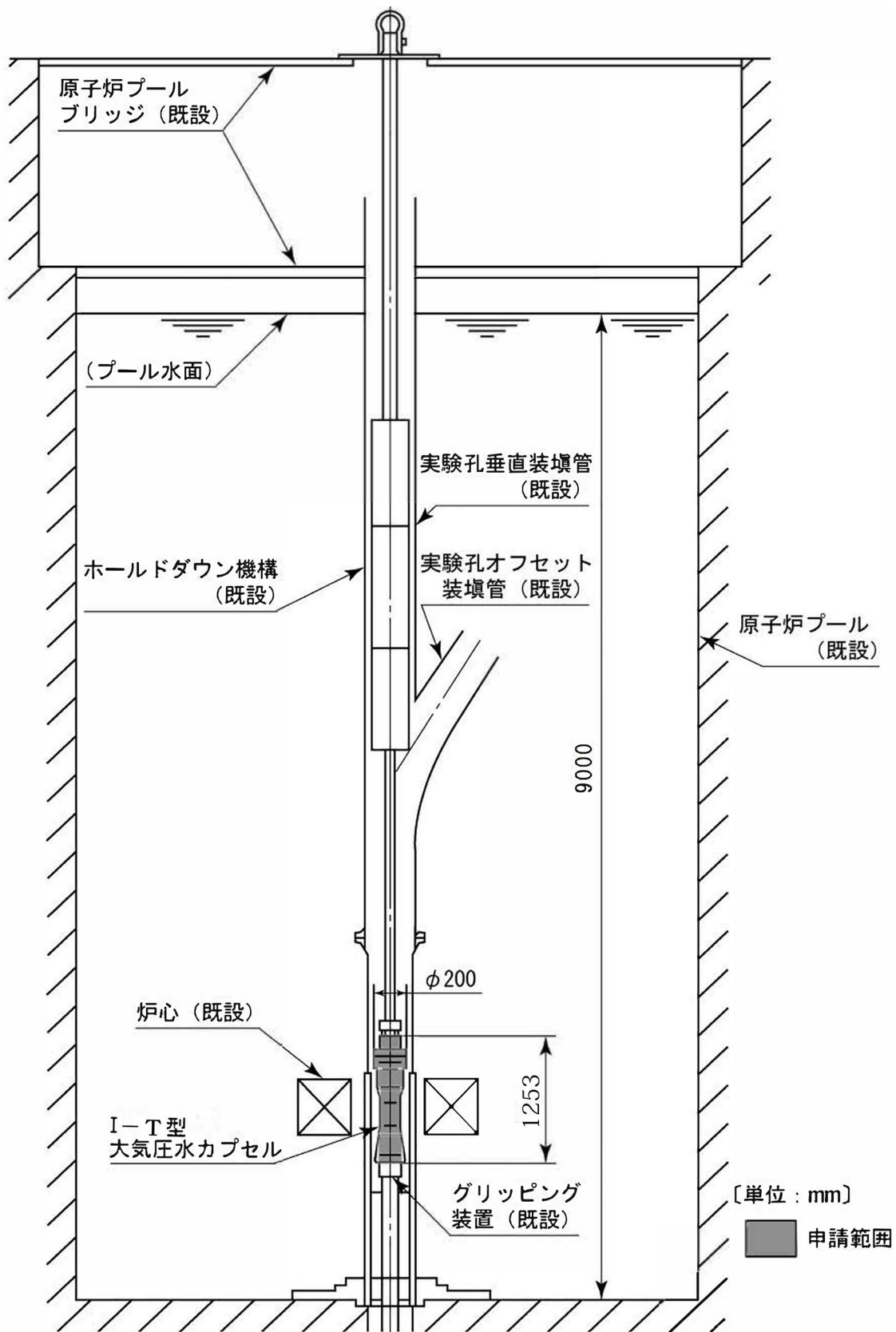


図1 I-T型大気圧水カプセルの実験孔挿入状態及び申請範囲

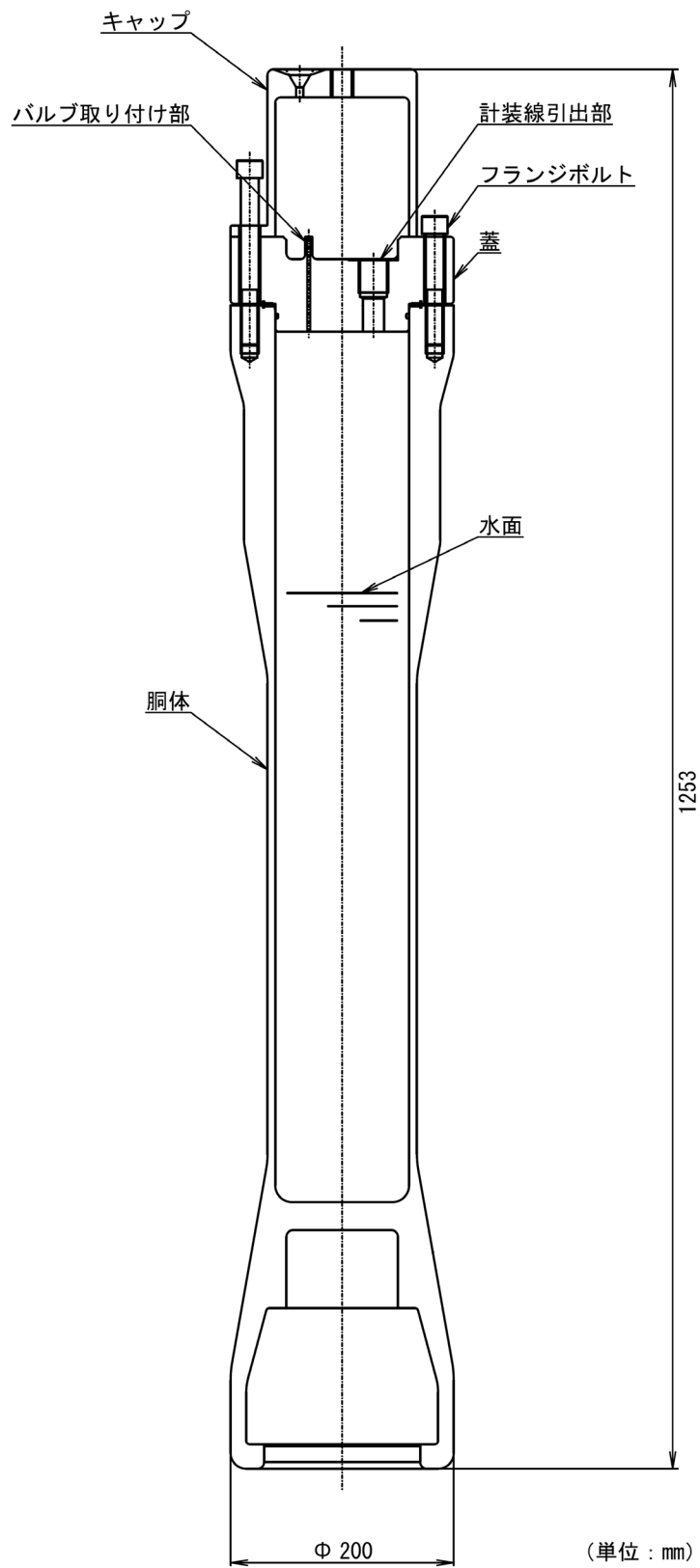


図2 I-T型大気圧水カプセル申請範囲

2. 準拠した基準及び規格

本施設的设计及び工事は、以下の法令等に基づき行う。

「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）

「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012)」

「日本機械学会 発電用原子力設備規格 材料規格(JSME S NJ1-2012)」

「日本産業規格 (JIS)」

「建築基準法」

3. 設計

3.1 設計条件

I-T型大気圧水カプセルの設計条件は以下のとおりとする。

項目		設計条件
機器		クラス 1 容器相当*1
試験燃料		未照射酸化ウラン燃料（濃縮度 20%未満）
主要材料		ステンレス鋼
冷却材		軽水
最大実験条件	発熱量	健全燃料 90g・UO ₂ に対して 1591J/g・UO ₂ 浸水燃料 90g・UO ₂ に対して 963J/g・UO ₂
	有効破壊エネルギー	健全燃料：344J（82.2cal） 浸水燃料：312J（74.6cal）
	総発熱量	1.3×10 ⁶ J（3.1×10 ⁵ cal）
荷重条件	衝撃圧力による 負荷荷重	12.7MPa
	水撃力による 負荷荷重	23.4MPa（動的圧力） 46.8MPa（相当静圧）
	水撃力による軸力	5.29×10 ⁵ N
最高使用温度		100℃
耐震条件		Bクラス
固定方法	上端	ホールダウン機構
	下端	グリップング装置

なお、本カプセルの使用回数は、200回以下とする。

*1 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012)を準用し弾性設計を行う。ただし、胴体（メネジネジ山を除く。）及び蓋（貫通穴周辺を除く。）については、原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書に基づき弾塑性設計を行い、許容変形量として同申請書に基づく次の値を用いる。

板厚平均歪 ≤2%又は限界変形量の 1/10 のいずれか小さい方

表面歪 ≤2%又は限界変形量の 1/10 のいずれか小さい方

局所歪 ≤5%又は限界変形量の 1/4 のいずれか小さい方

3.2 設計仕様

I-T型大気圧水カプセルの設計仕様は、次のとおりとする。

3.2.1 概略寸法、材料及び準拠規格

名称	員数 (1体あたり)	概略寸法 (mm)	材料	準拠規格
I-T型 大気圧水 カプセル	胴体	1	$\phi 200 \times 7t \times$ L1043	SUS304 JIS G 4303
	蓋	1	$\phi 200 \times 65t$	SUS304 JIS G 4303
	フランジボルト	9	M16×L100	SNB23-1 JIS G 4108
	フランジボルト	3	M16×L150	SNB23-1 JIS G 4108
	キャップ	1	$\phi 200 \times H150$	SUS304 JIS G 4303

構造図を図3に示す。

3.2.2 製作数量

名称	製作数量 (体)
I-T型大気圧水カプセル	1

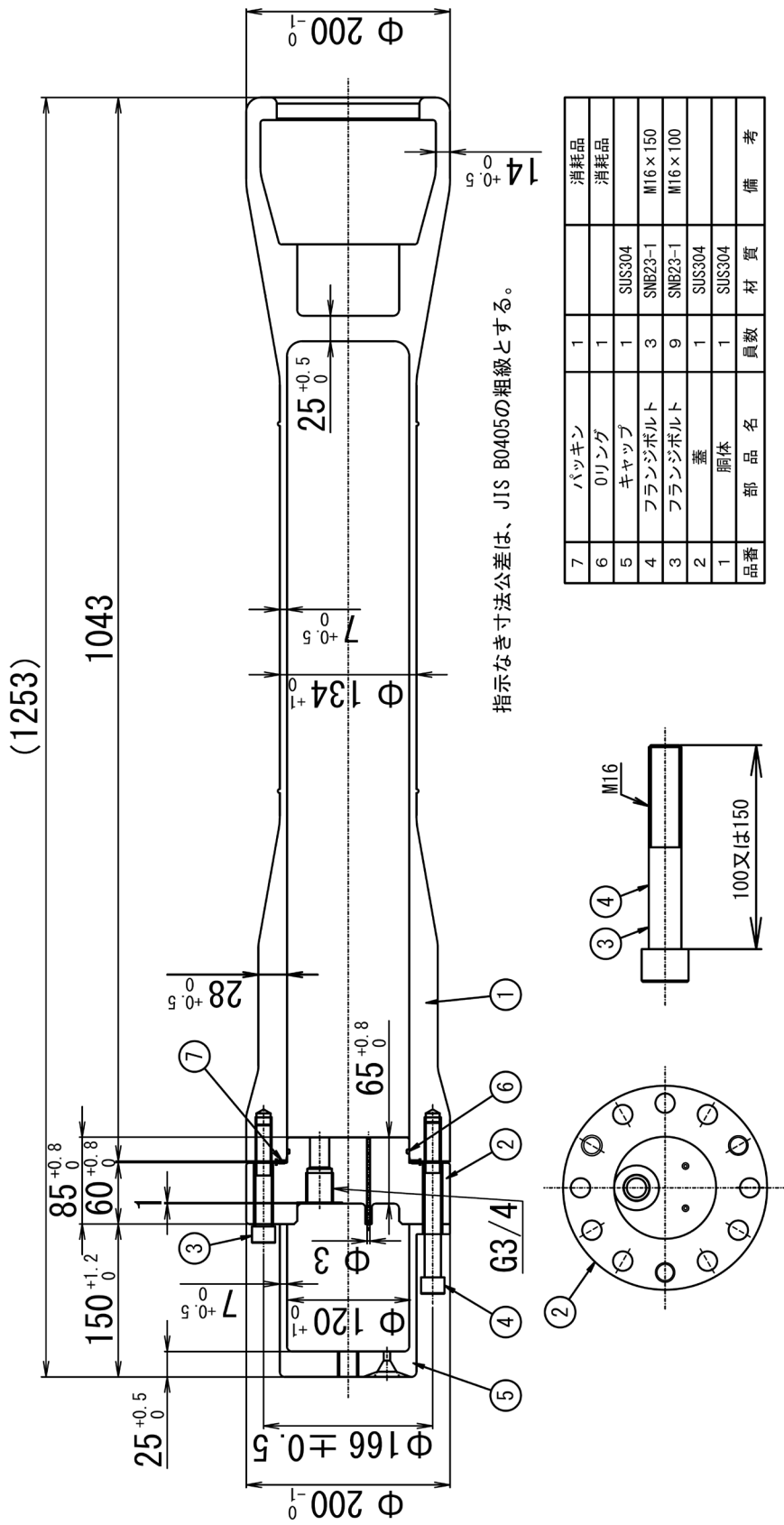


図3 I-T型大気圧水カプセル構造図

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請に係る工事の方法及び手順を図 4 に示す。

4.2 工事上の留意事項

本申請は照射カプセルの製作に関するものであり、製作、納入後に原子炉施設内での工事を行わないことから、その他の安全機能を有する施設等に影響を及ぼすことはない。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

使用前事業者検査は、工事の工程に従い、次の項目について図 4 に示すとおり実施する。

なお、検査の詳細については、「使用前事業者検査要領書」に定める。

4.3.1 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査（構造等検査）

(1) 材料検査

①化学成分及び機械的性質の確認

材料検査成績証明書等により、胴体、蓋、フランジボルト及びキャップの材料が設計仕様を満足することを確認する。

②超音波探傷試験

胴体、蓋及びキャップの材料について、日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012) GTN2000（垂直法による超音波探傷試験）の GTN2200(試験方法)に基づき超音波探傷試験を実施し、同規格 PVB2421（垂直法による超音波探傷試験）(2)に定められた判定基準を満足することを確認する。

③浸透探傷試験

胴体、蓋、フランジボルト及びキャップの材料について、日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012) GTN7000（浸透探傷試験）の GTN7200(試験方法)に基づき浸透探傷試験を実施し、PVB2426(浸透探傷試験)に定められた判定基準を満足することを確認する。

(2) 外観検査

胴体、蓋、フランジボルト及びキャップについて、目視により外観を確認し、機能上有害な傷、割れ及び変形がないことを確認する。

(3) 寸法検査

必要な寸法を直尺、巻尺、ノギス、超音波厚さ計、ネジゲージ等の器具を用

いて実測し、許容値内であることを確認する。

(4) ヘリウム漏えい試験

日本産業規格「ヘリウム漏れ試験方法（真空外覆法）」（JIS Z 2331）に基づきヘリウム漏えい試験を実施し、漏えい量が $1.0 \times 10^{-6} \text{ Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$ 以下であることを確認する。

(5) 耐圧試験

3.1 設計条件に記載した衝撃圧力による負荷荷重の 1.25 倍を試験圧力として耐圧試験を行い、著しい変形がないことを確認する。

4.3.2 機能及び性能の確認に係る検査（機能等検査）

該当なし。

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

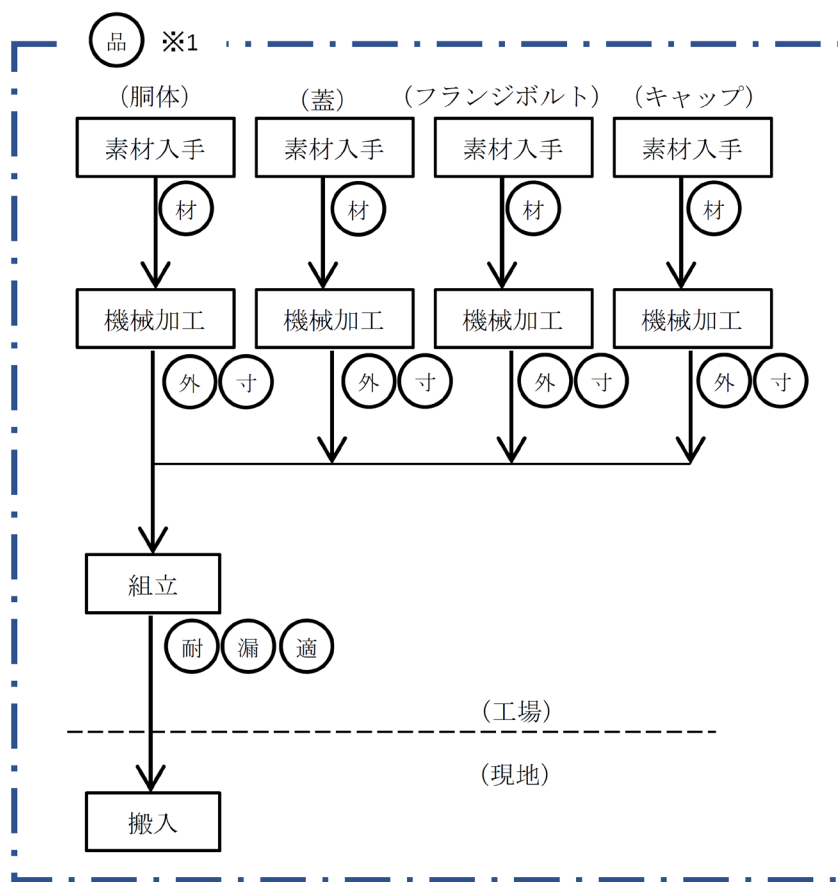
(1) 設計変更の生じた構造物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

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

- ・地震による損傷の防止（第六条）
- ・機能の確認等（第十一条）
- ・安全設備（第二十一条）
- ・実験設備等（第三十八条）

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

本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを記録等により確認する。



- 【凡例】**
- 構造等検査
- 材 : 材料検査
 - 外 : 外観検査
 - 寸 : 寸法検査
 - 漏 : ヘリウム漏えい試験
 - 耐 : 耐圧試験
- 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査
- 適 : 適合性確認検査
 - 品 : 品質マネジメントシステム検査

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

図4 I-T型大気圧水カプセルの製作及び工事のフロー図

添付書類

1. 申請に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書
2. 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書に係る「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
3. 申請に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」への適合性説明書
4. I-T型大気圧水カプセルの負荷荷重に関する計算書
5. I-T型大気圧水カプセルの強度計算書
6. I-T型大気圧水カプセルの耐震計算方針書
7. I-T型大気圧水カプセルの耐放射線性に係る説明書
8. I-T型大気圧水カプセルの反応度価値に係る説明書
9. 申請に係る「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」との適合性に関する説明書

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

本申請に係る設計及び工事の方法が「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	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																																			
<p>本文（別冊 9）</p> <p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ヌ その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備</p> <p>(1) 主要な実験設備の構造</p> <p>主要な実験設備は、実験孔設備及び実験物である。実験孔設備及び実験物は原子炉建家に設置する。実験設備は、その異常又は損傷によって、原子炉の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>(i) 実験孔設備</p> <p>プール水面上から、炉の中央を貫通し、地下サブパイル室に至る内径約 22cm の実験孔を常設する。実験孔の炉心部は六角状で実験孔上部は分岐曲管が接続されて二又になっており、直管、曲管、どちらからも実験物の出入ができる。実験孔上部直管の垂直装填管はプラットフォームに支持され、曲管のオフセット装填管はプール側壁において支持される。実験孔に装填された実験物は、実験孔内下部の遮蔽プラグに固定されたカプセル掴み装置に着底して固定させるとともに、実験孔上部よりホールドダウン機構により抑え、実験物が実験中に逸脱しないようにする。</p> <p>(ii) 実験物</p> <p>試験燃料を封入する照射カプセルには、大気圧水カプセル及び高圧水カプセルを使用する。大気圧水カプセルには、未照射酸化ウラン燃料実験用カプセル、照射済酸化ウラン燃料実験用カプセル、未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用カプセル、照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用カプセル、未照射アルミナイド・シリサイド燃料実験用カプセル及び未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料実験用カプセルがある。高圧水カプセルは未照射酸化ウラン燃料実験、未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験、照射済酸化ウラン燃料実験及び照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験に用いる。試験部容器の主要材料及び設計条件は以下のとおりである。</p> <p>a. 主要材料</p> <table border="0" data-bbox="350 1035 1202 1098"> <tr> <td>大気圧水カプセル</td> <td>ステンレス鋼、インコネル又は耐食性アルミニウム合金</td> </tr> <tr> <td>高圧水カプセル</td> <td>ステンレス鋼</td> </tr> </table> <p>b. 設計条件</p> <p>試験部容器の設計は破壊力の評価を行い以下の設計条件で行うものとする。</p> <p>(a) 最大の静的な使用圧力に対しては日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」又は同等の基準に準じて設計する。また、溶接部については日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」又は同等の基準に準じて設計する。</p> <p>(b) 燃料破壊時の衝撃圧力及び水撃力等の動的荷重に対しては、破損に対する安全余裕度が十分ある範囲内で、永久変形を許容し得る設計とする。</p> <p>試験燃料としては、未照射酸化ウラン燃料、照射済酸化ウラン燃料、未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料、照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料、未照射アルミナイド燃料、未照射シリサイド燃料 (U_3Si_2 及び U_3Si) 又は未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料を用い、照射カプセルに入れる冷却材には、軽水を使用する。</p> <p>また、試験燃料以外の実験物については、原子炉の安全性を損なわないように規定した反応度を超えないものとする。</p> <p>(c) 実験物の主要な熱的制限値</p> <p>試験燃料による発熱量は、燃料破損に伴って生ずる有効破壊エネルギーがカプセルの設計条件を超えない範囲に制限する。また、試験燃料の総発熱量を制限する。</p> <p>それぞれの制限値は、以下に示すとおりとする。</p>	大気圧水カプセル	ステンレス鋼、インコネル又は耐食性アルミニウム合金	高圧水カプセル	ステンレス鋼	<p>本文</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>I-T型大気圧水カプセルの設計条件は以下のとおりとする。</p> <table border="1" data-bbox="1463 386 2487 1125"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設計条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>機器</td> <td>クラス 1 容器相当*1</td> </tr> <tr> <td>試験燃料</td> <td>未照射酸化ウラン燃料（濃縮度 20%未満）</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td>冷却材</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">最大実験条件</td> <td>発熱量 健全燃料 90g・UO_2 に対して 1591J/g・UO_2 浸水燃料 90g・UO_2 に対して 963J/g・UO_2</td> </tr> <tr> <td>有効破壊エネルギー 健全燃料：344J (82.2cal) 浸水燃料：312J (74.6cal)</td> </tr> <tr> <td>総発熱量 1.3×10⁶J (3.1×10⁵cal)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">荷重条件</td> <td>衝撃圧力による 負荷荷重 12.7MPa</td> </tr> <tr> <td>水撃力による 負荷荷重 23.4MPa (動的圧力) 46.8MPa (相当静圧)</td> </tr> <tr> <td>水撃力による軸力 5.29×10⁵N</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>100℃</td> </tr> <tr> <td>耐震条件</td> <td>Bクラス</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">固定方法</td> <td>上端 ホールドダウン機構</td> </tr> <tr> <td>下端 グリッピング装置</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、本カプセルの使用回数は、200 回以下とする。</p> <p>*1 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012)を準用し弾性設計を行う。ただし、胴体（メネジネジ山を除く。）及び蓋（貫通穴周辺を除く。）については、原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書に基づき弾塑性設計を行い、許容変形量として同申請書に基づく次の値を用いる。</p> <table border="0" data-bbox="1507 1297 2211 1398"> <tr> <td>板厚平均歪</td> <td>≤2%又は限界変形量の 1/10 のいずれか小さい方</td> </tr> <tr> <td>表面歪</td> <td>≤2%又は限界変形量の 1/10 のいずれか小さい方</td> </tr> <tr> <td>局所歪</td> <td>≤5%又は限界変形量の 1/4 のいずれか小さい方</td> </tr> </table>	項目	設計条件	機器	クラス 1 容器相当*1	試験燃料	未照射酸化ウラン燃料（濃縮度 20%未満）	主要材料	ステンレス鋼	冷却材	軽水	最大実験条件	発熱量 健全燃料 90g・ UO_2 に対して 1591J/g・ UO_2 浸水燃料 90g・ UO_2 に対して 963J/g・ UO_2	有効破壊エネルギー 健全燃料：344J (82.2cal) 浸水燃料：312J (74.6cal)	総発熱量 1.3×10 ⁶ J (3.1×10 ⁵ cal)	荷重条件	衝撃圧力による 負荷荷重 12.7MPa	水撃力による 負荷荷重 23.4MPa (動的圧力) 46.8MPa (相当静圧)	水撃力による軸力 5.29×10 ⁵ N	最高使用温度	100℃	耐震条件	Bクラス	固定方法	上端 ホールドダウン機構	下端 グリッピング装置	板厚平均歪	≤2%又は限界変形量の 1/10 のいずれか小さい方	表面歪	≤2%又は限界変形量の 1/10 のいずれか小さい方	局所歪	≤5%又は限界変形量の 1/4 のいずれか小さい方	<p>設計条件は、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>
大気圧水カプセル	ステンレス鋼、インコネル又は耐食性アルミニウム合金																																				
高圧水カプセル	ステンレス鋼																																				
項目	設計条件																																				
機器	クラス 1 容器相当*1																																				
試験燃料	未照射酸化ウラン燃料（濃縮度 20%未満）																																				
主要材料	ステンレス鋼																																				
冷却材	軽水																																				
最大実験条件	発熱量 健全燃料 90g・ UO_2 に対して 1591J/g・ UO_2 浸水燃料 90g・ UO_2 に対して 963J/g・ UO_2																																				
	有効破壊エネルギー 健全燃料：344J (82.2cal) 浸水燃料：312J (74.6cal)																																				
	総発熱量 1.3×10 ⁶ J (3.1×10 ⁵ cal)																																				
荷重条件	衝撃圧力による 負荷荷重 12.7MPa																																				
	水撃力による 負荷荷重 23.4MPa (動的圧力) 46.8MPa (相当静圧)																																				
	水撃力による軸力 5.29×10 ⁵ N																																				
最高使用温度	100℃																																				
耐震条件	Bクラス																																				
固定方法	上端 ホールドダウン機構																																				
	下端 グリッピング装置																																				
板厚平均歪	≤2%又は限界変形量の 1/10 のいずれか小さい方																																				
表面歪	≤2%又は限界変形量の 1/10 のいずれか小さい方																																				
局所歪	≤5%又は限界変形量の 1/4 のいずれか小さい方																																				

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			設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
大 気 圧 水 カ プ セル	照射カプセルの種類	最大有効破壊 エネルギー	最大総発熱量	
	未照射酸化ウラン燃料 実験用カプセル	3850J (920cal)	1.3×10 ⁷ J (3.1×10 ⁶ cal)	
	照射済酸化ウラン燃料 実験用カプセル	837J (200cal)		
	未照射プルトニウム-ウラン混合 酸化物燃料 実験用カプセル		3220J (770cal)	1.3×10 ⁶ J (3.1×10 ⁵ cal)
	照射済プルトニウム-ウラン混合 酸化物燃料 実験用カプセル	3850J (920cal)		
	未照射アルミナイド・シリサイド燃 料実験用カプセル		837J (200cal)	1.3×10 ⁷ J (3.1×10 ⁶ cal)
	未照射ウラン水素化ジルコニウム 燃料実験用カプセル			
高圧水カプセル				

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	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																									
<p>添付書類八 変更後における試験研究用等原子炉施設の安全設計に関する説明書(別冊9)</p> <p>1.3.2 耐震設計上の重要度分類</p> <p>(2) 重要度によるクラス別施設</p> <p>本原子炉施設は、施設全体に関する耐震重要度分類(許可基準規則解釈に示される耐震Sクラス原子炉施設選定フロー)において、安全機能の喪失(地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。)を想定したときの一般公衆に対する放射線影響が5mSvを超えない原子炉施設である。</p> <p>分類の原則に従い以下のように原子炉施設を分類する。</p> <p>Sクラス: 該当施設なし。</p> <p>Bクラス:</p> <ul style="list-style-type: none"> (a)燃料要素 (b)制御棒 (c)制御棒駆動機構 (d)原子炉停止回路 (e)原子炉プール (f)炉心支持構造体 (g)実験孔 (h)照射カプセル <p>Cクラス:Sクラス、Bクラスに属さない施設。</p>	<p>本文</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>I-T型大気圧水カプセルの設計条件は以下のとおりとする。</p> <table border="1" data-bbox="1460 386 2487 1125"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設計条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>機器</td> <td>クラス 1 容器相当*1</td> </tr> <tr> <td>試験燃料</td> <td>未照射酸化ウラン燃料 (濃縮度 20%未満)</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td>冷却材</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">最大実験条件</td> <td>発熱量 健全燃料 90g・UO₂ に対して 1591J/g・UO₂ 浸水燃料 90g・UO₂ に対して 963J/g・UO₂</td> </tr> <tr> <td>有効破壊エネルギー 健全燃料 : 344J (82.2cal) 浸水燃料 : 312J (74.6cal)</td> </tr> <tr> <td>総発熱量 1.3×10⁶J (3.1×10⁵cal)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">荷重条件</td> <td>衝撃圧力による 負荷荷重 12.7MPa</td> </tr> <tr> <td>水撃力による 負荷荷重 23.4MPa (動的圧力) 46.8MPa (相当静圧)</td> </tr> <tr> <td>水撃力による軸力 5.29×10⁵N</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>100℃</td> </tr> <tr> <td>耐震条件</td> <td>Bクラス</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">固定方法</td> <td>上端 ホールドダウン機構</td> </tr> <tr> <td>下端 グリッピング装置</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、本カプセルの使用回数は、200回以下とする。</p> <p>*1 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012)を準用し弾性設計を行う。ただし、胴体(メネジネジ山を除く。)及び蓋(貫通穴周辺を除く。)については、原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書に基づき弾塑性設計を行い、許容変形量として同申請書に基づく次の値を用いる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 板厚平均歪 ≤ 2%又は限界変形量の 1/10 のいずれか小さい方 表面歪 ≤ 2%又は限界変形量の 1/10 のいずれか小さい方 局所歪 ≤ 5%又は限界変形量の 1/4 のいずれか小さい方 	項目	設計条件	機器	クラス 1 容器相当*1	試験燃料	未照射酸化ウラン燃料 (濃縮度 20%未満)	主要材料	ステンレス鋼	冷却材	軽水	最大実験条件	発熱量 健全燃料 90g・UO ₂ に対して 1591J/g・UO ₂ 浸水燃料 90g・UO ₂ に対して 963J/g・UO ₂	有効破壊エネルギー 健全燃料 : 344J (82.2cal) 浸水燃料 : 312J (74.6cal)	総発熱量 1.3×10 ⁶ J (3.1×10 ⁵ cal)	荷重条件	衝撃圧力による 負荷荷重 12.7MPa	水撃力による 負荷荷重 23.4MPa (動的圧力) 46.8MPa (相当静圧)	水撃力による軸力 5.29×10 ⁵ N	最高使用温度	100℃	耐震条件	Bクラス	固定方法	上端 ホールドダウン機構	下端 グリッピング装置	<p>設計条件は、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>
項目	設計条件																										
機器	クラス 1 容器相当*1																										
試験燃料	未照射酸化ウラン燃料 (濃縮度 20%未満)																										
主要材料	ステンレス鋼																										
冷却材	軽水																										
最大実験条件	発熱量 健全燃料 90g・UO ₂ に対して 1591J/g・UO ₂ 浸水燃料 90g・UO ₂ に対して 963J/g・UO ₂																										
	有効破壊エネルギー 健全燃料 : 344J (82.2cal) 浸水燃料 : 312J (74.6cal)																										
	総発熱量 1.3×10 ⁶ J (3.1×10 ⁵ cal)																										
荷重条件	衝撃圧力による 負荷荷重 12.7MPa																										
	水撃力による 負荷荷重 23.4MPa (動的圧力) 46.8MPa (相当静圧)																										
	水撃力による軸力 5.29×10 ⁵ N																										
最高使用温度	100℃																										
耐震条件	Bクラス																										
固定方法	上端 ホールドダウン機構																										
	下端 グリッピング装置																										

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	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>1.4 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 29 年 9 月 11 日施行）への適合</p> <p>原子炉施設は、設置許可基準規則に適合するように設計する。各条文に対する適合のための設計方針は次のとおりである。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(実験設備等)</p> <p>第二十九条 試験研究用等原子炉施設に設置される実験設備（試験研究用等原子炉を利用して材料試験その他の実験を行う設備をいう。）及び利用設備（試験研究用等原子炉を利用して分析、放射性同位元素の製造、医療その他の行為を行うための設備をいう。）（以下「実験設備等」と総称する。）は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 実験設備等の損傷その他の実験設備等の異常が発生した場合においても、試験研究用等原子炉の安全性を損なうおそれがないものとする。</p> <p>二 実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の試験研究用等原子炉に反応度が異常に投入されないものとする。</p> <p>三 放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないものとする。</p> <p>四 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために実験設備等の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の試験研究用等原子炉の安全上必要なパラメータを原子炉制御室に表示できるものとする。</p> <p>五 実験設備等が設置されている場所は、原子炉制御室と相互に連絡することができる場所とする。</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1. 実験設備は、使用期間中を通じ、各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持されるように設計するとともに、その設備に異常が発生した場合においても、原子炉施設に損傷を与えないよう設計する。</p> <p>実験孔が破損し、原子炉プール水が実験孔に流入し原子炉プール外に流出した場合、原子炉プール水位の低下を検知し、原子炉を停止する設計とする。</p> <p>照射カプセルは、設計上許容される実験条件の範囲内で試験燃料*がいかなる形で破損しても、破損しないよう十分な強度を有する設計とする。</p> <p>2. 実験設備は、施設及び照射試料等の損傷、状態変化及び逸脱等によって、運転中の原子炉に反応度が異常に投入されないように、照射カプセルの上部を抑え及び下部を掴むことにより照射カプセルの逸脱を防止する設計とする。</p> <p>3. 実験設備は、過度の放射能及び放射線の漏えいが生じないように設計する。</p> <p>照射カプセルは、設計上許容される実験条件の範囲内で試験燃料*がいかなる形で破損しても破損又は放射能の漏えいがいかに十分な強度と密閉性を有する設計とする。</p>	<p>添付書類 3</p> <p style="text-align: right;">別添-5</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(実験設備等)</p> <p>第三十八条 試験研究用等原子炉施設に設置される実験設備等（試験炉許可基準規則第二十九条に規定する実験設備等をいう。以下この条において同じ。）は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 実験設備等の損傷その他の実験設備等の異常が発生した場合においても、試験研究用等原子炉の安全性を損なうおそれがないものであること。</p> <p>二 実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の試験研究用等原子炉に反応度が異常に投入されないものであること。</p> <p>三 放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないものであること。</p> <p>四 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために実験設備等の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の試験研究用等原子炉の安全上必要なパラメータを原子炉制御室に表示できるものであること。</p> <p>五 実験設備等が設置されている場所は、原子炉制御室と相互に連絡することができる場所であること。</p> </div> <p>1-1. 本申請に係る照射カプセルは、設計上許容される実験条件の範囲内で試験燃料がいかなる形で破損しても、破損しないよう十分な強度を有する設計とする。</p> <p>1-2. 本申請に係る照射カプセルは、試験燃料の破損による逸脱によって、運転中の原子炉に反応度が異常に投入されないように、上部を抑え及び下部を掴むことができる設計とする。</p> <p>1-3. 本申請に係る照射カプセルは、設計上許容される実験条件の範囲内で試験燃料がいかなる形で破損しても、破損又は放射能の漏えいがいかに十分な強度と密閉性を有する設計とする。</p> <p>1-4. 本申請の範囲外である。</p> <p>1-5. 本申請の範囲外である。</p>	<p>技術基準規則第38条に係る適合性は、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>

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	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>実験孔は、その上部及び下部に遮蔽を有する設計とする。</p> <p>4. 実験設備は、原子炉の安全上必須の事項として照射カプセルの固定状態について、制御室で監視できるように設計する。</p> <p>5. 実験設備は、制御室と相互に連絡ができる原子炉建家に配置する設計とする。</p> <p>*NSRR の核燃料物質の使用等に係る許可を受けた核燃料物質（以下、本申請書に記載する試験燃料について、同様。）</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	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																															
<p>10. その他試験研究用等原子炉の附属施設</p> <p>10.1.3 主要設備</p> <p>10.1.3.1 実験物</p> <p>(1) 概要</p> <p>実験物は、主に動力炉用燃料又は研究炉用燃料と同様の仕様をもつ試験燃料を照射するための照射カプセルである。照射カプセルは、気密性及び耐圧性を有し、冷却材としては水を使用する。</p> <p>実験は、燃料棟、原子炉建家等で試験燃料を照射カプセルに封入し、照射カプセルを実験孔に挿入して照射を行う。照射カプセルは、実験時の水撃力による飛び上がりを防止するために、下部をカプセル掴み装置により固定し、上部をホールダウン機構等により抑える。</p> <p>照射カプセルは、照射後適宜冷却した後、原子炉プール、実験物貯蔵ピット*又はセミホットケープ*に移動し、放射能レベルが十分低くなるまで貯蔵する。</p> <p>照射後検査は、原子炉建家、燃料棟又はNSRR原子炉施設以外の高放射能レベルの試験燃料取扱い可能な施設あるいはプルトニウム取扱い可能な施設にて行う。</p> <p>*NSRRの核燃料物質の使用等に固有の設備</p> <p>(2) 照射カプセル</p> <p>照射カプセルは、使用条件により大気圧水カプセル及び高圧水カプセルに大別される。大気圧水カプセルは、未照射酸化ウラン燃料実験用カプセル、照射済酸化ウラン燃料実験用カプセル、未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用カプセル、照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用カプセル、未照射アルミナイド・シリサイド燃料実験用カプセル及び未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料実験用カプセルに分類される。高圧水カプセルは未照射酸化ウラン燃料実験、未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験、照射済酸化ウラン燃料実験及び照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験に用いる。照射カプセルは試験燃料等を支持枠、スペーサ等により試験部容器内に固定でき、また、主要な計測器として熱電対、圧力変換器、歪センサ等を取付けられる構造とする。</p> <p>(イ) 大気圧水カプセル</p> <p>大気圧水カプセルは、大気圧を超えない初期条件のもとに、照射カプセル内の冷却水の平均温度が100℃を超えない条件で使用する。未照射酸化ウラン燃料又は未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料の実験に使用するカプセル及び未照射アルミナイド燃料又は未照射シリサイド燃料の実験に使用するカプセルは、一重の構造であり、気密性と耐圧性を有する。第10.1.3.1図及び第10.1.3.1-1図にそれぞれのカプセルの構造の概要を示す。照射済酸化ウラン燃料、未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料又は照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料の実験に使用するカプセルは、内部カプセル及び外部容器より成る二重の構造であり、内部カプセルは、気密性と耐圧性を有し、外部容器は気密性を有する。第10.1.3.1-2図に構造の概要を示す。なお、いずれのカプセルにおいても試験部容器の主要材料としては、ステンレス鋼又はインコネルのいずれかを使用する。また、未照射アルミナイド・シリサイド燃料実験用カプセル及び未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料実験用カプセル以外のカプセルについては、耐食性アルミニウム合金も使用する。</p> <p>(4) 実験孔内実験物の制限条件</p> <p>実験孔内に挿入する実験物について次の制限条件を設ける。</p> <p>(イ) 実験物による最大の負の反応度は、0.0365 Δk とする。また、最大の正の反応度は、停止余裕を確保できること、及び調整棒以外の全ての制御棒を引き抜いた場合にも臨界とならないことを制限とする。</p> <p>(ロ) 試験燃料の破損に伴って生じる有効破壊エネルギー及び試験燃料の総発熱量は、</p>	<p>本文</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>I-T型大気圧水カプセルの設計条件は以下のとおりとする。</p> <table border="1" data-bbox="1463 386 2487 1125"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設計条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>機器</td> <td>クラス1容器相当*1</td> </tr> <tr> <td>試験燃料</td> <td>未照射酸化ウラン燃料（濃縮度20%未満）</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td>冷却材</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">最大実験条件</td> <td>発熱量 健全燃料 90g・UO₂ に対して 1591J/g・UO₂ 浸水燃料 90g・UO₂ に対して 963J/g・UO₂</td> </tr> <tr> <td>有効破壊エネルギー 健全燃料：344J（82.2cal） 浸水燃料：312J（74.6cal）</td> </tr> <tr> <td>総発熱量 1.3×10⁶J（3.1×10⁵cal）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">荷重条件</td> <td>衝撃圧力による 負荷荷重 12.7MPa</td> </tr> <tr> <td>水撃力による 負荷荷重 23.4MPa（動的圧力） 46.8MPa（相当静圧）</td> </tr> <tr> <td>水撃力による軸力 5.29×10⁵N</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>100℃</td> </tr> <tr> <td>耐震条件</td> <td>Bクラス</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">固定方法</td> <td>上端 ホールダウン機構</td> </tr> <tr> <td>下端 グリップング装置</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、本カプセルの使用回数は、200回以下とする。</p> <p>*1 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012)を準用し弾性設計を行う。ただし、胴体（メネジネジ山を除く。）及び蓋（貫通穴周辺を除く。）については、原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書に基づき弾塑性設計を行い、許容変形量として同申請書に基づく次の値を用いる。</p> <p>板厚平均歪 ≤2%又は限界変形量の 1/10 のいずれか小さい方 表面歪 ≤2%又は限界変形量の 1/10 のいずれか小さい方 局所歪 ≤5%又は限界変形量の 1/4 のいずれか小さい方</p> <p>添付8 I-T型大気圧水カプセルの反応度値に係る説明書</p> <p>I-T型大気圧水カプセルとほぼ同一の構造であるI-S型大気圧水カプセルの反応度値は、実測で約-0.016Δkであり、原子炉設置変更許可申請書に記載の実験物による反応度の制限値を満足する。</p> <table border="1" data-bbox="1433 1661 2457 1833"> <thead> <tr> <th colspan="2">実験物による反応度の制限値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実験物による最大の負の反応度</td> <td>0.0365Δk</td> </tr> <tr> <td>実験物による最大の正の反応度</td> <td>・停止余裕を確保できること* ・調整棒以外の制御棒を全部引抜いた場合にも臨界とならないこと</td> </tr> </tbody> </table> <p>* 最大反応度を有する制御棒1本を全部引抜いた場合において、実験物の正の反応度を考慮して</p>	項目	設計条件	機器	クラス1容器相当*1	試験燃料	未照射酸化ウラン燃料（濃縮度20%未満）	主要材料	ステンレス鋼	冷却材	軽水	最大実験条件	発熱量 健全燃料 90g・UO ₂ に対して 1591J/g・UO ₂ 浸水燃料 90g・UO ₂ に対して 963J/g・UO ₂	有効破壊エネルギー 健全燃料：344J（82.2cal） 浸水燃料：312J（74.6cal）	総発熱量 1.3×10 ⁶ J（3.1×10 ⁵ cal）	荷重条件	衝撃圧力による 負荷荷重 12.7MPa	水撃力による 負荷荷重 23.4MPa（動的圧力） 46.8MPa（相当静圧）	水撃力による軸力 5.29×10 ⁵ N	最高使用温度	100℃	耐震条件	Bクラス	固定方法	上端 ホールダウン機構	下端 グリップング装置	実験物による反応度の制限値		実験物による最大の負の反応度	0.0365Δk	実験物による最大の正の反応度	・停止余裕を確保できること* ・調整棒以外の制御棒を全部引抜いた場合にも臨界とならないこと	<p>設計条件は、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> <p>反応度値に係る説明書に記載の実験物による反応度の制限値は、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>
項目	設計条件																																
機器	クラス1容器相当*1																																
試験燃料	未照射酸化ウラン燃料（濃縮度20%未満）																																
主要材料	ステンレス鋼																																
冷却材	軽水																																
最大実験条件	発熱量 健全燃料 90g・UO ₂ に対して 1591J/g・UO ₂ 浸水燃料 90g・UO ₂ に対して 963J/g・UO ₂																																
	有効破壊エネルギー 健全燃料：344J（82.2cal） 浸水燃料：312J（74.6cal）																																
	総発熱量 1.3×10 ⁶ J（3.1×10 ⁵ cal）																																
荷重条件	衝撃圧力による 負荷荷重 12.7MPa																																
	水撃力による 負荷荷重 23.4MPa（動的圧力） 46.8MPa（相当静圧）																																
	水撃力による軸力 5.29×10 ⁵ N																																
最高使用温度	100℃																																
耐震条件	Bクラス																																
固定方法	上端 ホールダウン機構																																
	下端 グリップング装置																																
実験物による反応度の制限値																																	
実験物による最大の負の反応度	0.0365Δk																																
実験物による最大の正の反応度	・停止余裕を確保できること* ・調整棒以外の制御棒を全部引抜いた場合にも臨界とならないこと																																

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

原子炉設置変更許可申請書			設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																				
<p>各照射カプセルに関して以下で定めるそれぞれの値(最大実験条件)を超えないものとする。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>照射カプセルの種類</th> <th>最大有効破壊エネルギー</th> <th>最大総発熱量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">大気圧水カプセル</td> <td>未照射酸化ウラン燃料実験用カプセル</td> <td>3850 J (920 cal)</td> <td rowspan="2">1.3×10⁷ J (3.1×10⁶ cal)</td> </tr> <tr> <td>照射済酸化ウラン燃料実験用カプセル</td> <td rowspan="2">837 J (200 cal)</td> </tr> <tr> <td>未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用カプセル</td> <td rowspan="2">3220 J (770 cal)</td> </tr> <tr> <td>照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用カプセル</td> <td rowspan="2">1.3×10⁶ J (3.1×10⁵ cal)</td> </tr> <tr> <td>未照射アルミナイド・シリサイド燃料実験用カプセル</td> <td rowspan="2">3850 J (920 cal)</td> </tr> <tr> <td>未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料実験用カプセル</td> <td rowspan="2">1.3×10⁷ J (3.1×10⁶ cal)</td> </tr> <tr> <td>高圧水カプセル</td> <td>837 J (200 cal)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(ハ) 試験燃料は、未照射酸化ウラン燃料、照射済酸化ウラン燃料、未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料、照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料、未照射アルミナイド燃料、未照射シリサイド燃料(U₃Si₂及びU₃Si)又は未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料とし、カプセルに入れる冷却材は軽水とする。ただし、未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料中のPuO₂の重量割合は最大12.8%、PuO₂の重量については最大200gとし、照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料中のPuO₂の重量割合は最大12.8%、PuO₂の重量については最大25gとする。</p> <p>(ニ) 各照射カプセルの実験条件の制限範囲をそれぞれ第10.1.2.3図、第10.1.2.6図及び第10.1.2.9図のように定める。未照射アルミナイド燃料及び未照射シリサイド燃料の最大発熱量は、2302J/g・((U-Al)又は(U-Si-Al))(550cal/g・((U-Al)又は(U-Si-Al)))とし、未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料の最大発熱量は、1674J/g・(U-ZrH) (400cal/g・(U-ZrH))とする。</p> <p>(5) 設計荷重 照射カプセルには以下に示す設計荷重が作用するものとする。</p> <p>(イ) 照射カプセルに対する静的設計荷重は、高圧水カプセルについては静的な最高使用圧力に設計余裕を見込んだ圧力とする。</p> <p>(ロ) 照射カプセルに対する動的設計荷重は、試験燃料の破損に伴って発生する衝撃圧力及び水撃力とする。</p> <p>照射カプセルに対する動的設計荷重のうち、衝撃圧力に対しては、各照射カプセルについて使用する最大の発熱量を定め、この発熱量に対する衝撃圧力のピーク値をカプセル設計用最大圧力線図(未照射酸化ウラン燃料実験用、照射済酸化ウラン燃料実験用、未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用又は照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用)(第10.1.2.1図)、カプセル設計用最大圧力線図(未照射アルミナイド・シリサイド燃料実験用)(第10.1.2.4図)又はカプセル設計用最大圧力線図(未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料実験用)(第10.1.2.7図)より求め、設計荷重とする。ただし、SPERT実験に用いたカプセルの内径(do=7.3cm)より小さな内径(d)を有する第10.1.3.1-2図の内部カプセルの設計に当たっては、衝撃圧力のピーク値を求める際にその影響を考慮することとし、上記で求めた値にdo/dを乗じたものを設計荷重とする。</p>			照射カプセルの種類	最大有効破壊エネルギー	最大総発熱量	大気圧水カプセル	未照射酸化ウラン燃料実験用カプセル	3850 J (920 cal)	1.3×10 ⁷ J (3.1×10 ⁶ cal)	照射済酸化ウラン燃料実験用カプセル	837 J (200 cal)	未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用カプセル	3220 J (770 cal)	照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用カプセル	1.3×10 ⁶ J (3.1×10 ⁵ cal)	未照射アルミナイド・シリサイド燃料実験用カプセル	3850 J (920 cal)	未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料実験用カプセル	1.3×10 ⁷ J (3.1×10 ⁶ cal)	高圧水カプセル	837 J (200 cal)		<p>も、0.01Δk以上の停止余裕を確保できること。</p> <p>添付4 I-T型大気圧水カプセルの負荷荷重に関する計算書</p> <p>3. 負荷荷重の算定結果 3.1 カプセルの負荷荷重算定結果 構造解析上の負荷荷重の分類に基づいた主要な負荷荷重の算定結果を第4-1表及び第4-2表に示す。</p> <p>(1) 衝撃圧力の算定 本カプセルの最大実験条件は、未照射酸化ウラン燃料(健全燃料)90g・UO₂に対して発熱量 1591J/g・UO₂、未照射酸化ウラン燃料(浸水燃料) 90g・UO₂に対して発熱量 963J/g・UO₂である。第4-2図に示す設計用最大圧力線図から、最大実験条件に対応する一次圧力ピーク値は、健全燃料で 3.22MPa、浸水燃料で 12.7MPa であり、高い値である 12.7MPa を動的圧力とする。</p> <p>(2) 水撃力の算定 水塊の飛び上がり速度及び水撃力の算出は、原子炉設置変更許可申請書(平成元年11月10日付け元安(原規)第598号をもって許可)追補1の「水カプセルの設計検査の考え方」の「[I] 設計の考え方」のうち、「2. 強度設計」に記載の次式で計算する。</p>	<p>負荷荷重算定の方法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>
照射カプセルの種類	最大有効破壊エネルギー	最大総発熱量																						
大気圧水カプセル	未照射酸化ウラン燃料実験用カプセル	3850 J (920 cal)	1.3×10 ⁷ J (3.1×10 ⁶ cal)																					
	照射済酸化ウラン燃料実験用カプセル	837 J (200 cal)																						
	未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用カプセル		3220 J (770 cal)																					
	照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用カプセル	1.3×10 ⁶ J (3.1×10 ⁵ cal)																						
	未照射アルミナイド・シリサイド燃料実験用カプセル		3850 J (920 cal)																					
	未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料実験用カプセル	1.3×10 ⁷ J (3.1×10 ⁶ cal)																						
高圧水カプセル	837 J (200 cal)																							

原子炉設置変更許可申請書との整合性に関する説明書

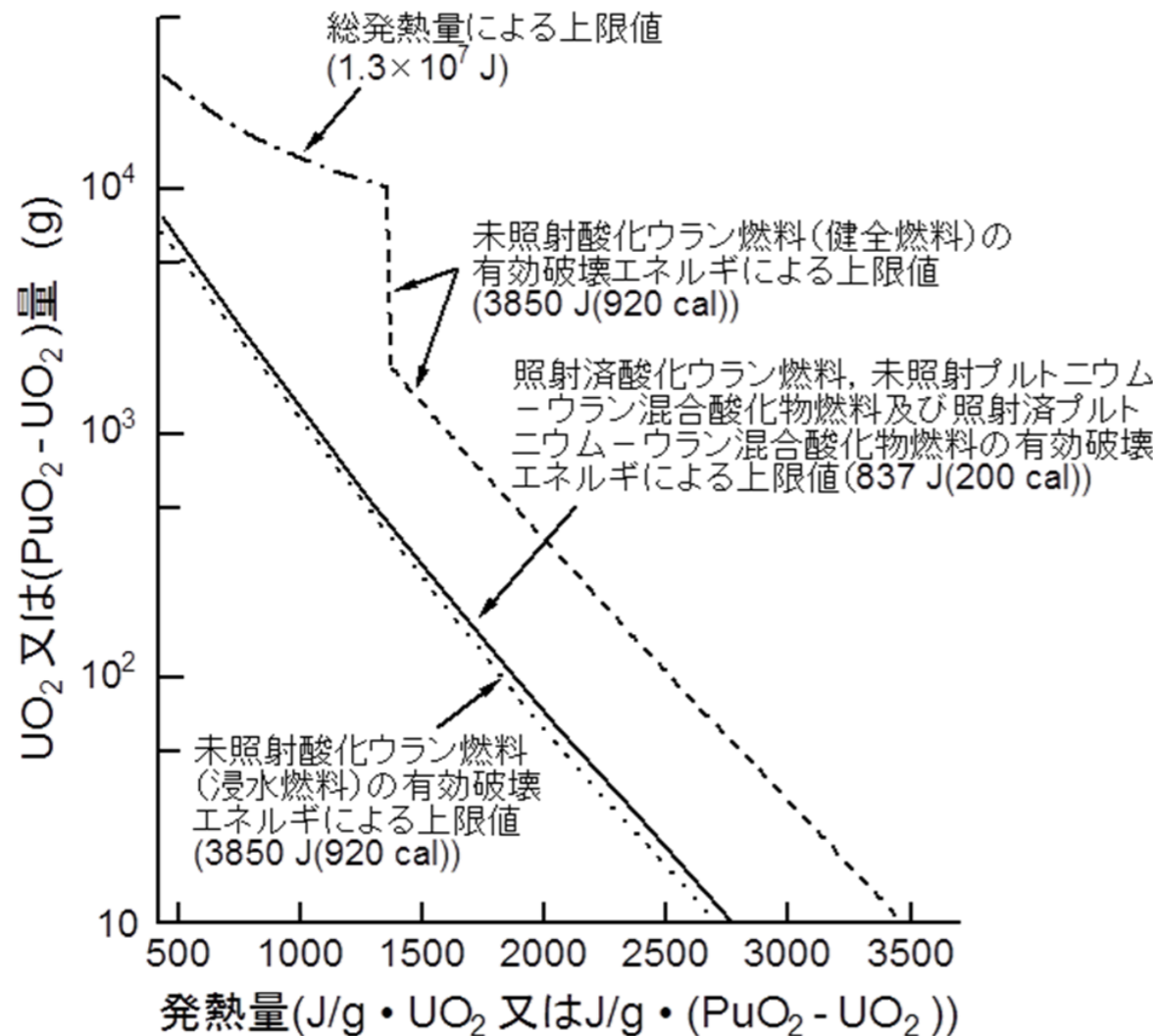
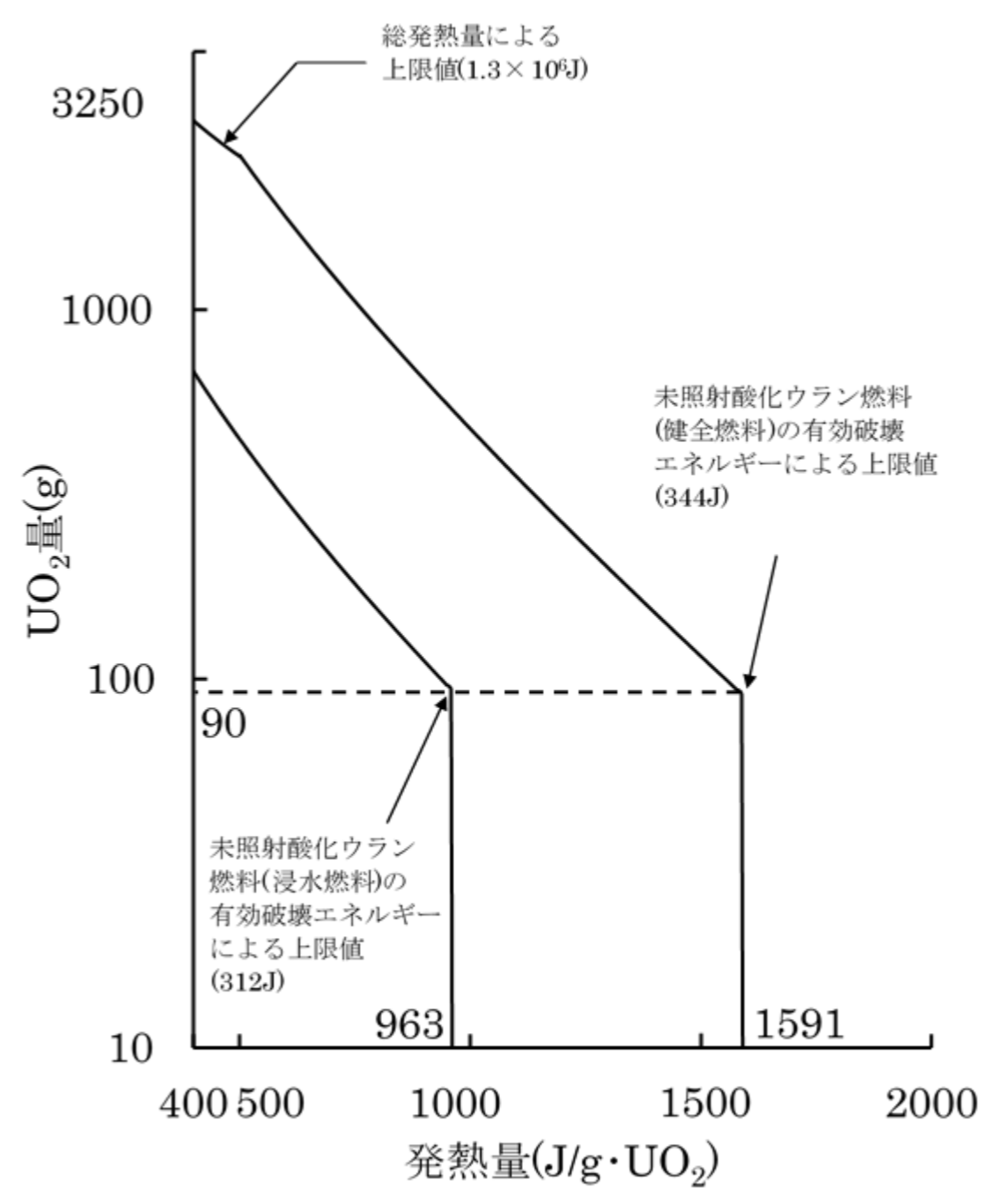
原子炉設置変更許可申請書	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>各照射カプセルに作用する水撃力については、上記の最大の発熱量に対する機械的エネルギー転換率をカプセル設計用最大転換率線図(未照射酸化ウラン燃料実験用、照射済酸化ウラン燃料実験用、未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用又は照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用)(第10.1.2.2図)、カプセル設計用最大転換率線図(未照射アルミナイド・シリサイド燃料実験用)(第10.1.2.5図)又はカプセル設計用最大転換率線図(未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料実験用)(第10.1.2.8図)より求め、この値に基づき、飛び上がる水塊の衝突等によってカプセルの上蓋等に作用する荷重を水塊の運動エネルギーから算定し、設計荷重とする。なお、水撃力の算定に当たっては、未照射アルミナイド・シリサイド燃料実験用カプセル及び未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料実験用カプセル以外のカプセルについては、カプセル内水面上の空気等の気体の圧縮を考慮し得るものとする。</p> <p>(6) 強度設計</p> <p>カプセルの設計は、試験燃料がいかなる形で破壊しても、カプセルが破損しないよう十分な強度を有するものとする。</p> <p>試験部容器については、静的及び動的設計荷重に対し弾性設計又は弾塑性設計を行う。弾性設計を行う場合には、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」又は同等の基準に準じて設計し、弾塑性設計を行う場合には、最大変形量が板厚平均歪及び表面歪で2%又は限界変形量の1/10、局所歪で5%又は限界変形量の 1/4の値のうち、いずれか小さい方を超えないものとして設計する。なお、弾塑性設計を行った場合、限界変形量については、耐爆試験等の強度確認試験を実施し、評価するものとする。また、試験部容器以外については、静的及び動的設計荷重に対し日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」又は同等の基準に準じて弾性設計を行うものとし、溶接部については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」又は同等の基準に準じて設計する。</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	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<div data-bbox="445 294 1276 483" data-label="List-Group"> <ul style="list-style-type: none"> ○ 未照射酸化ウラン燃料（健全燃料） ◇ 未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料（健全燃料） ● 未照射酸化ウラン燃料（浸水燃料） ▲ 照射済酸化ウラン燃料 △ NSRRによる模擬実験 未照射酸化ウラン燃料(予加圧燃料)による二重カプセル実験 </div> <div data-bbox="356 504 1276 1512" data-label="Figure"> <p>SPERT実験結果</p> <p>未照射酸化ウラン燃料(健全燃料)の最大圧力線</p> <p>照射済酸化ウラン燃料及び照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料の最大圧力線</p> <p>未照射酸化ウラン燃料(健全燃料)及び未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料の最大圧力線</p> <p>未照射酸化ウラン燃料(浸水燃料)の最大圧力線</p> <p>一次圧力ピーク値 (MPa)</p> <p>発熱量 (J/g・UO₂又はJ/g・(PuO₂-UO₂))</p> </div> <div data-bbox="267 1533 1276 1680" data-label="Caption"> <p>第10.1.2.1図 カプセル設計用最大圧力線図 未照射酸化ウラン燃料実験用、照射済酸化ウラン燃料実験用、未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用又は照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用</p> </div>	<div data-bbox="1380 273 2077 315" data-label="Text"> <p>添付4 I-T型大気圧水カプセルの負荷荷重に関する計算書</p> </div> <div data-bbox="1380 336 2433 1554" data-label="Figure"> <p>未照射酸化ウラン燃料（健全燃料）の最大圧力線</p> <p>未照射酸化ウラン燃料（浸水燃料）の最大圧力線</p> <p>一次圧力ピーク値 (MPa)</p> <p>発熱量(J/g・UO₂)</p> <p>12.7</p> <p>3.22</p> <p>963</p> <p>1591</p> </div> <div data-bbox="1751 1638 2136 1680" data-label="Caption"> <p>第4-2図 設計用最大圧力線図</p> </div>	<p>未照射酸化ウラン燃料(健全燃料)及び未照射酸化ウラン燃料(浸水燃料)の設計用最大圧力線図は、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>

原子炉設置変更許可申請書	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<div data-bbox="474 315 1276 504"> <ul style="list-style-type: none"> ○ 未照射酸化ウラン燃料 (健全燃料) ◇ 未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料 (健全燃料) ● 未照射酸化ウラン燃料 (浸水燃料) ▲ 照射済酸化ウラン燃料 △ NSRRによる模擬実験 未照射酸化ウラン燃料(予加圧燃料)による二重カプセル実験 </div> <div data-bbox="326 525 1276 1596"> <p>SPERT実験結果</p> <p>未照射酸化ウラン燃料(健全燃料)の最大転換率線</p> <p>照射済酸化ウラン燃料及び照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料の最大転換率線</p> <p>未照射酸化ウラン燃料(健全燃料)及び未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料の最大転換率線</p> <p>発熱量 (J/g·UO₂又はJ/g·(PuO₂-UO₂))</p> <p>機能的エネルギー転換率 (%)</p> </div> <div data-bbox="445 1638 1305 1785"> <p>第 10.1.2.2 図 カプセル設計用最大転換率線図 (未照射酸化ウラン燃料実験用、照射済酸化ウラン燃料実験用、未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用又は照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用)</p> </div>	<div data-bbox="1380 273 2077 315"> <p>添付4 I-T型大気圧水カプセルの負荷荷重に関する計算書</p> </div> <div data-bbox="1380 336 2493 1596"> <p>未照射酸化ウラン燃料 (健全燃料) の最大転換率線</p> <p>未照射酸化ウラン燃料 (浸水燃料) の最大転換率線</p> <p>未照射酸化ウラン燃料 (健全燃料) の最大転換率線</p> <p>発熱量(J/g·UO₂)</p> <p>機能的エネルギー転換率 (%)</p> </div> <div data-bbox="1721 1659 2166 1701"> <p>第4-3図 設計用最大転換率線図</p> </div>	<p>未照射酸化ウラン燃料(健全燃料)及び未照射酸化ウラン燃料(浸水燃料)の設計用最大転換率線図は、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>

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	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
 <p>第 10.1.2.3 図 試験燃料(未照射酸化ウラン燃料、照射済酸化ウラン燃料、未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料又は照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料)発熱量と(UO₂又は(PuO₂-UO₂))量との関係</p> <p>Y-axis: UO₂又は(PuO₂-UO₂)量 (g) (log scale, 10 to 10⁴) X-axis: 発熱量(J/g・UO₂又はJ/g・(PuO₂-UO₂)) (500 to 3500)</p> <p>Annotations: - 総発熱量による上限値 (1.3×10⁷ J) - 未照射酸化ウラン燃料(健全燃料)の有効破壊エネルギーによる上限値 (3850 J(920 cal)) - 照射済酸化ウラン燃料, 未照射プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料及び照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料の有効破壊エネルギーによる上限値 (837 J(200 cal)) - 未照射酸化ウラン燃料(浸水燃料)の有効破壊エネルギーによる上限値 (3850 J(920 cal))</p>	<p>添付4 I-T型大気圧水カプセルの負荷荷重に関する計算書</p>  <p>第4-1図 I-T型大気圧水カプセルの許容実験条件範囲</p> <p>Y-axis: UO₂量(g) (log scale, 10 to 3250) X-axis: 発熱量(J/g・UO₂) (400 to 2000)</p> <p>Annotations: - 総発熱量による上限値(1.3×10⁶J) - 未照射酸化ウラン燃料(健全燃料)の有効破壊エネルギーによる上限値 (344J) - 未照射酸化ウラン燃料(浸水燃料)の有効破壊エネルギーによる上限値 (312J) - 90 - 963 - 1591</p>	<p>I-T型大気圧水カプセルの許容実験条件範囲は、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>

2. 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

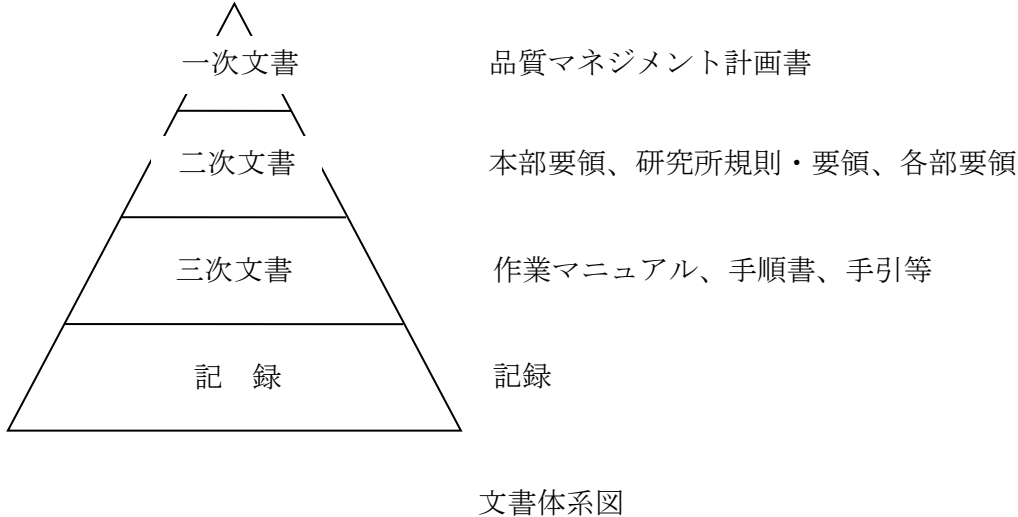
原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

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

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	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>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>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<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>i) 健全な安全文化を育成し、維持するための取組を実施する。これは、技術的、人的及び組織的な要因の相互作用を適切に考慮して、効果的な取組を通じて、次の状態を目指すことをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力の安全及び安全文化の理解が組織全体で共通のものとなっている。 ・風通しの良い組織文化が形成されている。 ・要員が、自らが行う原子力の安全に係る業務について理解して遂行し、その業務に責任を持っている。 ・全ての活動において、原子力の安全を考慮した意思決定が行われている。 ・要員が、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を持ち、原子力の安全に対する自己満足を戒めている。 ・原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある問題が速やかに報告され、報告された問題が対処され、その結果が関係する要員に共有されている。 ・安全文化に関する内部監査及び自己評価の結果を組織全体で共有し、安全文化を改善するための基礎としている。 ・原子力の安全には、セキュリティが関係する場合があることを認識して、要員が必要なコミュニケーションを取っている。 <p>(5) 保安に係る各組織は、業務・原子炉施設等に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を「7.4 調達」に従って明確にし、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。(6. 参照)</p> <p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>理事長、安全・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。</p> <p>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</p> <p> 本品質マネジメント計画書</p> <p>(3) 二次文書</p> <p> 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</p> <p> 組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、二次文書以外に組織が必要と判断した指示書、図面等を含む文書及び記録</p>	

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

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>可能な状態にあることを確実にする。</p> <p>f) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切に識別し、管理する。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。また、記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する管理の方法を定めた手順を作成する。</p> <p>5. 経営者等の責任</p> <p>5.1 経営者の関与</p> <p>理事長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任をもって品質マネジメントシステムの構築、実施及びその有効性を継続的に改善していることを実証するために、次の事項を行う。</p> <p>a) 品質方針を設定する。</p> <p>b) 品質目標が設定されていることを確実にする。</p> <p>c) 要員が、健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整える。</p> <p>d) マネジメントレビューを実施する。</p> <p>e) 資源が使用できることを確実にする。</p> <p>f) 関係法令・規制要求事項を遵守すること及び原子力の安全を確保することの重要性を、組織内に周知する。</p> <p>g) 保安活動に関して、担当する業務について理解し遂行する責任を持つことを要員に認識させる。</p> <p>h) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、優先順位及び説明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>可能な状態にあることを確実にする。</p> <p>f) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切に識別し、管理する。</p> <p>i) 文書の改定時等の必要な時に文書作成時に使用した根拠等が確認できるようにする。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 安全・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> <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>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<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>(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>理事長は、次に掲げる事項を満たす「原子力安全に係る品質方針」を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するもの（技術的、人的及び組織的要因並びにそれらの間の相互作用が原子力の安全に対して影響を及ぼすものであることを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定する。）及び施設管理に関する方針を含む。</p> <p>a) 組織の目的及び状況に対して適切である。</p> <p>b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対して責任を持って関与することを含む。</p> <p>c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。</p> <p>d) 組織全体に伝達され、理解される。</p> <p>e) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 理事長は、安全・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、次の事項を含む品質目標を達成するための計画（7.1 (4) 参照）が作成されることを確実にする。</p> <p>a) 実施事項</p> <p>b) 必要な資源</p> <p>c) 責任者</p> <p>d) 実施事項の完了時期</p> <p>e) 結果の評価方法</p> <p>(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合がとれていることを確実にする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(1) 理事長は、4.1 項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持について、本品質マネジメント計画書を策定する。</p> <p>(2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、管理責任者を通じて、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合がとれていることをレビューすることにより確実にする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。</p> <p>a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持</p> <p>c) 資源の利用可能性</p> <p>d) 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>理事長は、原子炉施設等の保安規定に定める保安管理体制に基づき、保安に係る組織を図 5.5.1 保安管理組織図に定め、各組織の責任と権限を次のとおり定め、各組織を通じて</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書を定めさせ、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>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。 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> <ol style="list-style-type: none"> (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。 (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) 核燃料取扱主任者 核燃料取扱主任者は、所掌する使用施設等に関する保安の監督を行う。 (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、 	

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

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>機会を捉えるため、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、自己評価（安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。）を実施する。</p> <p>5.5.4 内部コミュニケーション</p> <p>理事長は、保安に係る組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にする。また、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするために、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、マネジメントレビューを実施する。</p> <p>(2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>管理責任者は、マネジメントレビューへのインプット情報として、次の事項を含め報告する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 	<p>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、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設等の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。</p> <p>(2) 安全・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> <ul style="list-style-type: none"> 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（組織の内外で得られた知見（技術的な進歩により得られたものを含む。）及び不適合その他の事象から得られた教訓を含む。） h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更 j) 改善のための提案 	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>k) 資源の妥当性</p> <p>1) 保安活動の改善のために実施した処置の有効性</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <p>(1) 理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、管理責任者に必要な改善を指示する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善</p> <p>b) 業務の計画及び実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善</p> <p>e) 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(3) 管理責任者は、(1)項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>保安に係る組織は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。</p> <p>(1) 人的資源（要員の力量）</p> <p>(2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(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>k) 資源の妥当性</p> <p>1) 保安活動の改善のために実施した処置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内外の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む（8.5.2(3)a）において同じ。）の有効性</p> <p>(2) 所長は、各部長に指示して、所掌する業務に関して、前項に定める事項を提出させ、その内容を整理した上で研究所の管理責任者に報告する。</p> <p>(3) 研究所の管理責任者は、前項の内容を確認・評価する。</p> <p>(4) 監査プロセスの管理責任者は、監査プロセスにおけるインプット情報を確認・評価する。</p> <p>(5) 本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者は、本部におけるインプット情報を確認・評価する。</p> <p>(6) 各管理責任者は、マネジメントレビューの会議を通して理事長にインプット情報を報告する。</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <p>(1) 理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、管理責任者に必要な改善を指示する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善</p> <p>b) 業務の計画及び実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善</p> <p>e) 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(3) 管理責任者は、(1)項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。</p> <p>(4) 理事長は、本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者を通じて、上記(1)の指示に対する処置状況を確認する。</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>理事長、安全・核セキュリティ統括部長、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>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織の要員には、業務に必要な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として、力量のある者を充てる。</p> <p>(3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>(1) 保安に係る組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次の事項を確実に実施する。</p> <p>a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。</p> <p>c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。</p> <p>e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する。</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等について業務に必要なプロセスの計画を策定する。</p> <p>(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>(2) 保安に係る各組織の要員には、業務に必要な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として、力量のある者を充てる。</p> <p>(3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。（7.1、7.4.2 及び 7.5.2 参照）</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>(1) 部長は、要員の力量を確保するために、教育・訓練に関する管理要領を定め、保安活動の重要度に応じて、次の事項を確実に実施する。</p> <p>a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。</p> <p>c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。</p> <p>e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(2) 理事長は、監査員の力量について、「原子力安全監査実施要領」に定める。</p> <p>(3) 安全・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（プロセス及び組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセス及び組織の軽微な変更を含む。）を含む。）に当たっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 業務・原子炉施設に対する品質目標及び要求事項</p> <p>c) 業務・原子炉施設に特有なプロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性</p> <p>d) 業務・原子炉施設のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準</p> <p>e) 業務・原子炉施設のプロセス及びその結果が要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録</p> <p>(4) 保安に係る組織は、業務の計画を、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。</p> <p>7.2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化</p> <p>保安に係る組織は、次に掲げる事項を要求事項として明確にする。</p> <p>a) 業務・原子炉施設に関連する法令・規制要求事項</p> <p>b) 明示されていないが、業務・原子炉施設に必要な要求事項</p> <p>c) 組織が必要と判断する追加要求事項</p> <p>7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューでは、次の事項について確認する。</p> <p>a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。</p> <p>b) 業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。</p> <p>c) 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改定する。また、変更後の要求事項が関連する要員に理解されていることを確実にする。</p> <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション</p> <p>保安に係る組織は、原子力の安全に関して組織の外部の者と適切なコミュニケーションを図るため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。</p>	<p>a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 業務・原子炉施設等に対する品質目標及び要求事項</p> <p>c) 業務・原子炉施設等に特有なプロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性</p> <p>d) 業務・原子炉施設等のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準</p> <p>e) 業務・原子炉施設等のプロセス及びその結果が要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4 参照）</p> <p>(5) 業務の計画は、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。</p> <p>(6) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長は、本部において原子炉施設等の保安活動を支援するその他業務がある場合、該当する業務のプロセスを明確にし、上記(1)から(5)項までに準じて業務の計画を策定し、管理する。</p> <p>7.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化</p> <p>所長、部長及び課長は、次の事項を「7.1 業務の計画」において明確にする。</p> <p>a) 業務・原子炉施設等に関連する法令・規制要求事項</p> <p>b) 明示されていないが、業務・原子炉施設等に必要な要求事項</p> <p>c) 組織が必要と判断する追加要求事項（安全基準等）</p> <p>7.2.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項のレビュー</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。</p> <p>(2) レビューでは、次の事項について確認する。</p> <p>a) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が定められている。</p> <p>b) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。</p> <p>c) 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(3) このレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(4) 所長、部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改定する。また、変更後の要求事項が関連する要員に理解されていることを確実にする。</p> <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション</p> <p>所長、部長及び課長は、原子力の安全に関して、規制当局との面談、原子力規制検査等を通じて監督官庁並びに地元自治体との適切なコミュニケーションを図るため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。これには、次の事項を含む。</p> <p>a) 組織の外部の者と効果的に連絡し、適切に情報を通知する方法</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>7.3 設計・開発</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。この設計・開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のために重要な手順書等に関する設計・開発を含む。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。</p> <p>a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度</p> <p>b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制</p> <p>c) 設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限</p> <p>d) 設計開発に必要な内部及び外部の資源</p> <p>(3) 保安に係る組織は、効果的なコミュニケーションと責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与する関係者(他部署を含む。)間のインタフェースを運営管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。</p> <p>7.3.2 設計・開発へのインプット</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。インプットには次の事項を含める。</p> <p>a) 機能及び性能に関する要求事項</p> <p>b) 適用可能な場合は、以前の類似した設計から得られた情報</p> <p>c) 適用される法令・規制要求事項</p> <p>d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>(2) 保安に係る組織は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいではなく、かつ、相反することがないようにする。</p> <p>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</p>	<p>b) 予期せぬ事態における組織の外部の者との時宜を得た効果的な連絡方法</p> <p>c) 原子力の安全に関連する必要な情報を組織の外部の者に確実に提供する方法</p> <p>d) 原子力の安全に関連する組織の外部の者の懸念や期待を把握し、意思決定において適切に考慮する方法</p> <p>7.3 設計・開発</p> <p>所長又は設計・開発を行う部長は、原子炉施設等の改造、更新等に関する設計・開発を適切に実施するため、設計・開発に関する管理要領を定め、次の事項を管理する。</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、原子炉施設等の設計・開発の計画(不適合及び予期せぬ事象の発生等を未然に防止するための活動(4.1(2)c)の事項を考慮して行うものを含む。)を行うことを含む。)を策定し、管理する。この設計・開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のために重要な手順書等に関する設計・開発を含む。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。</p> <p>a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度</p> <p>b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制</p> <p>c) 設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限</p> <p>d) 設計開発に必要な内部及び外部の資源</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、効果的なコミュニケーションと責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与する関係者(他部署を含む。)間のインタフェースを運営管理する。</p> <p>(4) 担当部長又は課長は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。</p> <p>7.3.2 設計・開発へのインプット</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、原子炉施設等の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。インプットには次の事項を含める。</p> <p>a) 機能及び性能に関する要求事項</p> <p>b) 適用可能な場合は、以前の類似した設計から得られた情報</p> <p>c) 適用される法令・規制要求事項</p> <p>d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいではなく、かつ、相反することがないようにする。</p> <p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプット(機器等の仕様等)は、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式により管理する。また、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</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>る。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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の特性を明確にする。 <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <ul style="list-style-type: none"> (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。 <ul style="list-style-type: none"> 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) 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>7.3.5 設計・開発の検証</p> <ul style="list-style-type: none"> (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。 (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。 (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>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <ul style="list-style-type: none"> (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。 (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。 (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>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <ul style="list-style-type: none"> (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、 	<p>態とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <ul style="list-style-type: none"> (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。 <ul style="list-style-type: none"> 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)。 <p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットとして与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに(7.3.1参照)に検証を実施する。 (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)とを対比して検証を実施する。 <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <ul style="list-style-type: none"> (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)。 <p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <ul style="list-style-type: none"> (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 	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>その記録を作成し、管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設を構成する要素（材料又は部品）及び関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価を行う。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>7.4 調達</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達する製品又は役務（以下「調達製品等」という。）が規定された調達要求事項に適合することを確実にする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者等から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。また、必要な場合には再評価する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準を定める。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、供給者の評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>(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>識別するとともに、その記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設等を構成する要素（材料又は部品）及び関連する原子炉施設等に及ぼす影響の評価を行う。</p> <p>(4) 担当部長又は課長は、変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>7.4 調達</p> <p>所長は、調達する製品又は役務（以下「調達製品等」という。）の調達を適切に実施するため、「原子力科学研究所調達管理要領」を定め、次の事項を管理する。また、契約部長は、供給先の評価・選定に関する要領を定め、本部契約に関する業務を実施する。</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 部長及び課長は、調達製品等が規定された調達要求事項に適合することを確実にする。</p> <p>(2) 部長及び課長は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、力量を有する者を組織の外部から確保する際に、外部への業務委託の範囲を品質マネジメント文書に明確に定めることを含む。また、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者等から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。</p> <p>(3) 部長及び課長は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、技術的能力や品質管理体制等に関する情報を入手して供給者を評価し、選定する。また、供給者に関する情報の更新等により必要な場合には再評価する。</p> <p>(4) 調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準は、「原子力科学研究所調達管理要領」及び本部の供給先の評価・選定に関する要領に定める。</p> <p>(5) 部長及び課長は、供給者の評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(6) 所長は、調達製品等の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を調達先から取得するための方法及びそれらを他の原子炉施設等の事業者と共有する場合に必要な処置に関する方法を「原子力科学研究所調達管理要領」に定める。</p> <p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) 部長及び課長は、調達製品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。</p> <p>a) 製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項</p> <p>b) 要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項</p> <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>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</p> <p>g) その他調達物品等に関し必要な要求事項</p> <p>(2) 保安に係る組織は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p> <p>7.4.3 調達製品等の検証</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達製品等が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて検証を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項の中で明確にする。</p> <p>7.5 業務の実施</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>保安に係る組織は、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。</p> <p>a) 原子力施設の保安のために必要な情報が利用できる。</p> <p>b) 必要な時に、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視及び測定が実施されている。</p> <p>f) 業務のリリース（次工程への引渡し）が規定どおりに実施されている。</p> <p>7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能な場合には、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。これらのプロセスには、業務が実施されてからでしか不具合が顕在化しないようなプロセスが含まれる。</p>	<p>f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</p> <p>g) その他調達物品等に関し必要な要求事項</p> <p>(2) 部長及び課長は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査等又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 部長及び課長は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(4) 部長及び課長は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p> <p>7.4.3 調達製品等の検証</p> <p>(1) 部長及び課長は、調達製品等が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を仕様書に定めて、次の事項のうち該当する方法で検証を実施する。</p> <p>a) 受入検査（記録確認を含む。）</p> <p>b) 立会検査（供給者先、現地）</p> <p>c) その他（書類審査、受注者監査）</p> <p>(2) 部長及び課長は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項(7.4.2 参照)の中で明確にする。</p> <p>7.5 業務の実施</p> <p>部長及び課長は、業務の計画（7.1 参照）に従って、次の事項を実施する。</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>部長及び課長は、原子炉施設等の運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等の保安活動について、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。</p> <p>a) 原子力施設の保安のために、次の事項を含め、必要な情報が利用できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・保安のために使用する機器等又は実施する個別業務の特性 ・当該機器等の使用又は個別業務の実施により達成すべき結果 <p>b) 必要な時に、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視及び測定が実施されている(8.2.3 参照)。</p> <p>f) 業務のリリース（次工程への引渡し）が規定どおりに実施されている。</p> <p>7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能な場合には、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。これらのプロセスには、業務が実施されてからでしか不具合が顕在化しないようなプロセスが含まれる。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ管理の方法を明確にする。</p> <p>a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法</p> <p>c) 妥当性確認の方法</p> <p>d) 記録に関する要求事項</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・原子炉施設の状態を識別し、管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、トレーサビリティが要求事項となっている場合には、業務・原子炉施設について固有の識別をし、その記録を管理する。</p> <p>7.5.4 組織外の所有物</p> <p>(1) 保安に係る組織は、組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する識別や保護など取扱いに注意を払い、必要に応じて記録を作成し、管理する。</p> <p>7.5.5 調達製品の保存</p> <p>保安に係る組織は、調達製品の検収後、受入から据付、使用されるまでの間、調達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために、実施すべき監視及び測定を明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にする。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、測定値の正当性を保証しなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たすようにする。</p> <p>a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレース可能な計量標準に照らして校正又は検証する。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用</p>	<p>(2) 部長及び課長は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。</p> <p>(3) 部長及び課長は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(4) 部長及び課長は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ管理の方法を個別業務の計画の中で明確にする。</p> <p>a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法</p> <p>c) 妥当性確認の方法（所定の方法及び手順を変更した場合の再確認を含む。）</p> <p>d) 記録に関する要求事項</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して適切な手段で業務・原子炉施設等を識別し、管理する。</p> <p>(2) 部長及び課長は、トレーサビリティが要求事項となっている場合には、業務・原子炉施設等について固有の識別をし、その記録を管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>7.5.4 組織外の所有物</p> <p>(1) 部長及び課長は、管理下にある組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する紛失、損傷等を防ぐためリスト化し、識別や保護など取扱いに注意を払い、紛失、損傷した場合は記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(2) 部長及び課長は、前項の組織外の所有物について、それが管理下にある間は、原子力の安全に影響を及ぼさないように適切に取り扱う。</p> <p>7.5.5 調達製品の保存</p> <p>部長及び課長は、調達製品の検収後、受入れから据付け、使用されるまでの間、調達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>監視機器及び測定機器の管理を行う部長は、各部の監視機器及び測定機器の管理要領を定め、次の管理を行う。</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項への適合性を実証するために、実施すべき監視及び測定を個別業務の計画の中で明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。</p> <p>(2) 部長及び課長は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にする。</p> <p>(3) 部長及び課長は、測定値の正当性を保証しなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たすようにする。</p> <p>a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレース可能な計量標準に照らして校正又は検証する。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>いた基準を記録し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>c) 校正の状態が明確にできる識別をする。</p> <p>d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設に対して、適切な処置を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアを組み込んだシステムが意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 保安に係る組織は、必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを「8.2 監視及び測定」から「8.5 改善」に従って計画し、実施する。なお、改善のプロセスには、関係する管理者等を含めて改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。</p> <p>(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>いた基準を記録し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>c) 校正の状態が明確にできる識別をする。</p> <p>d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>(4) 部長及び課長は、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する（4.2.4参照）。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設等に対して、適切な処置を行う。</p> <p>(5) 部長及び課長は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(6) 部長及び課長は、規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアを組み込んだシステムが意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 安全・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>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>b) 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維持する。また、監査プロセスの長は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。</p> <p>(4) 監査プロセスの長は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 監査プロセスの長は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 理事長は、監査に関する計画の作成及び実施、監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに監査に係る要求事項を明確にした手順を定める。</p> <p>(7) 監査プロセスの長は、理事長に監査結果を報告し、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者は、前項において不適合が発見された場合には、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅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。</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>b) 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維持する。また、統括監査の職は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。</p> <p>(4) 統括監査の職は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 統括監査の職は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 理事長は、監査に関する計画の作成及び実施並びに監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに監査に係る要求事項を「原子力安全監査実施要領」に定める。</p> <p>(7) 統括監査の職は、理事長に監査結果を報告し、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者は、前項において不適合が発見された場合には、不適合を除去するための措置及び是正処置を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。</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>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、個別業務の計画に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した者が特定できるよう記録を作成し、管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、個別業務の計画で決めた検査及び試験が支障なく完了するまでは、当該機器等や原子炉施設を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画に定める手順により承認する場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。また、自主検査等の検査及び試験要員の独立性については、これを準用する。</p> <p>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>(1) 部長及び課長は、原子炉施設等の要求事項が満たされていることを検証するために、個別業務の計画(7.1 参照)に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</p> <p>(2) 検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(3) 記録には、リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を明記する。</p> <p>(4) 個別業務の計画で決めた検査及び試験が支障なく完了するまでは、当該機器等や原子炉施設等を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画に定める手順により承認する場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 原子力施設検査室長は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。また、自主検査及び試験を行う部長及び課長は、自主検査等の検査及び試験要員について、これを準用する。</p> <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（関連する管理者に不適合を報告することを含む。）の手順及びそれに関する責任と権限を、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 安全・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</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含める。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、前項のデータの分析及びこれらに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。</p> <p>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>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（情報を収集及び整理すること並びに技術的、人的、</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>b) 不適合等の原因の特定 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</p> <p>(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</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。 (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。 (7) 保安に係る組織は、前項の手順に基づき、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果から類似事象に共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子力施設及びその他の施設の運転経験等の知見を収集し、起こり得る不適合の重要度に応じて、次に掲げる手順により適切な未然防止処置を行う。</p> <p>a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査 b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価 c) 必要な処置の決定及び実施 d) とった未然防止処置の有効性のレビュー</p> <p>(2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。 (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>組織的側面等を考慮することを含む。)</p> <p>b) 不適合等の原因（関連する要因を含む。）の特定 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</p> <p>(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</p> <p>(4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合（単独の事象では原子力の安全に及ぼす影響の程度は小さいが、同様の事象が繰り返し発生することにより、原子力の安全に及ぼす影響の程度が増大するおそれのあるものを含む。）に関しては、根本的な原因を究明するための分析の手順に従い、分析を実施する。 (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 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 b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価 c) 必要な処置の決定及び実施 d) とった未然防止処置の有効性のレビュー</p> <p>(2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>9. 令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等に係る品質管理に必要な体制 (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</p>	

について実施させ、原子力の安全を確保することを確実にする。
 a) 個別業務に関し、継続的な改善を計画的に実施し、これを評価する。
 b) 個別業務に関する実施及び評価の結果に係る記録を作成し、これを管理する。
 (2) 所長、部長及び課長は、前項の実施に当たり、原子力の安全を確保することの重要性を認識し、個別業務に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由により損なわれないようにすることを確実にする。

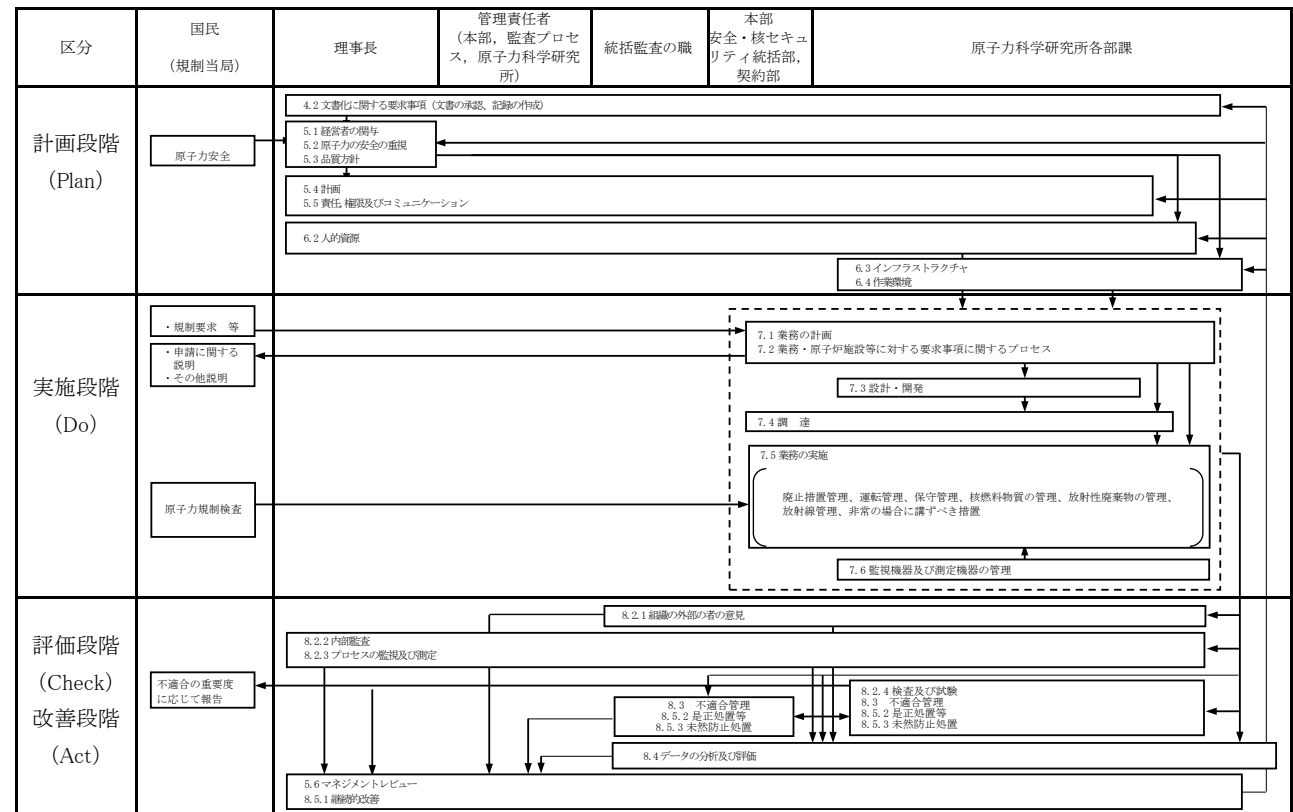


図 4.1 品質マネジメントシステム体系図

4. 品質マネジメントシステム(4.1 一般要求事項)

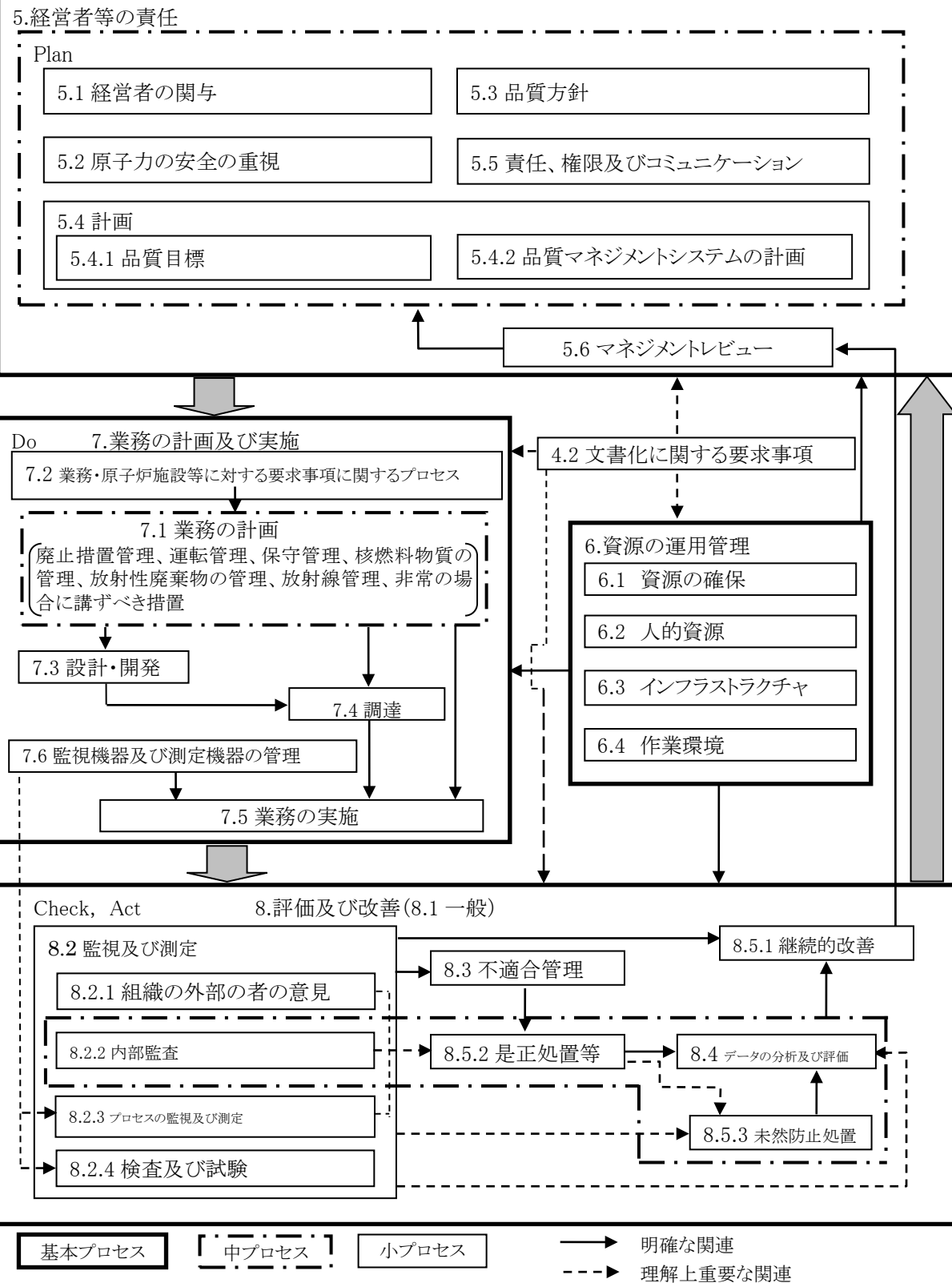


図4.2 品質マネジメントシステムプロセス関連図

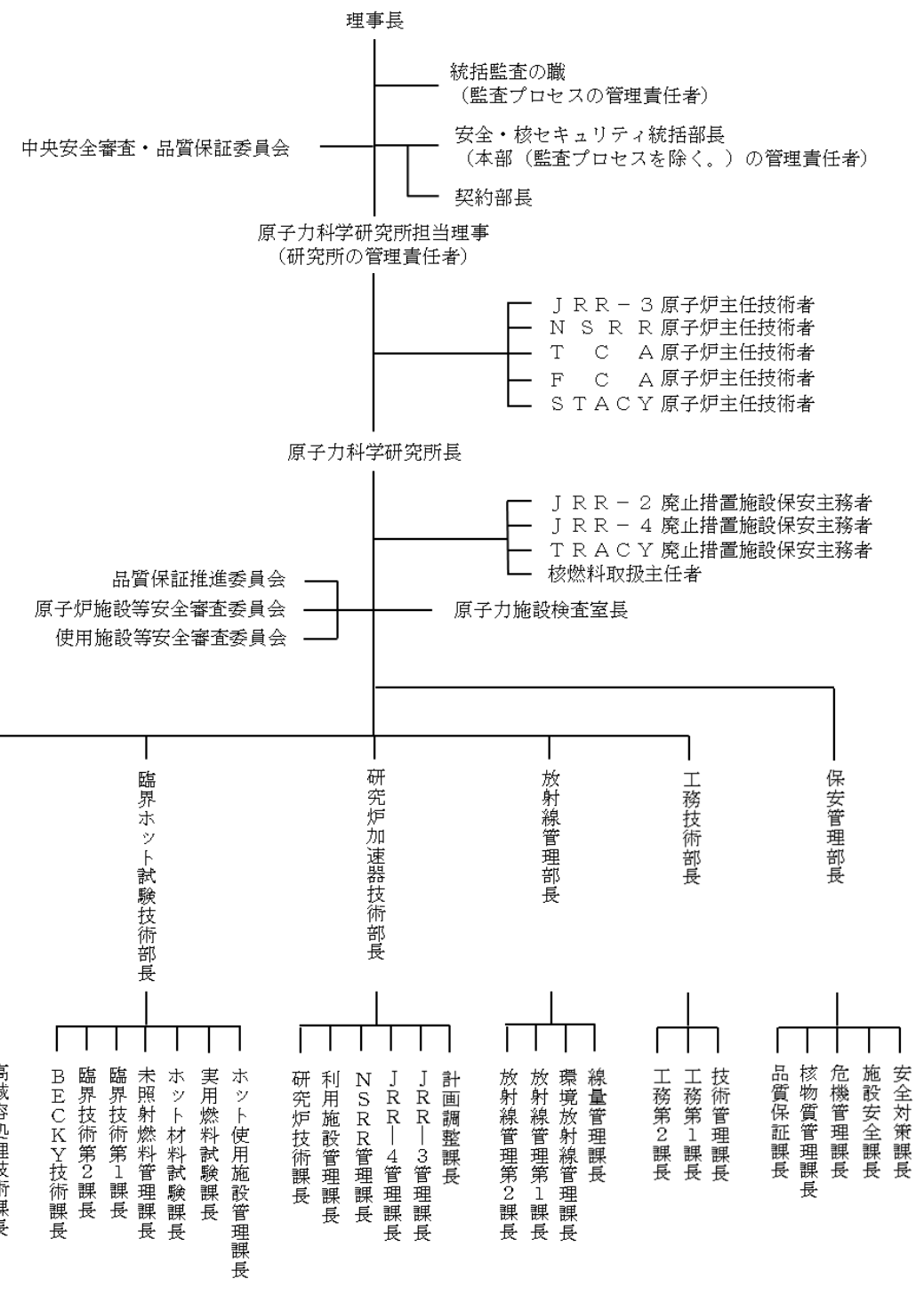


図 5.5.1 保安管理組織図

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）

設計及び工事の計画の認可申請書

整合性

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
		保安全管理部の文書及び記録の管理要領	保安全管理部長	(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	所長	(科)QAM-510

表
4.2.1
品質
マネ
ジメ
ント
シス
テム
文書

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）

設計及び工事の計画の認可申請書

整合性

		に係る実施要領		
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、教育・訓練及び認識	教育訓練管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A07
		保安管理部教育・訓練管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-620
		放射線管理部教育・訓練管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-620
		工務技術部教育・訓練管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-620
		研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-620
		臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-620
		バックエンド技術部教育訓練管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-620
		原子力施設検査室教育・訓練管理要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-620
7.1	業務の計画	業務の計画及び実施管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A12
		原子力科学研究所放射線安全取扱手引	所長	(科)QAM-711
		原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則	所長	(科)QAM-712
		原子力科学研究所事故対策規則	所長	(科)QAM-713
		原子力科学研究所事故故障及び災害時の通報連絡に関する運用基準	所長	(科)QAM-714
		原子力科学研究所保全有効性評価要領	所長	(科)QAM-715

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）

設計及び工事の計画の認可申請書

整合性

		原子力科学研究所 PI 設定評価要領	所長	(科)QAM-716	
		保安全管理部の業務の計画及び実施に関する要領	保安全管理部長	(科保)QAM-710	
		放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領	放射線管理部長	(科放)QAM-710	
		工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領	工務技術部長	(科工)QAM-710	
		研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-710	
		臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-710	
		バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-710	
		原子力施設検査室の業務の計画及び実施に関する要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-710	
7.3	設計・開発	保安全管理部設計・開発管理要領	保安全管理部長	(科保)QAM-730	
		放射線管理部設計・開発管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-730	
		工務技術部設計・開発管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-730	
		研究炉加速器技術部設計・開発管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-730	
		臨界ホット試験技術部の設計・開発管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-730	
		バックエンド技術部設計・開発管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-730	
7.4	調達	調達先の評価・選定管理要領	契約部長	QS-G01	
		原子力科学研究所調達管理要領	所長	(科)QAM-740	
7.6	監視機器及び測定機器の管理	保安全管理部監視機器及び測定機器の管理要領	保安全管理部長	(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	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）

設計及び工事の計画の認可申請書

整合性

		研究炉加速器技術部監視機器及び測定機器の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-760
		臨界ホット試験技術部監視機器及び測定機器の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-760
		バックエンド技術部監視機器及び測定機器の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-760
8.2.2	内部監査	原子力安全監査実施要領	理事長	QS-P03
8.2.4	検査及び試験	原子力科学研究所事業者検査の実施要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-820
		保安管理部試験・検査の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-820
		放射線管理部試験・検査の管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-820
		工務技術部試験・検査の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-820
		研究炉加速器技術部試験・検査の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-820
		臨界ホット試験技術部の試験・検査の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-820
		バックエンド技術部試験・検査の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-820
8.3	不適合管理	不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領	安全・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

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		管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて	
	部長			所長へ報告 年度末及び必要に応じて	
	課長			部長へ報告 年度末及び必要に応じて	
業務の計画及び実施のプロセス	廃止措置	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	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	年間使用計画の設定及び実施	核燃料物質の管理状況	所長へ報告 四半期ごと	
	放射性廃棄物の管理	施設管理者 高減容処理技術課長 放射性廃棄物管理第1課長 放射性廃棄物管理第2課長	放射性廃棄物の引き渡し、運搬、貯蔵、保管、処理及び保管廃棄の実施	放射性固体廃棄物の管理状況	所長へ報告 四半期ごと
	放射線管理	気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性気体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性気体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと
		液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性液体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと
		課長 線量管理課長	放射線業務従事者の線量限度の管理	放射線業務従事者の被ばく状況	所長へ報告 四半期ごと
	非常の場合に講ずべき措置	課長 危機管理課長	訓練の計画の設定及び実施	訓練の実施状況	所長へ報告 四半期ごと 半期ごと
改善のプロセス	理事長	品質マネジメントシステムの適合性の確保、有効性の改善	品質マネジメント活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上、又は必要に応じて	
			不適合管理状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて	
	全ての管理者		自己評価の実施状況	管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）

設計及び工事の計画の認可申請書

整合性

表 8.4 品質マネジメントシステムの分析データ

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

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）

設計及び工事の計画の認可申請書

整合性

訓練の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・保安管理部教育・訓練管理要領 ・放射線管理部教育・訓練管理要領 ・工務技術部教育・訓練管理要領 ・研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領 ・臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領 ・バックエンド技術部教育訓練管理要領 	(b) (c)
原子力規制検査指摘等事項	<ul style="list-style-type: none"> ・不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a)
官庁検査、事業者検査での不適合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力科学研究所事業者検査の実施要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a) (b) (c) (d)
不適合	<ul style="list-style-type: none"> ・不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(b) (c) (d)
調達先の監査実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・調達先の評価・選定管理要領 ・原子力科学研究所調達管理要領 	(d)

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	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）

設計及び工事の計画の認可申請書

整合性

03	2018年 3月14日	TRACY 廃止措置に係る保安規定変更認可の 反映 ・「別図1」	児玉	藤田 小嶋 湊	中島
04	2018年 4月1日	一元的管理の責任と権限の明確化 ・「5.5.2 管理責任者」 ・「別図1」 組織改正に伴う変更 ・「別図1」	児玉	藤田 小嶋 湊	中島
05	2018年 7月18日	予防処置に係る保安規定変更認可の反映 ・「8.5.3 予防処置」	児玉	奥田 小嶋 三浦	湊
06	2020年 4月1日	原子力施設の保安のための業務に係る品 質管理に必要な体制の基準に関する規則 (令和2年原子力規制委員会規則第2号) 施行に伴う全面改訂	児玉	奥田 小嶋 三浦	大井川
07	2020年 12月1日	原子力科学研究所原子炉施設保安規定及 び原子力科学研究所核燃料物質使用施設 等保安規定の変更認可の反映	児玉	奥田 小嶋 三浦	大井川

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

本申請に係る設計及び工事の方法と「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」に掲げる技術上の基準との適合性は、以下に示すとおりである。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第四条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	—	—	—
第五条	試験研究用等原子炉施設の地盤	無	—	—
第六条	地震による損傷の防止	有	第1項	別添-1に示すとおり。
第七条	津波による損傷の防止	無	—	—
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	無	—	—
第九条	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	無	—	—
第十条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第十一条	機能の確認等	有	第1項	別添-2に示すとおり。
第十二条	材料及び構造	無	—	—
第十三条	安全弁等	無	—	—
第十四条	逆止め弁	無	—	—
第十五条	放射性物質による汚染の防止	無	—	—
第十六条	遮蔽等	無	—	—
第十七条	換気設備	無	—	—
第十八条	適用	—	—	—
第十九条	溢水による損傷の防止	無	—	—
第二十条	安全避難通路等	無	—	—
第二十一条	安全設備	有	第1項第3号 第1項第4号	別添-3に示すとおり。
第二十二条	炉心等	無	—	—
第二十三条	熱遮蔽材	無	—	—
第二十四条	一次冷却材	無	—	—
第二十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第二十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—	—
第二十七条	一次冷却材処理装置	該当無し	—	—
第二十八条	冷却設備等	無	—	—
第二十九条	液位の保持等	無	—	—
第三十条	計測設備	無	—	—
第三十一条	放射線管理施設	無	—	—
第三十二条	安全保護回路	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第三十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	無	—	—
第三十四条	原子炉制御室等	無	—	—
第三十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第三十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第三十七条	原子炉格納施設	無	—	—
第三十八条	実験設備等	有	第1項第1号 第1項第2号 第1項第3号	別添-4に示すとおり。
第三十九条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	該当無し	—	—
第四十条	保安電源設備	無	—	—
第四十一条	警報装置	無	—	—
第四十二条	通信連絡設備等	無	—	—
第四十三条 ～第五十二条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第五十三条 ～第五十九条	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—
第六十条 ～第七十条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	該当無し	—	—

(地震による損傷の防止)

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

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

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

1. 本申請に係る照射カプセルは、耐震重要度分類に応じた地震力によって損壊しないように設計する。
2. 本申請の範囲外である。
3. 本申請の範囲外である。

(機能の確認等)

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

1. 本申請に係る照射カプセルは、放射性物質の閉じ込め機能の確認に係る試験及び検査として、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定められている照射カプセルの使用時の外観点検、寸法点検、非破壊点検及び漏えい点検が実施できる設計とする。

(安全設備)

- 第二十一条 安全設備は、次に掲げるところにより設置されたものでなければならない。
- 一 第二条第二項第二十八号ロに掲げる安全設備は、二以上の原子力施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、試験研究用等原子炉の安全を確保する上で支障がない場合にあつては、この限りでない。
 - 二 第二条第二項第二十八号ロに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械又は器具の単一故障(試験炉許可基準規則第十二条第二項に規定する単一故障をいう。第三十二条第三号において同じ。)が発生した場合であつて、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものであること。ただし、原子炉格納容器その他多重性、多様性及び独立性を有することなく試験研究用等原子炉の安全を確保する機能を維持し得る設備にあつては、この限りでない。
 - 三 安全設備は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものであること。
 - 四 火災により損傷を受けるおそれがある場合においては、次に掲げるところによること。
 - イ 火災の発生を防止するために可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用すること。
 - ロ 必要に応じて火災の発生を感知する設備及び消火を行う設備が設けられていること。
 - ハ 火災の影響を軽減するため、必要に応じて、防火壁の設置その他の適切な防火措置を講ずること。
 - 五 前号ロの消火を行う設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。
 - 六 蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、試験研究用等原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合には、防護施設の設置その他の適切な損傷防止措置が講じられていること。

- 1-1. 本申請の範囲外である。
- 1-2. 本申請の範囲外である。
- 1-3. 本申請に係る照射カプセルは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される圧力、温度、放射線量等の各種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。
- 1-4. イ. 本申請に係る照射カプセルは、金属性の材料を使用して製作する。
ロ. 本申請の範囲外である。
ハ. 本申請の範囲外である。
- 1-5. 本申請の範囲外である。
- 1-6. 本申請の範囲外である。

(実験設備等)

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

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

- 1-1. 本申請に係る照射カプセルは、設計上許容される実験条件の範囲内で試験燃料がいかなる形で破損しても、破損しないよう十分な強度を有する設計とする。
- 1-2. 本申請に係る照射カプセルは、試験燃料の破損による逸脱によって、運転中の原子炉に反応度が異常に投入されないように、上部を抑え及び下部を掴むことができる設計とする。
- 1-3. 本申請に係る照射カプセルは、設計上許容される実験条件の範囲内で試験燃料がいかなる形で破損しても、破損又は放射能の漏えいがないように十分な強度と密閉性を有する設計とする。
- 1-4. 本申請の範囲外である。
- 1-5. 本申請の範囲外である。

4. I-T型大気圧水カプセルの負荷荷重に関する計算書

目 次

1. 適用規格	添 4-1
2. 負荷荷重の考え方	添 4-1
2.1 構造解析上の負荷荷重	添 4-1
2.2 耐震解析上の負荷荷重	添 4-1
2.3 運転状態の区分と荷重の組合せの考え方	添 4-2
3. 負荷荷重の算定結果	添 4-3
3.1 カプセルの負荷荷重算定結果	添 4-3
3.2 ホールドダウン機構による負荷荷重算定結果	添 4-6

1. 適用規格

I-T型大気圧水カプセルの負荷荷重の計算においては次の基準等を準用する。

- (1) 日本機械学会発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012)
- (2) 日本機械学会発電用原子力設備規格 材料規格(JSME S NJ1-2012)
- (3) 日本産業規格(JIS)

2. 負荷荷重の考え方

2.1 構造解析上の負荷荷重

本カプセルの設計における負荷荷重としては、試験燃料の破損により生じる動的圧力又は相当静圧、自重及びホールドダウン機構による負荷荷重(支持荷重)を考慮する。

(1) 動的圧力

試験燃料の破損によって発生する圧力波である衝撃圧力及び破損燃料片からの伝熱のため膨張した蒸気により吹き上げられた水塊がカプセル上蓋に衝突して生じる水撃力の2種類の荷重を考える。ただし、衝撃圧力と水撃力は発生時刻が異なるため、解析においては別々に考える。動的圧力は弾塑性解析で使用する。第4-1図に動的圧力算定の根拠となる本カプセルの許容実験条件範囲を示す。

(2) 相当静圧

水撃力は動的圧力であるが、弾性解析を適用する評価項目についてはこれを相当静圧に換算し、負荷荷重とする。

なお、疲労解析に対する検討においては、本カプセルの繰返し使用回数が200回以下であるため、繰返し回数は最大実験条件の下で200回とする。

(3) 自重

死荷重として自重を考慮する。

(4) ホールドダウン機構による負荷荷重

本カプセルのキャップ上面には、ホールドダウン機構により下向きに抑えつけられる負荷荷重が作用する。これは、水撃力による機械的荷重及びカプセルの熱膨張による熱的荷重により、ホールドダウン機構に組み込まれたスプリングに荷重が加わり、その反力としてカプセルに働くものである。

2.2 耐震解析上の負荷荷重

(1) 地震力

本カプセルは耐震重要度分類Bクラスであるため、以下の荷重を地震力とする。

① 水平方向

静的震度 $1.5C_0(C_0=0.2)$ に 1.2 を乗じた値を水平方向の地震力とする。

② 垂直方向

考慮しない。

(2) 地震発生回数

本カプセルの使用回数を考慮し、本カプセルの使用中に地震が1回起こるものとする。

2.3 運転状態の区分と荷重の組合せの考え方

日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012)に準じ、以下の設計条件、供用状態 A~D 及び試験状態に分類し、構造解析を行う。

(1) 設計条件

動的圧力又は相当静圧及び機械的荷重による構造解析を行う。

(2) 供用状態 A

運転状態Ⅰにおける荷重が負荷された状態を考える。すなわち、燃料破損時に発生する衝撃圧力及び水撃力に相当する荷重を考える。ただし、衝撃圧力と水撃力は発生時刻が異なるため、別々に負荷荷重を算定する。

(3) 供用状態 B

運転状態Ⅱにおける荷重が負荷された状態を考えるが、本カプセルで想定される事象はない。

(4) 供用状態 C

運転状態Ⅲにおける荷重が負荷された状態を考える。すなわち、地震力による荷重を考える。ただし、地震の発生時には、衝撃圧力及び水撃力の発生がないものとする。

(5) 供用状態 D

運転状態Ⅳにおける荷重が負荷された状態を考えるが、本カプセルで想定される事象はない。

(6) 試験状態

製造時の耐圧試験により装置に最高使用圧力を超える圧力を加えた状態である。

なお、耐圧試験は5回程度しか実施しないため、疲労解析は行わない。

ただし、運転状態は以下に示す状態とする。

① 運転状態Ⅰ

通常に装置を運転している時に生ずる状態で、カプセル内の試験燃料の破損を考慮する。

② 運転状態Ⅱ

運転状態Ⅰから逸脱した運転状態であって、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ及び試

験状態以外の状態であるが、本カプセルにおいて想定される事象はない。

③ 運転状態Ⅲ

通常に装置を運転している状態からかなりはずれた状態で、一般的に装置の運転の停止を緊急に必要とする状態に相当し、使用期間中に何度も生ずるものであってはならない。本状態としては、地震が発生した場合を考える。

④ 運転状態Ⅳ

原子炉施設の安全設計上想定される異常な状態が生じている状態であるが、本カプセルにおいて想定される事象はない。

3. 負荷荷重の算定結果

3.1 カプセルの負荷荷重算定結果

構造解析上の負荷荷重の分類に基づいた主要な負荷荷重の算定結果を第4-1表及び第4-2表に示す。

(1) 衝撃圧力の算定

本カプセルの最大実験条件は、未照射酸化ウラン燃料(健全燃料)90g・UO₂に対して発熱量 1591J/g・UO₂、未照射酸化ウラン燃料(浸水燃料) 90g・UO₂に対して発熱量 963J/g・UO₂である。第4-2図に示す設計用最大圧力線図から、最大実験条件に対応する一次圧力ピーク値は、健全燃料で 3.22MPa、浸水燃料で 12.7MPa であり、高い値である 12.7MPa を動的圧力とする。

(2) 水撃力の算定

水塊の飛び上がり速度及び水撃力の算出は、原子炉設置変更許可申請書(平成元年 11 月 10 日付け元安(原規)第 598 号をもって許可)追補1の「水カプセルの設計・検査の考え方」の「[I] 設計の考え方」のうち、「2. 強度設計」に記載の次式で計算する。

$$U = \sqrt{\frac{2 \cdot K_e \cdot q_F \cdot W_F}{M_w}}$$

$$P_m = \rho \cdot C \cdot U$$

ここで、

- U : 水塊の速度 (m/s)
- K_e : 機械的エネルギー転換率(=0.24%(健全燃料),
0.36%(浸水燃料))*第4-3図参照
- q_F : 最大実験条件の発熱量 (=1591J/g・UO₂(健全燃料),
963J/g・UO₂(浸水燃料))
- W_F : 燃料重量 (=90g・UO₂)

- M_w : 水塊の質量 (= 2.82kg : 高さ 0.25m
 (燃料棒中心より上方)の水量)
 P_m : 水撃力のピーク値 (Pa)
 ρ : 20°C における水の密度 (= 998kg/m^3
 機械工学便覧 $\alpha 4$ 編 $11 \cdot 6(2006)$ による。)
 C : 20°C における水中の音速(= $1.5 \times 10^3\text{m/s}$
 機械工学便覧 $\alpha 4$ 編 $11 \cdot 6(2006)$ による。)

である。

したがって、健全燃料では $U=15.6\text{m/s}$ 、 $P_m=23.4\text{MPa}$ となり、浸水燃料では $U=14.9\text{m/s}$ 、 $P_m=22.3\text{MPa}$ となる。本カプセルの設計に使用する水撃力のピーク値は大きい方の値を採用する。

相当静圧は、安全側の換算をするために容器が完全な剛体と考え、圧力の反射面に無限に大きな量の液体が接しているとしても水撃圧力は2倍を超えて作用することはないため、換算係数を2とすることにより 46.8MPa となる。

(3) 軸力の設定

蓋及びフランジボルトには水撃力が軸力として直接作用するものとし、次式で計算する。

$$F = \frac{\pi}{4} d^2 \cdot P$$

ここで、

- F : 軸力 (N)
 d : 受圧部の直径 (= 0.12m)
 P : 水撃力の相当静圧 (= 46.8MPa)

である。

(4) 試験状態における圧力の設定

衝撃圧力の 1.25 倍を耐圧試験の圧力として設定する。

第4-1表 衝撃圧力による負荷荷重算定結果

荷重条件 状態	圧力 (MPa)	作用時間 τ (ms)	温度 (°C)	繰返し 荷重	備考
設計条件	12.7	1.1	100	—	—
供用状態 A				内圧、熱 200回	最大実験条件における 使用回数 200 回を 繰返し数とする。
供用状態 C				0	—
試験状態	15.9	—	常温	—	—

第4-2表 水撃力による負荷荷重算定結果

荷重条件 状態	圧力 (MPa)	作用時間 τ (ms)	温度 (°C)	軸力 (N)	繰返し 荷重	備考
設計条件	23.4 (動的圧力) 46.8 (相当静圧)	0.33	100	5.29×10^5	—	—
供用状態 A					内圧、熱 200回	最大実験条件に おける使用回数 200 回を繰返し 数とする。
供用状態 C					0	—
試験状態	15.9	—	常温	—	—	—

3.2 ホールドダウン機構による負荷荷重算定結果

第4-4図にホールドダウン機構によるカプセルへの負荷荷重発生機構を示す。ホールドダウン機構のスプリングが水撃力により生じたカプセルの変位を拘束することによって生じる反作用力（機械的荷重）及びカプセルの熱膨張によって生じる熱的荷重を、ホールドダウン機構による負荷荷重とし、以下により計算する。

(1) 機械的荷重による変位

$$\delta = \sqrt{\delta_1^2 + \frac{M_W^2 \cdot U^2}{k(M_C + M_W)g}}$$

ここで、

δ	: 機械的荷重による変位 (m)
δ_1	: 実験前のバネの変位 (=0.020m)
U	: 水塊の速度 (=15.6m/s(浸水燃料))
k	: スプリングのバネ定数 (=10700*×3=32100kg/m)
M_C	: カプセルの質量 (=74.6kg)
M_W	: 水塊の質量 (=2.82kg : 高さ 0.25m (燃料棒中心より上方)の水量)
g	: 重力加速度 (=9.81m/s ²)

である。

*ホールドダウン機構ヘッド部スプリングコイル1つあたりのバネ定数

(2) 熱的荷重による変位

$$\delta = \alpha \cdot L \cdot \Delta T$$

ここで、

δ	: 熱的荷重による変位 (m)
α	: 熱膨張係数 (=1.69×10 ⁻⁵ m/m°C*)
L	: カプセル全長 (=1.253m)
ΔT	: 温度差 (=100-20=80°C)

である。

*JSME S NJ1-2012 による。

(3) 負荷荷重の計算

$$F = k \cdot \delta \cdot g$$

ここで、

F	: 負荷荷重 (N)
k	: スプリングのバネ定数 (=10700*×3=32100kg/m)
δ	: 機械的荷重又は熱的荷重による変位(m)
g	: 重力加速度 (=9.81m/s ²)

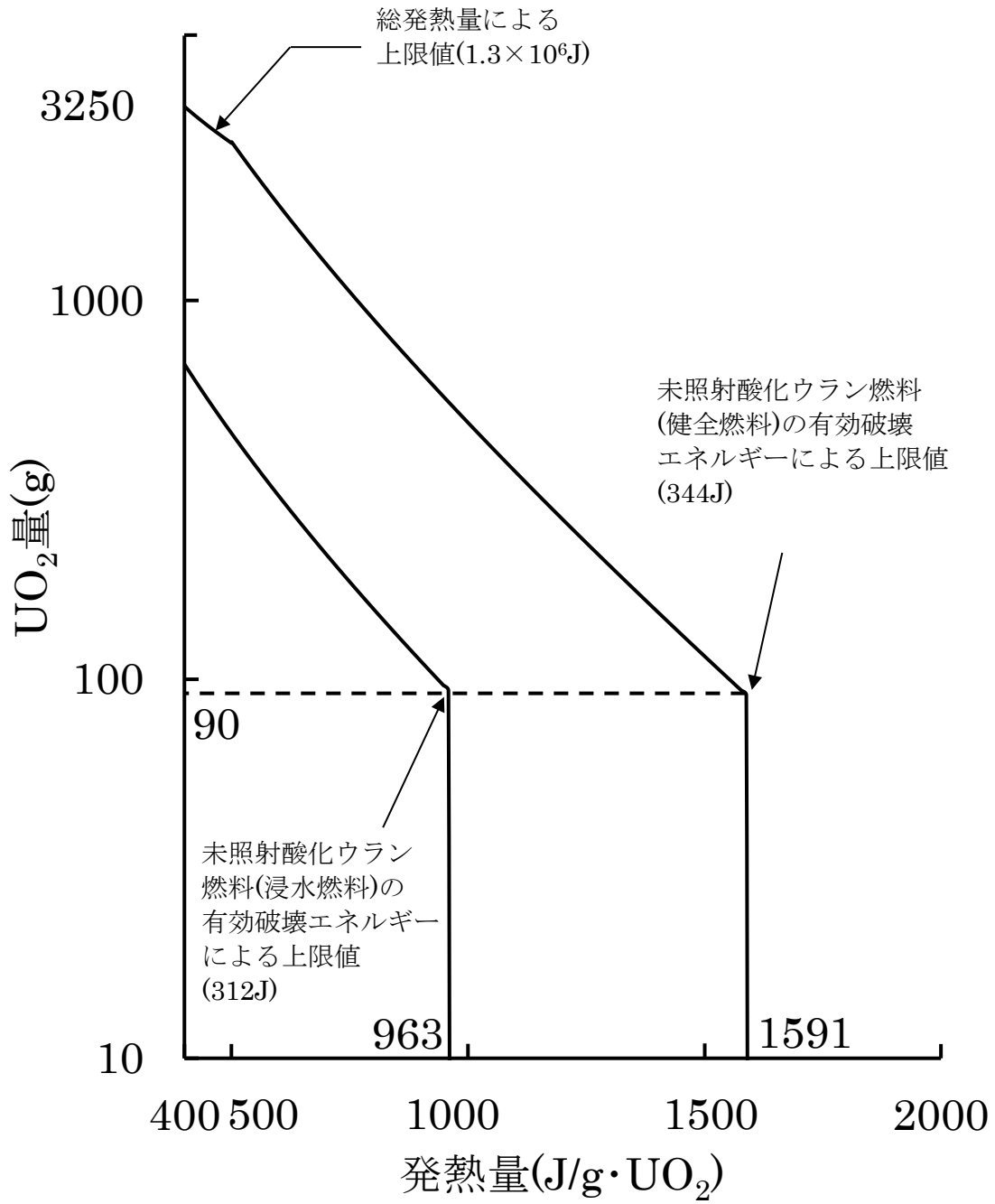
である。

*ホールドダウン機構ヘッド部スプリングコイル1つあたりのバネ定数

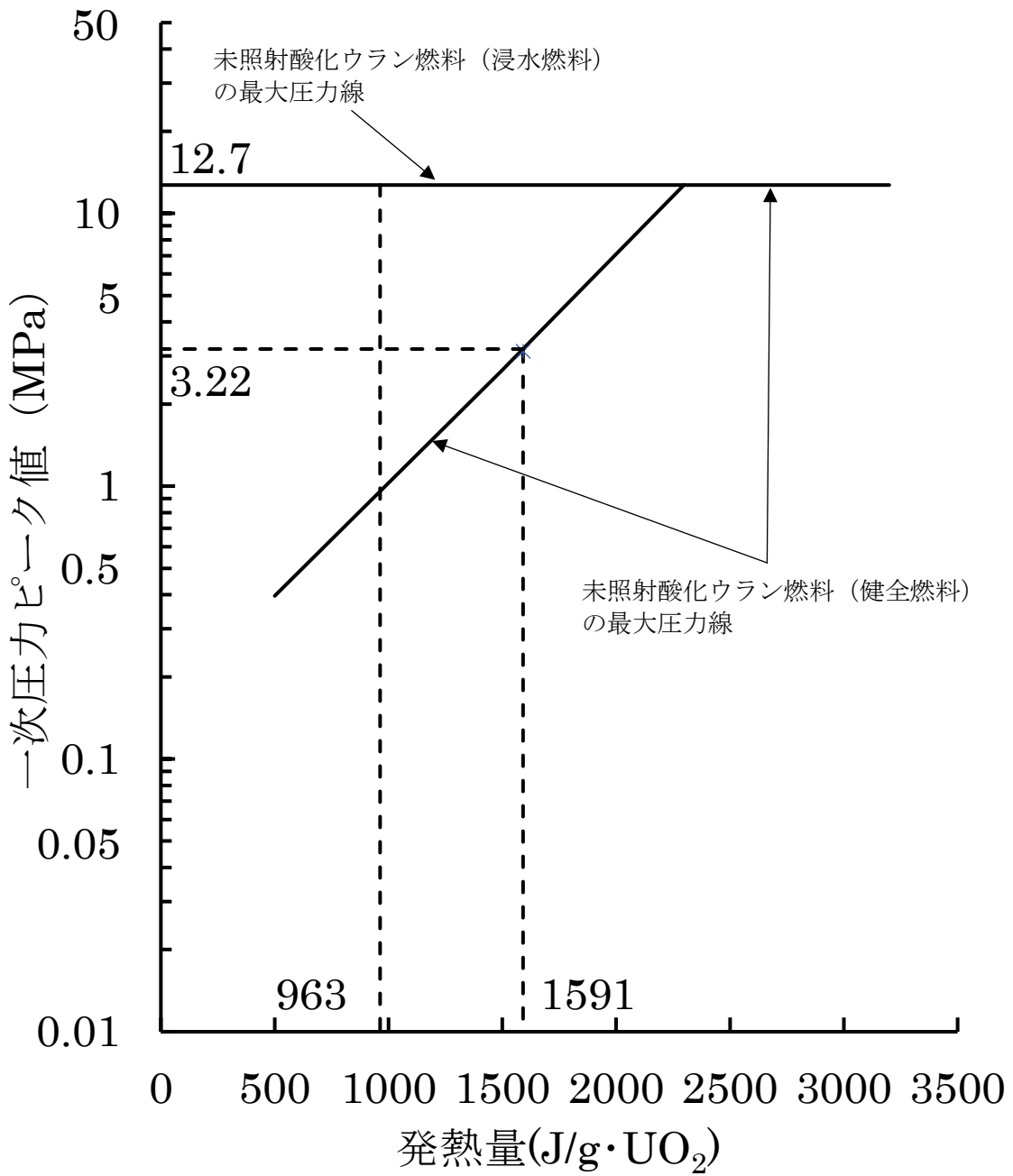
以上によって求めた算定結果を第4-3表に示す。

第4-3表 ホールドダウン機構による負荷荷重の算定結果

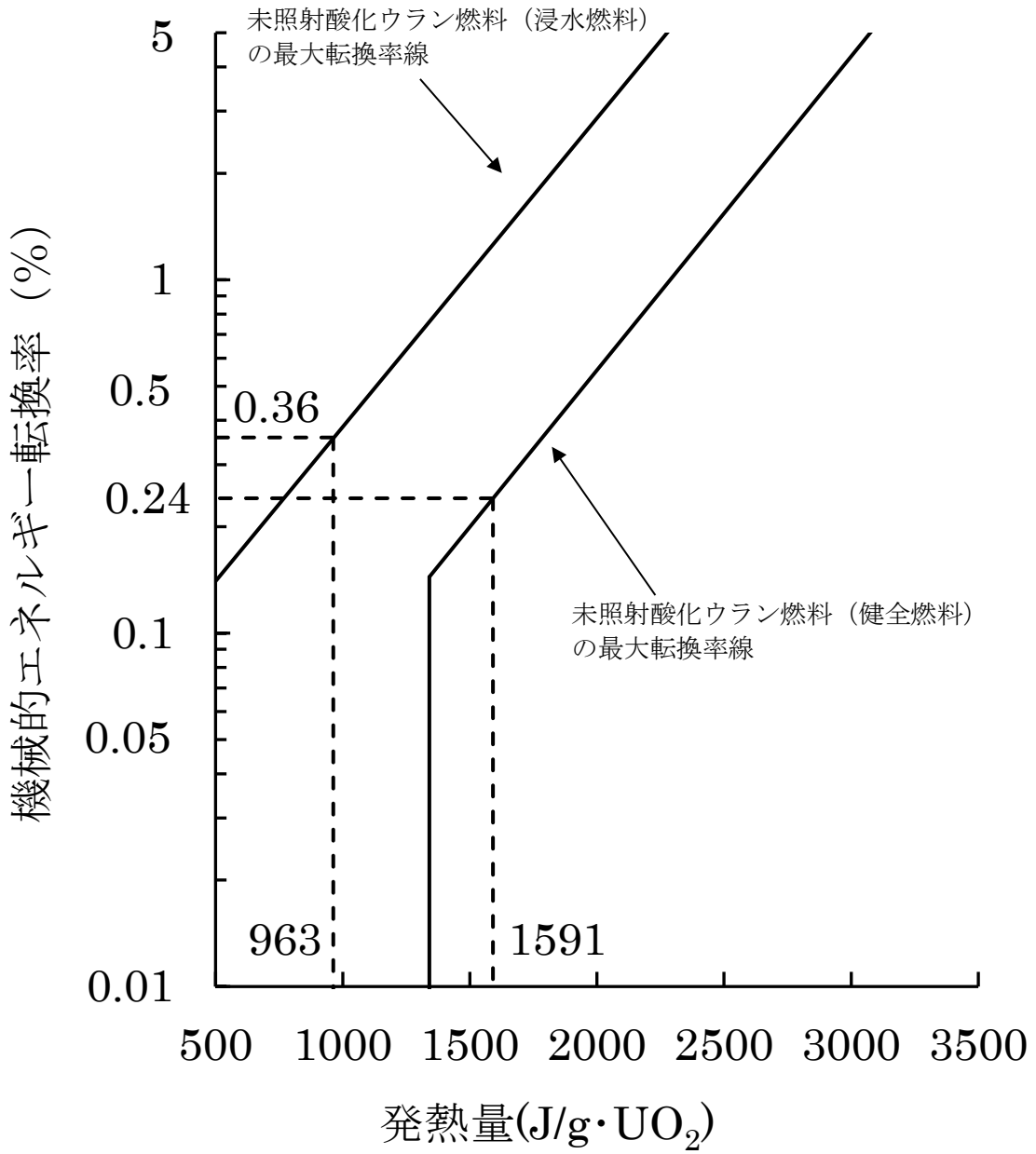
バネの変位 $\delta(\text{m})$	機械的荷重によるもの	2.19×10^{-2}
	熱的荷重によるもの	1.69×10^{-3}
負荷荷重 F(N)	機械的荷重によるもの	6.90×10^3
	熱的荷重によるもの	5.32×10^2



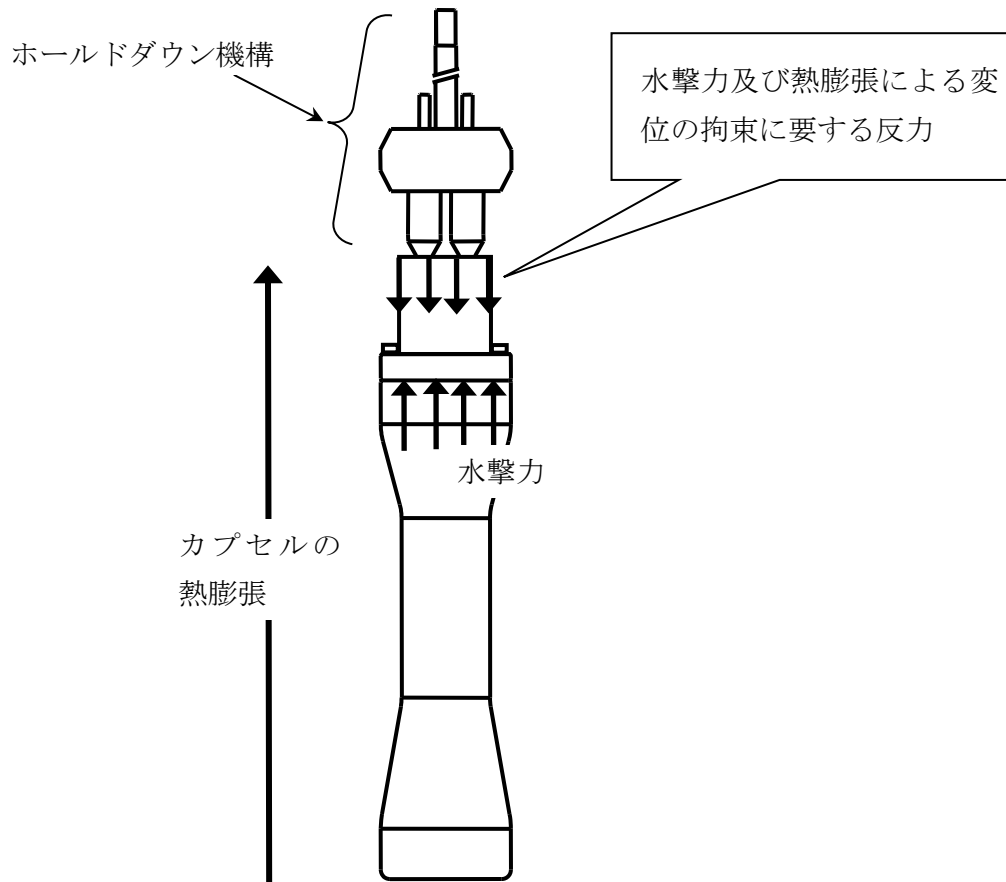
第4-1図 I-T型大気圧水カプセルの許容実験条件範囲



第4-2図 設計用最大圧力線図



第4-3図 設計用最大転換率線図



第4-4図 ホールドダウン機構によるカプセルへの負荷荷重発生機構

5. I-T型大気圧水カプセルの強度計算書

目 次

1. 適用規格	添 5-1
2. カプセルの強度計算書	添 5-1
2.1 発生応力及び歪の計算	添 5-1
2.2 各部の強度評価	添 5-14

1. 適用規格

I-T 型大気圧水カプセルの強度計算においては次の規格等を準用する。

- (1) 日本機械学会発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012)
- (2) 日本機械学会発電用原子力設備規格 材料規格(JSME S NJ1-2012)
- (3) 日本産業規格(JIS)

2. カプセルの強度計算書

2.1 発生応力及び歪の計算

(1) 計算の方法

供用状態 A におけるカプセル(第 5-1 a 図に示す応力評価点 A~I 及び第 5-1 b 図に示す応力評価点 a~i)の強度計算には、有限要素法による衝撃・構造解析ソフト LS-DYNA を使用し、カプセルの軸対称 2 次元モデルに動的圧力を作用させる弾塑性解析を行う。弾塑性解析で評価を行う歪(相当塑性歪)については、応力評価点近辺での最大値を参照する。その他の評価項目(フランジボルト、胴体メネジ*、キャップ、計装線引出部、バルブ取り付け部及び耐圧試験)については相当静圧を用いて弾性解析を行う。

なお、許容値と比較する応力及び歪は、安全側に評価するため、算出された評価値の下一桁を切り上げる。

*せん断応力のみ。周辺応力は弾塑性解析による。

(2) 計算の条件

1) 形状・寸法

計算対象の形状、主要寸法及び応力評価点を第 5-1 a 図及び第 5-1 b 図に示す。

2) 負荷荷重条件

動的荷重の作用範囲を第 5-2 図及び第 5-3 図に示す。また、カプセル全体の自重 732N を死荷重として考慮する。

3) 温度条件

最高使用温度 100℃を設計温度とし、20℃を常温とする。ただし、フランジボルトについては 20℃を設計温度とする。

4) 解析における材料データ

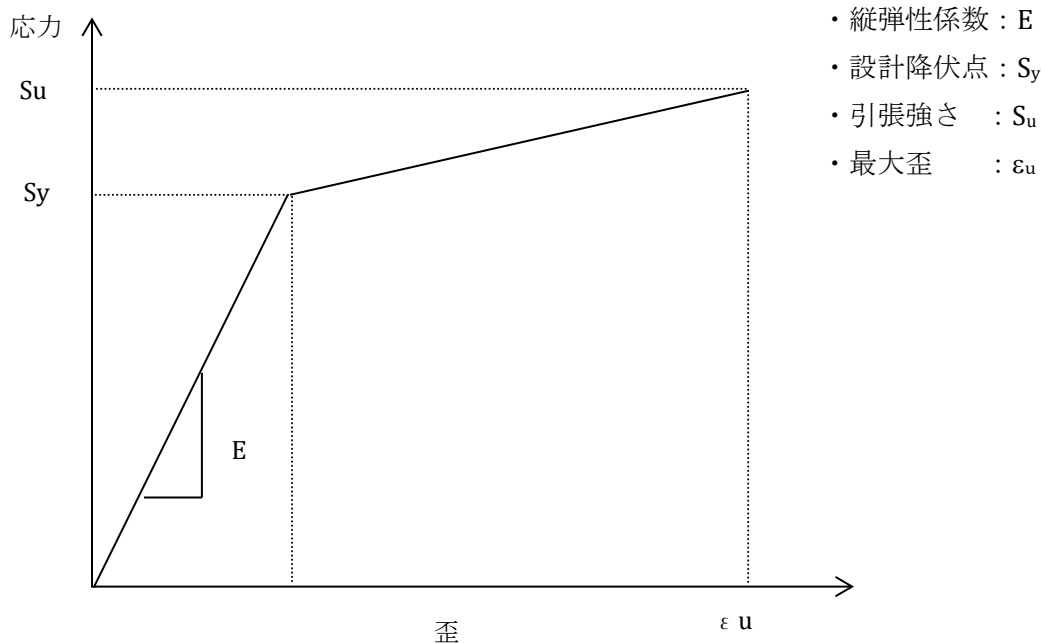
胴体、蓋及びキャップの材料は SUS304、フランジボルトの材料は SNB23-1 を使用する。

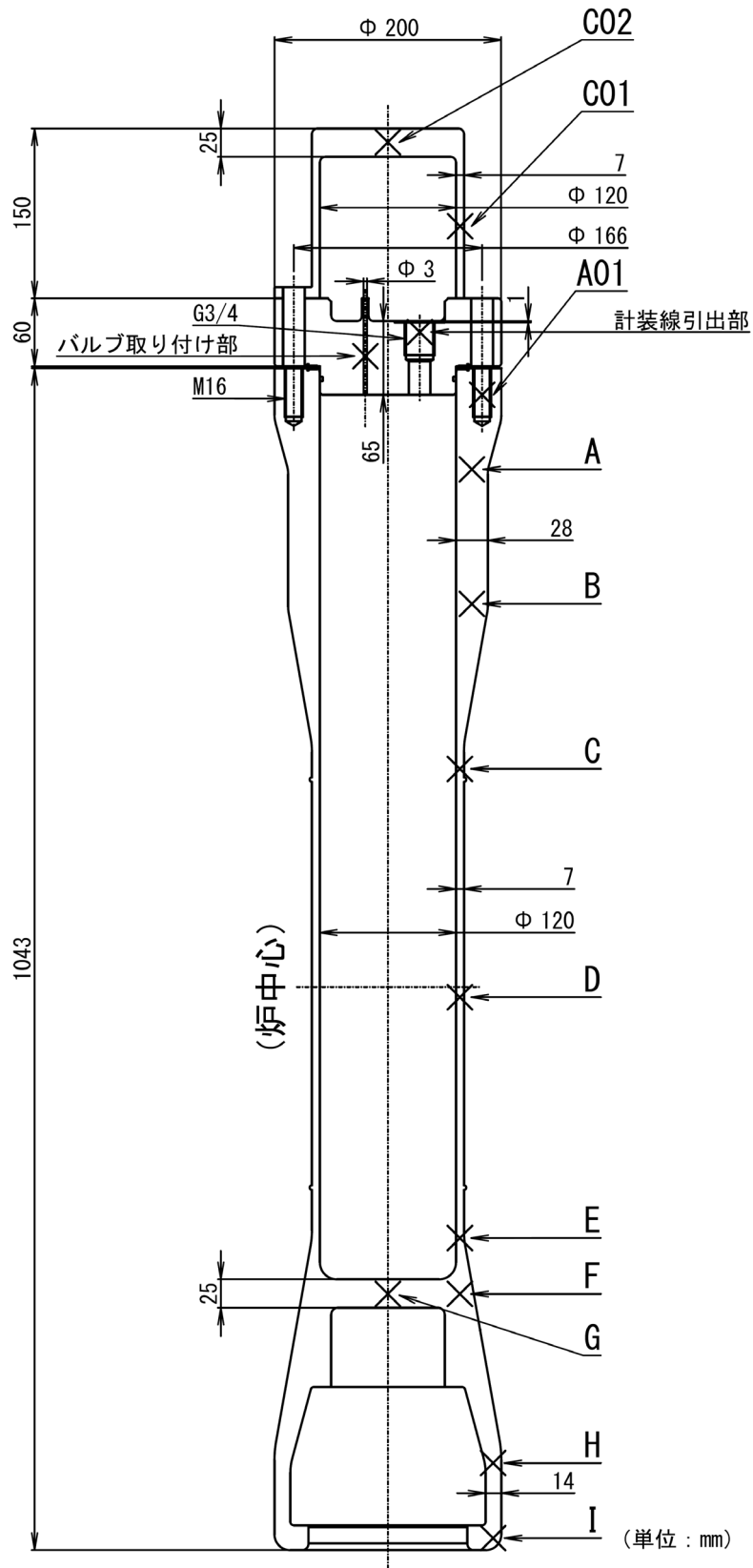
物性値	材料	SUS304		SNB23-1
	温度(°C)	20	100	20
縦弾性係数(MPa)		1.95×10^5	1.89×10^5	1.91×10^5
熱膨張係数(mm/mm°C)		1.53×10^{-5}	1.69×10^{-5}	—
設計降伏点(MPa)		2.05×10^2	1.70×10^2	1.03×10^3
引張強さ(MPa)		5.20×10^2	4.41×10^2	—
ポアソン比		0.3	0.3	—
基本質量(kg/mm ² m)		7.93×10^{-3}	7.90×10^{-3}	—
最大歪		0.35	0.35	—

(JSME S NC1-2012、JSME S NJ1-2012、JIS G 4303(2012)及び平成 14 年度 高度化軽水炉燃料安全技術調査に関する報告書による。)

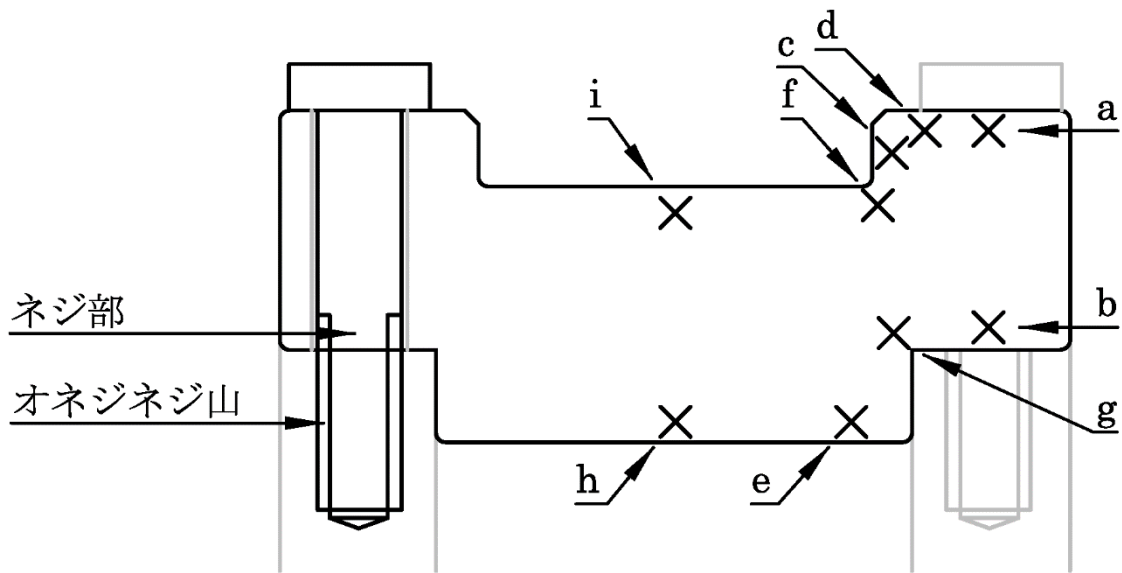
5) 弾塑性解析における応力-歪関係

弾塑性解析に使用した材料(SUS304)の応力-歪関係は 4)解析における材料データに基づいて次の図のようにバイリニア表示とした。

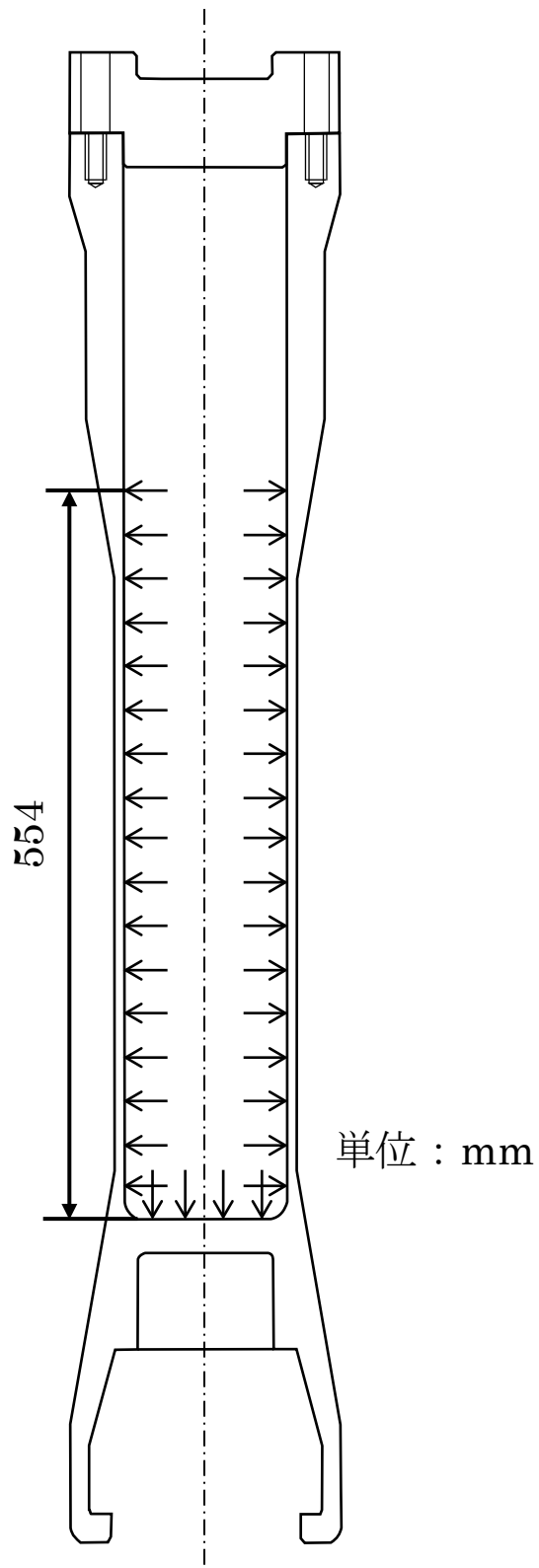




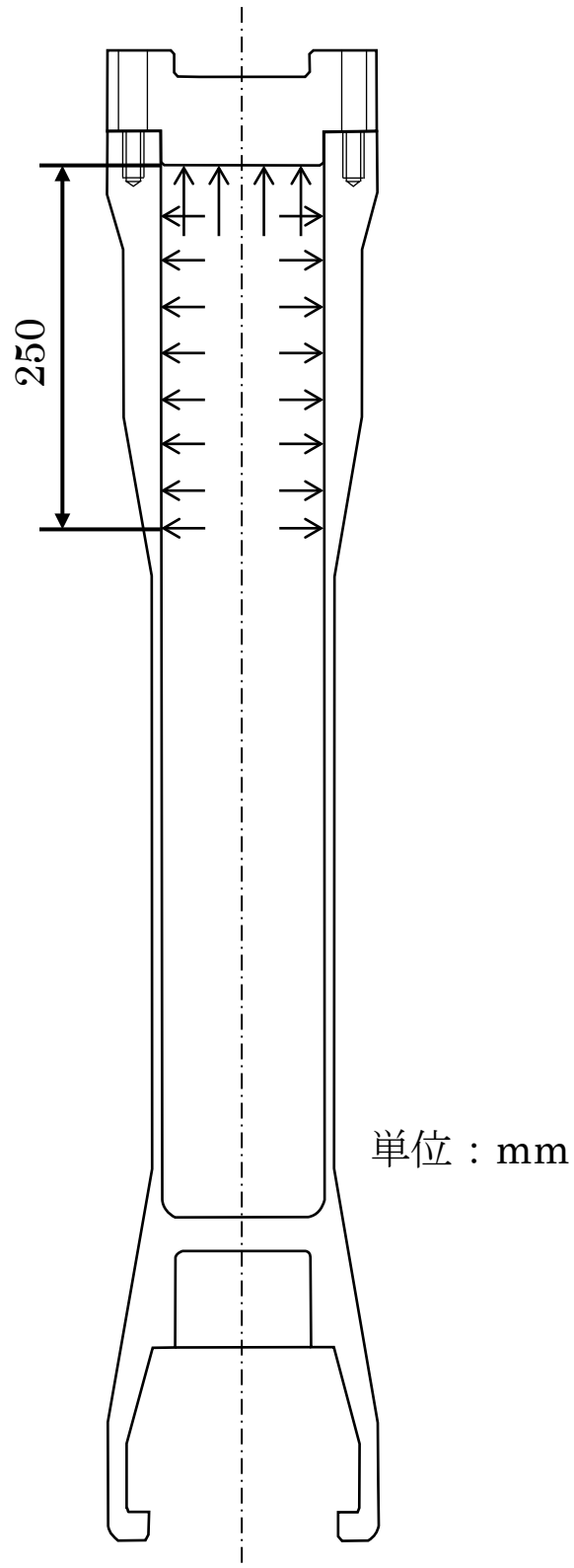
第5-1a図 胴体、蓋及びキャップ評価点



第5-1b図 蓋及びフランジボルト評価点



第 5-2 図 衝撃圧力作用範囲



第5-3图 水冲击力作用范围

(3) 応力及び歪の計算結果

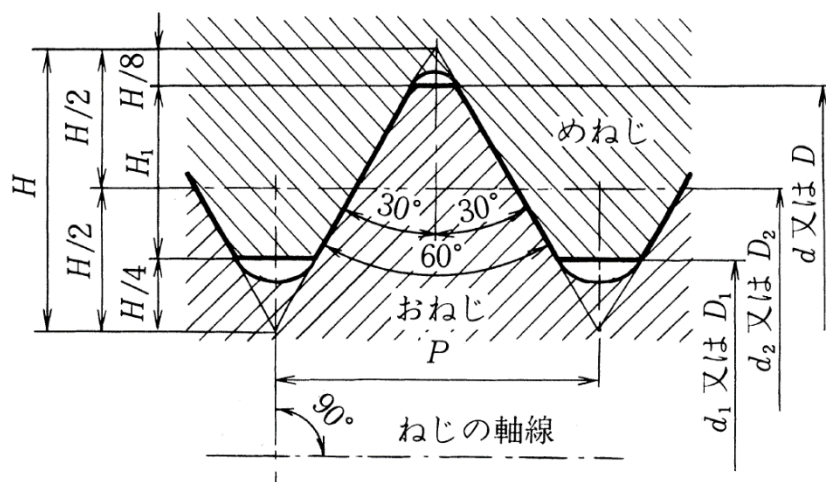
1) 胴体の計算

弾塑性解析を適用した第5-1a 図及び第5-1b 図の評価点(A~I 及び a~i)について、第5-2 図及び第5-3 図で示す範囲に各荷重条件が作用した場合の弾塑性解析で求めた歪量を第5-3 表、第5-4a 表及び第5-4b 表に示す。

また、胴体メネジネジ山の評価点(A01)に対するせん断応力計算を以下に示す。

(イ) 応力評価点 A01 に対するせん断応力

メネジネジ山のせん断応力



$$\tau_N = \frac{H}{\pi d \left\{ \left(\frac{P}{2} \right) + (d - D_2) \tan \alpha \right\} \frac{L - 0.5P}{P} n}$$

(機械工学便覧 Ⅲ 4 編 2・1・6(2005))

ここで、

- H : 機械的荷重 (水撃力による軸力 = $5.29 \times 10^5 \text{N}$)
- d : オネジ外径 (=0.016m)
- D_2 : メネジ有効径 (=0.015m)
- α : フランク角 (=30°)
- P : ネジのピッチ (=0.002m)
- L : 有効長さ (=0.038m)
- n : フランジボルトの本数 (=12 本)
- τ_N : 機械的荷重によるせん断応力(MPa)

である。

したがって、メネジネジ山のせん断応力は、

$$\tau_N = 30.1 \text{MPa}$$

となる。

以上によって求めたメネジネジ山に対する応力計算結果を以下に示す。

単位：MPa

評価点	応力の種類	応力強さ
胴体メネジネジ山 A01	平均せん断応力	30.1

(ロ) 自重及びホールドダウン機構による胴体の圧縮応力

カプセルの胴体(応力評価点 A~F、H 及び I)には、自重及びホールドダウン機構による圧縮応力が生じるが、安全側に最も断面積の少ない胴体中央部(応力評価点 D)についてのみ次式で計算を行い、その他の応力評価点(A~C、E、F、H 及び I)についての圧縮応力は、その値を引用するものとする。

$$\sigma = -\frac{W}{A}$$

ここで、

W : 荷重 (自重=732N)

(ホールドダウン機構による機械的荷重及び

熱的荷重の合計=7.43×10³N

機械的荷重=6.90×10³N

熱的荷重 =5.32×10²N)

A : 胴体中央部の断面積 (=2.79×10⁻³m²)

である。

したがって、自重による圧縮応力は、

$$\sigma = -0.3\text{MPa}$$

ホールドダウン機構の荷重による圧縮応力は、

$$\sigma = -2.7\text{MPa}$$

となる。

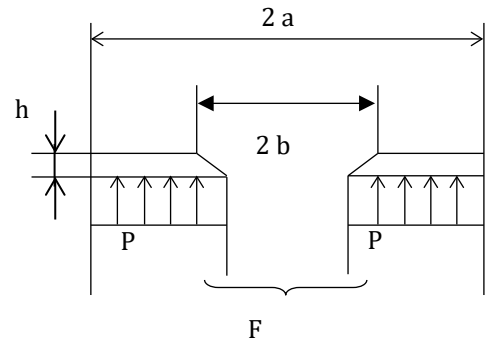
2) 蓋に対する計算

(イ) 貫通穴周辺の局所応力の検討

蓋の穴が中央にない場合は、中央に円形の穴があった場合の穴周辺の応力計算式で評価する。この仮定により、応力は実際よりも大きく評価される。蓋は周辺固定の円輪板とし、分布荷重 P と穴周辺に集中荷重 F が作用した場合の応力を重ね合わせ、周方向の応力を次式で計算する。複号がある場合は上が内面、下が外面を表す。

分布荷重に対し $\sigma_{\theta 1} = \mp \beta_{14} \frac{Pa^2}{h^2}$

集中荷重に対し $\sigma_{\theta 2} = \mp \beta_{10} \frac{F}{h^2}$
 $= \mp \beta_{10} \frac{P\pi b^2}{h^2}$



(機械工学便覧 α 3 編 5・1・1 表 5・1 No.10、No.14(2005))

ここで、

β_{14} 、 β_{10} : b/a の値に応じて定まる定数。

P : 水撃力 (=46.8MPa)

a : 支持半径 (=0.083m)

b : 貫通穴半径 (計装線引出部 : =0.0125m)
(バルブ取り付け部 : =0.0015m)

h : 円輪板(蓋)の厚さ(計装線引出部 : =0.064m)
(バルブ取り付け部 : =0.065m)

である。

なお、

半径方向応力 $\sigma_r = 0 \text{MPa}$

軸方向応力(内面) $\sigma_1 = -P = -46.8 \text{MPa}$

軸方向応力(外面) $\sigma_1 = 0 \text{MPa}$

であり、貫通穴周辺の応力は以下ようになる。

i) 計装線引出部穴周辺の応力

$$\frac{b}{a} = \frac{0.0125}{0.083} = 0.1506 \text{ であることから、} \beta_{14} = 0.8, \beta_{10} = 1.8 \text{ となる。}$$

したがって、

$$\sigma_{\theta} = \sigma_{\theta 1} + \sigma_{\theta 2} = \mp \frac{P}{h^2} (\beta_{14} a^2 + \beta_{10} \pi b^2) = \mp 73.1 \text{MPa}$$

となる。

ii) バルブ取り付け部の穴周辺の応力

$$\frac{b}{a} = \frac{0.0015}{0.083} = 0.0181 \text{ であることから、} \beta_{14} = 1.0, \beta_{10} = 4.0 \text{ となる。}$$

したがって、

$$\sigma_{\theta} = \sigma_{\theta 1} + \sigma_{\theta 2} = \mp \frac{P}{h^2} (\beta_{14} a^2 + \beta_{10} \pi b^2) = \mp 76.7 \text{MPa}$$

となる。

iii) 計装線引出部のメネジネジ山のせん断応力

①メネジネジ山の負荷荷重

メネジネジ山にかかる荷重として、計装線引出部に加わる水撃力による機械的荷重 H を考慮する。

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

ここで

d_s : 計装線引出部の受圧部径(=0.025m)

P : 水撃力 (=46.8MPa)

である。

したがって、計装線引出部に加わる水撃力による機械的荷重は

$$H = 2.30 \times 10^4 \text{N}$$

となる。

②メネジネジ山のせん断応力

$$\tau_N = \frac{H}{\pi d \left\{ \left(\frac{P}{2} \right) + (d - D_2) \tan \alpha \right\} \frac{L - 0.5P}{P}}$$

(機械工学便覧 $\beta 4$ 編 1・2・1(2005))

ここで、

H : 機械的荷重 (=2.30×10⁴N)

d : オネジ外径 (=0.026m)

D_2 : メネジ有効径 (=0.025m)

α : フランク角 (=27.5°)

P : ネジのピッチ (=0.0018m)

L : 有効長さ (=0.0132m)

τ_N : 機械的荷重によるせん断応力(MPa)

である。

したがって、計装線引出部のメネジネジ山のせん断力は、

$$\tau_N = 29.0 \text{MPa}$$

となる。

以上によって求めた貫通穴周辺の各応力成分及び応力強さを以下に示す。

単位：MPa

評価点		σ_r	σ_θ	σ_l	応力強さ
計装線引出部穴	内面	0	-73.1	-46.8	73.1
	外面	0	73.1	0	73.1
バルブ取り付け 部穴	内面	0	-76.7	-46.8	76.7
	外面	0	76.7	0	76.7
計装線引出部メネジネジ山		-	-	-	平均せん断応力 29.0

3) フランジボルトに対する計算

(イ) ネジ部の引張応力

$$\sigma_1 = \frac{H}{\frac{\pi}{4}d_2^2 \cdot n}$$

ここで、

H : 機械的荷重(水撃力による軸力=5.29×10⁵N)

d₂ : フランジボルトの有効径 (=0.015m)

n : フランジボルトの本数 (=12本)

σ_1 : 機械的荷重による応力 (MPa)

である。

したがって、ネジ部の引張応力は、

$$\sigma_1 = 250\text{MPa}$$

となる。

(ロ) オネジネジ山のせん断応力

$$\tau_N = \frac{H}{\pi D_1 \left\{ \left(\frac{P}{2} \right) + (d_2 - D_1) \tan \alpha \right\} \frac{L - 0.5P}{P} n}$$

(機械工学便覧β4編 1・2・1(2005))

ここで、

H : 機械的荷重(水撃力による軸力=5.29×10⁵N)

D₁ : メネジ内径 (=0.014m)

d₂ : オネジ有効径 (=0.015m)

α : フランク角 (=30°)

P : ネジのピッチ (=0.002m)

L : 有効長さ (=0.038m)

n : フランジボルトの本数 (=12本)

τ_N : 機械的荷重によるせん断応力(MPa)

である。

したがって、オネジネジ山のせん断応力は、

$$\tau_N = 34.4\text{MPa}$$

となる。

以上によって求めたフランジボルトに対する応力計算結果を以下に示す。

単位：MPa

評価点		応力の種類	応力強さ
フランジボルト	ネジ部	平均引張応力	250
	オネジネジ山	平均せん断応力	34.4

4) キャップに対する計算

(イ) 第5-1図に示した応力評価点 C01 キャップ胴部の圧縮応力

キャップ胴部に生じる圧縮応力は、次式で計算する。

$$\sigma = -\frac{F}{A}$$

ここで、

F : ホールドダウン機構による負荷荷重
(機械的荷重 = $6.90 \times 10^3\text{N}$)
(熱的荷重 = $5.32 \times 10^2\text{N}$)

A : キャップ胴部の断面積(= $2.79 \times 10^{-3}\text{m}^2$)

である。

したがって、キャップ胴部の圧縮応力のうち、
機械的荷重によるものは、

$$\sigma = -2.5\text{MPa}$$

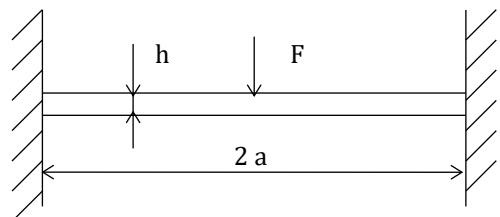
熱的荷重によるものは、

$$\sigma = -0.2\text{MPa}$$

となる。

(ロ) 応力評価点 C02 キャップ上面の曲げ応力

キャップ上面は、ホールドダウン機構の3本の爪で押さえられているが、キャップの中央にすべての荷重が集中して作用するものとして、次式で計算する。



$$\sigma = \frac{F}{h^2} (1 + \nu) (0.485 \ln \frac{a}{h} + 0.52)$$

(機械工学便覧 α 3 編 5・1・1 表 5・1 No.4(2005))

ここで、

F : ホールドダウン機構による負荷荷重

(機械的荷重 = $6.90 \times 10^3 \text{N}$)

(熱的荷重 = $5.32 \times 10^2 \text{N}$)

h : キャップ上面の板厚 (=0.025 m)

a : 支持半径 (=0.060 m)

ν : ポアソン比 (=0.3)

である。

したがって、キャップ上面の曲げ応力のうち、
機械的荷重によるものは、

$$\sigma = 13.6 \text{MPa}$$

熱的荷重によるものは、

$$\sigma = 1.1 \text{MPa}$$

となる。

以上によって求めたキャップに対する応力計算結果を以下に示す。

単位 : MPa

評価点	荷重条件	①機械的荷重 によるもの	②熱的荷重に よるもの	①+②
キャップ胴部	C01 (膜応力)	-2.5	-0.2	-2.7
キャップ上面	C02 (曲げ応力)	13.6	1.1	14.7

(4) 試験状態における計算結果

耐圧試験時にカプセルに生じる一次一般膜応力を次式で計算する。

$$\sigma_r = -\frac{P}{2}$$

$$\sigma_\theta = \frac{P \cdot R}{t}$$

$$\sigma_l = \frac{P \cdot R}{2t}$$

ここで、

σ_r : 半径方向の応力 (MPa)

σ_θ : 円周方向の応力 (MPa)

σ_l : 軸方向の応力 (MPa)
 P : 耐圧試験圧力 (=15.9MPa)
 R : 胴体内半径 (=0.060m)
 t : 肉厚 (=0.007m)

である。

したがって、各応力成分は

$$\sigma_r = -\frac{P}{2} = -\frac{15.9}{2} = -8.0\text{MPa}$$

$$\sigma_\theta = \frac{P \cdot R}{t} = \frac{15.9 \times 0.060}{0.007} = 136.3\text{MPa}$$

$$\sigma_l = \frac{P \cdot R}{2t} = \frac{15.9 \times 0.060}{2 \times 0.007} = 68.2\text{MPa}$$

となる。

以上によって求められた試験状態における計算結果を以下に示す。

単位：MPa

評価点	σ_r	σ_θ	σ_l	応力強さ
胴体中央	-8.0	136.3	68.2	145

2.2 各部の強度評価

強度計算結果により各状態における各評価点での各部の強度評価を行う。

(1) 応力強さの許容値

応力強さの許容値を第5-1表に示す。

(2) 応力強さの許容値の基準値

応力強さの許容値の基準となる S_m 及び S_y の値を第5-2表に示す。

(3) 強度評価

胴体及び蓋の設計条件及び供用状態 A における相当塑性歪の計算結果のうち衝撃圧力によるものを第5-3表、水撃力によるものを第5-4a及び第5-4b表、胴体、蓋、キャップ及びフランジボルトの設計条件及び供用状態 A における応力強さの計算結果を第5-5表、胴体及びキャップの供用状態 C 及び試験状態の応力強さの計算結果を第5-6表に示す。

各部の相当塑性歪及び応力強さの値はいずれの状態においても許容値を満足している。

第5-1表 応力強さの許容値

状態 \ 応力強さ	P_m	P_m+P_b	B_m	τ
設計条件	S_m	$1.5S_m$	S_m	—
供用状態 A	S_m	$1.5S_m$	$2S_m$	$0.6S_m$
供用状態 C	$1.2S_m$	$1.8S_m$	—	—
試験状態	$0.9S_y$	—	—	—

(JSME S NC1-2012 による。)

- P_m : 一次一般膜応力強さ
- P_b : 一次曲げ応力強さ
- B_m : ボルトの平均引張応力
- τ : 平均せん断応力
- S_m : 設計応力強さ
- S_y : 設計降伏点

第5-2表 S_m 及び S_y の値

単位 : MPa

材料	S_m (20°C)	S_m (100°C)	S_y (20°C)
SUS304	137	137	205
SNB23-1	343	—	—

(JSME S NJ1-2012 による。)

第5-3表 胴体の設計条件及び供用状態 A における荷重条件による計算結果(衝撃圧力)

評価点		20℃		100℃	
		最大値*1	許容値*2	最大値*1	許容値*2
		(%)	(%)	(%)	(%)
相当 塑性歪	A	0	2.0	0	2.0
	B	0		0	
	C	0		0	
	D	0		0	
	E	0		3.85×10^{-4}	
	F	0		0	
	G	0		0	
	H	0		0	
	I	0		0	

*1：相当塑性歪は評価点の周囲で最も高い局所歪を記載する。

*2：弾塑性解析では、円周方向、半径方向及び軸方向の応力を区分せず、塑性変形量での評価を行う。許容変形量については、板厚平均歪及び表面歪で2%、局所歪で5%であるため、相当塑性歪の許容値を2%とし評価を行う。

第5-4a表 蓋の設計条件及び供用状態Aにおける荷重条件による計算結果(水撃力)

評価点		20℃		100℃	
		最大値*1	許容値*2	最大値*1	許容値*2
		(%)	(%)	(%)	(%)
相当 塑性歪	a	0	2.0	0	2.0
	b	0		0	
	c	0		0	
	d	0		0	
	e	0		0	
	f	0		0	
	g	0		0	
	h	0		0	
	i	0		0	

*1：相当塑性歪は評価点の周囲で最も高い局所歪を記載する。

*2：弾塑性解析では、円周方向、半径方向及び軸方向の応力を区分せず、塑性変形量での評価を行う。許容変形量については、板厚平均歪及び表面歪で2%、局所歪で5%であるため、相当塑性歪の許容値を2%とし評価を行う。

第5-4b表 胴体の設計条件及び供用状態Aにおける荷重条件による計算結果(水撃力)

評価点		20℃		100℃	
		最大値*1	許容値*2	最大値*1	許容値*2
		(%)	(%)	(%)	(%)
相当 塑性歪	A	0	2.0	0	2.0
	B	0		0	
	C	0		0	
	D	0		0	
	E	0		0	
	F	0		0	
	G	0		0	
	H	0		0	
	I	0		0	

*1：相当塑性歪は評価点の周囲で最も高い局所歪を記載する。

*2：弾塑性解析では、円周方向、半径方向及び軸方向の応力を区分せず、塑性変形量での評価を行う。許容変形量については、板厚平均歪及び表面歪で2%、局所歪で5%であるため、相当塑性歪の許容値を2%とし評価を行う。

第5-5表 胴体、蓋、キャップ及びフランジボルトの
設計条件及び供用状態 A における応力強さの評価

単位：MPa

評価点		応力の種類	設計条件及び供用状態 A	
			応力強さ	許容値
胴体	メネジネジ山 A01	平均せん断 τ	30.1	82
蓋	計装線引出部穴	P_m+P_b	73.1	205
	バルブ取り付け部穴	P_m+P_b	76.7	205
	計装線引出部 メネジネジ山	平均せん断 τ	29.0	82
キャップ	胴部圧縮応力 C01	P_m	2.7	137
	上面曲げ応力 C02	P_m+P_b	14.7	205
フランジボルト	ネジ部	平均引張 B_m	250	343
	オネジネジ山	平均せん断 τ	34.4	205

第5-6表 胴体及びキャップの供用状態 C 及び試験時状態における応力強さの評価

単位：MPa

評価点		応力の種類	供用状態 C					試験状態	
			応力			応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
			自重	ホール ドダウン 機構	地震力				
胴体	A	P_m	-0.3	-2.7	-	3.0	164	-	-
	B	P_m	-0.3	-2.7	-	3.0	164	-	-
	C	P_m+P_b	-0.3	-2.7	± 3.6	6.6	246	-	-
	D	P_m+P_b	-0.3	-2.7	± 3.6	6.6	246	145	184
	E	P_m+P_b	-0.3	-2.7	± 3.6	6.6	246	-	-
	F	P_m	-0.3	-2.7	-	3.0	164	-	-
	H	P_m	-0.3	-2.7	-	3.0	164	-	-
	I	P_m	-0.3	-2.7	-	3.0	164	-	-
キャップ	C01	P_m+P_b	-	-2.7	± 3.6	6.3	246	-	-

(4) 疲労解析に対する検討

カプセルの使用条件において疲労解析が必要かどうかを、JSME S NC1-2012 に定めるクラス 1 容器の基準に照らして検討する。

1) 繰返し回数に対する条件

設計上考慮する使用回数 が $3S_m$ に対する S-N 曲線上の許容繰返し回数以下であることが条件である。

(イ) 胴体、蓋及びキャップの部材(SUS 304)

SUS 304 の設計温度に対する $3S_m$ は、

$$3S_m = 3 \times 137 = 411 \text{MPa}$$

であり、これに対する S-N 曲線上の許容繰返し回数は 10^4 回となる。

(ロ) フランジボルト部材(SNB23-1)

SNB23-1 の設計温度に対する $3S_m$ は、

$$3S_m = 3 \times 343 = 1029 \text{MPa}$$

であり、これに対する S-N 曲線上の許容繰返し回数は 400 回となる。

設計上考慮する使用回数 200 回 は、各部材の許容繰返し回数以下であり、本条件を満足する。

2) 圧力変動の全振幅に対する条件

実際の圧力変動の全振幅 ΔP が、次の計算式により計算した値以下となることが条件である。

$$A_m = \frac{1}{3} \times P \times \frac{S}{S_m}$$

ここで、

A_m : 圧力変動の全振幅 (MPa)

P : 最高使用圧力 (MPa)

S : S-N 曲線上において設計上考慮する使用回数 200 回を許容繰返し回数としたとき、これに対応するピーク応力強さの値 (MPa)

本カプセルの場合、実際の圧力変動の全振幅 ΔP は最高使用圧力 P に等しいから $A_m \geq P$ であれば条件を満足する。

(イ) 胴体、蓋及びキャップの部材(SUS 304)

$$A_m = \frac{1}{3} \times P \times \frac{1386}{137} = 3.37P \geq P$$

(ロ) フランジボルト部材(SNB23-1)

$$A_m = \frac{1}{3} \times P \times \frac{1551}{343} = 1.50P \geq P$$

各部材に対応する圧力変動の全振幅 A_m が実際の圧力変動の全振幅 ΔP 以上であることから、本条件を満足する。

3) 温度差に対する条件

任意の 2 点間の温度差 ΔT が、次の計算式により計算した値以下となることが条件である。ここで、任意の 2 点間とは、後述する p の値を超えない 2 点間である。

$$T = \frac{S}{2E\alpha}$$

ここで、

T	: 温度差	(°C)
E	: 縦弾性係数	(MPa)
α	: 熱膨張係数	(m/m°C)
S	: 2)項の計算で用いた S に等しい。	

であり、温度差 T は、

$$T = \frac{1386}{2 \times 1.89 \times 10^5 \times 1.69 \times 10^{-5}} = 216^\circ\text{C}$$

となる。評価対象の 2 点における容器の半径及び厚さから求める p は次式で与えられる。本評価では、胴体薄肉部のうち接液部と空気層部の 2 点を評価対象とする。

$$p = 2\sqrt{Rt}$$

ここで、

R	: 2 点における容器の平均半径	(m)
t	: 2 点における容器の厚さ	(m)

であり、 p は、

$$p = 2\sqrt{0.060 \times 0.007} = 4.10 \times 10^{-2}(\text{m})$$

となる。接液部の温度が最高使用温度の 100°C 、空気層部の温度が常温の 20°C とすると、本容器では、 $4.10 \times 10^{-2}\text{m}$ を超えない任意の 2 点間についても温度差 ΔT は最大で 80°C であり、温度差 T 以下であることから、本条件を満足する。

4) 温度差の変動の全振幅に対する条件

温度差の変動の全振幅 ΔT が、次の計算式により計算した値以下となることが条件である。

$$T = \frac{S}{2E\alpha}$$

ここで、

- T : 温度差 (°C)
E, α : それぞれ 3)項に定めるところによる。
S : 2)項の計算で用いた S に等しい。

である。

したがって、

$$T = \frac{S}{2E\alpha} = \frac{1386}{2 \times 1.89 \times 10^5 \times 1.69 \times 10^{-5}} = 216^\circ\text{C}$$

となる。

本カプセルの最高温度は 100°Cであり、常温を 20°Cとしても温度差の変動の全振幅 ΔT は最大で 80°Cであることから、本条件を満足する。

5) 異なる材料で作られた部分の温度差に対する条件

本カプセルを構成する部品は単一の材料を使用するため、本条件を考慮する必要はない。

6) 圧力以外の機械的荷重に対する条件

圧力以外の機械的荷重により生じる応力の全振幅が、繰返しピーク応力強さ以下となることが条件である。

地震荷重による応力の全振幅は地震荷重による応力強さの 2 倍(7.2MPa)である。S-N 曲線において地震荷重変動回数(40 回)を許容繰返し回数とした場合、これに対応する繰返しピーク応力強さは約 2000MPa であることから、地震荷重による応力の全振幅は繰返しピーク応力強さ以下であり、本条件を満足する。

以上の検討結果から、本カプセルは設計条件において、特に疲労を考慮する必要はない。

6. I-T型大気圧水カプセルの耐震計算方針書

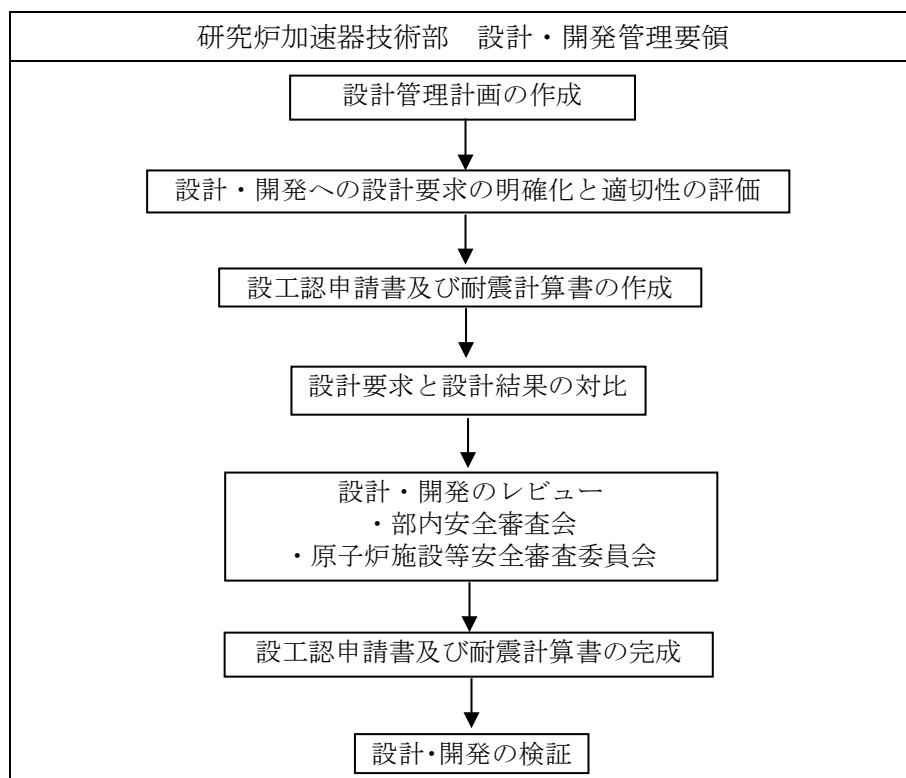
1. I-T型大気圧水カプセルの耐震設計方針

I-T型大気圧水カプセルの耐震設計は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の基本的な考え方を参考にして以下のように行う。

なお、設計管理については、「原子力科学研究所原子炉施設保安規定」、「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」及び「研究炉加速器技術部設計・開発管理要領」に基づき品質管理を行うものとする。

- ① I-T型大気圧水カプセルは、耐震重要度に応じて算定したBクラスの静的地震力を用いて耐震設計を行う。
- ② 試験炉設置許可基準規則に基づき算定する地震力が作用した場合においてI-T型大気圧水カプセルが損壊しないように設計する。
- ③ 常時作用している荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

2. 設工認に係る品質管理フロー



本設工認の設計管理における検証に係る品質管理プロセスは、「研究炉加速器技術部設計・開発管理要領」に基づき、課長が、設計結果（設工認申請書及び耐震計算書）について設計要求との対比を行い、要求事項を満足していることを確認している。また、設計・開発のレビューを経て完成した設計結果（設工認申請書及び耐震計算書）について、課長が、設計・開発の検証を行い、要求事項を満足していることを確認している。

7. I-T型大気圧水カプセルの耐放射線性に係る説明書

1. I-T型大気圧水カプセルの放射線による材料劣化に関する評価

NSRRの実験炉炉心部における最大パルス運転(積分出力 130 MW・s 相当)1回あたりの熱外中性子束(1.125 eV 以上)による照射量は、カプセルを挿入しない状態の実測で $1.0 \times 10^{18} \text{n/m}^2$ 程度である。これに対し、SUS304の結晶格子に照射による欠陥が現れる速中性子(>1MeV 以上)の照射量は $1.0 \times 10^{23} \text{n/m}^2$ 程度とされており*、これ以上の照射量領域においてはSUS304の機械強度に影響が現れる可能性がある。

したがって、SUS304の機械強度に影響を与えない照射量を $1.0 \times 10^{23} \text{n/m}^2$ とし、NSRRの実験炉炉心部の熱外中性子照射量を用い実験回数を算出すると、

$$\frac{1.0 \times 10^{23}}{1.0 \times 10^{18}} = 1.0 \times 10^5 \text{ (回)}$$

となる。

なお、熱外中性子は速中性子よりも広いエネルギー幅を持っているので、ここでは安全側に考えて熱外中性子=速中性子とした。

この実験回数に対して、I-T型大気圧水カプセルの設計条件は使用回数を200回以下としている。したがって、使用材料の放射線に対する材料の劣化等に関しては十分な余裕があり、問題となることはない。

*「ステンレス鋼便覧」、長谷川正義監修、日刊工業新聞社(1973)

8. I-T型大気圧水カプセルの反応度価値に係る説明書

I-T型大気圧水カプセルとほぼ同一の構造であるI-S型大気圧水カプセルの反応度価値は、実測で約 $-0.016\Delta k$ であり、原子炉設置変更許可申請書に記載の実験物による反応度の制限値を満足する。

実験物による反応度の制限値

実験物による最大の負の反応度	$0.0365\Delta k$
実験物による最大の正の反応度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 停止余裕を確保できること* ・ 調整棒以外の制御棒を全部引抜いた場合にも臨界とならないこと

* 最大反応度を有する制御棒1本を全部引抜いた場合において、実験物の正の反応度を考慮しても、 $0.01\Delta k$ 以上の停止余裕を確保できること。

9. 申請に係る「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」との適合性に関する説明書

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

品質マネジメントシステム文書	
文書番号	QS - P10
改訂番号	07 (2020年12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

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

目次

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

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

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

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

図 4.1	品質マネジメントシステム体系図 -----	2 4
図 4.2	品質マネジメントシステムプロセス関連図 -----	2 5
図 5.5.1	保安管理組織図 -----	2 6
表 4.2.1	品質マネジメントシステム文書 -----	2 7
表 8.2.3	品質マネジメントシステムのプロセスの実施状況評価 -----	3 1
表 8.4	品質マネジメントシステムの分析データ -----	3 3

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

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12月1日	改訂番号:07

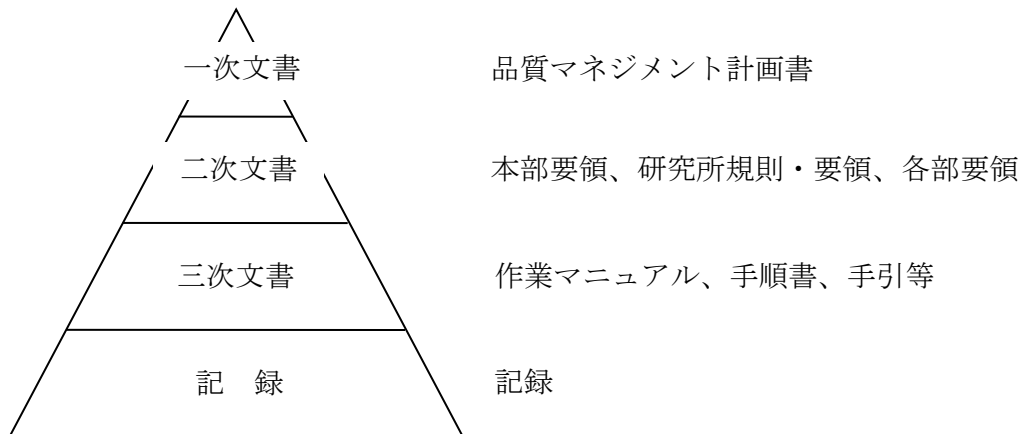
を構築し、運用する。その際、次の事項を考慮する。

- 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。これは、技術的、人的及び組織的な要因の相互作用を適切に考慮して、効果的な取組を通じて、次の状態を目指すことをいう。
 - ・原子力の安全及び安全文化の理解が組織全体で共通のものとなっている。

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12月1日	改訂番号:07

- ・風通しの良い組織文化が形成されている。
 - ・要員が、自らが行う原子力の安全に係る業務について理解して遂行し、その業務に責任を持っている。
 - ・全ての活動において、原子力の安全を考慮した意思決定が行われている。
 - ・要員が、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を持ち、原子力の安全に対する自己満足を戒めている。
 - ・原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある問題が速やかに報告され、報告された問題が対処され、その結果が関係する要員に共有されている。
 - ・安全文化に関する内部監査及び自己評価の結果を組織全体で共有し、安全文化を改善するための基礎としている。
 - ・原子力の安全には、セキュリティが関係する場合があることを認識して、要員が必要なコミュニケーションを取っている。
- (5) 保安に係る各組織は、業務・原子炉施設等に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を「7.4 調達」に従って明確にし、管理する。
- (6) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。(6. 参照)
- #### 4.2 文書化に関する要求事項
- ##### 4.2.1 一般
- 理事長、安全・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

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12月1日	改訂番号:07



文書体系図

4.2.2 品質マネジメント計画書

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

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

4.2.3 文書管理

(1) 安全・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、次の事項を含め、不適切な使用又は変更を防止する。ただし、記録となる文書は、「4.2.4 記録の管理」に規定する要求事項に従って管理する。

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

(2) 安全・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

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12月1日	改訂番号:07

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。

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

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12月1日	改訂番号:07

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(技術的、人的及び組織的要因並びにそれらの間の相互作用が原子力の安全に対して影響を及ぼすものであることを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定する。)及び施設管理に関する方針を含む。

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

5.4 計画

5.4.1 品質目標

- (1) 理事長は、安全・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、次の事項を含む品質目標を達成するための計画(7.1(4)参照)が作成されることを確実にする。
 - a) 実施事項
 - b) 必要な資源
 - c) 責任者
 - d) 実施事項の完了時期
 - e) 結果の評価方法
- (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合がとれていることを確実にする。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

- (1) 理事長は、4.1項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持について、本品質マネジメント計画書を策定する。
- (2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、管理責任者を通じて、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合がとれていることをレビューすることにより確実にする。この場合において、保安活動の重要度に

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12月1日	改訂番号:07

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。

(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) 核燃料取扱主任者

核燃料取扱主任者は、所掌する使用施設等に関する保安の監督を行う。

(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

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12月1日	改訂番号:07

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

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

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

5.5.3 管理者

(1) 理事長は、5.5.1に定める管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。

- a) 業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。
- b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設等に対する要求事項についての認識を高める。
- c) 成果を含む業務の実施状況について評価する（5.4.1及び8.2.3参照）。
- d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。
- e) 関係法令を遵守する。

(2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。

- a) 品質目標（5.4.1参照）を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業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。

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12月1日	改訂番号:07

- 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

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12月1日	改訂番号:07

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

6. 資源の運用管理

6.1 資源の確保

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。

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12月1日	改訂番号:07

- (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。

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12月1日	改訂番号:07

- (2) 部長及び課長は、業務に必要なプロセスの計画又は要領（二次文書）に基づき、個別業務に必要な計画（三次文書：マニュアル、手引、手順等）を作成して、業務を実施する。
- (3) 上記(1)、(2)の業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合性（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。
- (4) 所長、部長及び課長は、業務の計画の策定及び変更（プロセス及び組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセス及び組織の軽微な変更を含む。）を含む。）に当たっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。
- a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）
 - b) 業務・原子炉施設等に対する品質目標及び要求事項
 - c) 業務・原子炉施設等に特有なプロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性
 - d) 業務・原子炉施設等のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準
 - e) 業務・原子炉施設等のプロセス及びその結果が要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4参照）
- (5) 業務の計画は、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。
- (6) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長は、本部において原子炉施設等の保安活動を支援するその他業務がある場合、該当する業務のプロセスを明確にし、上記(1)から(5)項までに準じて業務の計画を策定し、管理する。
- 7.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項に関するプロセス
- 7.2.1 業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化
- 所長、部長及び課長は、次の事項を「7.1 業務の計画」において明確にする。
- a) 業務・原子炉施設等に関連する法令・規制要求事項
 - b) 明示されていないが、業務・原子炉施設等に必要な要求事項
 - c) 組織が必要と判断する追加要求事項（安全基準等）
- 7.2.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項のレビュー
- (1) 部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。
 - (2) レビューでは、次の事項について確認する。
 - a) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が定められている。
 - 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）。

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12月1日	改訂番号:07

(4) 所長、部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改定する。また、変更後の要求事項が関連する要員に理解されていることを確実にする。

7.2.3 外部とのコミュニケーション

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

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

7.3 設計・開発

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

7.3.1 設計・開発の計画

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

7.3.2 設計・開発へのインプット

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、原子炉施設等の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。インプットには次の事項を含める。

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12月1日	改訂番号:07

- a) 機能及び性能に関する要求事項
 - b) 適用可能な場合は、以前の類似した設計から得られた情報
 - c) 適用される法令・規制要求事項
 - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 担当部長又は課長は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいではなく、かつ、相反することがないようにする。
- 7.3.3 設計・開発からのアウトプット
- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプット（機器等の仕様等）は、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式により管理する。また、次の段階に進める前に、承認をする。
 - (2) 担当部長又は課長は、設計・開発のアウトプット（機器等の仕様等）は、次の状態とする。
 - a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
 - b) 調達、業務の実施及び原子炉施設等の使用に対して適切な情報を提供する。
 - c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。
 - d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設等の特性を明確にする。
- 7.3.4 設計・開発のレビュー
- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおり(7.3.1参照)に体系的なレビューを行う。
 - a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
 - b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。
 - (2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。
 - (3) 担当部長又は課長は、設計・開発のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。
- 7.3.5 設計・開発の検証
- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットとして与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおり(7.3.1参照)に検証を実施する。
 - (2) 担当部長又は課長は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。
 - (3) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。
 - (4) 設計・開発を外部委託した場合には、担当部長又は課長は、仕様書で与えている要求事項を満たしていることを確実にするために、仕様書と受注者が実施した設計・開発の結果（受注者から提出される承認図書類）とを対比して検証を実施する。

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12月1日	改訂番号:07

7.3.6 設計・開発の妥当性確認

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

7.3.7 設計・開発の変更管理

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

7.4 調達

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

7.4.1 調達プロセス

- (1) 部長及び課長は、調達製品等が規定された調達要求事項に適合することを確実にする。
- (2) 部長及び課長は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、力量を有する者を組織の外部から確保する際に、外部への業務委託の範囲を品質マネジメント文書に明確に定めることを含む。
また、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者等から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。
- (3) 部長及び課長は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判

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12月1日	改訂番号:07

断の根拠として、技術的能力や品質管理体制等に関する情報を入手して供給者を評価し、選定する。また、供給者に関する情報の更新等により必要な場合には再評価する。

- (4) 調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準は、「原子力科学研究所調達管理要領」及び本部の供給先の評価・選定に関する要領に定める。
- (5) 部長及び課長は、供給者の評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。
- (6) 所長は、調達製品等の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を調達先から取得するための方法及びそれらを他の原子炉施設等の事業者と共有する場合に必要な処置に関する方法を「原子力科学研究所調達管理要領」に定める。

7.4.2 調達要求事項

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

7.4.3 調達製品等の検証

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

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12月1日	改訂番号:07

7.5 業務の実施

部長及び課長は、業務の計画（7.1 参照）に従って、次の事項を実施する。

7.5.1 個別業務の管理

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

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

7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認

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

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12月1日	改訂番号:07

(2) 部長及び課長は、前項の組織外の所有物について、それが管理下にある間は、原子力の安全に影響を及ぼさないように適切に取り扱う。

7.5.5 調達製品の保存

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

7.6 監視機器及び測定機器の管理

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

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

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

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12月1日	改訂番号:07

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

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

8.2 監視及び測定

8.2.1 組織の外部の者の意見

- (1) 安全・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

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12月1日	改訂番号:07

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セスの監視及び測定を行う。この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合についての強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。

a) 監視及び測定の時期

b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法

- (2) これらの実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。
- (3) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。
- (4) 所長、部長及び課長は、プロセスの監視及び測定の状態について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために、必要な処置を行う。
- (5) 計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に、修正及び是正処置を行う。

8.2.4 検査及び試験

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

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

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(関連する管理者に不適合を報告することを含む。)の手順及びそれに関する責任と権限を、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所

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12月1日	改訂番号:07

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)

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12月1日	改訂番号:07

- (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(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(情報を収集及び整理すること並びに技術的、人的、組織的側面等を考慮することを含む。)
 - b) 不適合等の原因(関連する要因を含む。)の特定
 - c) 類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化
 - d) 必要な処置の決定及び実施
 - e) とった是正処置の有効性のレビュー
- (3) 必要に応じ、次の事項を考慮する。
 - a) 計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更
 - b) 品質マネジメントシステムの変更
- (4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合(単独の事象では原子力の安全に及ぼす影響の程度は小さいが、同様の事象が繰り返し発生することにより、原子力の安全に及ぼす影響の程度が増大するおそれのあるものを含む。)に関しては、根本的な原因を究明するための分析の手順に従い、分析を実施する。
- (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、

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12月1日	改訂番号:07

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12月1日	改訂番号: 07	

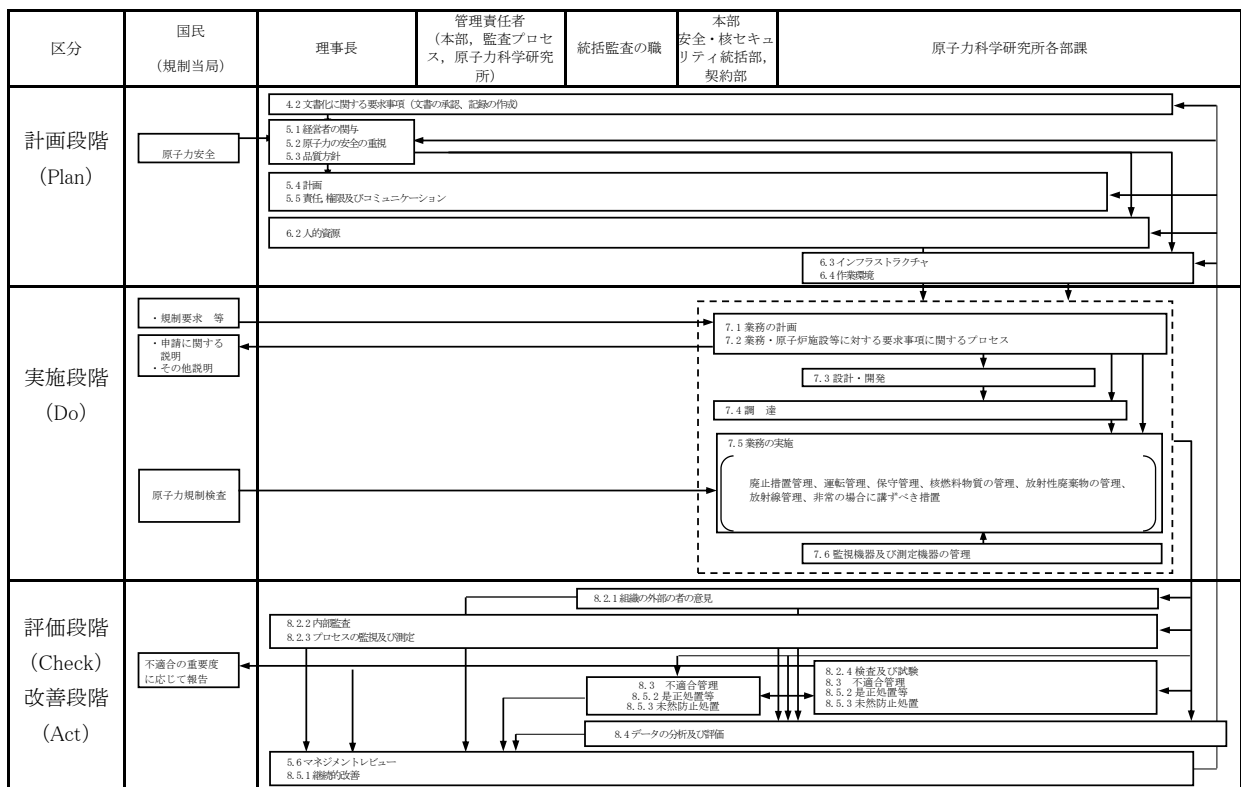


図 4.1 品質マネジメントシステム体系図

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12月1日	改訂番号: 07

4. 品質マネジメントシステム(4.1 一般要求事項)

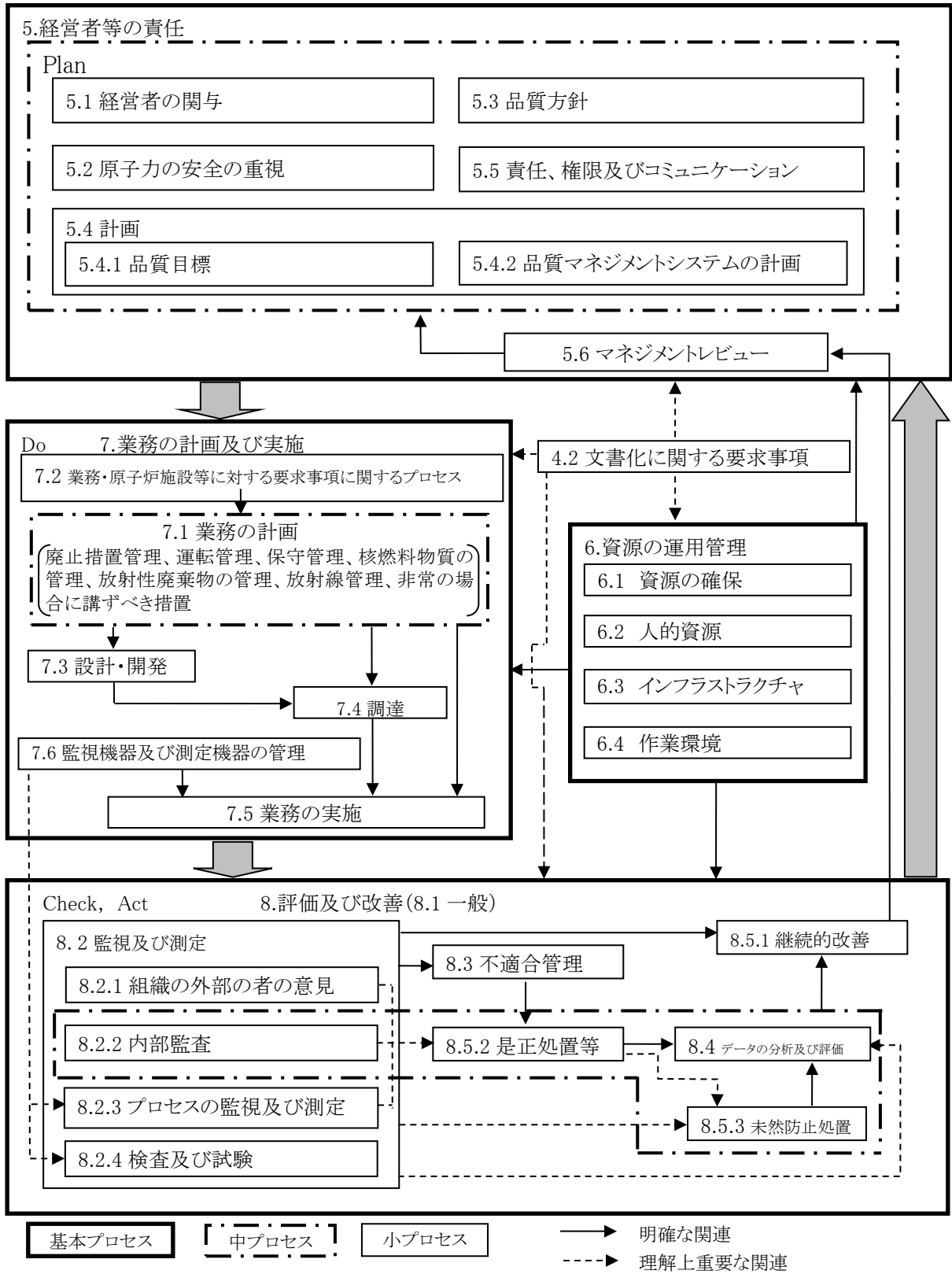


図4.2 品質マネジメントシステムプロセス関連図

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12月1日	改訂番号: 07

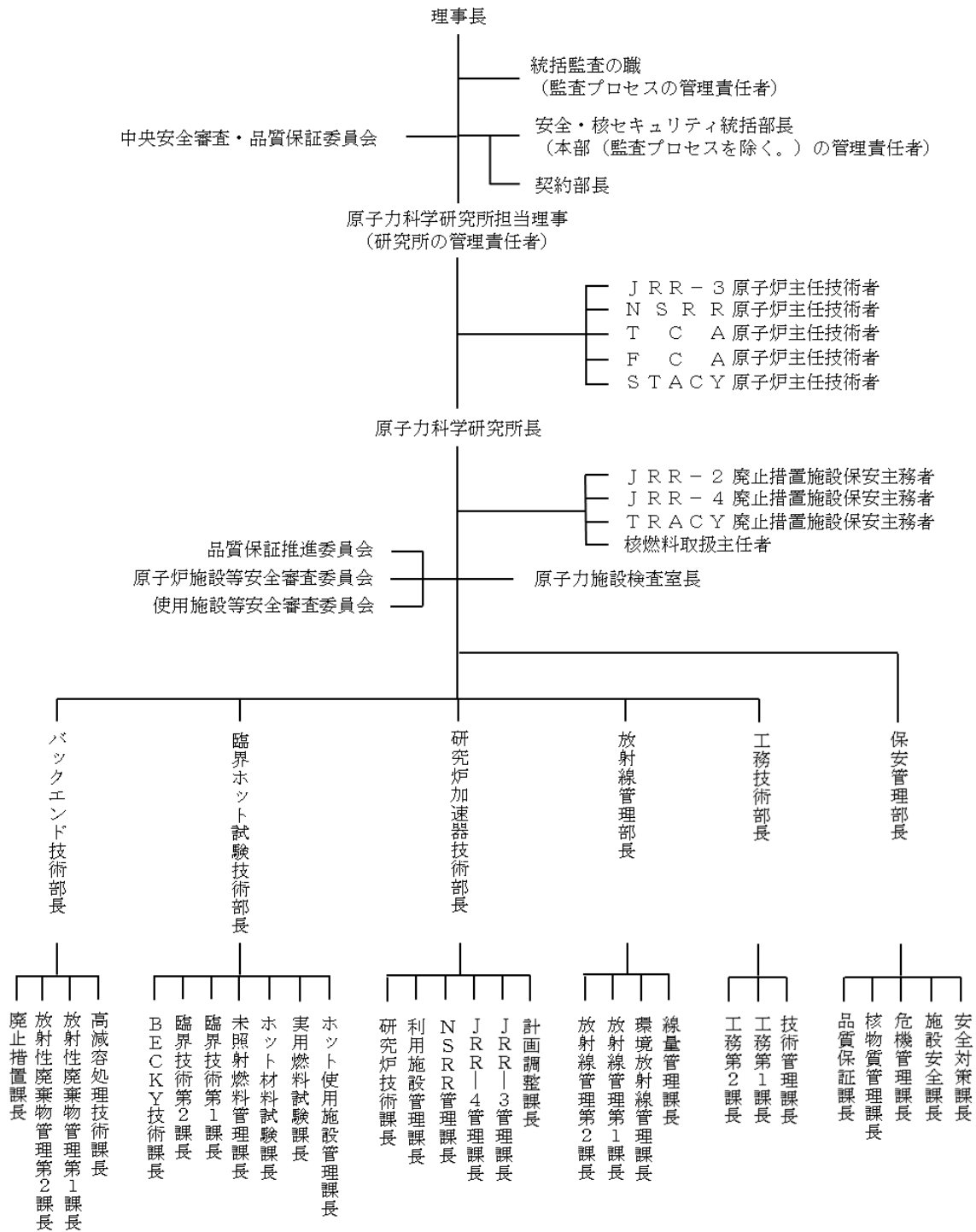


図 5.5.1 保安管理組織図

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12月1日	改訂番号: 07

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、教育・訓練	教育訓練管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A07

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12月1日	改訂番号: 07

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
	及び認識	保安管理部教育・訓練管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-620
		放射線管理部教育・訓練管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-620
		工務技術部教育・訓練管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-620
		研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-620
		臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-620
		バックエンド技術部教育訓練管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-620
		原子力施設検査室教育・訓練管理要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-620
7.1	業務の計画	業務の計画及び実施管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A12
		原子力科学研究所放射線安全取扱手引	所長	(科)QAM-711
		原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則	所長	(科)QAM-712
		原子力科学研究所事故対策規則	所長	(科)QAM-713
		原子力科学研究所事故故障及び災害時の通報連絡に関する運用基準	所長	(科)QAM-714
		原子力科学研究所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

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12月1日	改訂番号: 07

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
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・検査の管理要領	研究炉加速器技術部長	(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12月1日	改訂番号:07

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
		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 8.5.2	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
8.5.3	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
	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12月1日	改訂番号: 07	

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

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12月1日	改訂番号:07	

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	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12月1日	改訂番号: 07

表 8.4 品質マネジメントシステムの分析データ

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

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12月1日	改訂番号: 07

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"> ・保安管理部教育・訓練管理要領 ・放射線管理部教育・訓練管理要領 ・工務技術部教育・訓練管理要領 ・研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領 ・臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領 ・バックエンド技術部教育訓練管理要領 	(b) (c)
原子力規制検査指摘等事項	<ul style="list-style-type: none"> ・不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a)
官庁検査、事業者検査での不適合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力科学研究所事業者検査の実施要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a) (b) (c) (d)
不適合	<ul style="list-style-type: none"> ・不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(b) (c) (d)
調達先の監査実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・調達先の評価・選定管理要領 ・原子力科学研究所調達管理要領 	(d)